

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ジを表 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ン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 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	102% (定格値+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	
実効遅発中性子割合		0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命		21 μsec (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

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	タービン動補助給水ポンプ 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作動。
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℃)

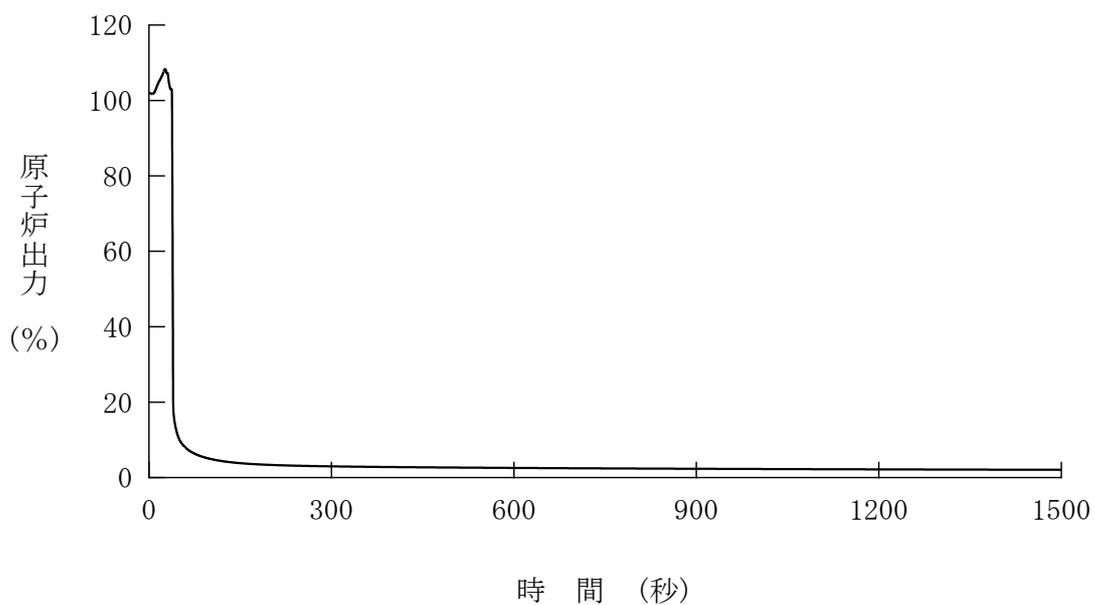


図 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

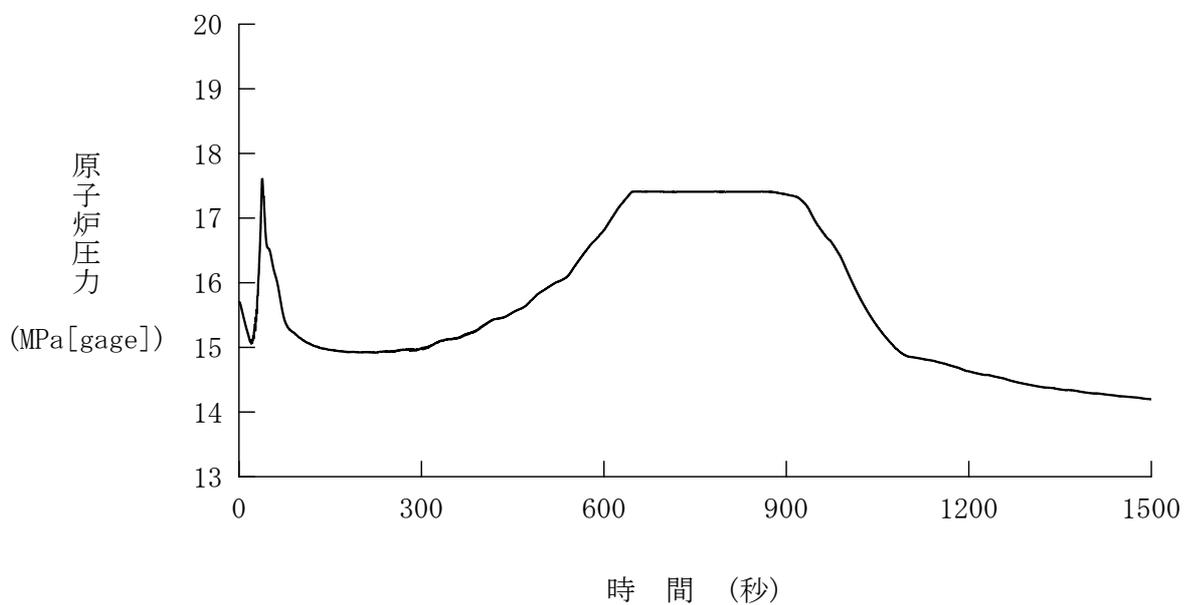


図 4.5.4.1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

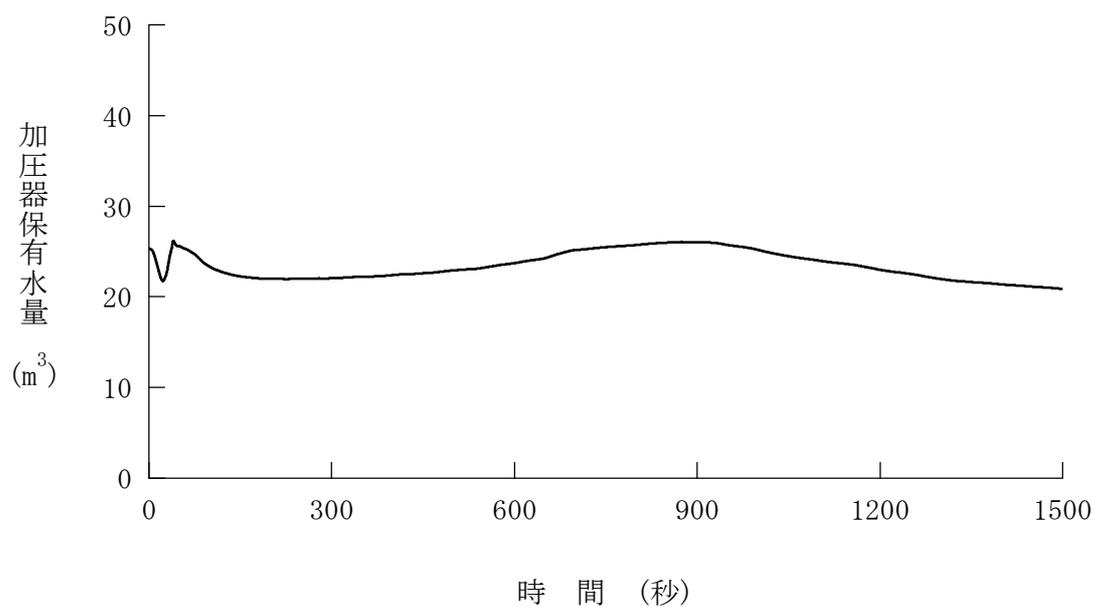


図 4.5.4.1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側
2 : 健全側

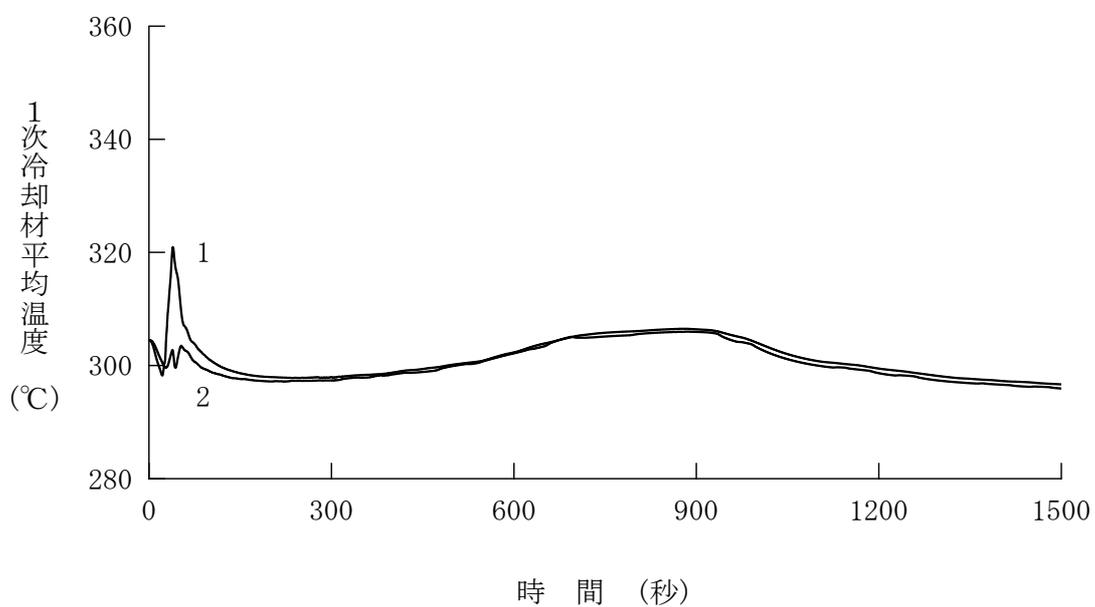


図 4.5.4.1-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

1 : 破損側
2 : 健全側

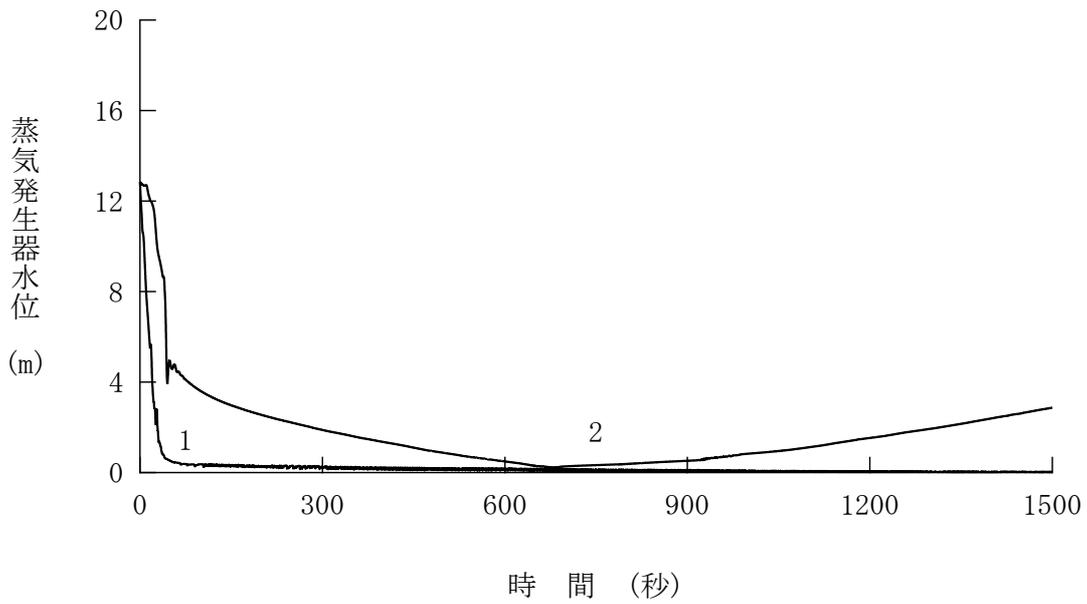


図 4.5.4.1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

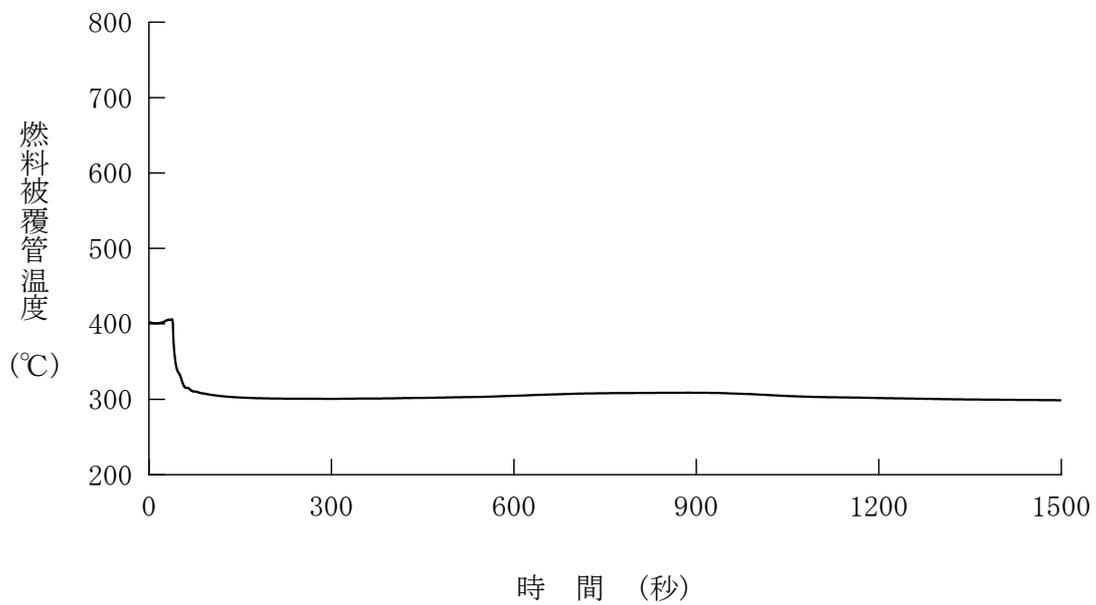


図 4.5.4.1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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	102% (定格値+定常誤差)	同左	
	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	
実効遅発中性子割合		0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命		20 μsec (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

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 (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
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	タービン動補助給水 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作動。
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⁽¹⁰⁾

表 4.5.4.2-2 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 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
主給水管の破断	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 18 秒 (蒸気発生器水位低)	約 27 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
制御棒落下開始	約 20 秒	約 39 秒
加圧器安全弁作動	約 18 秒	約 41 秒
健全側主蒸気安全弁作動	約 38 秒	約 55 秒
健全側蒸気発生器への 補助給水開始	約 660 秒	約 679 秒 (多様化設備)

表 4.5.4.2-3 主給水管破断+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 18.4 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.9 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.61 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	約 409℃ (≤ 1200℃)

