

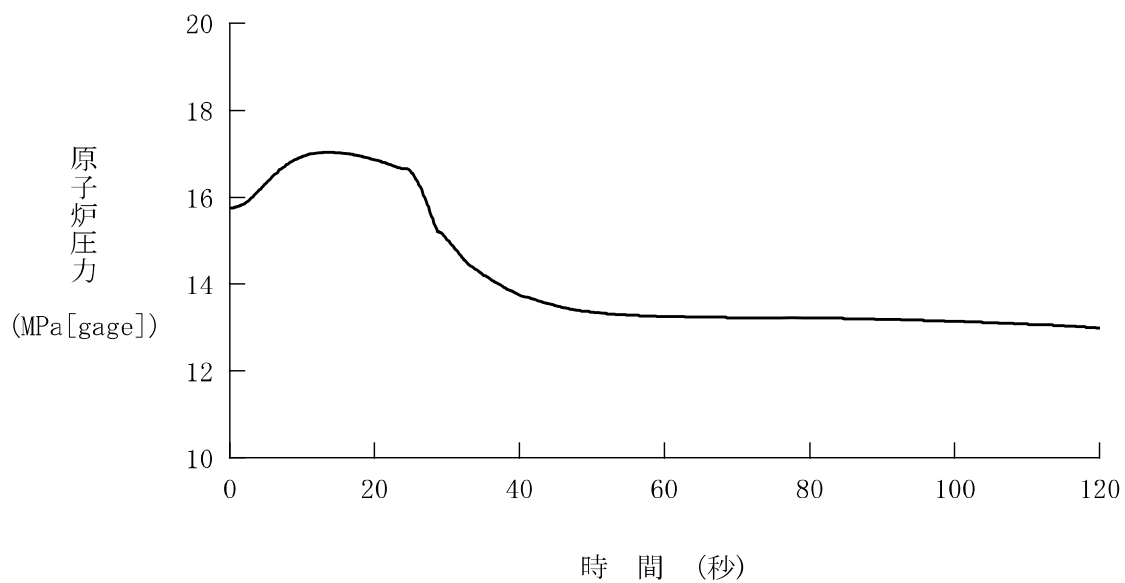


図 4. 5. 2. 2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

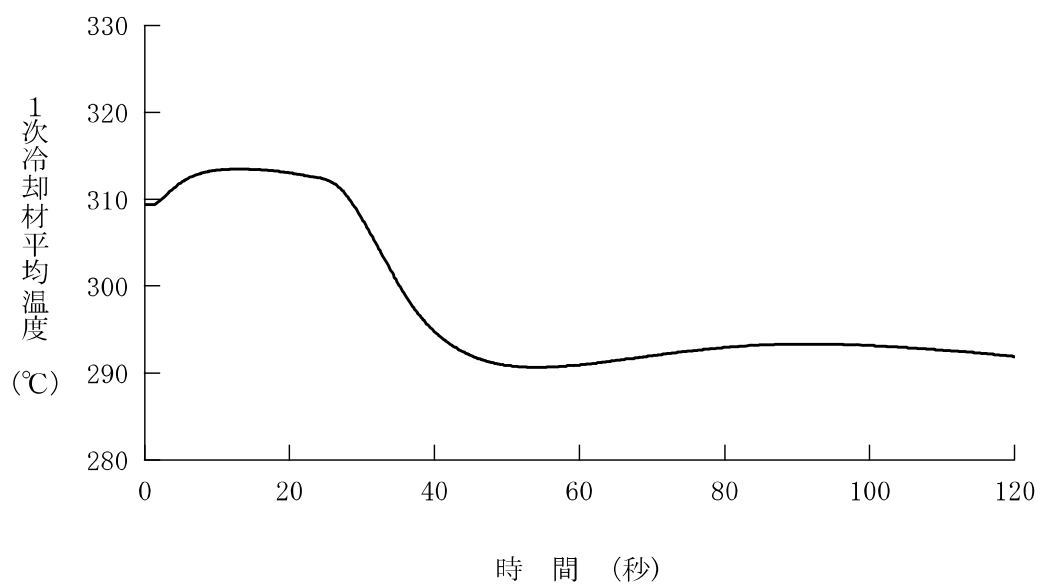


図 4. 5. 2. 2-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

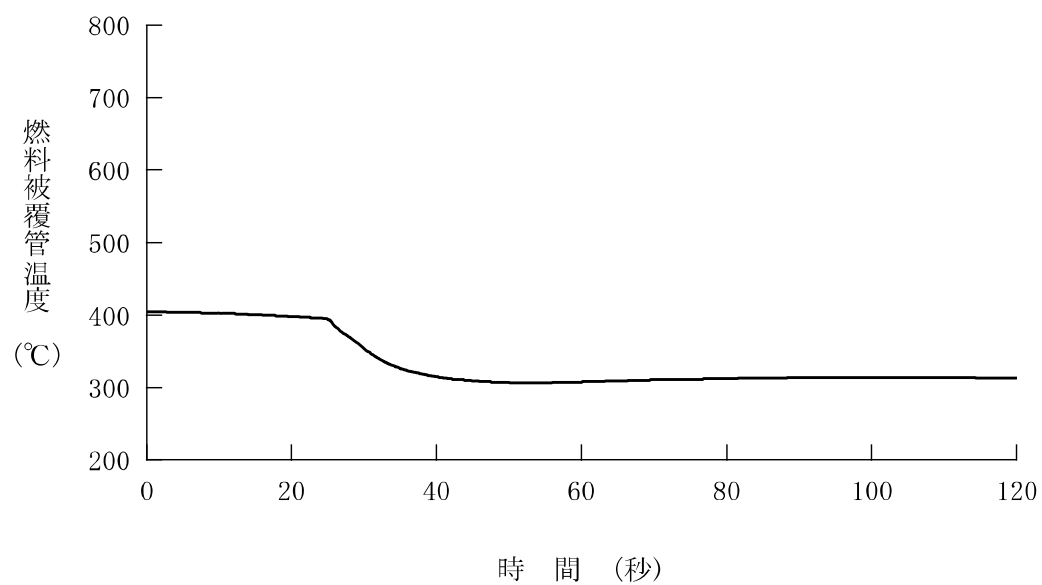


図 4. 5. 2. 2-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF

(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 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。

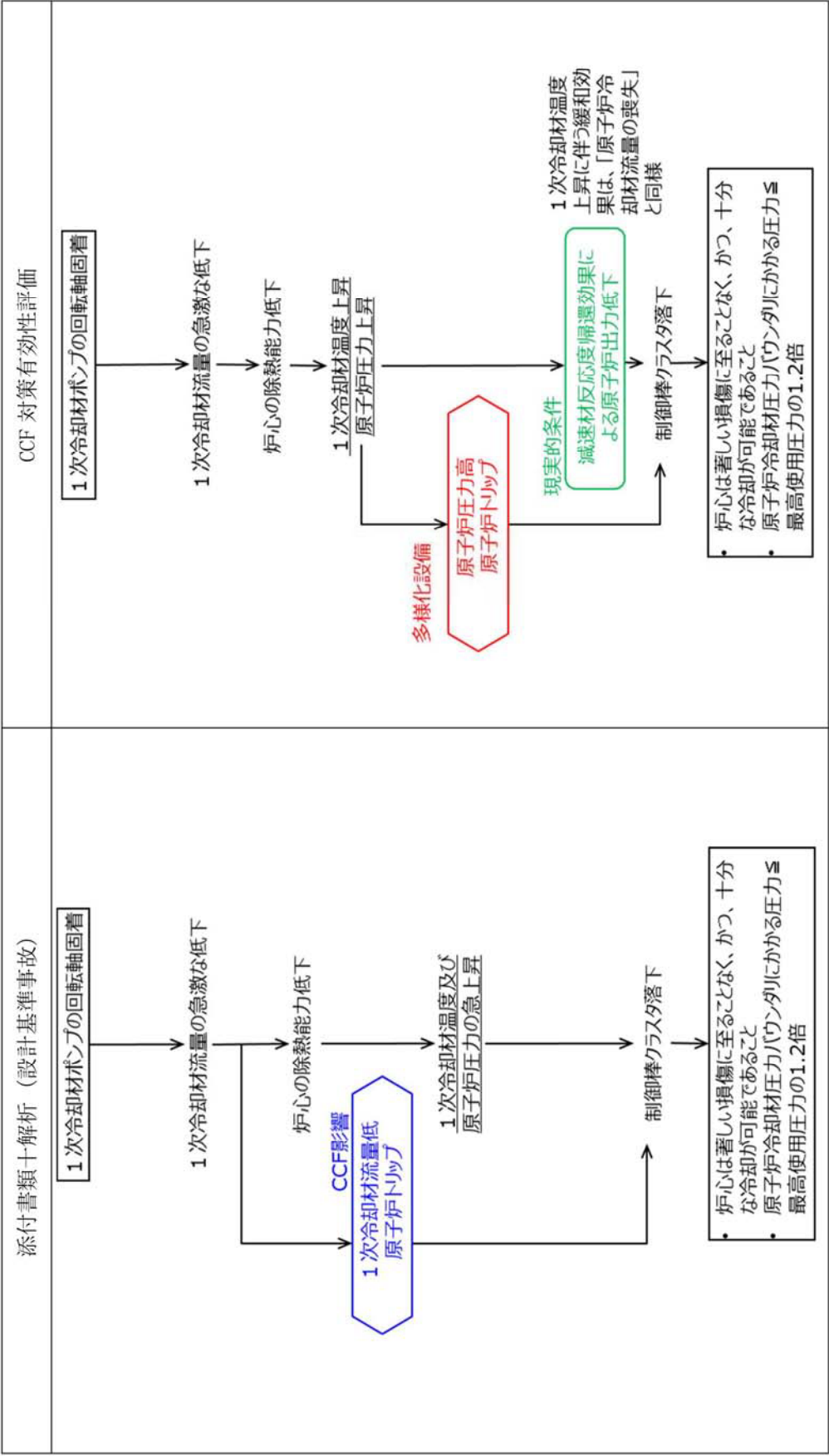


図 4.5.3-1 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象進展

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 次系圧力に着目しているため、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 4.5.3.1-2 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 4.5.3.3.1-1 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 4.5.3.3.1-1 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。
ドブブラ反応度帰還効果	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℃)

