

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。

主給水管の逆止弁の上流で主給水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°C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。

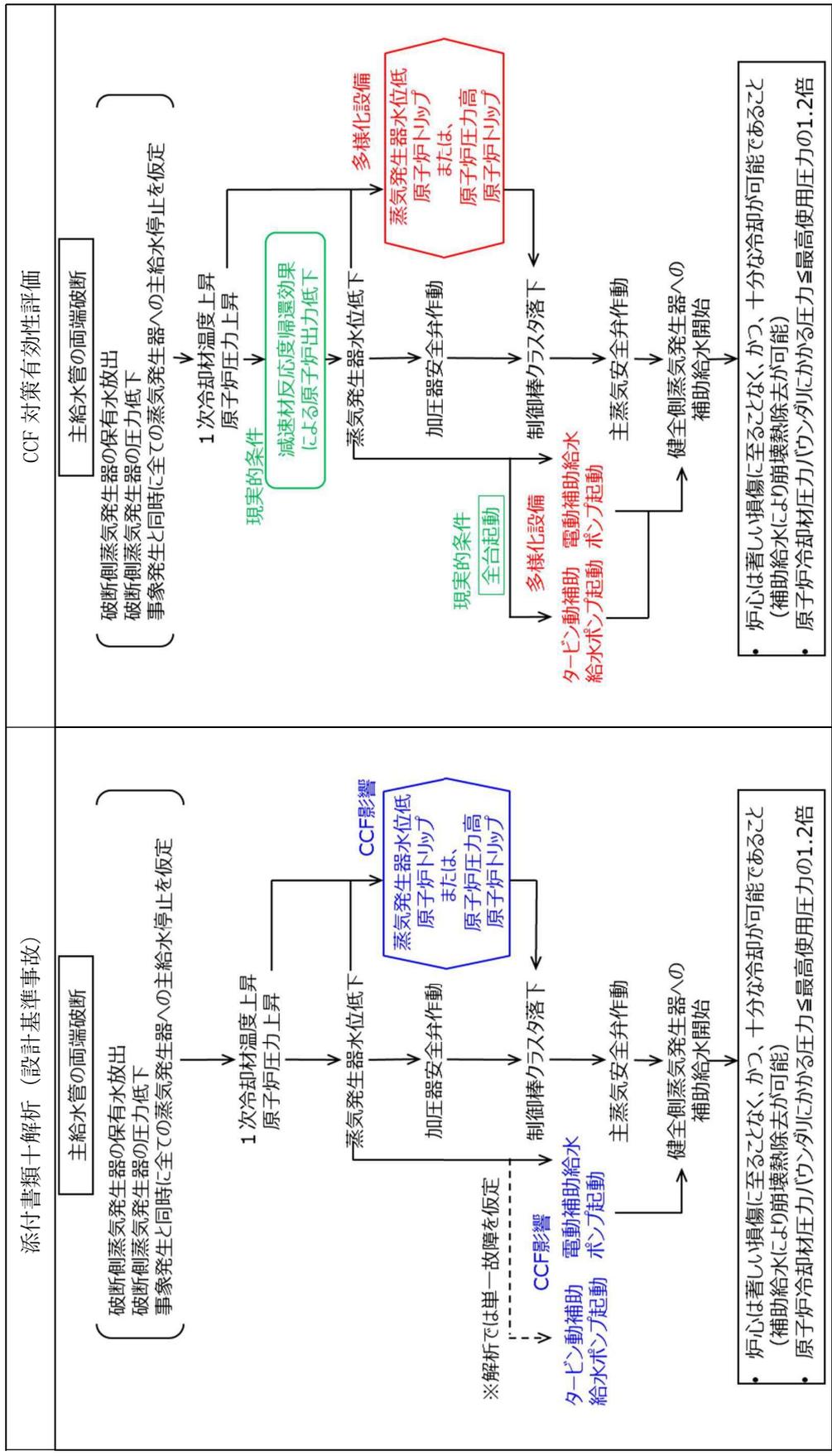


図 4.5.4-1 「主給水管破断」の事象進展

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+ソフウェア CCF の主要解析条件 (2)
(代表3グループプラント)