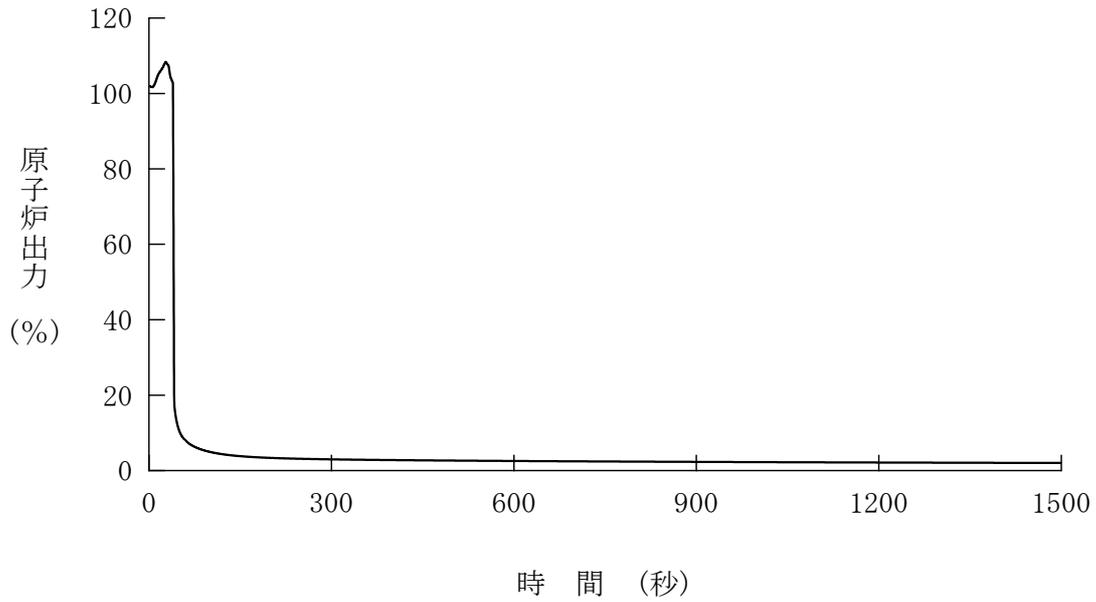


図 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

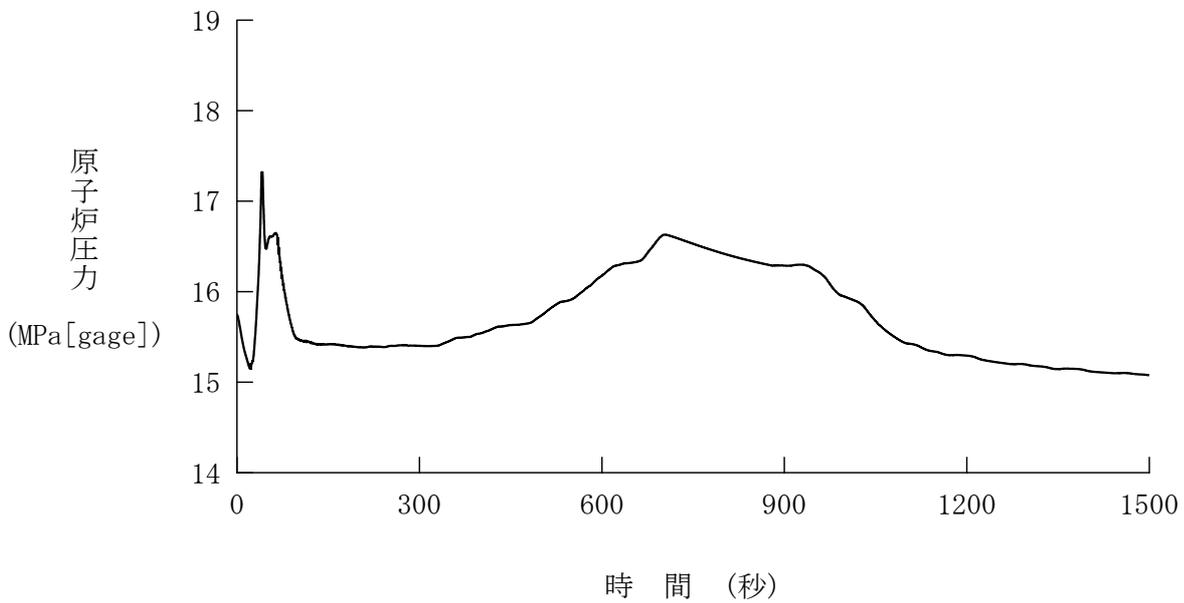


図 4.5.4.2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

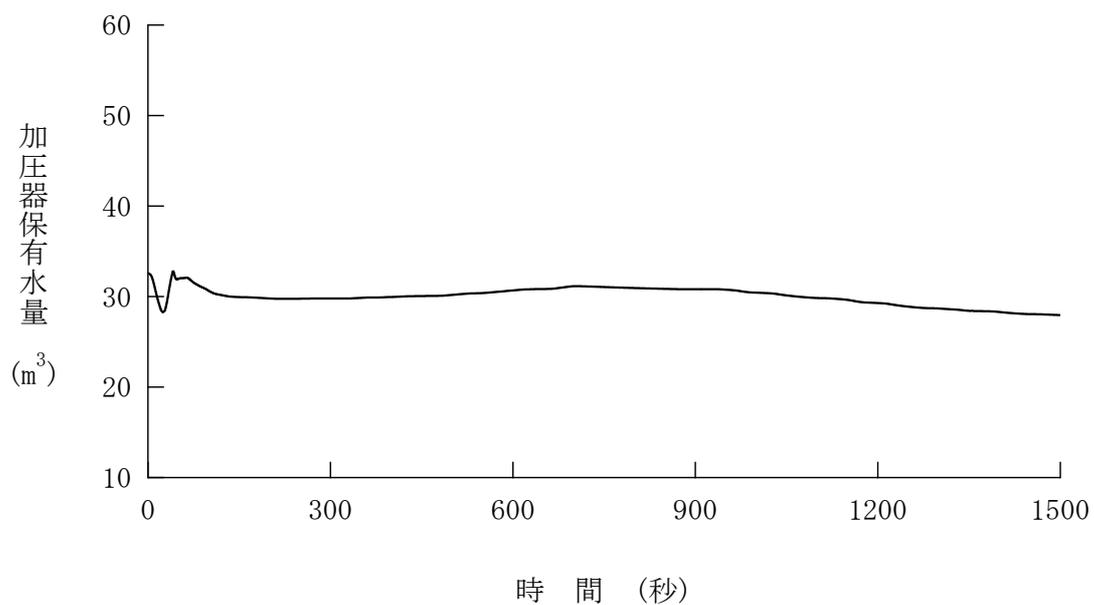


図 4.5.4.2-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側

2 : 健全側

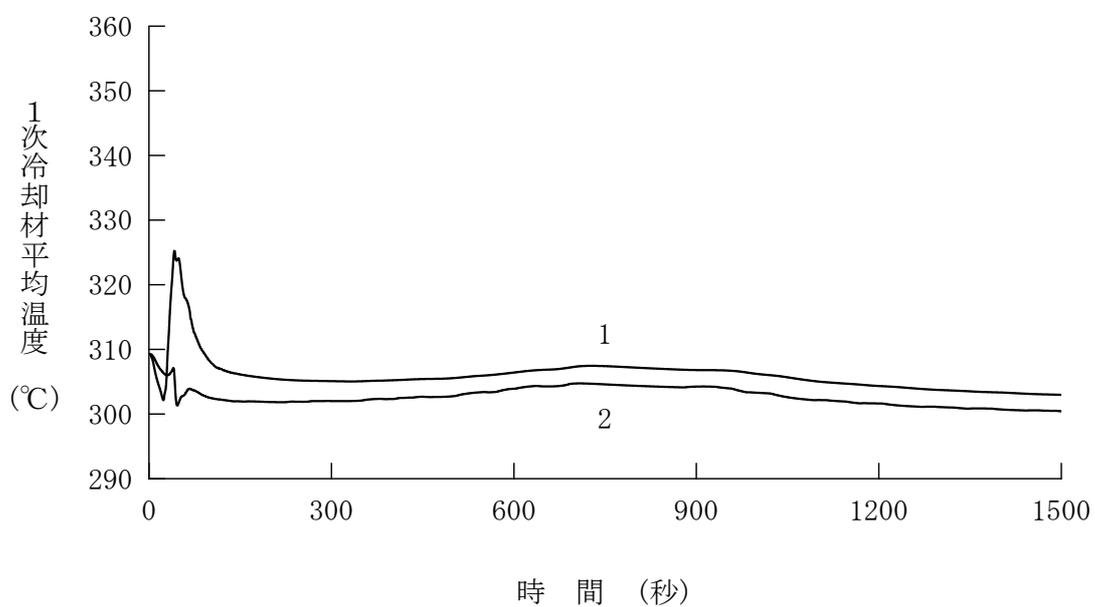


図 4.5.4.2-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

1 : 破損側
2 : 健全側

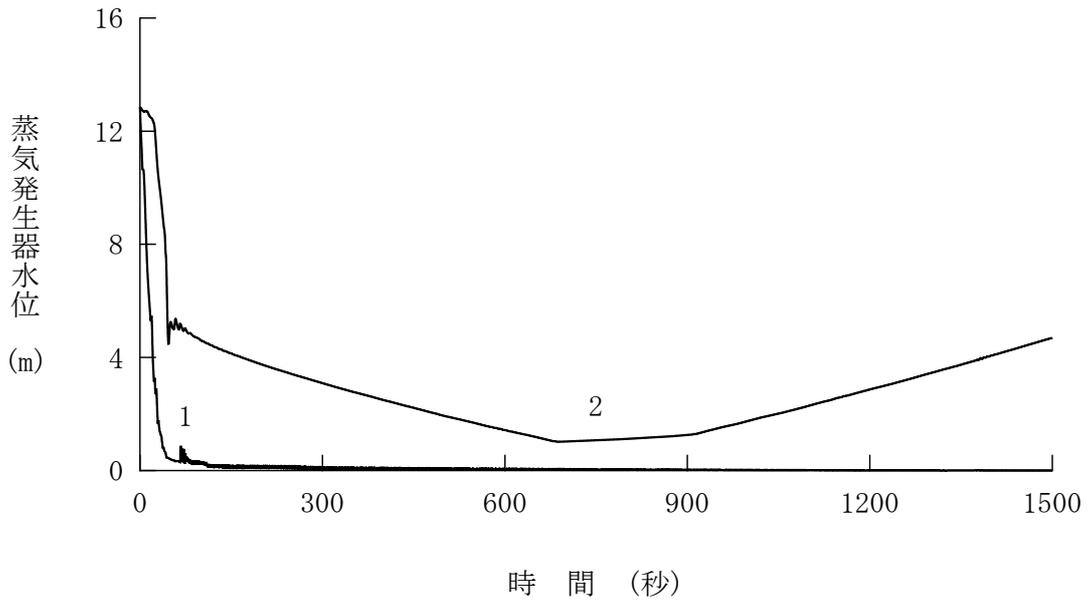


図 4. 5. 4. 2-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)