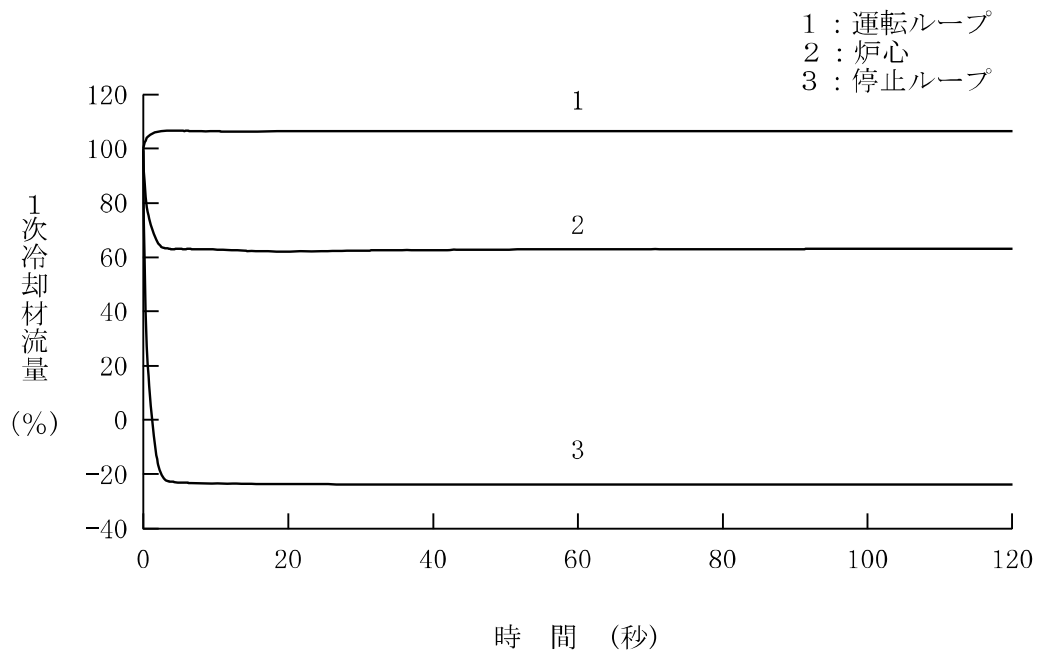


図 4. 5. 3. 1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

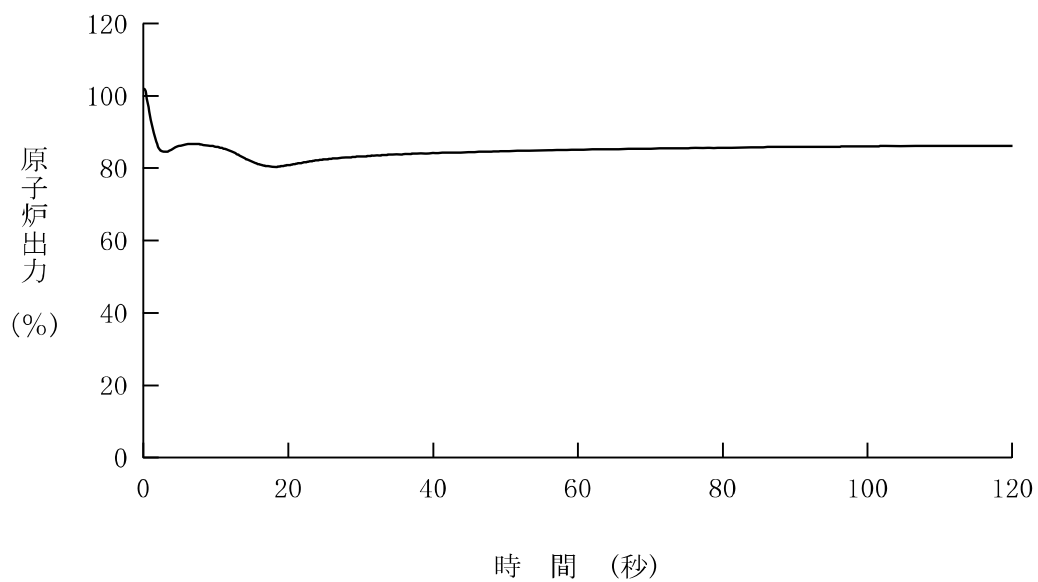


図 4. 5. 3. 1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

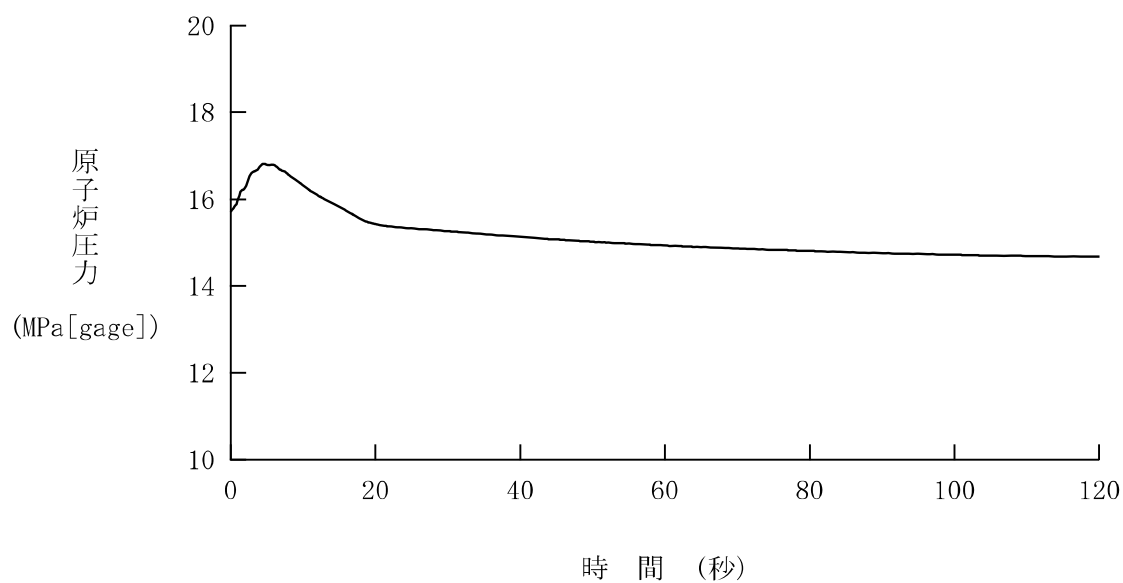


図 4. 5. 3. 1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

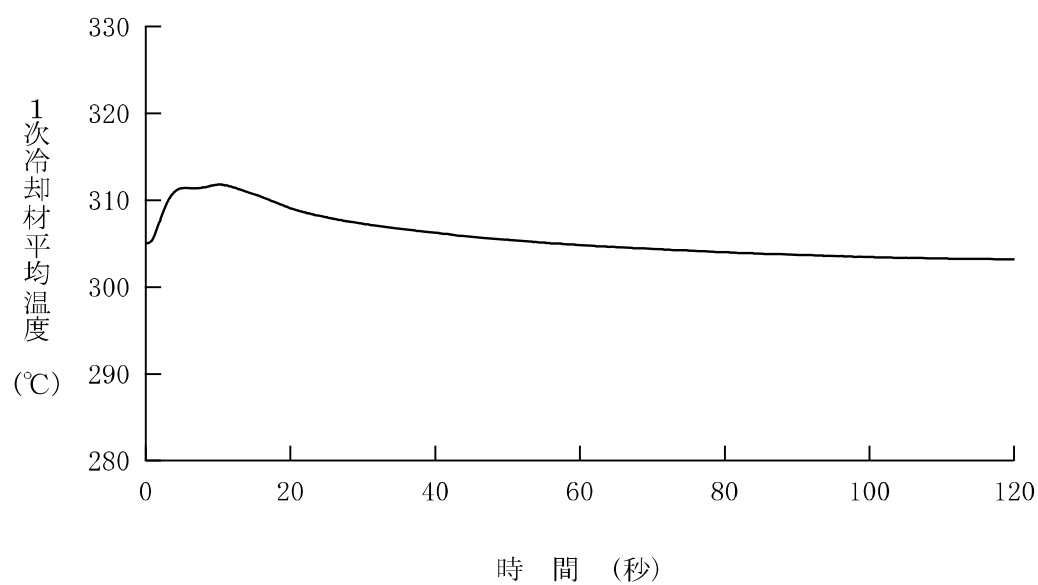


図 4. 5. 3. 1-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

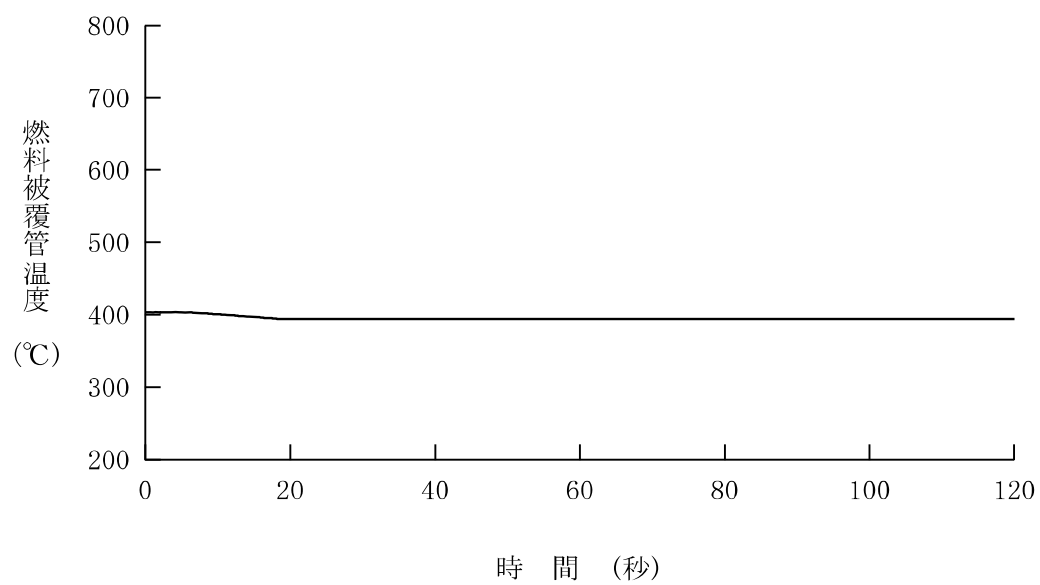


図 4. 5. 3. 1-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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 次系圧力に着目しているため、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と、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 4.5.3.2-2 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 DNB)) ※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	

※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 4.5.3.2-1 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。
ドブブラ反応度帰還効果	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℃)

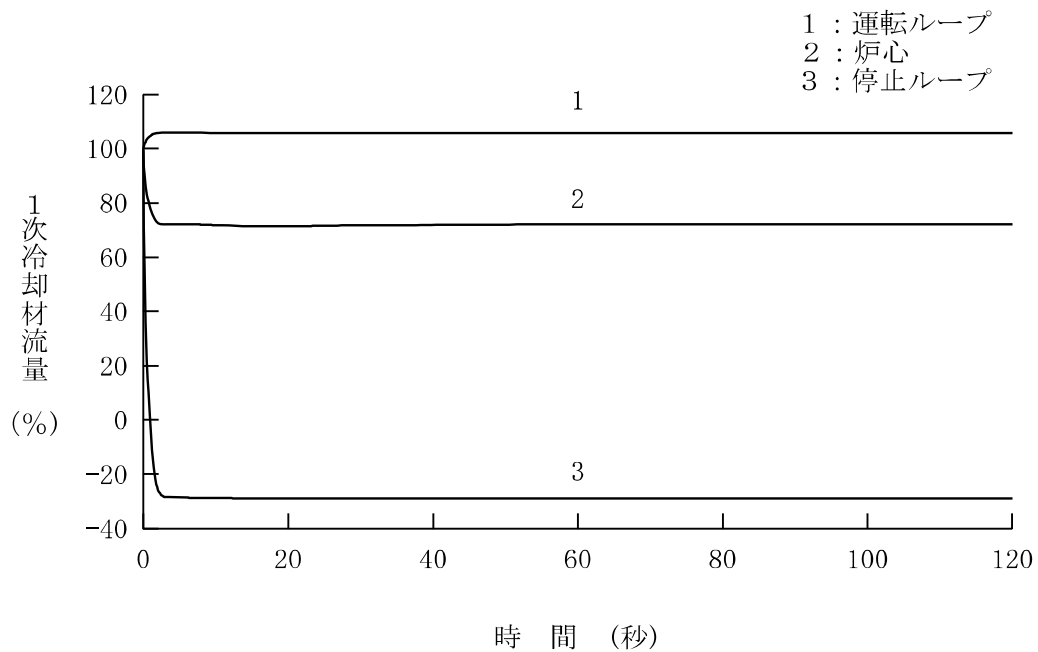


図 4. 5. 3. 2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

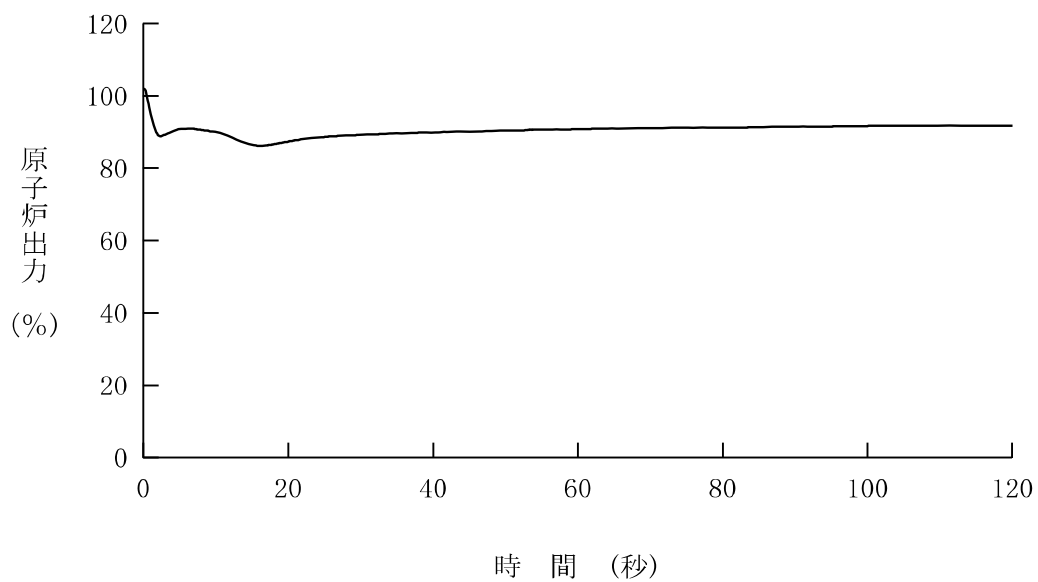


図 4. 5. 3. 2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

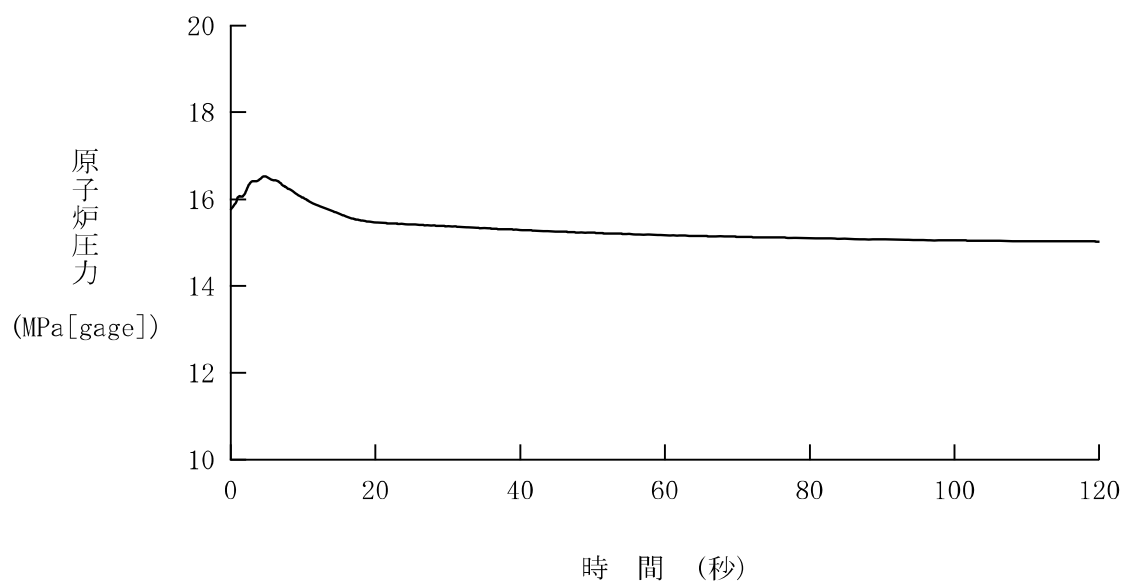


図 4. 5. 3. 2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

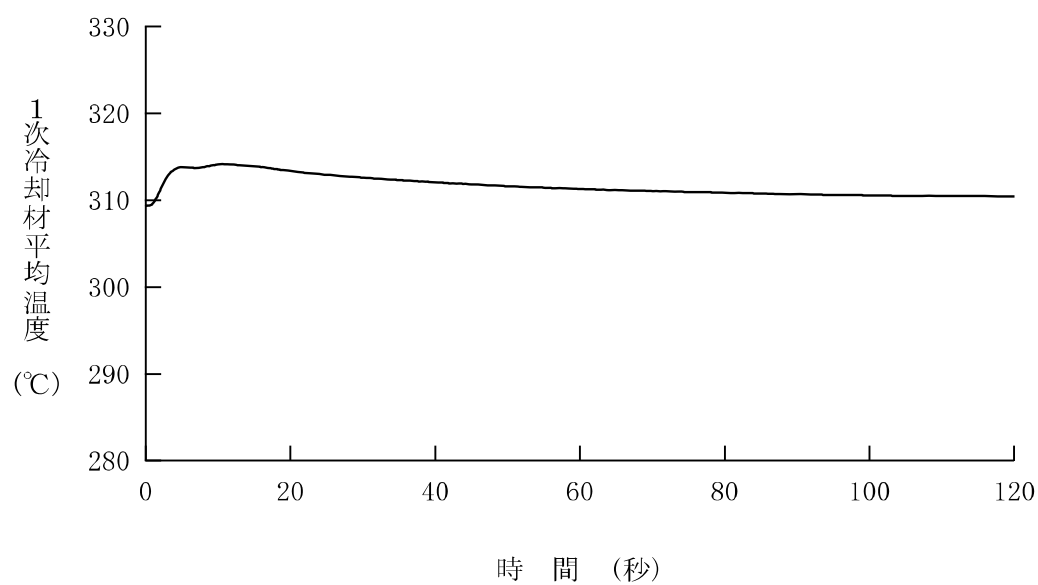


図 4. 5. 3. 2-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

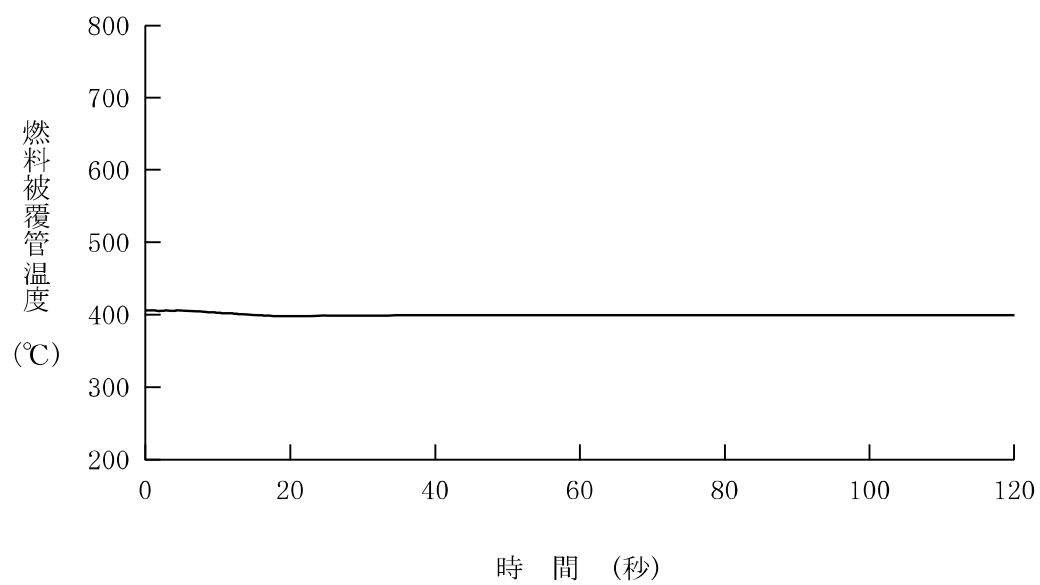


図 4. 5. 3. 2-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

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 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。