	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℃)

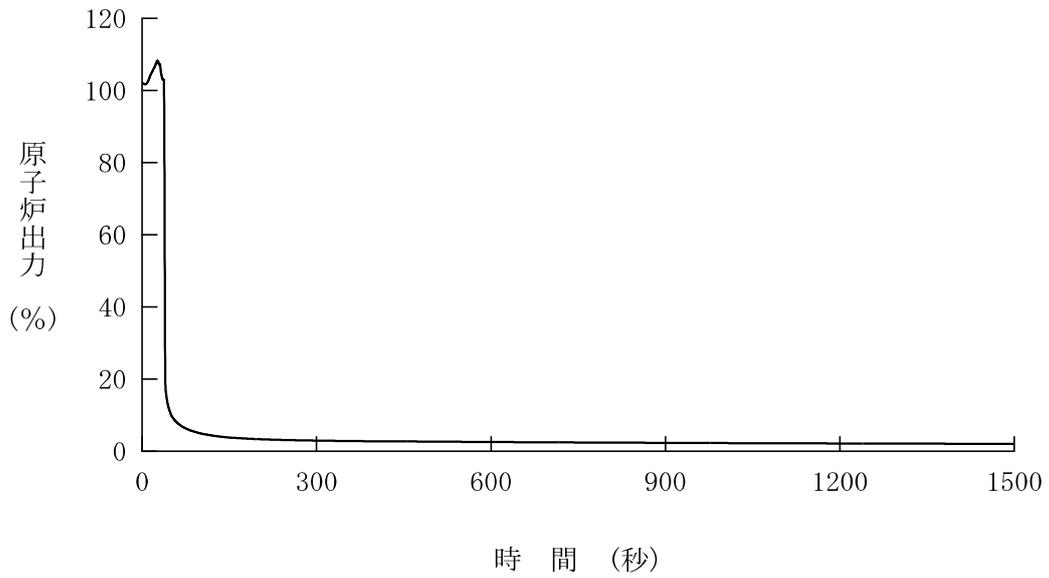


図 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

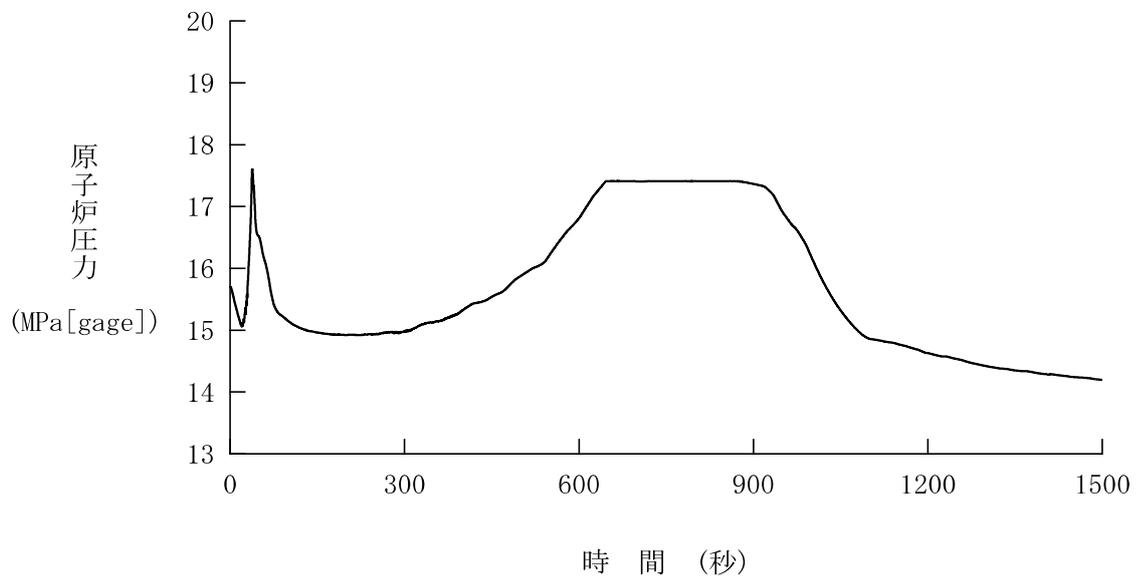


図 4.5.4.1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

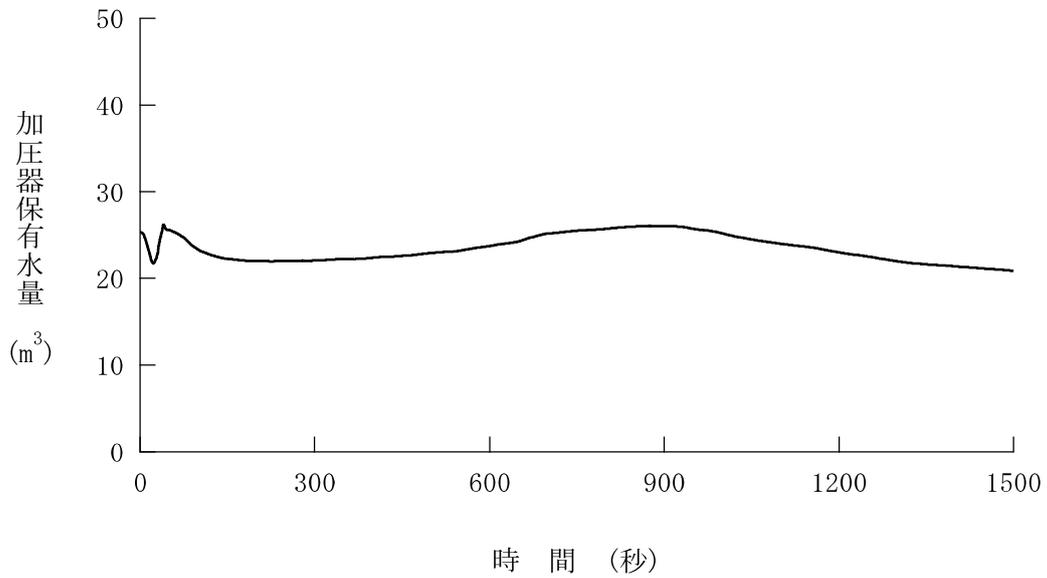