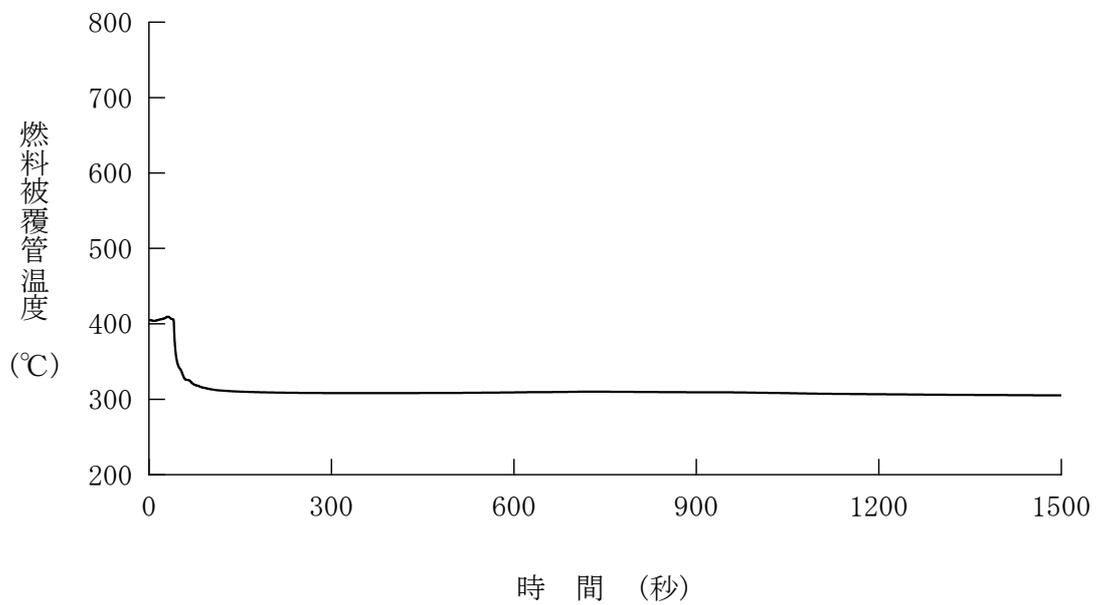


図 4. 5. 4. 2-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.5 主蒸気管破断

この事故は、原子炉の高温停止時に2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。具体的には何らかの原因で蒸気発生器とタービンの間の主蒸気管1本が瞬時に両端破断することで、蒸気の流出を生じるものとする。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、1次冷却系から熱を除去し、1次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を持っていると反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少して臨界となり、出力上昇の状態も生じ得る。

このような場合でも、非常用炉心冷却設備の作動により原子炉は未臨界を達成し、破損側蒸気発生器への補助給水を停止することによって蒸気放出が停止し、プラントは安全に保たれる。

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 4.5.5-1 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 節にて述べたとおり、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。

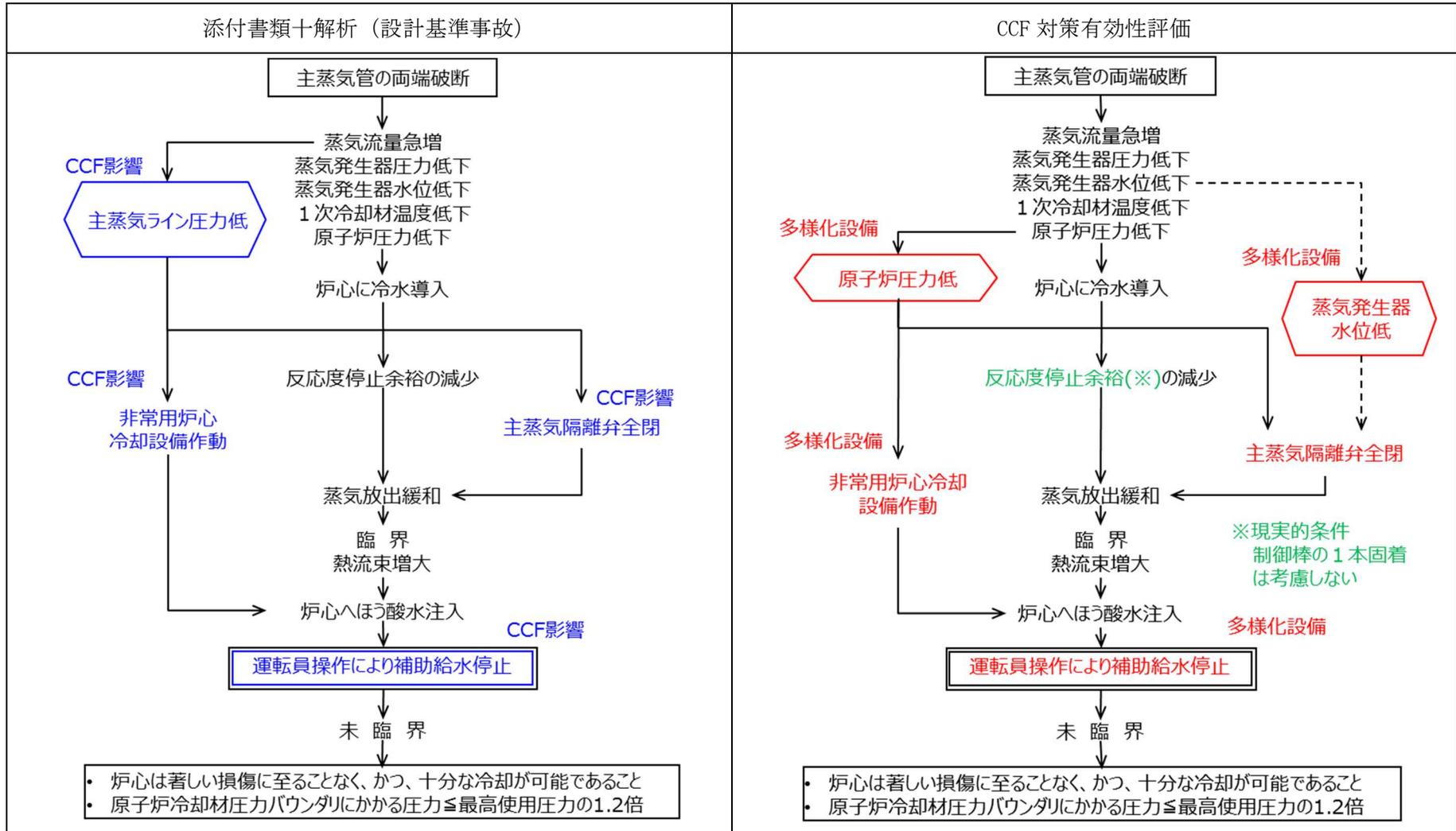


図 4.5.5-1 「主蒸気管破断」の事象進展

4.5.5.1 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 4.5.5.1-1 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。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、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に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、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。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では制御棒クラスタ1本が固着して炉心に挿入されない状態を想定しているが、保守的な設計想定であることから CCF 対策有効性評価では固着想定をせず、停止余裕も制御棒全挿入状態に対応した値として設定した。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.5.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.5.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.5.1-1 から図 4.5.5.1-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主蒸気管破断発生により 1 次系の冷却が過剰となり、1 次冷却材温度及び原子炉圧力が低下する。1 次冷却材温度の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による正の反応度添加がされ、原子炉は臨界に達して出力が上昇する。一方で、原子炉冷却材圧力は低下し続け、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の作動限界値に到達し主蒸気隔離弁が閉止して健全側の主蒸気管が隔離されるとともに、多様化設備による「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心設備作動限界値にも到達し、非常用炉心冷却設備が作動する。多様化設備により起動する 1 台の高圧注入ポンプから、高濃度のほう酸水が 1 次冷却材低温側配管より注入され、ほう素の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の 1 本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約 323℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1 次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはないと見られ、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。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 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+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 ANC 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		サイクル末期	同左	
事故条件		主蒸気管両端破断	同左	
初期条件	原子炉出力	$10^{-1}\%$ (零出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度	286.1°C (無負荷温度)	同左	
	原子炉圧力	15.41MPa [gage] (定格圧力)	同左	
実効遅発中性子割合		0.40 % (最小値)	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		減速材密度と反応度の関数 + 反応度荷重係数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。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-25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。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。

表 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+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
ほう素の反応度価値	ほう素濃度と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心-20%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。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。
熱水路係数	DNBR 評価時点の 静的計算に基づく $F_{\Delta H}^N$	解析コードが直接計算 (定格運転状態で F_Q 制限値に設定)	燃料健全性評価の観点で、高温全出力状態における熱水路係数を制限値に設定。
固着制御棒	1 本固着を仮定	固着なし	現実的条件として、制御棒の全挿入を考慮。
反応度停止余裕	1.8% $\Delta k/k$ (1 本固着条件)	2.5% $\Delta k/k$ (固着なし条件)	現実的条件として、制御棒の全挿入状態を考慮。
単一故障	高圧注入ポンプ 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	あり	同左	現実的条件として、外部電源ありを想定。
非常用炉心冷却設備作動信号	主蒸気ライン圧力低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力異常低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
主蒸気隔離信号	主蒸気ライン圧力低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
ECCS ほう素濃度	4,400ppm	同左	
運転員操作時間	事故検知後 10 分	同左	