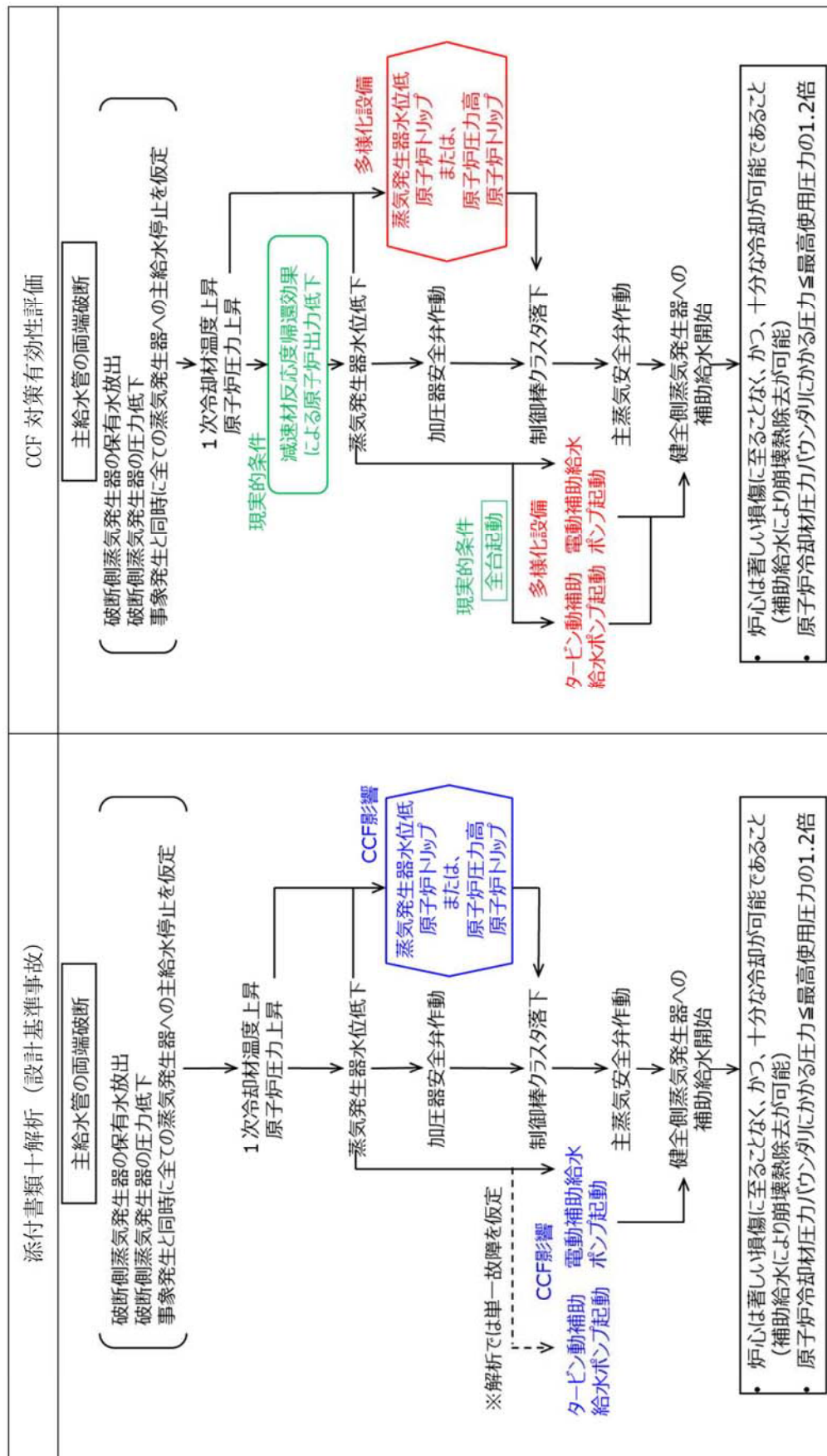


図 4.5.4-1 「主給水管破断」の事象進展

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 (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 (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 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_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℃)

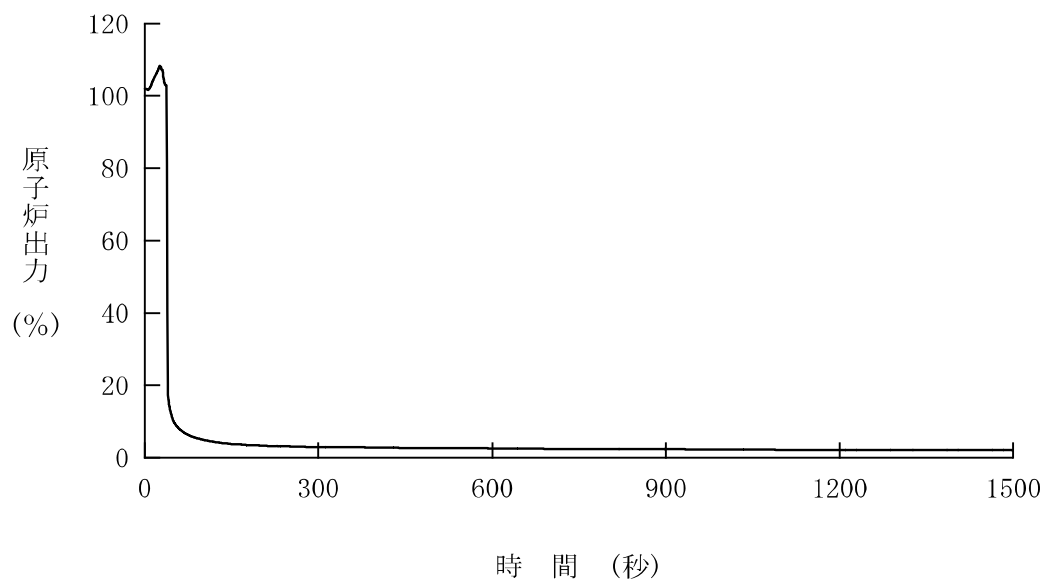


図 4. 5. 4. 1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

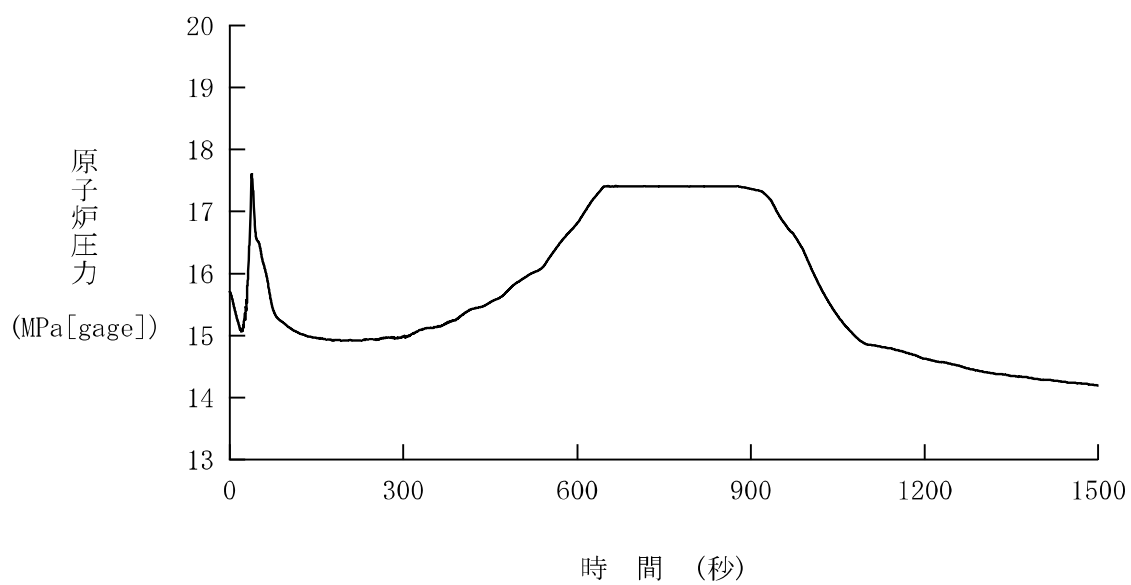


図 4. 5. 4. 1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

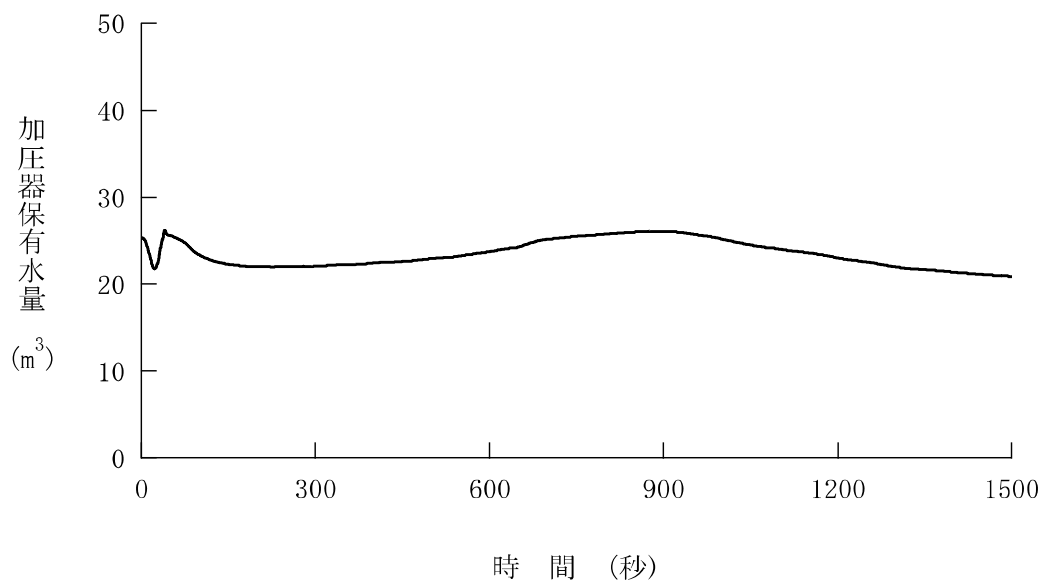


図 4. 5. 4. 1-3 主給水管破断＋ソフトウェア CCF

(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

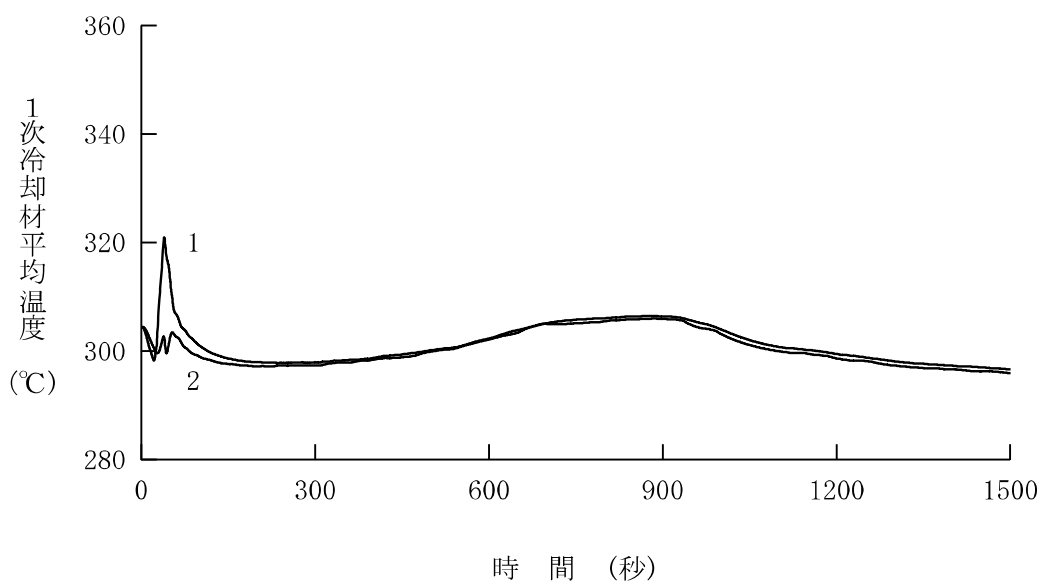


図 4. 5. 4. 1-4 主給水管破断＋ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

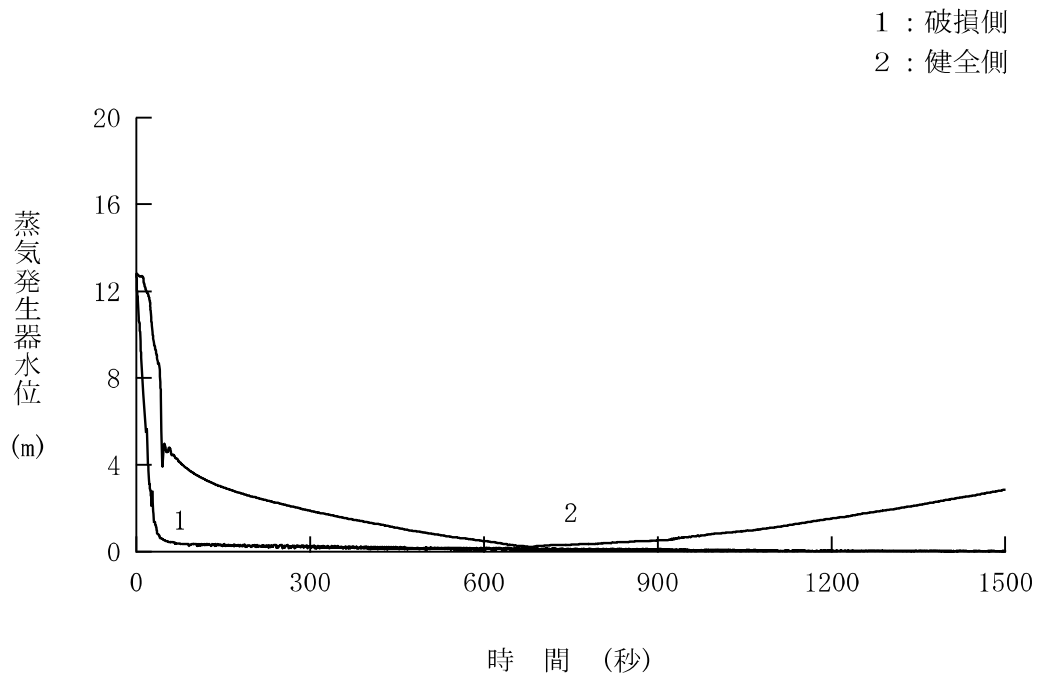


図 4. 5. 4. 1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

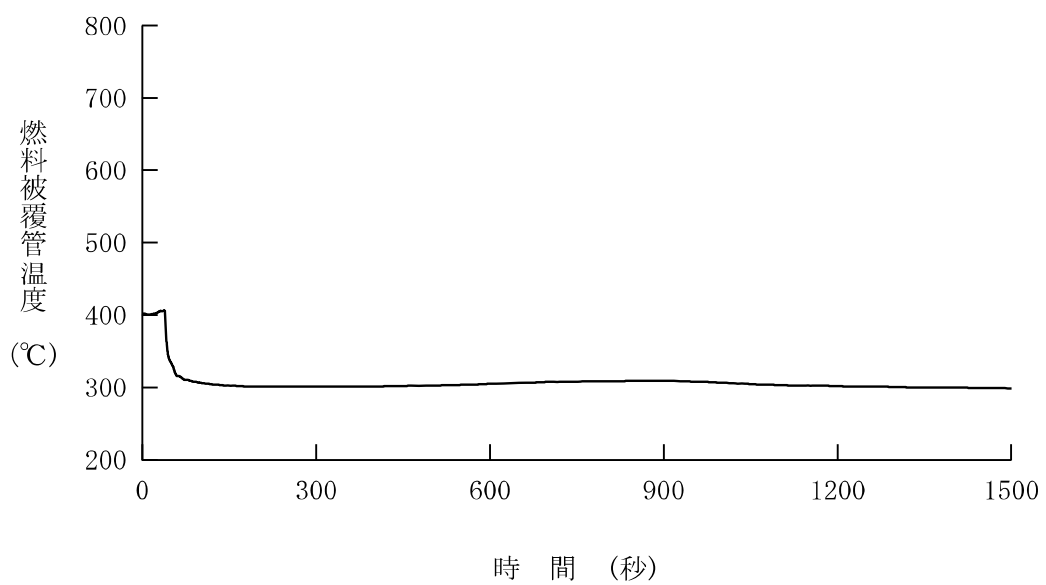


図 4. 5. 4. 1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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グを表 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 （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

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_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⁽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] ($\leq 20.59\text{MPa[gage]}$)	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℃ ($\leq 1200^\circ\text{C}$)