図 4.5.4.1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側
2 : 健全側

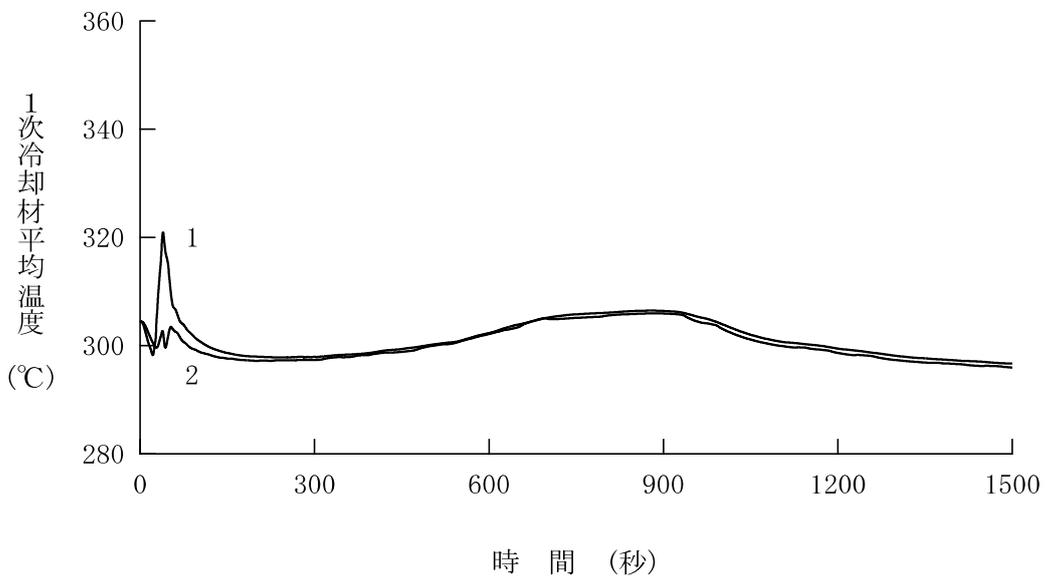


図 4.5.4.1-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

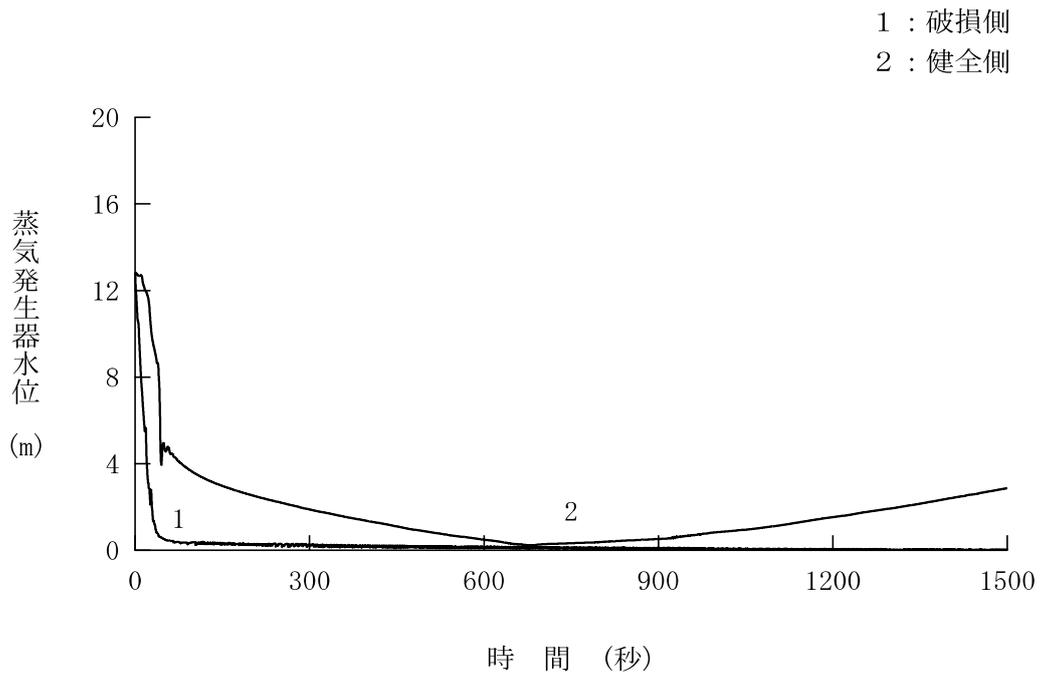


図 4.5.4.1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

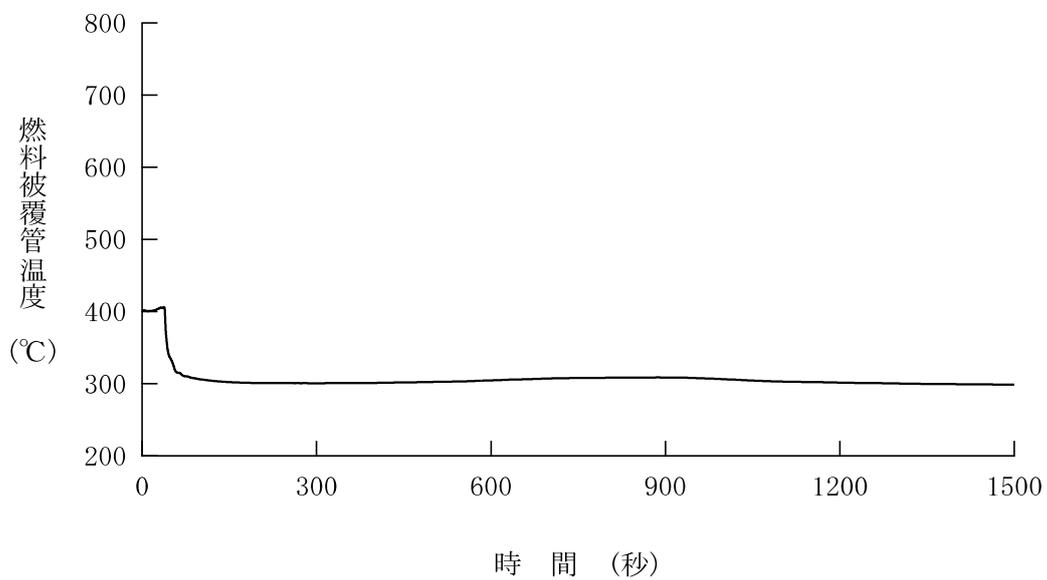


図 4.5.4.1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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	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 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフウェア 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ノイ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℃)