表 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+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
主蒸気管の破断	0 秒	0 秒
ECCS 作動限界値到達	約 2 秒 (主蒸気ライン圧力低)	約 15 秒 (多様化設備： 原子炉圧力異常低)
主蒸気隔離弁全閉	約 10 秒	約 29 秒
高圧注入ポンプ作動	約 17 秒	約 35 秒
破損側蒸気発生器への 補助給水停止	約 644 秒	約 657 秒

表 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+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
熱流束最大値	定格出力の約 19 %	定格出力の約 19 %
最小 DNBR (判断基準)	約 1.73 (> 1.30)	— —
燃料被覆管温度最大値 (判断基準)	— —	約 323°C (≤ 1200°C)

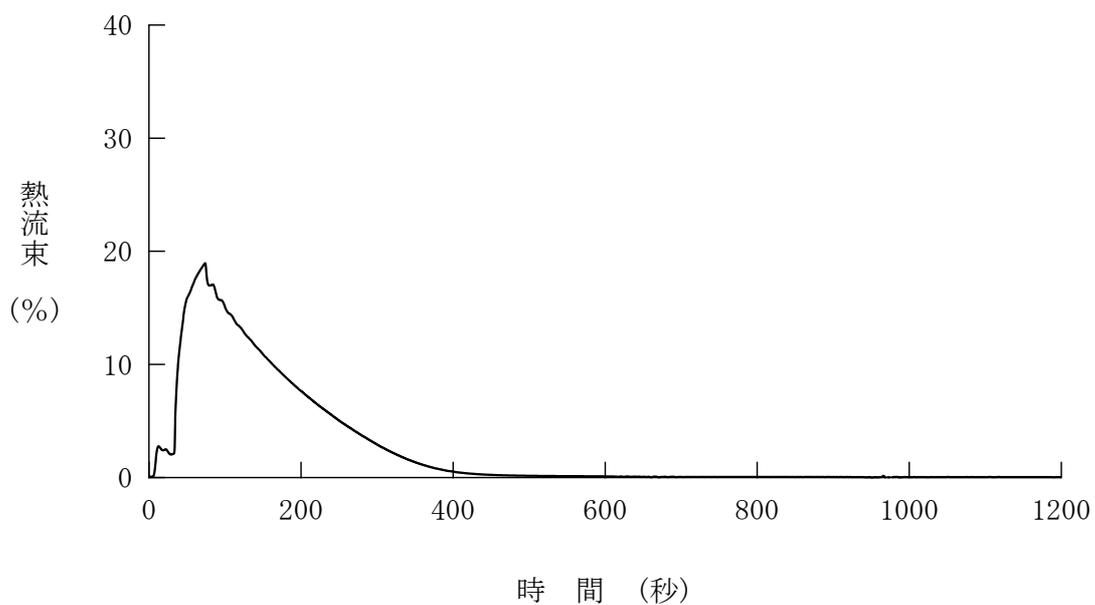


図 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、熱流束)

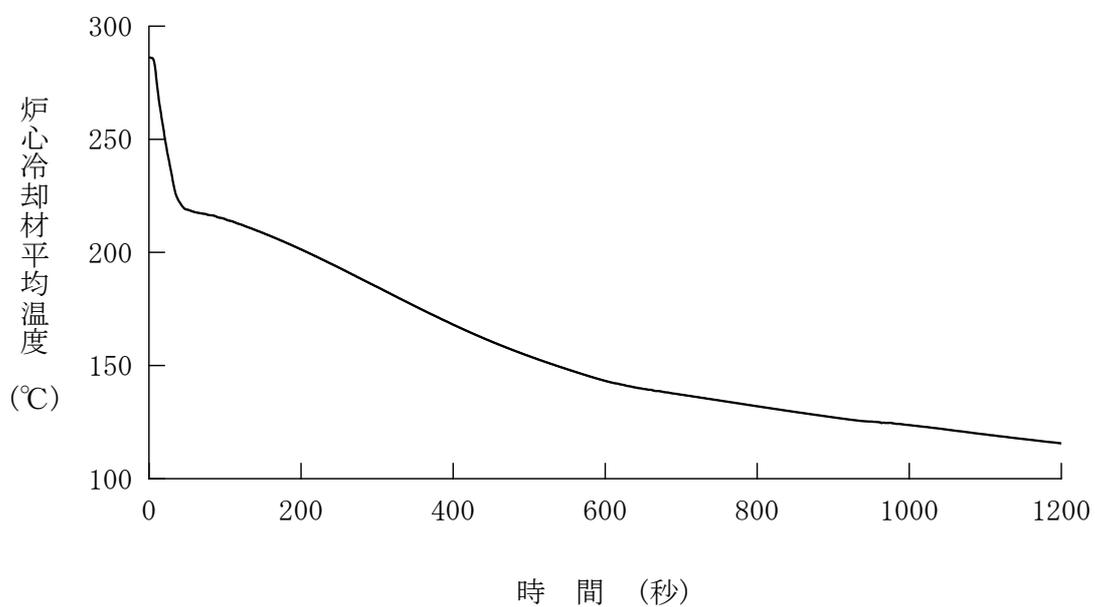


図 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

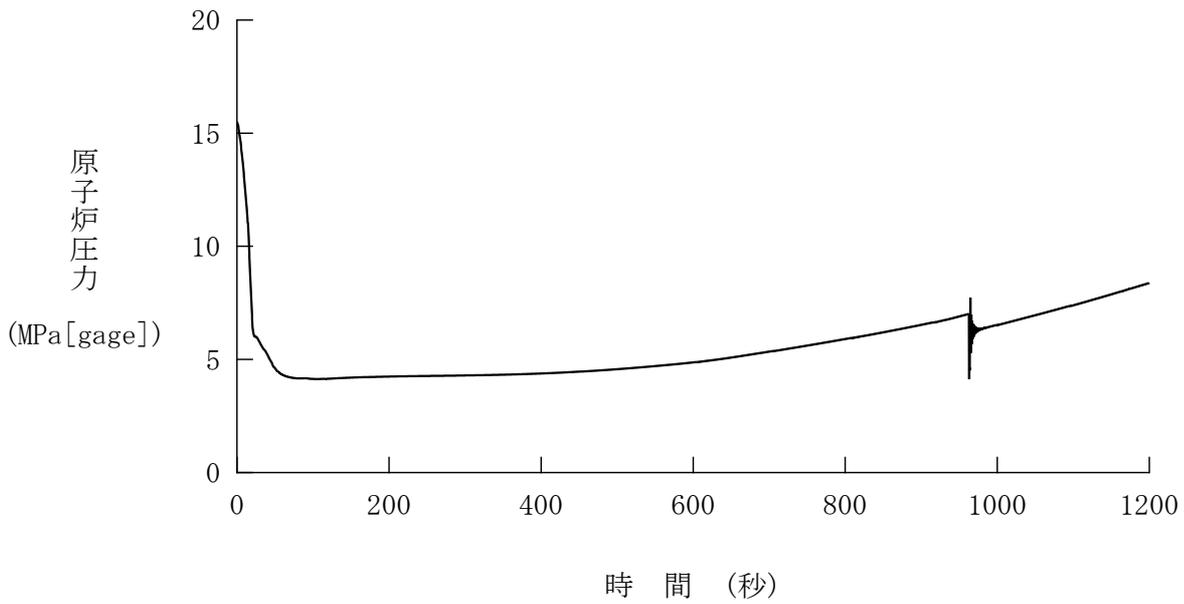


図 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

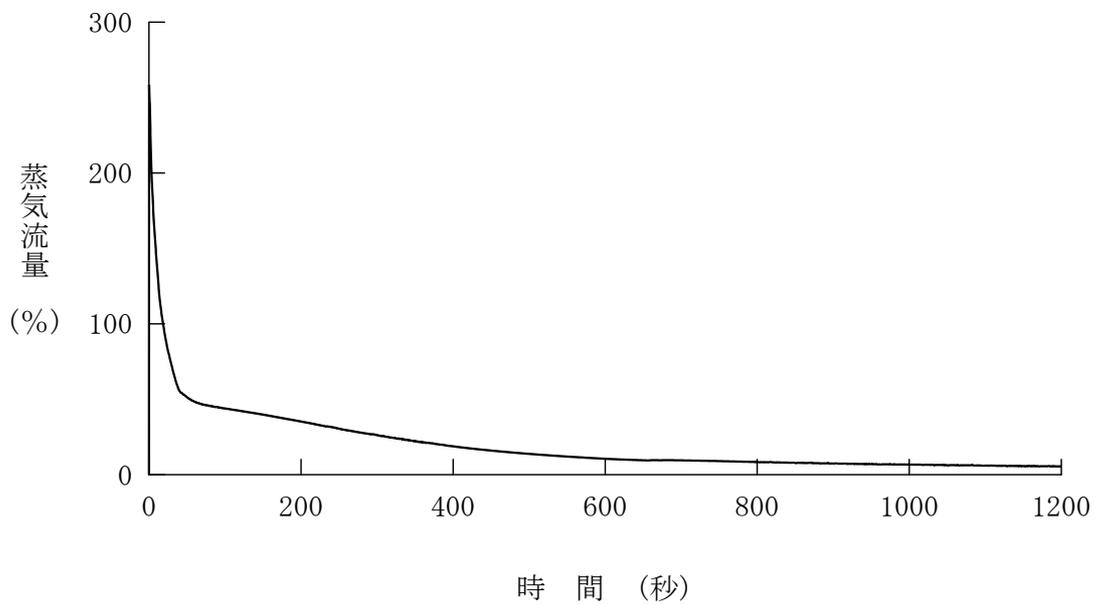


図 4.5.5.1-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気流量)