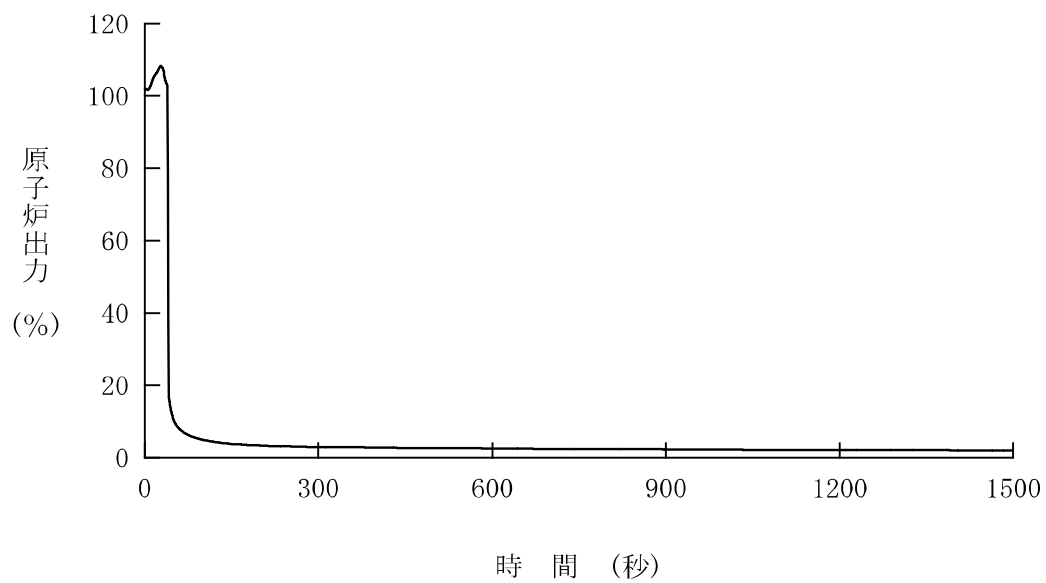


図 4. 5. 4. 2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

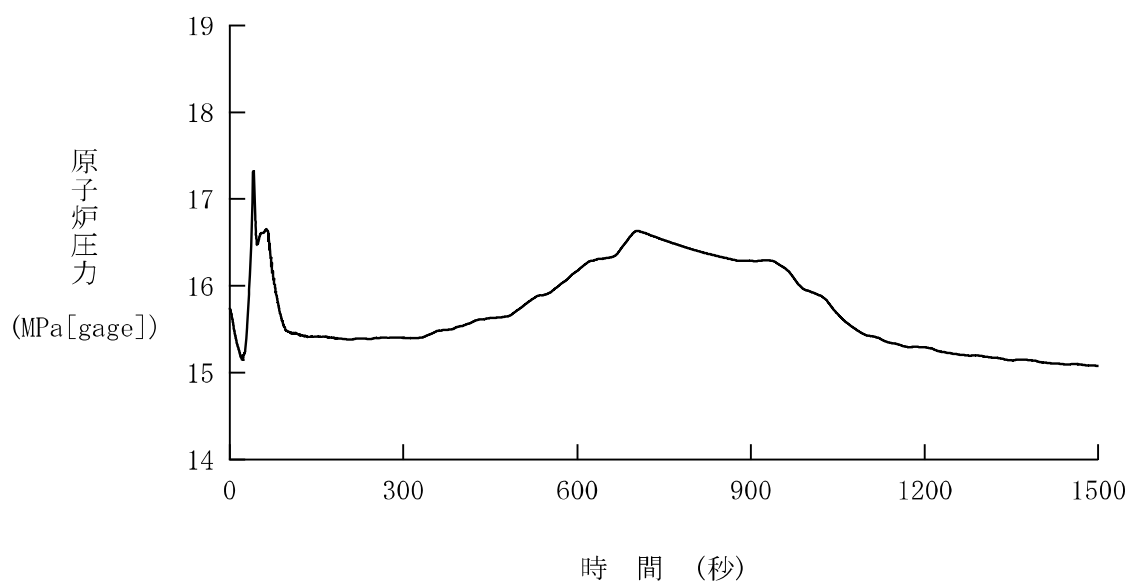


図 4. 5. 4. 2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

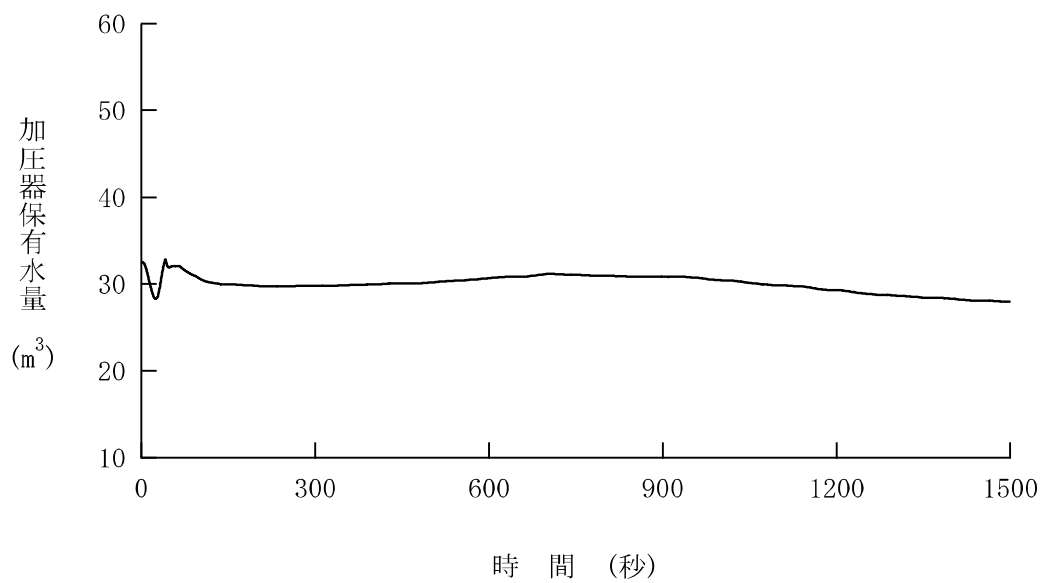


図 4. 5. 4. 2-3 主給水管破断＋ソフトウェア CCF

(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

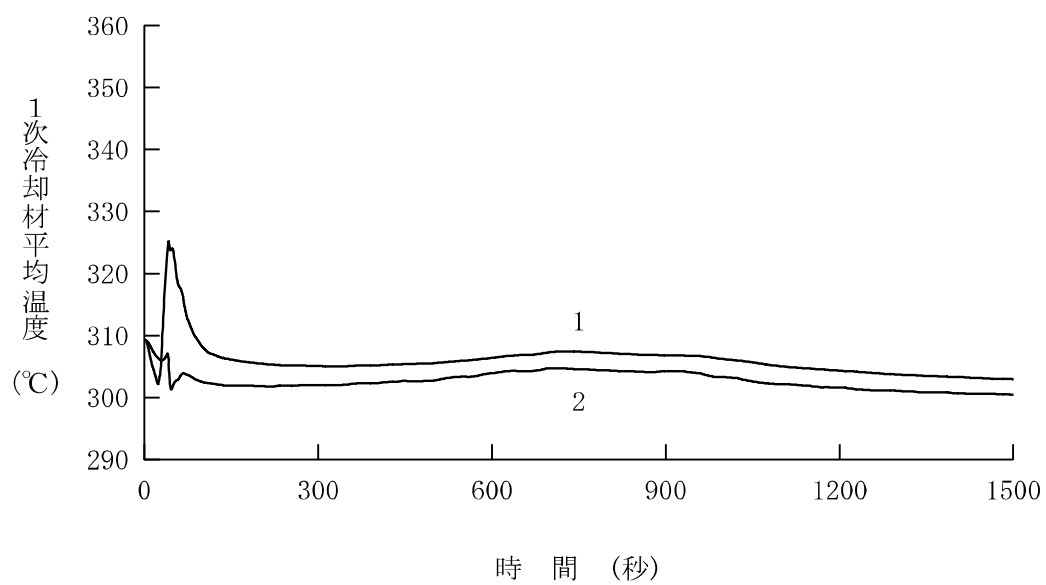


図 4. 5. 4. 2-4 主給水管破断＋ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

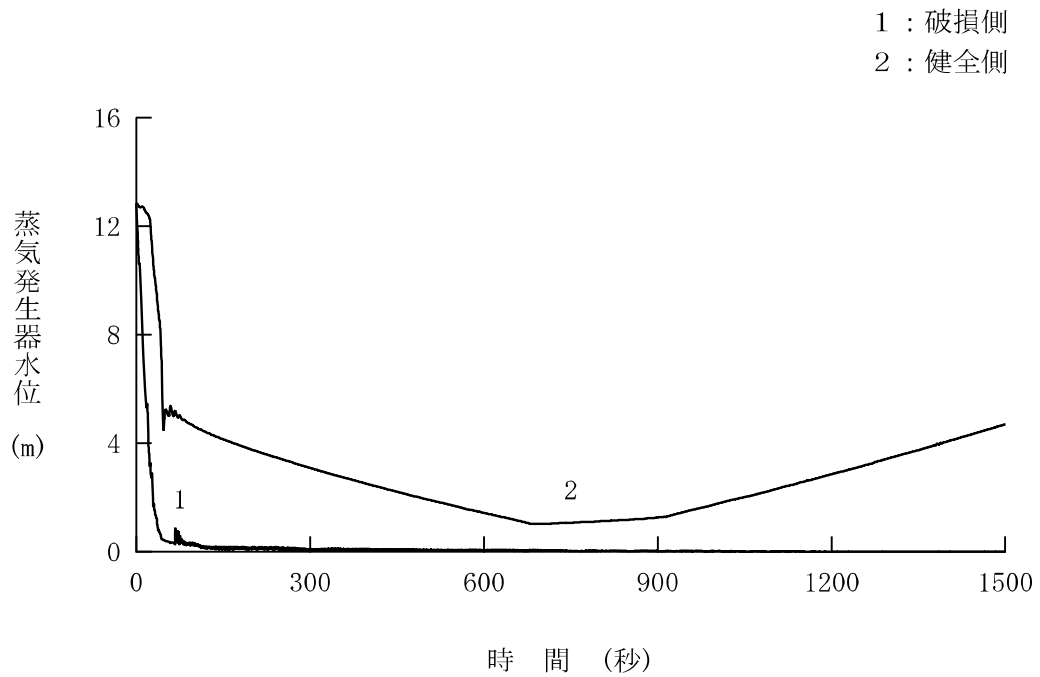


図 4. 5. 4. 2-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)

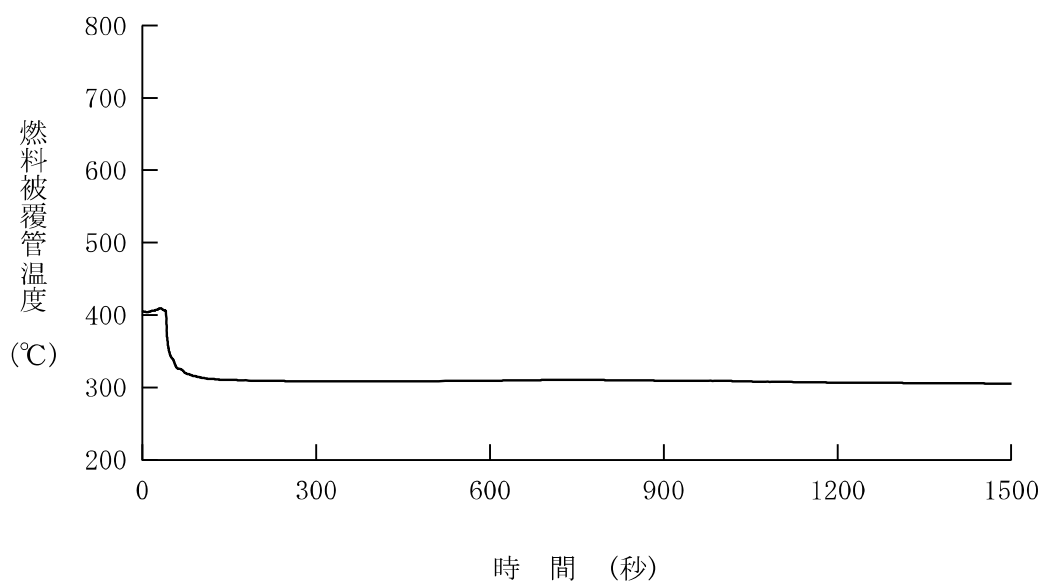


図 4. 5. 4. 2-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

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。

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グを表 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、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℃ (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動作。
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動作。
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℃ (≤ 1200℃)

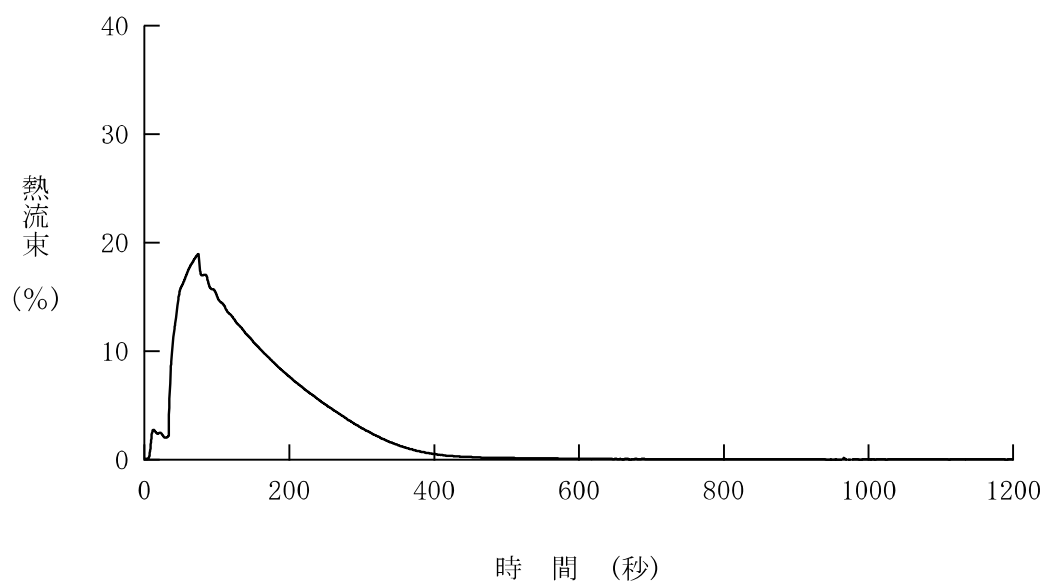


図 4. 5. 5. 1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、熱流束)