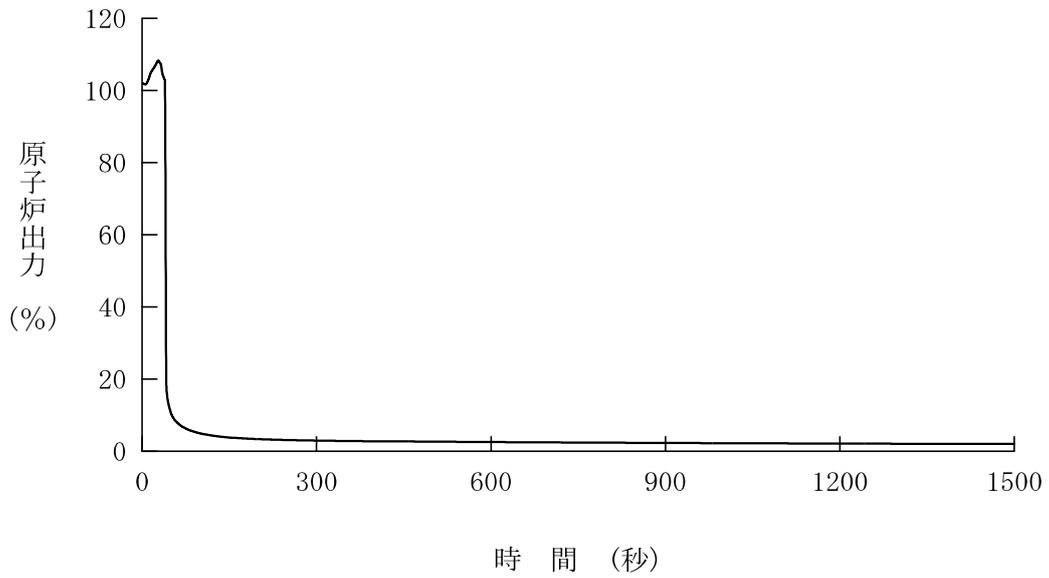


図 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

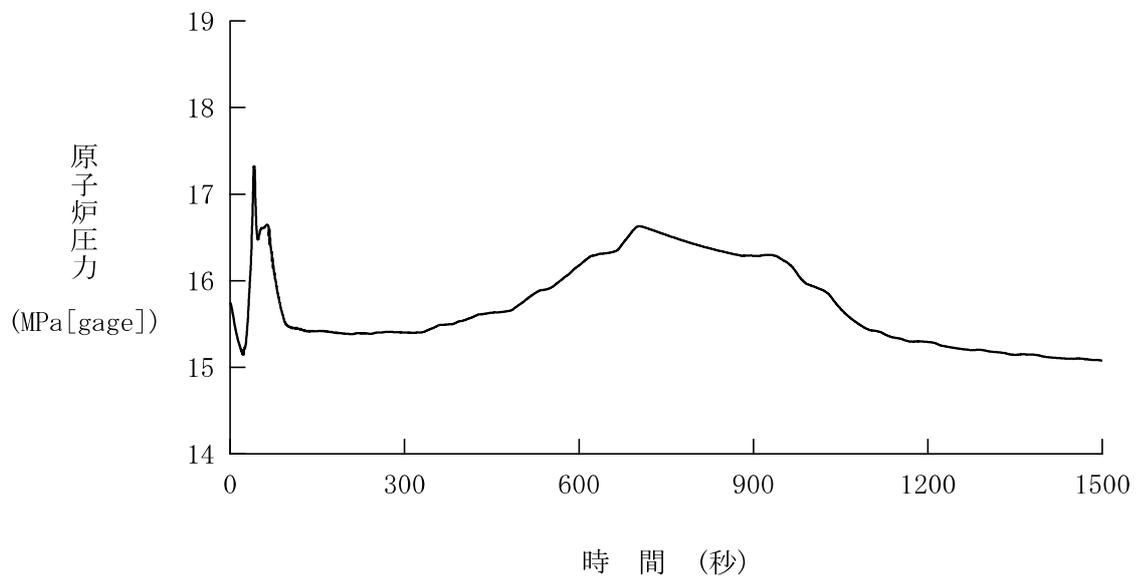


図 4.5.4.2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