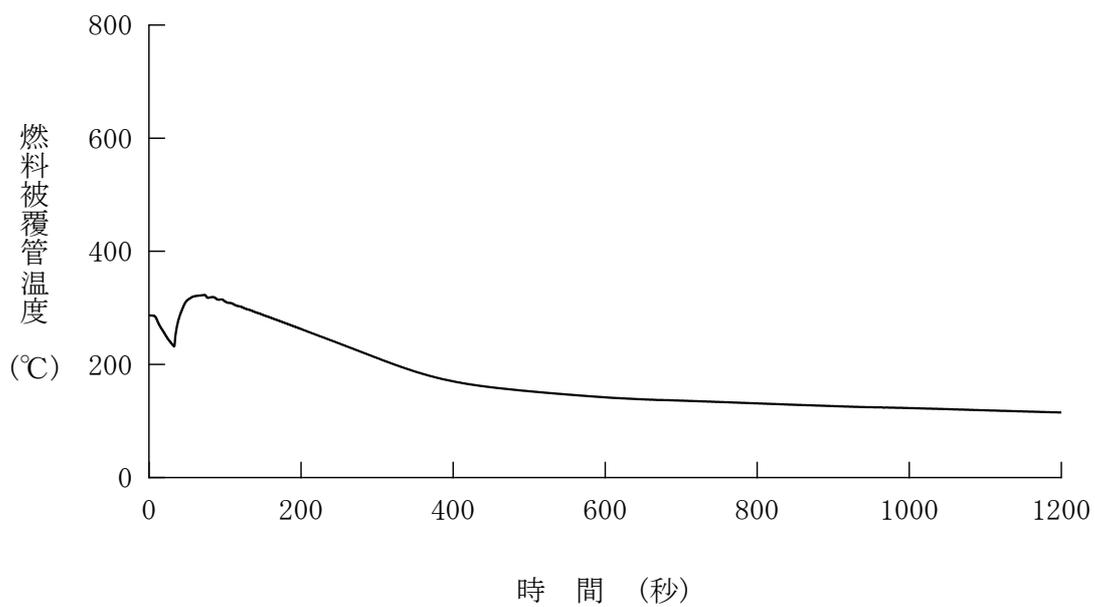


図 4.5.5.1-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.5.2 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4.5.5.2-1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。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、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に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、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。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では制御棒クラスタ1本が固着して炉心に挿入されない状態を想定しているが、保守的な設計想定であることから CCF 対策有効性評価では固着想定をせず、停止余裕も制御棒全挿入状態に対応した値として設定した。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.5.5.2-2に、主要な解析結果を表4.5.5.2-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.5.5.2-1から図4.5.5.2-5に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主蒸気管破断発生により 1 次系の冷却が過剰となり、1 次冷却材温度及び原子炉圧力が低下する。1 次冷却材温度の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による正の反応度添加がされ、原子炉は臨界に達して出力が上昇する。一方で、原子炉冷却材圧力は低下し続け、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の作動限界値に到達し主蒸気隔離弁が閉止して健全側の主蒸気管が隔離されるとともに、多様化設備による「原子炉圧力低」信号の非常用炉心設備作動限界値にも到達し、非常用炉心冷却設備が作動する。多様化設備により起動する 1 台の高圧注入ポンプから、高濃度のほう酸水が 1 次冷却材低温側配管より注入され、ほう素の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の 1 本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約 348℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1 次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。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 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+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 ANC 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		サイクル末期	同左	
事故条件		主蒸気管両端破断	同左	
初期 条件	原子炉出力	$10^{-1}\%$ (零出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度	291.7°C (無負荷温度)	同左	
	原子炉圧力	15.41MPa [gage] (定格圧力)	同左	
実効遅発中性子割合		0.44 % (最小値)	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		減速材密度と反応度の関数 + 反応度荷重係数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。 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-25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。 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。

表 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+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
ほう素の反応度価値	ほう素濃度と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心-20%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。 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。
熱水路係数	DNBR 評価時点の 静的計算に基づく $F_{\Delta H}^N$	解析コードが直接計算 (定格運転状態で F_Q 制限値に設定)	燃料健全性評価の観点で、高温全出力状態における熱水路係数を制限値に設定。
固着制御棒	1 本固着を仮定	固着なし	現実的条件として、制御棒の全挿入を考慮。
反応度停止余裕	1.6% $\Delta k/k$ (1 本固着条件)	2.0% $\Delta k/k$ (固着なし条件)	現実的条件として、制御棒の全挿入状態を考慮。
単一故障	高圧注入ポンプ 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	あり	同左	現実的条件として、外部電源ありを想定。
非常用炉心冷却設備作動信号	主蒸気ライン圧力低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
主蒸気隔離信号	主蒸気ライン圧力低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
ECCS ほう素濃度	2,800ppm	同左	
運転員操作時間	事故検知後 10 分	同左	

表 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+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
主蒸気管の破断	0 秒	0 秒
ECCS 作動限界値到達	約 2 秒 (主蒸気ライン圧力低)	約 13 秒 (多様化設備： 原子炉圧力低)
主蒸気隔離弁全閉	約 10 秒	約 28 秒
高圧注入ポンプ作動	約 17 秒	約 33 秒
破損側蒸気発生器への 補助給水停止	約 644 秒	約 655 秒

表 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+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
熱流束最大値	定格出力の約 20 %	定格出力の約 30 %
最小 DNBR (判断基準)	約 1.55 (> 1.30)	— —
燃料被覆管温度最大値 (判断基準)	— —	約 348°C (≤ 1200°C)

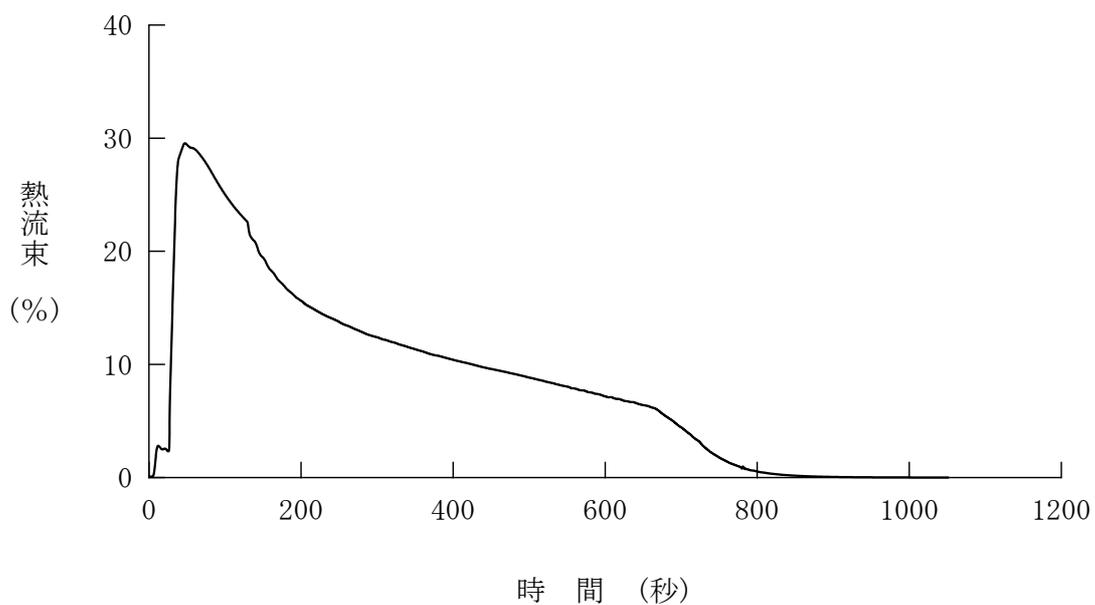


図 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、熱流束)