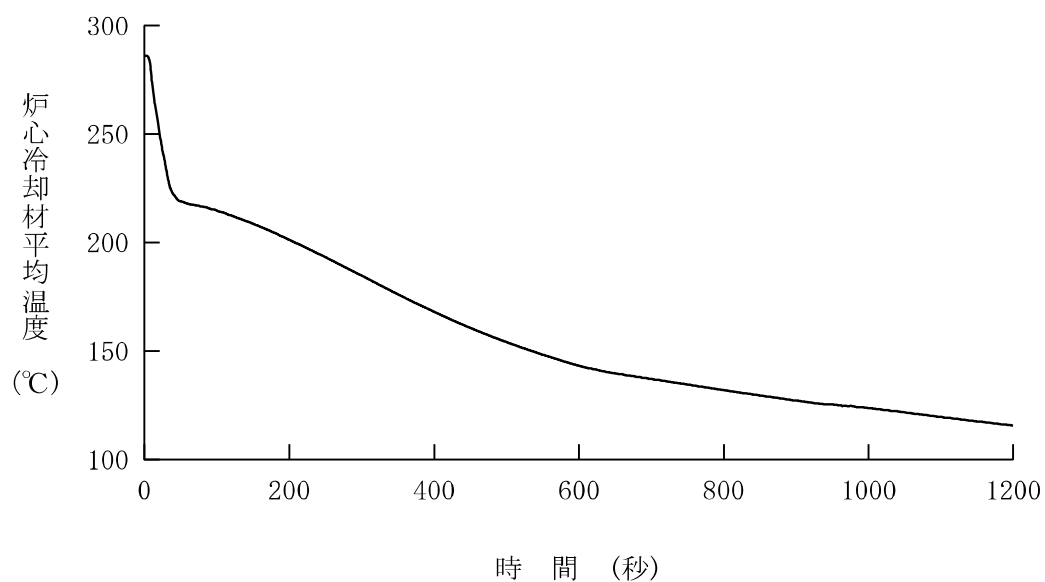


図 4. 5. 5. 1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

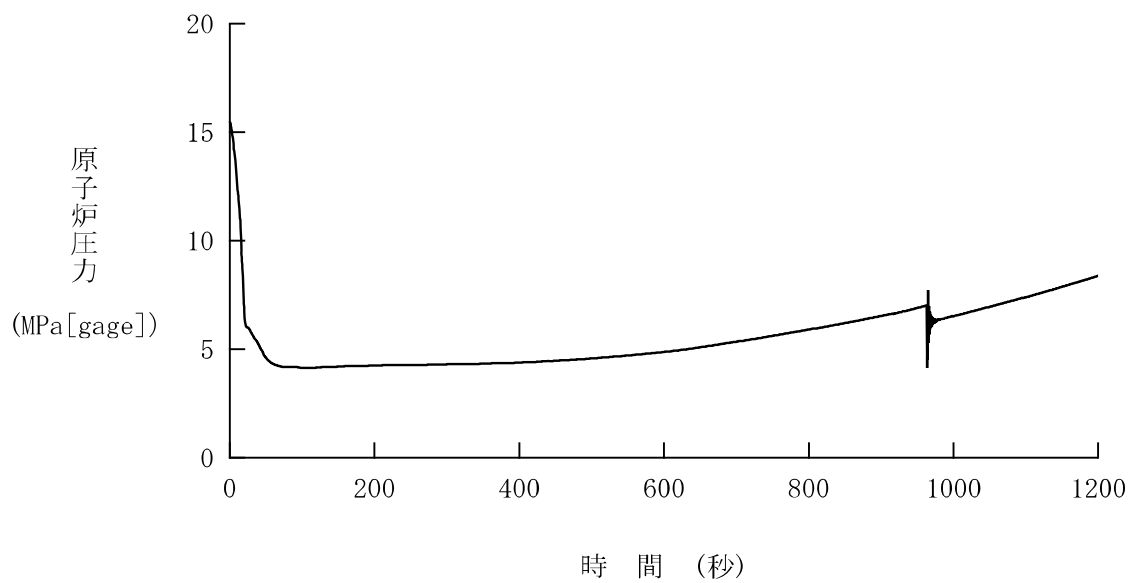


図 4. 5. 5. 1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

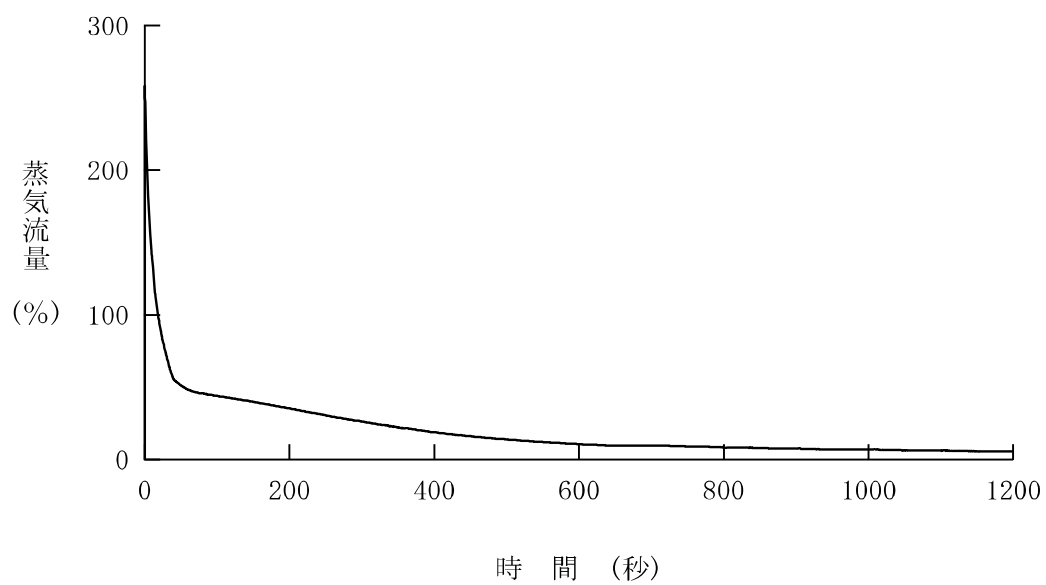


図 4. 5. 5. 1-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気流量)

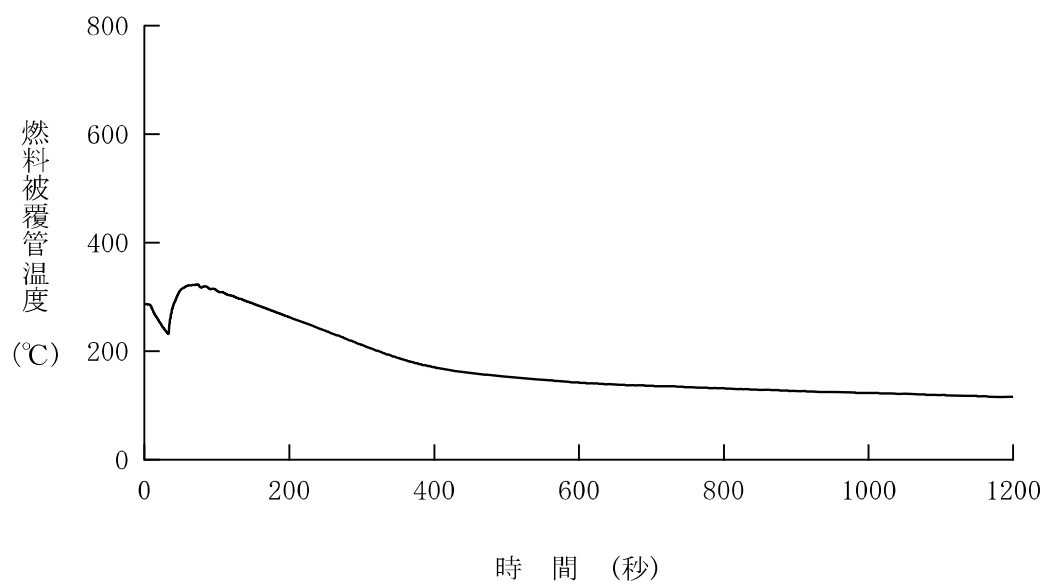


図 4. 5. 5. 1-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(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グを表 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℃ (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 μsec (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℃ (≤ 1200℃)

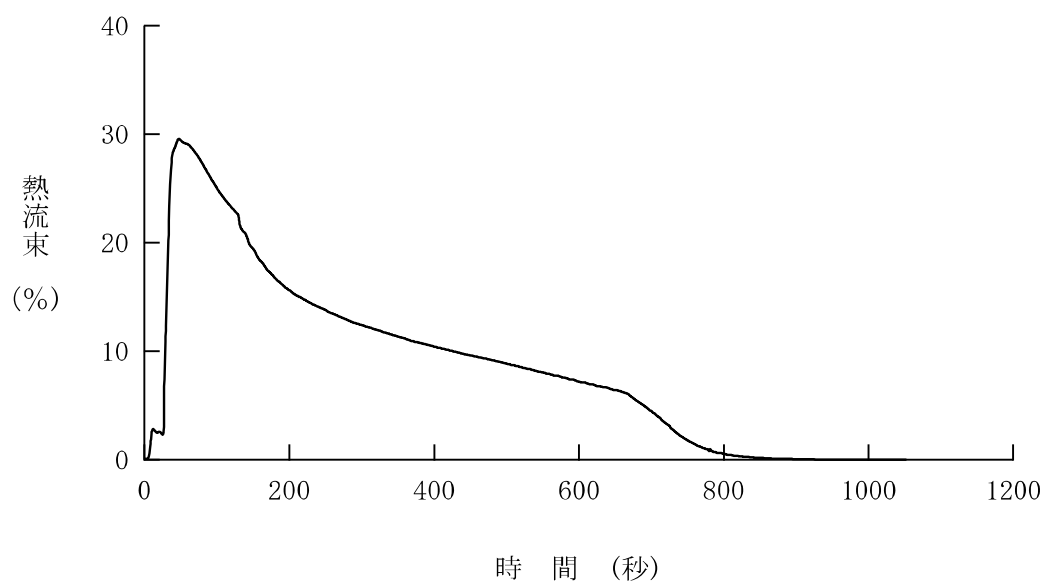


図 4. 5. 5. 2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、熱流束)

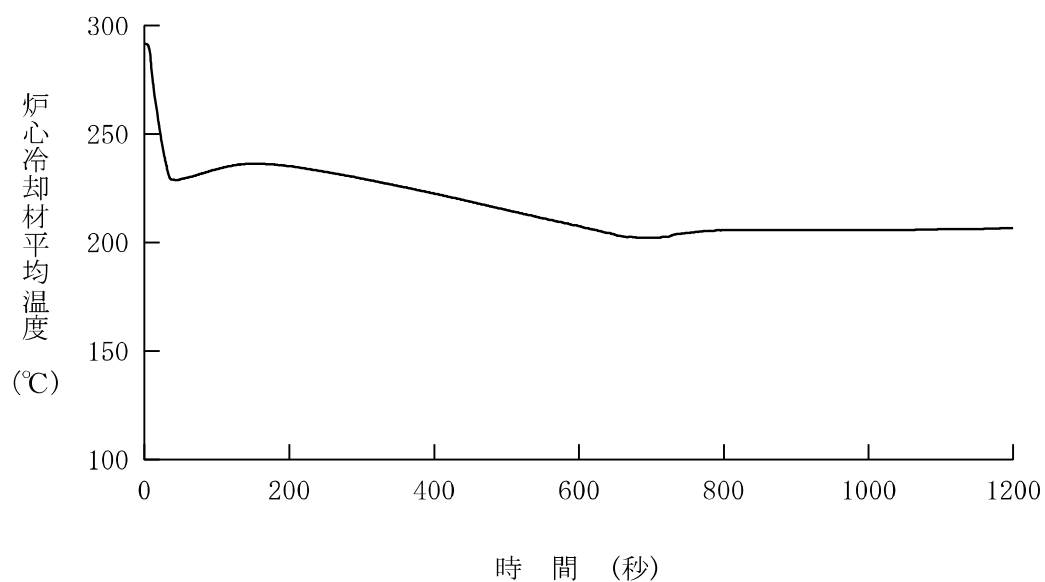


図 4. 5. 5. 2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

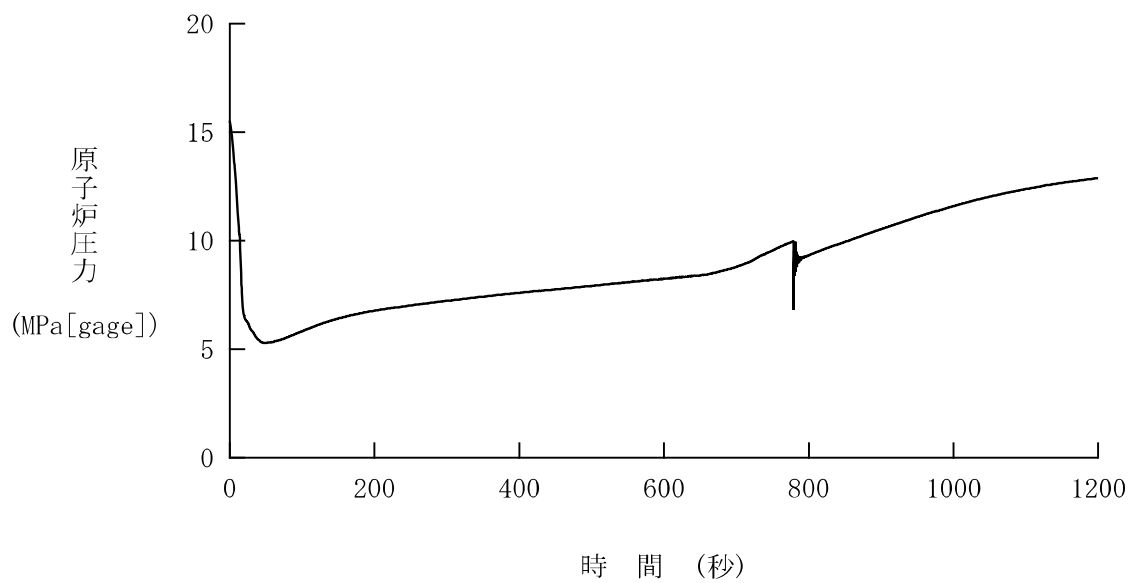


図 4. 5. 5. 2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

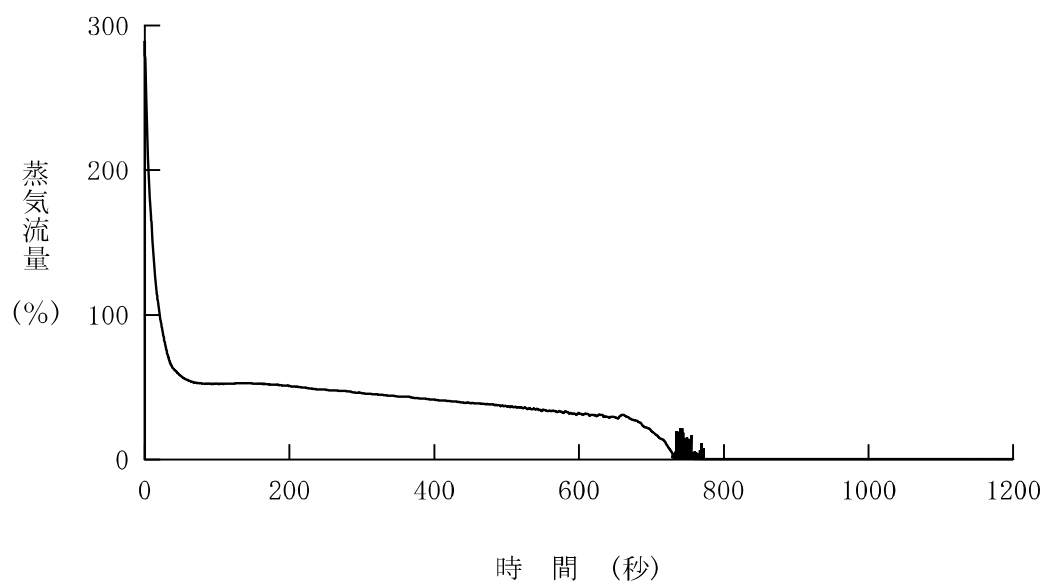


図 4. 5. 5. 2-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気流量)

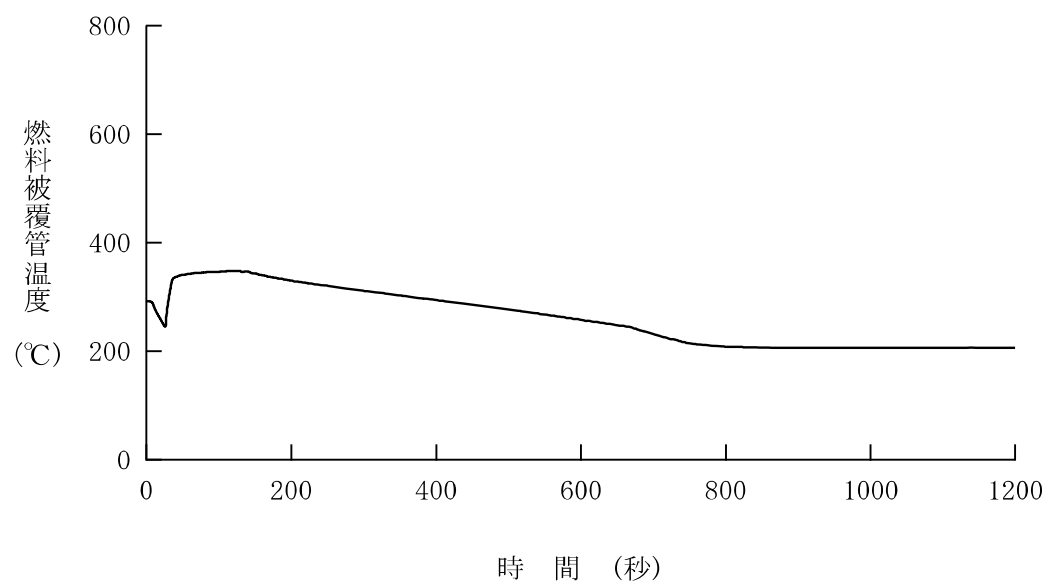


図 4. 5. 5. 2-5 主蒸気管破断＋ソフトウェア CCF

(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)