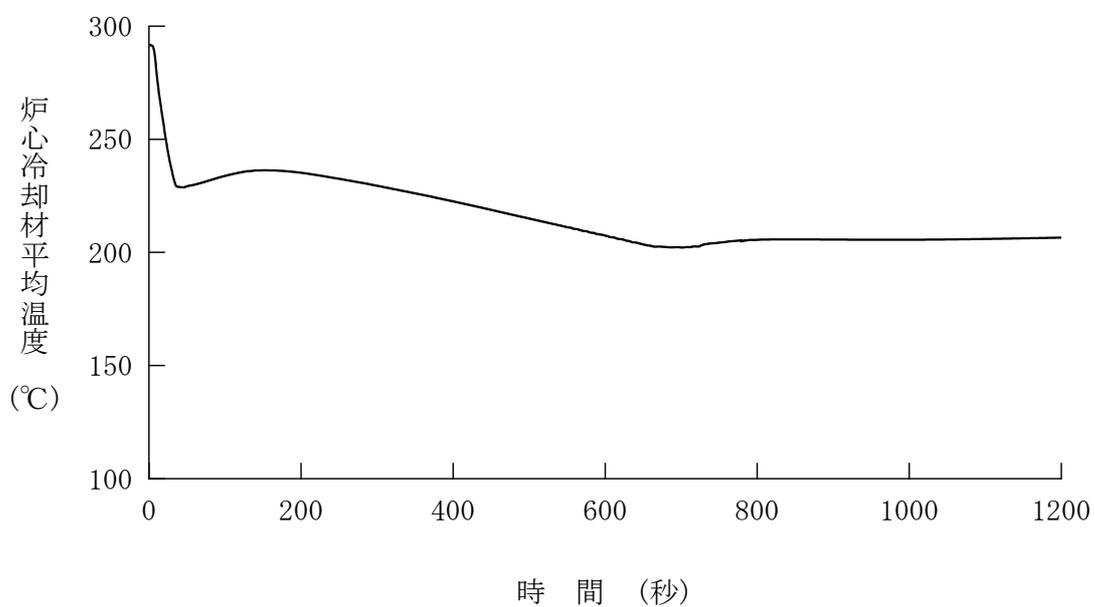


図 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

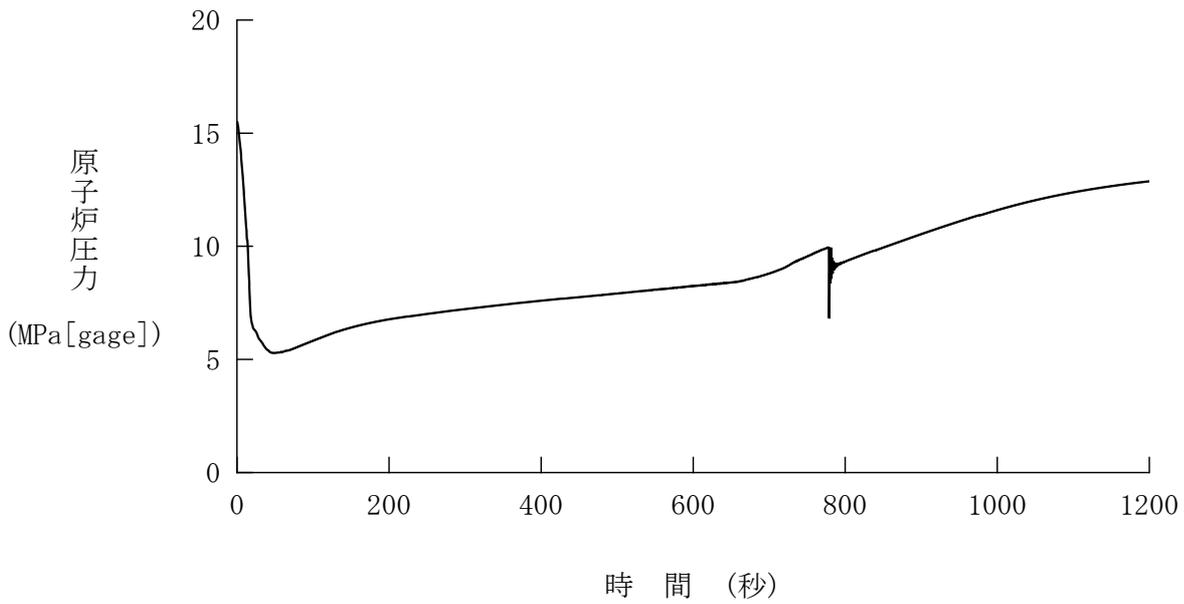


図 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

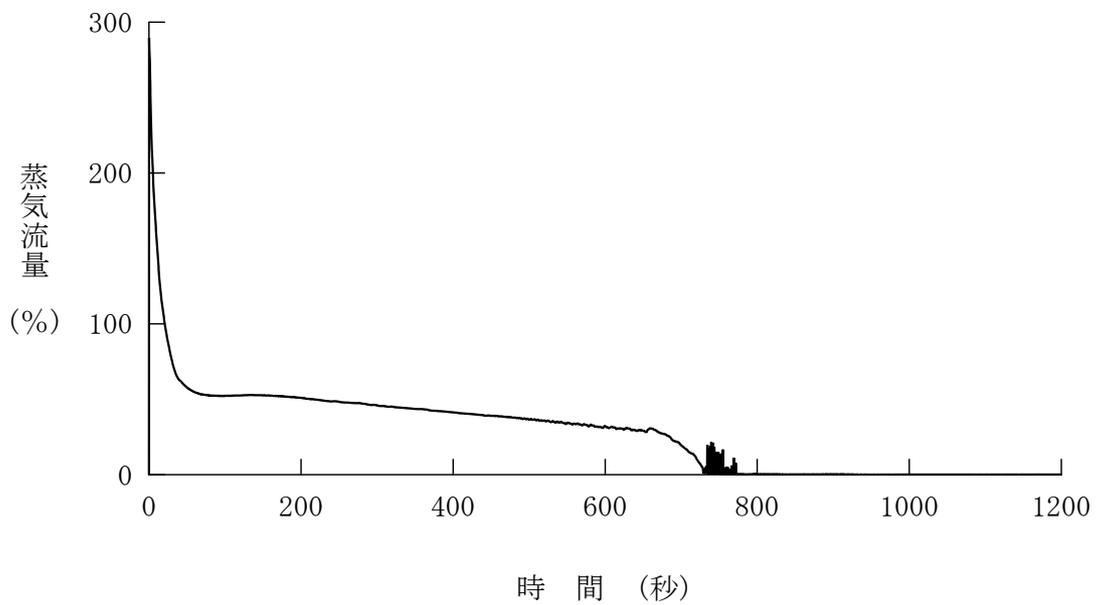


図 4.5.5.2-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気流量)

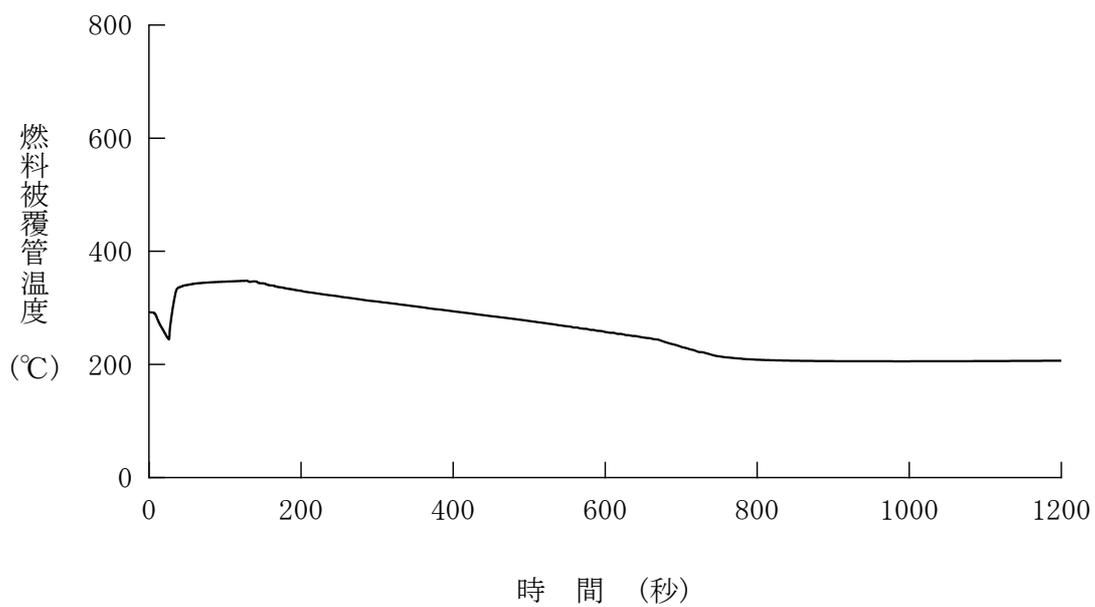


図 4.5.5.2-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.6 制御棒飛び出し

この事故は原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故では、制御棒駆動装置の圧力ハウジングの破断により1次冷却材の系外への流出を生ずる可能性があるものの、破断口の大きさは1次冷却材管両端破断に比較して十分小さい。一方、正の反応度添加による出力の急上昇及び飛び出した制御棒クラスタ近辺でのピーキング（熱水路係数）の増大のために、ホットチャンネルにおける燃料棒及び被覆管の損傷が生じるか否かが問題となる。また、原子炉圧力についても、出力の急上昇に伴い上昇するので、1次冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となるが、制御棒ハウジングの破損に伴い、1次冷却材の圧力低下及び減圧沸騰による負の反応度効果が生じる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑制され、更に原子炉保護設備の動作により、原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

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 4.5.6-1 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 節にて述べたとおり、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. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。
- b. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

並びに（反応度投入事象となる高温零出力の解析に対し、）「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下、「RIE 指針」という。）及び原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下、「RIE 報告書」という。）に

示された、以下の判断基準も適用する。

- c. 燃料エンタルピー（ペレット半径方向平均）の最大値は、非断熱計算で圧力波発生限界 791kJ/kg (189cal/g) (UO₂燃料) / 770kJ/kg (184cal/g) (MOX燃料) を超えないこと。^(注1)
- d. 浸水燃料の破裂に加えて、PCMI 破損による衝撃圧力等の発生を重畳しても原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損なわないこと。^(注2)

これらに加え、被覆管形状維持の確認として、

- e. 被覆管最高温度は 1, 200℃以下及びジルコニウム-水反応量は 15%以下であること

も合わせて判断基準とする。

ここで、判断基準 b. のための放出放射エネルギー評価に当たっては、

- ・ 高温全出力からの制御棒飛び出しにおける DNB 燃料棒本数の割合
(DNBR が許容限界値を下回る燃料棒は、破損するものとして扱う。)
- ・ 高温零出力からの制御棒飛び出しにおける PCMI 破損燃料の割合
(ピーク出力部燃料エンタルピーの増分が、「RIE 報告書」に示された PCMI 破損しきい値のめやすを超える燃料棒は、破損するものとして扱う。)

を求め、その中から最大のものを使用する。なお、放出放射エネルギー評価の前提条件に変更が生じないことの確認として、以下についても確認を行う。

- b'. 高温全出力からの制御棒飛び出しにおいて、燃料ペレットの溶融が生じないこと (燃料中心温度が溶融点未満であること)
- b''. 反応度投入事象である高温零出力からの制御棒飛び出しにおいて、燃料エンタルピーが運転時の異常な過渡変化における判断基準である燃料の許容設計限界 712kJ/kg (170cal/g) を超えないこと
(燃料被覆管の溶融及び脆性に起因する燃料破損が生じないことの確認)

(注1)：「制御棒飛び出し」における燃料エンタルピの制限値（判断基準c.）は、ペレットの溶融及び蒸発に起因する燃料破損によってもたらされる圧力波等の機械的エネルギーの発生を防止し、炉心及び原子炉圧力バウンダリの健全性を確保することを意図したものであり、圧力波発生限界と呼ばれる。

「RIE 報告書」において同制限値は、963kJ/kg (230cal/g) からペレット融点低下分相当のエンタルピを差し引いた値とすることが妥当としており、具体的には、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料では、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及び10wt%ガドリニア添加によるペレット融点低下を考慮すると、791kJ/kg (189cal/g)、またウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮すると、770kJ/kg (184cal/g) が制限値となる。

(注2)：浸水燃料の破裂限界及びPCMI破損しきい値のめやすは、以下の値を使用する。

- ・ 浸水燃料の破裂限界〔「RIE 指針」より〕；
ピーク出力部の燃料エンタルピで、272kJ/kg (65cal/g)
- ・ PCMI破損しきい値のめやす〔「RIE 報告書」より〕；
ペレット燃焼度 25000MWd/t 未満
ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460kJ/kg (110cal/g)
ペレット燃焼度 25000MWd/t 以上 40000MWd/t 未満
ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356kJ/kg (85cal/g)
ペレット燃焼度 40000MWd/t 以上 65000MWd/t 未満
ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209kJ/kg (50cal/g)
ペレット燃焼度 65000MWd/t 以上 75000MWd/t 程度まで
ピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kg (40cal/g) (暫定)

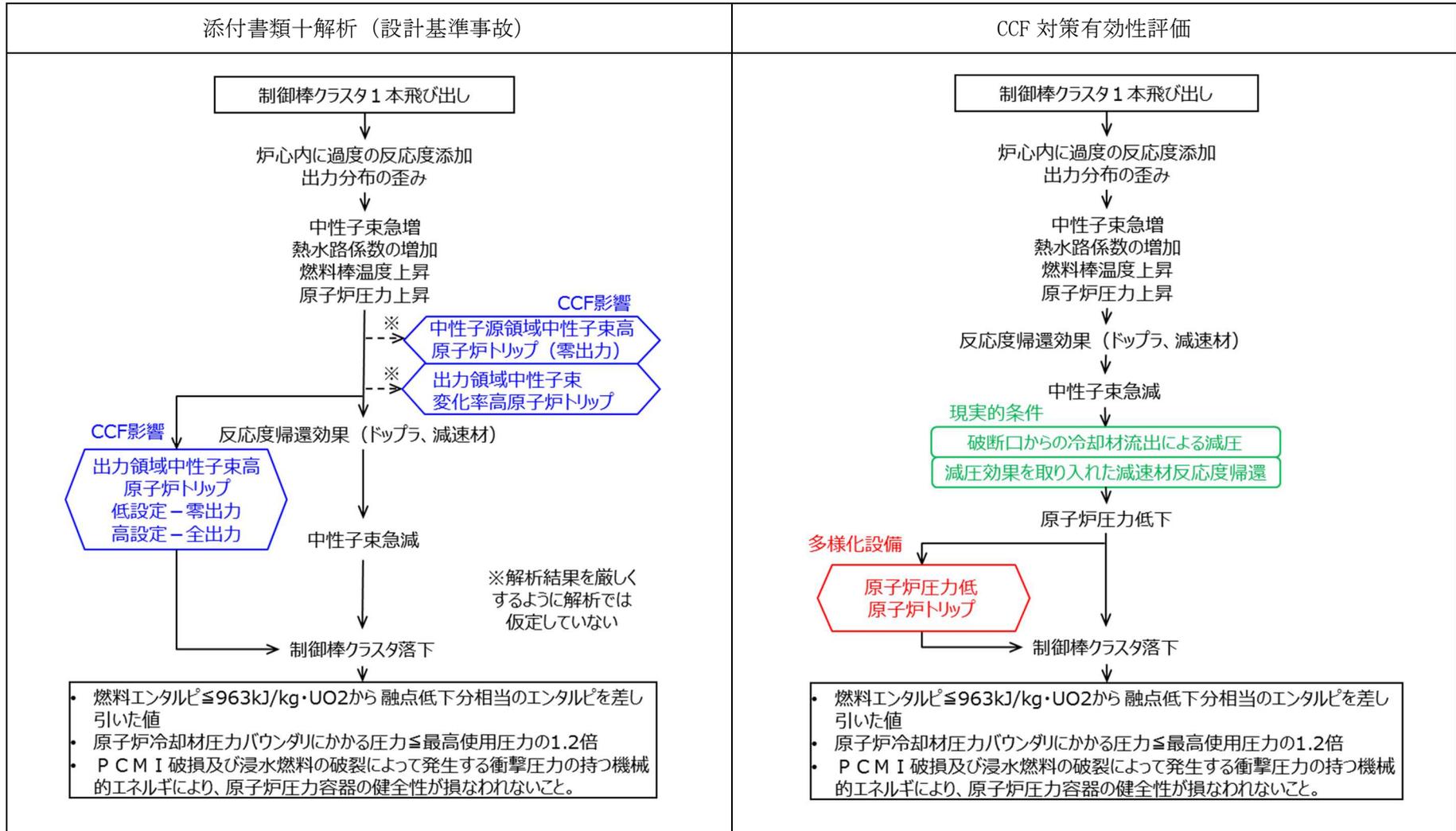


図 4.5.6-1 「制御棒飛び出し」の事象進展