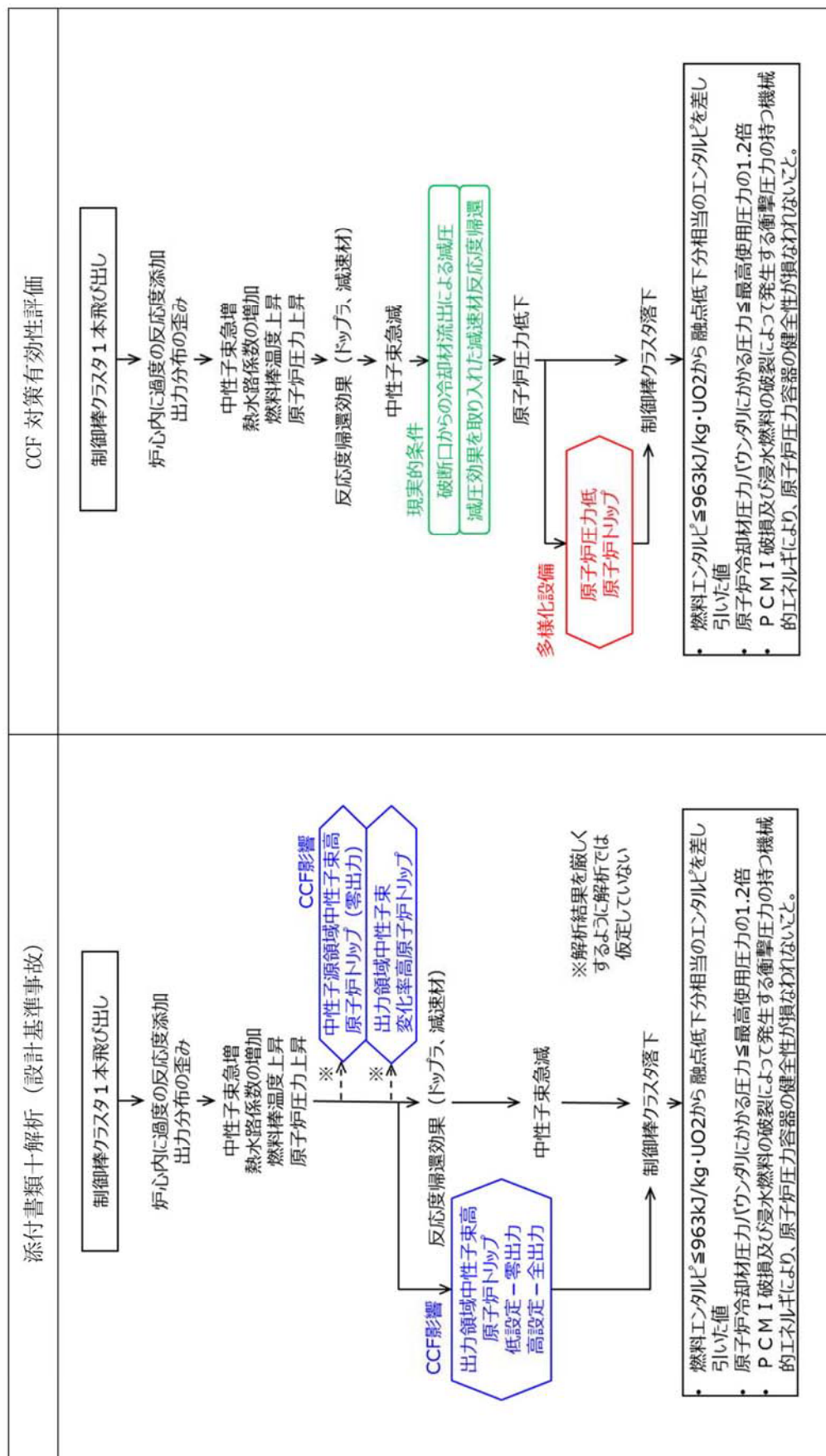


図 4.5.6-1 「制御棒飛び出し」の事象進展

4.5.6.1 代表 3 ループプラント

(1) 解析条件

サイクル初期高温全出力、及び、サイクル末期高温零出力を対象に評価を実施する。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 4.5.6.1-1 に示す。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。

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、SPARKLE-2 コードでは出力分布を精緻に評価するため、反応度帰還効果により出力上昇を緩和する効果が大きい。

そのほか、設計基準事故の解析では減圧に伴う減速材密度反応度帰還効果を保守的に無視するため、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいは考慮していない。一方、CCF 対策有効性評価では、現実的な想定として原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいによる減圧効果を考慮している。

(2) 解析結果

主要な事象クロノログを表 4.5.6.1-2 と表 4.5.6.1-3 に、主要な解析結果を表 4.5.6.1-4 と表 4.5.6.1-5 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.6.1-1 から図 4.5.6.1-14 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

制御棒飛び出しにより大きな正の反応度が添加されると同時に、原子炉容器頂部から 1 次冷却材の漏えいが生じる。制御棒飛び出し直後の出力上昇は、ドップラ反応度帰還効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還効果によって炉心出力が急激に減少した以降は、原子炉容器頂部からの冷却材漏えいによる原子炉圧力の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による負の反応度添加によって炉心出力は徐々に低下する。原子炉圧力が多様化設備の「原子炉圧力低」保護限界値に到達し、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。

サイクル初期高温全出力からの制御棒飛び出しでは、中性子束の最大値は、定格出力運転時の約 1.4 倍に達する。しかしながら、原子炉容器頂部からの冷却材の漏

えいにより減圧が生じるため、原子炉圧力は有意に上昇せず、判断基準（4.5.6 a 項）を満足する。中性子束の上昇及び冷却材の漏えいにより、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、最適評価コードにより出力分布を精緻に評価することで、反応度帰還効果の働きが大きくなり、飛び出し直後の出力上昇は添付書類十解析の結果よりも緩和されている。このとき、熱点の燃料ペレット中心温度の最大値は UO_2 燃料で約 2376°C 、 MOX 燃料で約 2350°C であり、原子炉トリップが遅れたことで添付書類十解析の結果よりも高くなるが、融点に対しては十分に裕度があり、燃料ペレットの溶融は起こらない（4.5.6 b' 項）。また、燃料被覆管温度の最大値は UO_2 燃料で約 408°C 、 MOX 燃料で約 408°C であり、判断基準（4.5.6 e 項）を満足している。

サイクル末期高温零出力からの制御棒飛び出しでは、中性子束のピーク値は、定格出力運転時の約 87 倍に達する。しかしながら、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいにより減圧が生じるため、原子炉圧力は有意に上昇せず、判断基準（4.5.6 a 項）を満足する。中性子束の上昇及び冷却材の漏えいにより、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、最適評価コードにより出力分布を精緻に評価することで、反応度帰還効果の働きが大きくなり、飛び出し直後の出力上昇は添付書類十解析の結果よりも緩和されている。このとき、燃料エンタルピの最大値は UO_2 燃料で約 393kJ/kg 、 MOX 燃料で約 394kJ/kg で圧力波発生限界の基準値（4.5.6 c 項）以内であり、ペレットの溶融及び蒸発に起因する燃料破損を生じない。さらに、燃料の許容設計限界 712kJ/kg （4.5.6 b'' 項）も下回るため、燃料被覆管の溶融及び脆性に起因する燃料破損も生じない。このときのピーク出力部燃料エンタルピは添付十解析よりも低くなっており、このピーク出力部燃料エンタルピの結果を基に評価している浸水燃料の破裂と PCMI 破損を重畳させた場合の衝撃圧力についても添付書類十解析よりも低くなることから判断基準（4.5.6 d 項）も満足する。また、燃料被覆管温度の最大値はそれぞれ UO_2 燃料で約 878°C 、 MOX 燃料で約 890°C であり判断基準（4.5.6 e 項）を満足している。

放射線被ばくリスクに関する判断基準（4.5.6 b 項）が満足されることについては 4.6.3.5 項にて述べる。ここで、放出放射エネルギー評価の条件となる破損燃料割合に

関して、高温零出力からの制御棒飛び出しにおける破損燃料割合が添付書類十解析を超えないことは前述の通りである。また、高温全出力からの制御棒飛び出しについては、図 4.5.6.1-5 及び図 4.5.6.1-7 で燃料被覆管温度は過度に上昇しておらず、事象期間中に DNBR が許容限界値を下回っていないことを意味している。これらより、放出放射線量評価の条件となる燃料破損量は添付書類十解析を超えないことが言える。

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 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し+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	TWINKLE FACTRAN	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	燃料健全性	同左	
燃焼度時点	サイクル初期 (高温全出力)	同左	
	サイクル末期 (高温零出力)		
制御棒クラスタの飛び出し による正の反応度添加	0.15% $\Delta k/k$ (高温全出力)	同左	
	1.0% $\Delta k/k$ (高温零出力)		
制御棒クラスタの飛び出し による減圧効果	考慮しない	考慮する	現実的条件として、減圧効果を考慮する

表 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し+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)

	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
初期条件	原子炉出力 102% (高温全出力) ----- (定格値+定常誤差) 10 ⁻⁷ % (高温零出力) (零出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度 304.5℃ (高温全出力) ----- (定格温度+定常誤差) 288.3℃ (高温零出力) (無負荷温度+定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 15.20MPa [gage] (高温全出力) ----- (定格圧力-定常誤差) 15.20MPa [gage] (高温零出力) (定格圧力-定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	0.43% (最小値) (高温全出力) ----- 0.40% (最小値) (高温零出力)	同左	
即発中性子寿命	5 μ sec (最小値) (高温全出力) ----- 6 μ sec (最小値) (高温零出力)	同左	

表 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (3)

(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
減速材反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	-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。
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)	同左	
ドップラ反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	同左	
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)		
飛び出し後の熱水路係数	5.0 (高温全出力) 26 (高温零出力)	同左	
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	出力領域中性子束高 (高設定) (高温全出力)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
	出力領域中性子束高 (低設定) (高温零出力)		

表 4.5.6.1-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
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
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 (出力領域 中性子束高(高設定))	約 68 秒 (多様化設備： 原子炉圧力低)
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 80 秒

表 4.5.6.1-3 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
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
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 (出力領域 中性子束高(低設定))	約 63 秒 (多様化設備： 原子炉圧力低)
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 75 秒

表 4.5.6.1-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋

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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
最大過渡出力(定格出力比)	約 1.54	約 1.38
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 16.6 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	初期から上昇しない 同左
ペレット中心温度最大 (判断基準)	約 2361℃ / 約 2329℃ (UO ₂ /MOX) (< 2790℃ / 2720℃)	約 2376℃ / 約 2350℃ (UO ₂ /MOX) 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	約 1111℃ / 約 1115℃ (UO ₂ /MOX) (≤ 1200℃)	約 408℃ / 約 408℃ (UO ₂ /MOX) 同左

表 4.5.6.1-5 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋

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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
最大過渡出力（定格出力比）	約 113	約 87.3
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 16.8 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	初期から上昇しない 同左
最大燃料エンタルピー (判断基準)	約 467kJ/kg / 約 469kJ/kg (UO ₂ /MOX) (≤ 791kJ/kg / 770kJ/kg)	約 393kJ/kg / 約 394kJ/kg (UO ₂ /MOX) 同左
ピーク出力部燃料エンタルピー※	約 460kJ/kg / 約 462kJ/kg (UO ₂ /MOX)	約 382kJ/kg / 約 384kJ/kg (UO ₂ /MOX)
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	約 1048℃ / 約 1048℃ (UO ₂ /MOX) (≤ 1200℃)	約 878℃ / 約 890℃ (UO ₂ /MOX) 同左

※発生する衝撃圧力の評価に用いる燃料破損量評価に用いる浸水燃料破裂限界と PCMI 破損しきい値のめやすは 4.5.6(注 2)を参照

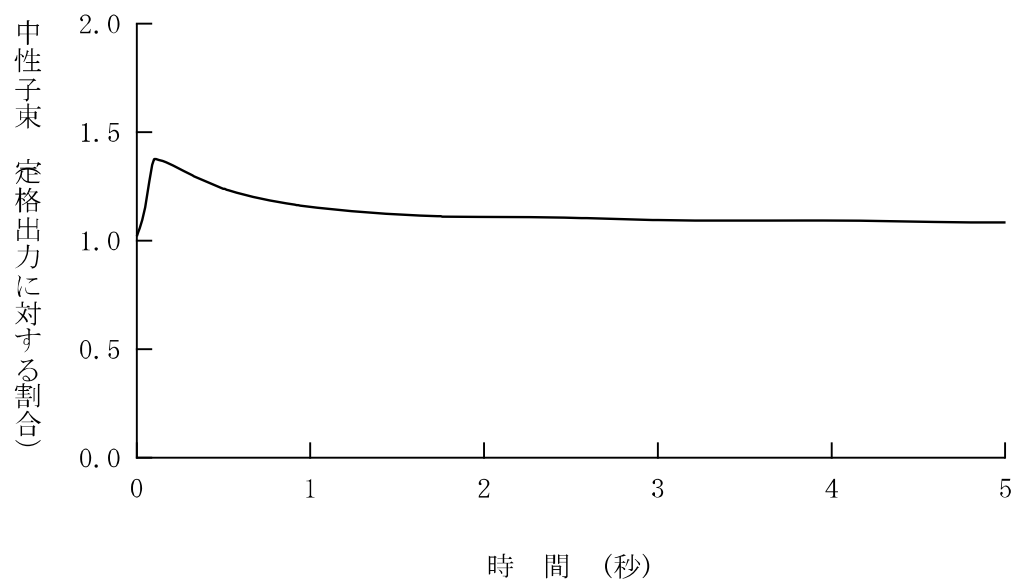


図 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束（短期応答））

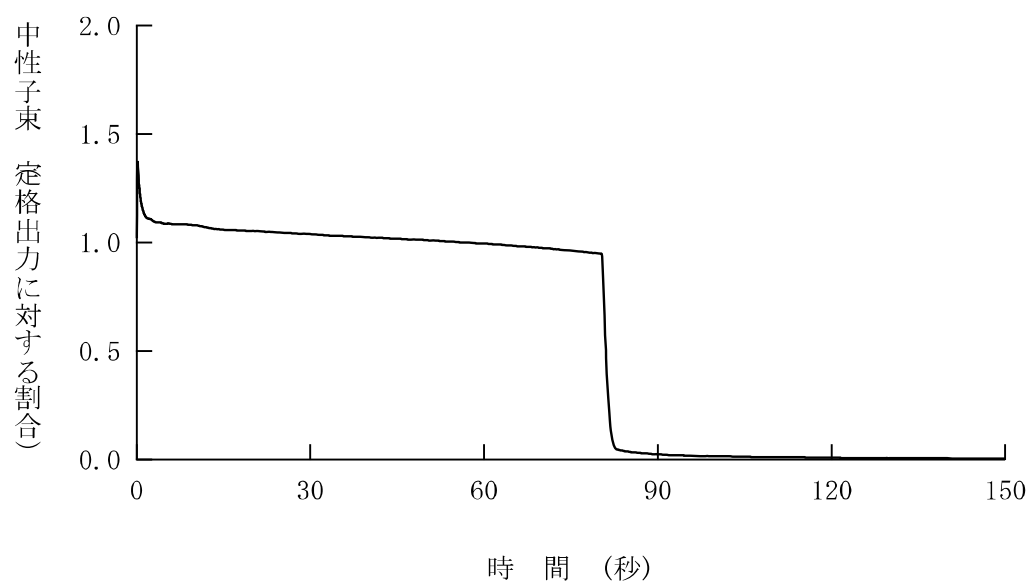


図 4.5.6.1-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束）

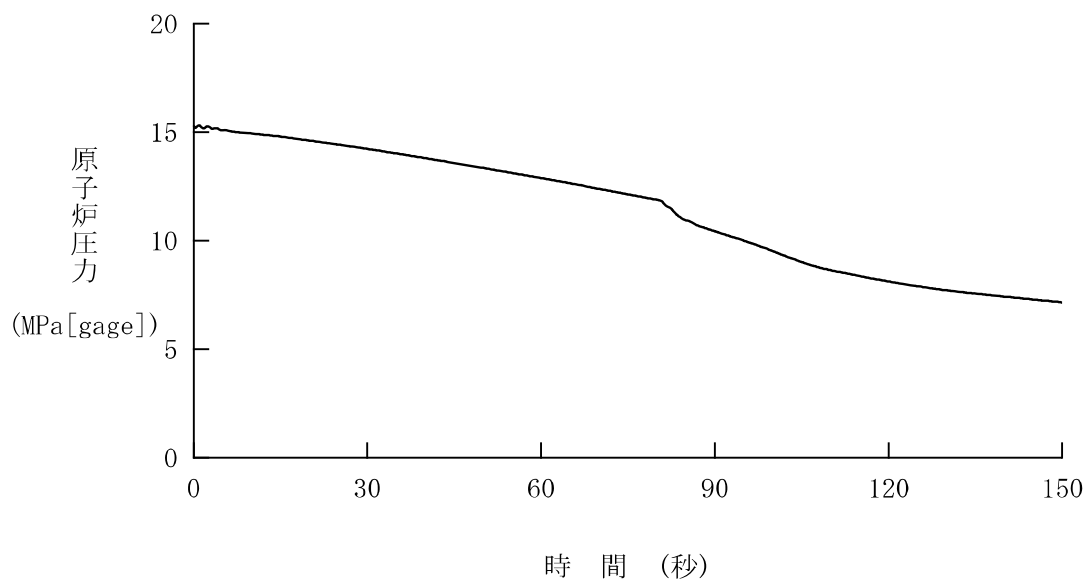


図 4.5.6.1-3 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、原子炉圧力）

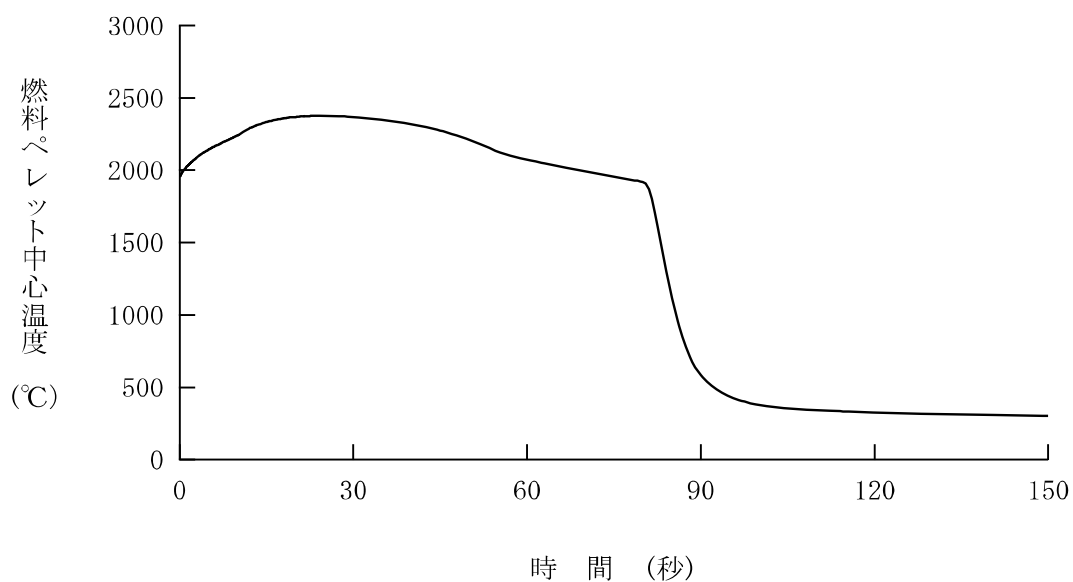


図 4.5.6.1-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度－ UO_2 燃料）

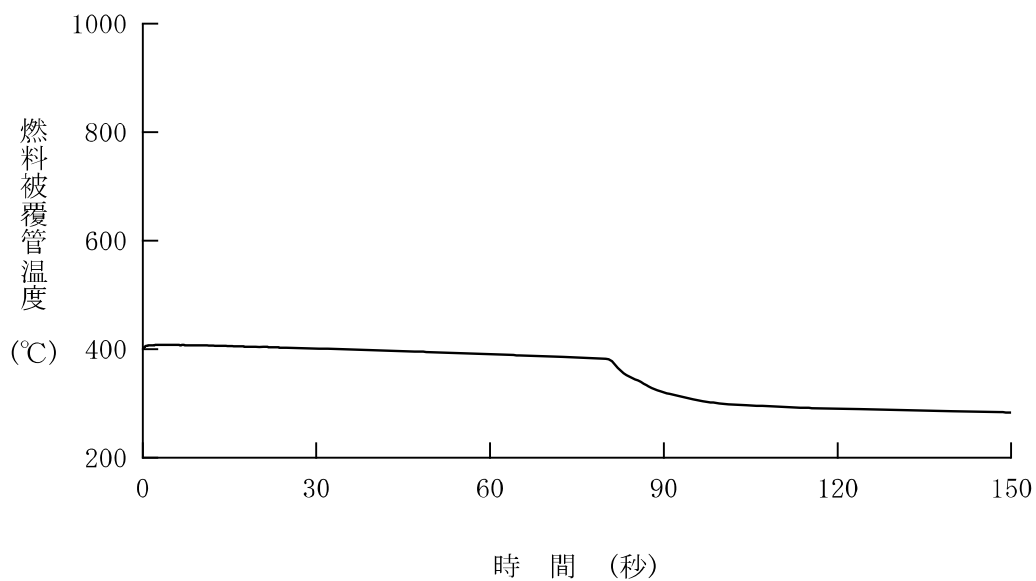


図 4.5.6.1-5 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－UO₂燃料）

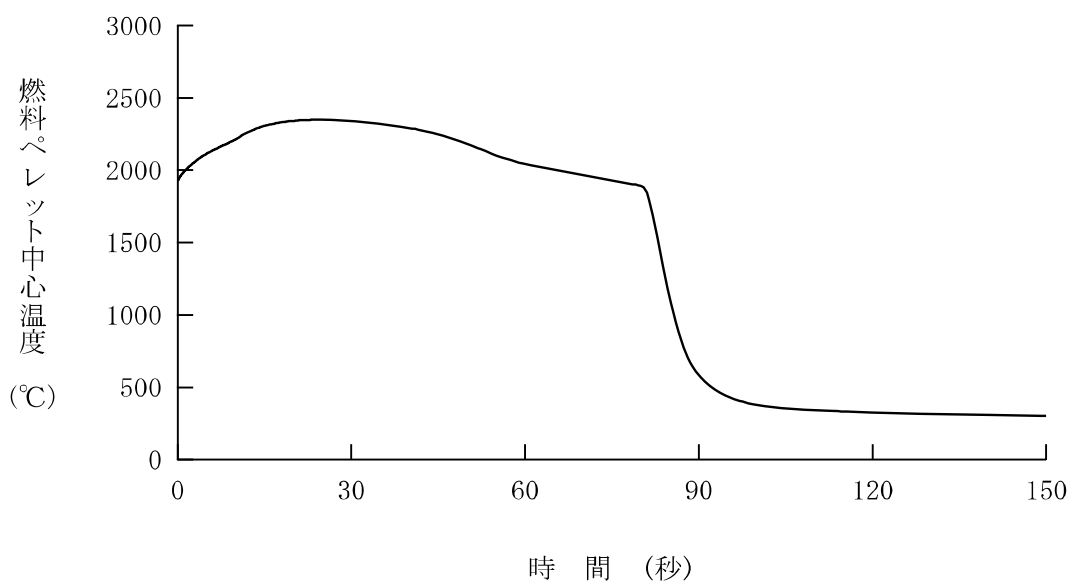


図 4.5.6.1-6 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度－MOX燃料）

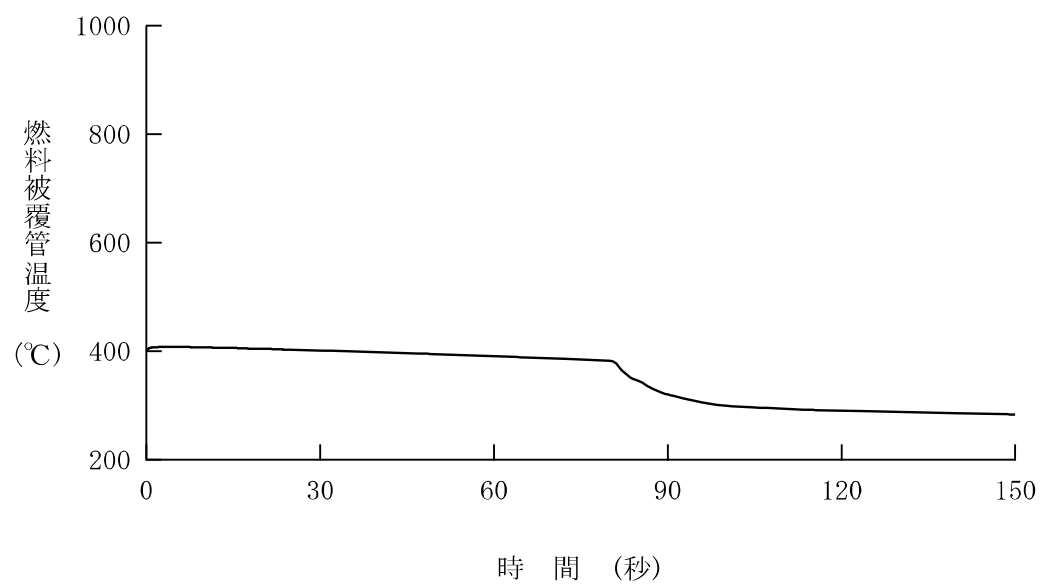


図 4.5.6.1-7 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－MOX 燃料）

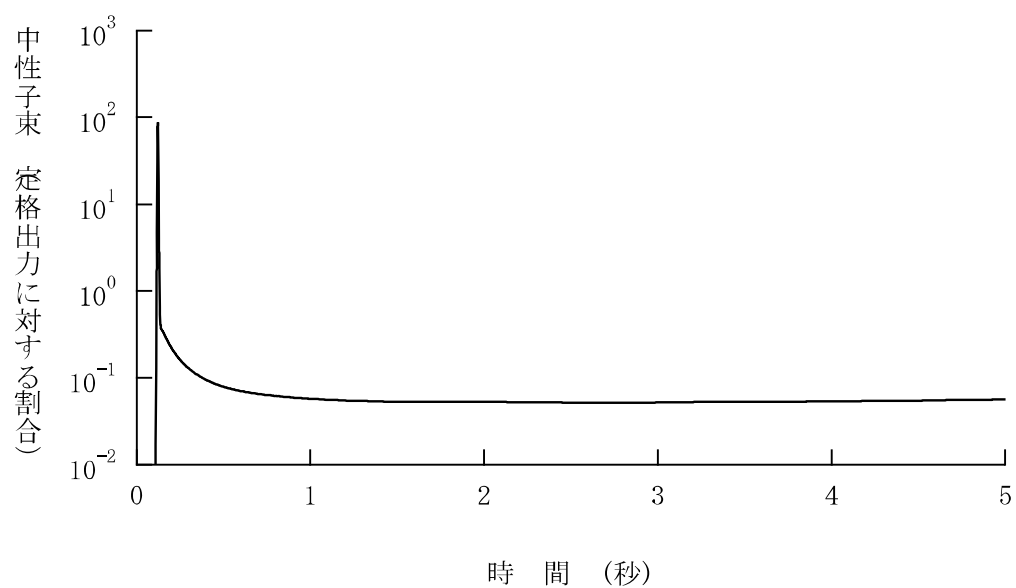


図 4.5.6.1-8 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束（短期応答））

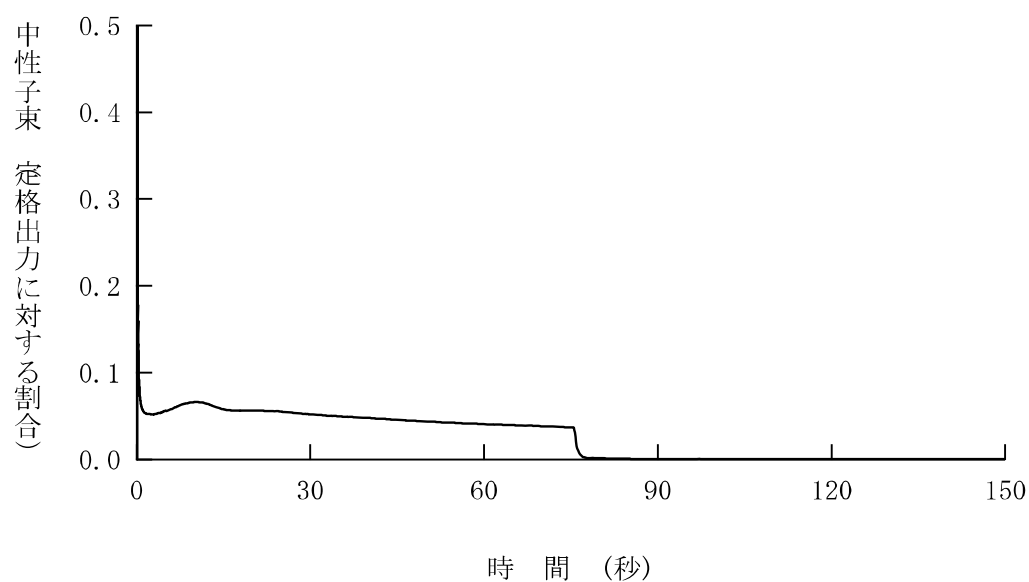


図 4.5.6.1-9 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束）

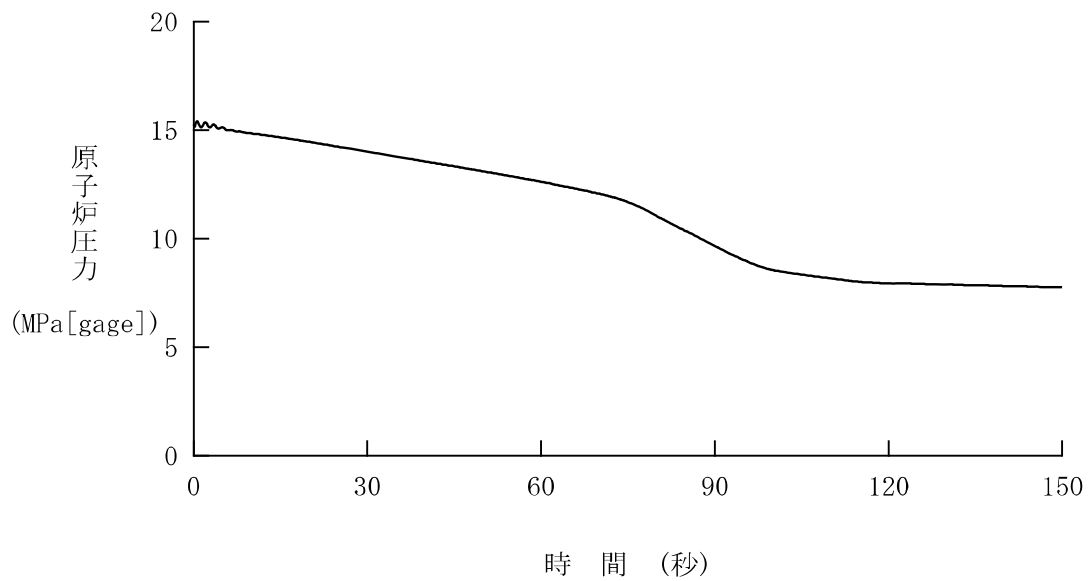


図 4.5.6.1-10 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、原子炉圧力）

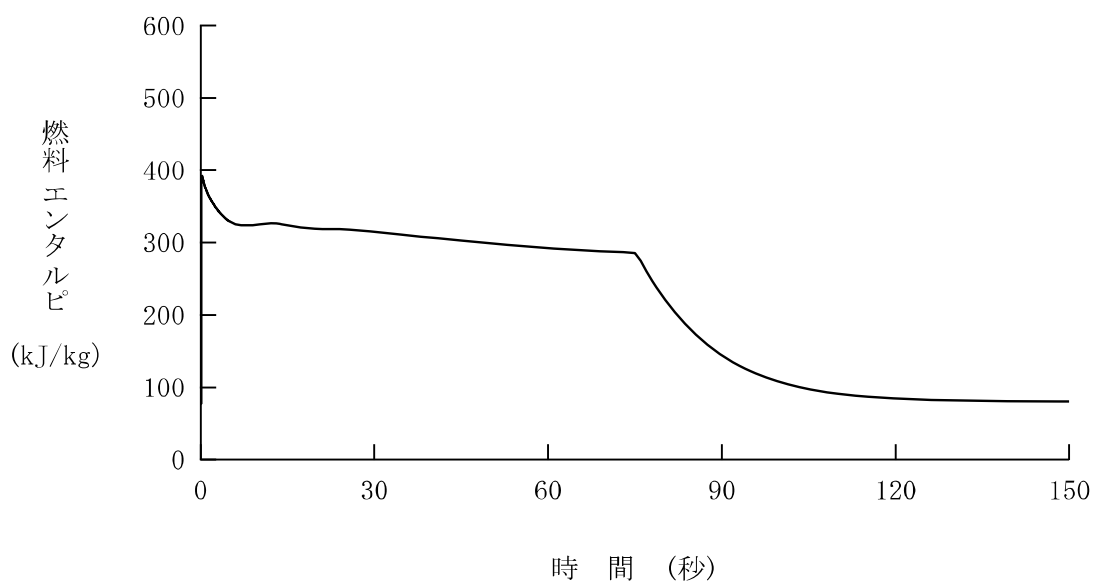


図 4.5.6.1-11 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー UO_2 燃料）

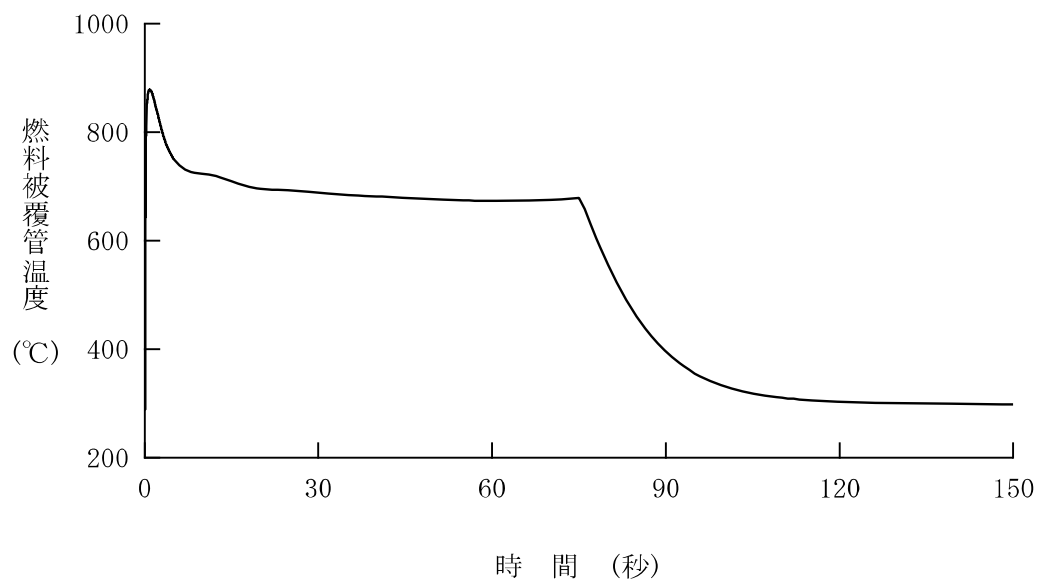


図 4.5.6.1-12 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－UO₂燃料）

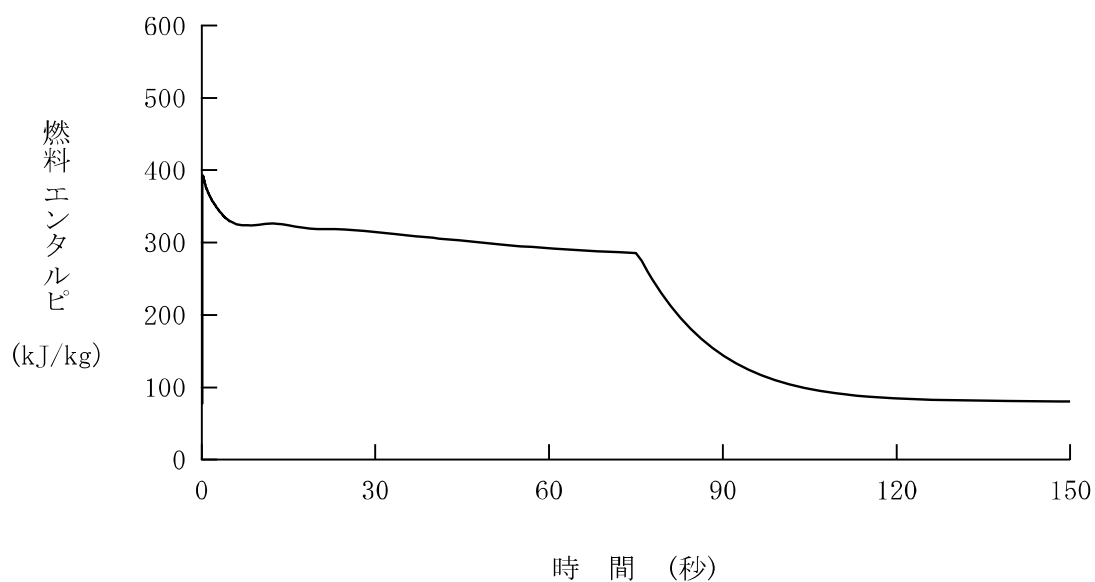


図 4.5.6.1-13 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー－MOX燃料）

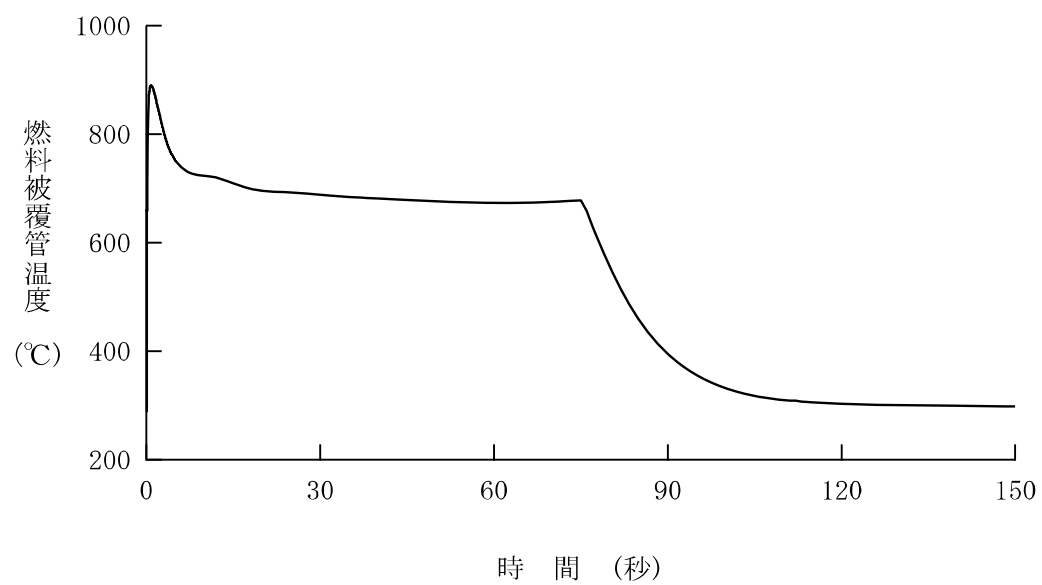


図 4. 5. 6. 1-14 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－MOX 燃料）

4.5.6.2 代表 4 ループプラント

(1) 解析条件

サイクル初期高温全出力、及び、サイクル末期高温零出力を対象に評価を実施する。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 4.5.6.1-2 に示す。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。

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、SPARKLE-2 コードでは出力分布を精緻に評価するため、反応度帰還効果により出力上昇を緩和する効果が大きい。

そのほか、設計基準事故の解析では減圧に伴う減速材密度反応度帰還効果を保守的に無視するため、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいは考慮していない。一方、CCF 対策有効性評価では、現実的な想定として原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいによる減圧効果を考慮している。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.6.2-2 と表 4.5.6.2-3 に、主要な解析結果を表 4.5.6.2-4 と表 4.5.6.2-5 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.6.2-1 から図 4.5.6.2-10 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

制御棒飛び出しにより大きな正の反応度が添加されると同時に、原子炉容器頂部から 1 次冷却材の漏えいが生じる。制御棒飛び出し直後の出力上昇は、ドブプラ反応度帰還効果によって抑えられる。ドブプラ反応度帰還効果によって炉心出力が急激に減少した以降は、原子炉容器頂部からの冷却材漏えいによる原子炉圧力の低下に伴い、減速材密度反応度帰還効果による負の反応度添加によって炉心出力は徐々に低下する。原子炉圧力が多様化設備の「原子炉圧力低」保護限界値に到達し、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。

サイクル初期高温全出力からの制御棒飛び出しでは、中性子束の最大値は、定格

出力運転時の約 1.2 倍に達する。しかしながら、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいにより減圧が生じるため、原子炉圧力は有意に上昇せず、判断基準（4.5.6 a 項）を満足する。中性子束の上昇及び冷却材の漏えいにより、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、最適評価コードにより出力分布を精緻に評価することで、反応度帰還効果の働きが大きくなり、飛び出し直後の出力上昇は添付書類十解析の結果よりも緩和されている。このとき、熱点の燃料ペレット中心温度の最大値は約 2357℃であり、原子炉トリップが遅れることで燃料中心温度が厳しくなる効果よりも、飛び出し直後の出力上昇が緩和される効果の方が大きく添付書類十解析より低い結果であり、燃料ペレットの溶融は起こらない(4.5.6 b' 項)。また、燃料被覆管温度の最大値は約 409℃であり判断基準（4.5.6 e 項）を満足している。

サイクル末期高温零出力からの制御棒飛び出しでは、中性子束のピーク値は、定格出力運転時の約 34 倍に達する。しかしながら、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいにより減圧が生じるため、原子炉圧力は有意に上昇せず、判断基準（4.5.6 a 項）を満足する。中性子束の上昇及び冷却材の漏えいにより、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、最適評価コードにより出力分布を精緻に評価することで、反応度帰還効果の働きが大きくなり、飛び出し直後の出力上昇は添付書類十解析の結果よりも緩和されている。このとき、燃料エンタルピの最大値は約 334kJ/kg で圧力波発生限界の基準値（4.5.6 c 項）以内であり、ペレットの溶融及び蒸発に起因する燃料破損を生じない。さらに、燃料の許容設計限界 712kJ/kg（4.5.6 b'' 項）も下回るため、燃料被覆管の溶融及び脆性に起因する燃料破損も生じない。このときのピーク出力部燃料エンタルピは添付十解析よりも低くなっており、このピーク出力部燃料エンタルピの結果を基に評価している浸水燃料の破裂と PCMI 破損を重畳させた場合の衝撃圧力についても添付書類十解析よりも低くなることから判断基準（4.5.6 d 項）も満足する。また、燃料被覆管温度の最大値は約 824℃であり判断基準（4.5.6 e 項）を満足している。

放射線被ばくリスクに関する判断基準（4.5.6 b 項）が満足されることについては 4.6.3.5 項にて述べる。ここで、放出放射エネルギー評価の条件となる破損燃料割合に

関して、高温零出力からの制御棒飛び出しにおける破損燃料割合が添付書類十解析を超えないことは前述の通りである。また、高温全出力からの制御棒飛び出しについては、図 4.5.6.2-5 で燃料被覆管温度は過度に上昇しておらず、事象期間中に DNBR が許容限界値を下回っていないことを意味している。これらより、放出放射線量評価の条件となる燃料破損量は添付書類十解析を超えないと言える。

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 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し+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	TWINKLE FACTRAN	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	燃料健全性	同左	
燃焼度時点	サイクル初期 (高温全出力) ----- サイクル末期 (高温零出力)	同左	
制御棒クラスタの飛び出し による正の反応度添加	0.12% Δ k/k (高温全出力) ----- 0.87% Δ k/k (高温零出力)	同左	
制御棒クラスタの飛び出し による減圧効果	考慮しない	考慮する	現実的条件として、減圧効果を考慮する

表 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し＋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
初期条件	原子炉出力 ----- 102% (高温全出力) (定格＋定常誤差) 10 ⁻⁷ % (高温零出力) (零出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度 ----- 309.3℃ (高温全出力) (定格温度＋定常誤差) 293.9℃ (高温零出力) (無負荷温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 ----- 15.20MPa [gage] (高温全出力) (定格圧力－定常誤差) 15.20MPa [gage] (高温零出力) (定格圧力－定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	----- 0.48% (高温全出力) 0.44% (高温零出力)	同左	
即発中性子寿命	----- 9 μ sec (高温全出力) 9 μ sec (高温零出力)	同左	

表 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (3)

(代表 4 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
減速材反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	-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。
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)	同左	
ドップラ反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	同左	
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)		
飛び出し後の熱水路係数	5.0 (高温全出力) 25 (高温零出力)	同左	
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	出力領域中性子束高 (高設定) (高温全出力)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
	出力領域中性子束高 (低設定) (高温零出力)		

表 4.5.6.2-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 (出力領域 中性子束高(高設定))	約 75 秒 (多様化設備： 原子炉圧力低)
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 87 秒

表 4.5.6.2-3 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 (出力領域 中性子束高(低設定))	約 86 秒 (多様化設備： 原子炉圧力低)
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 98 秒

表 4.5.6.2-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
最大過渡出力 (定格出力比)	約 1.36	約 1.20
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 16.9 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	初期から上昇しない 同左
ペレット中心温度最大 (判断基準)	約 2434℃ (< 2790℃)	約 2357℃ 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	約 1127℃ (≤ 1200℃)	約 409℃ 同左

表 4.5.6.2-5 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
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	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
最大過渡出力 (定格出力比)	約 34.8	約 33.6
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 16.6 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	初期から上昇しない 同左
最大燃料エンタルピー (判断基準)	約 358kJ/kg (≤ 791kJ/kg)	約 334kJ/kg 同左
ピーク出力部燃料エンタルピー※	約 336kJ/kg	約 322kJ/kg
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	約 895℃ (≤ 1200℃)	約 824℃ 同左

※発生する衝撃圧力の評価に用いる燃料破損量評価に用いる浸水燃料破裂限界と PCMI 破損しきい値のめやすは 4.5.6(注 2)を参照