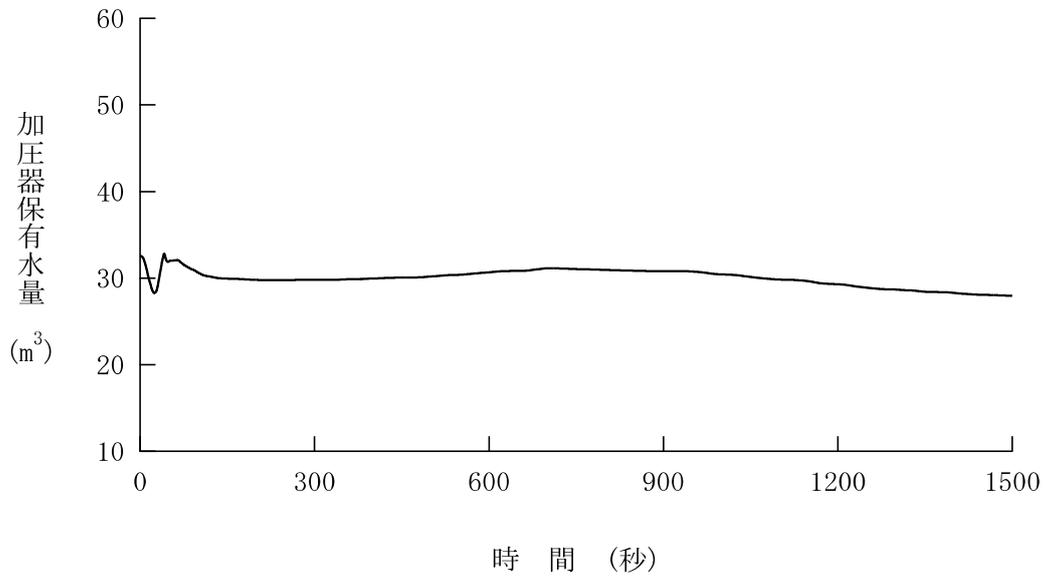


図 4.5.4.2-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(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

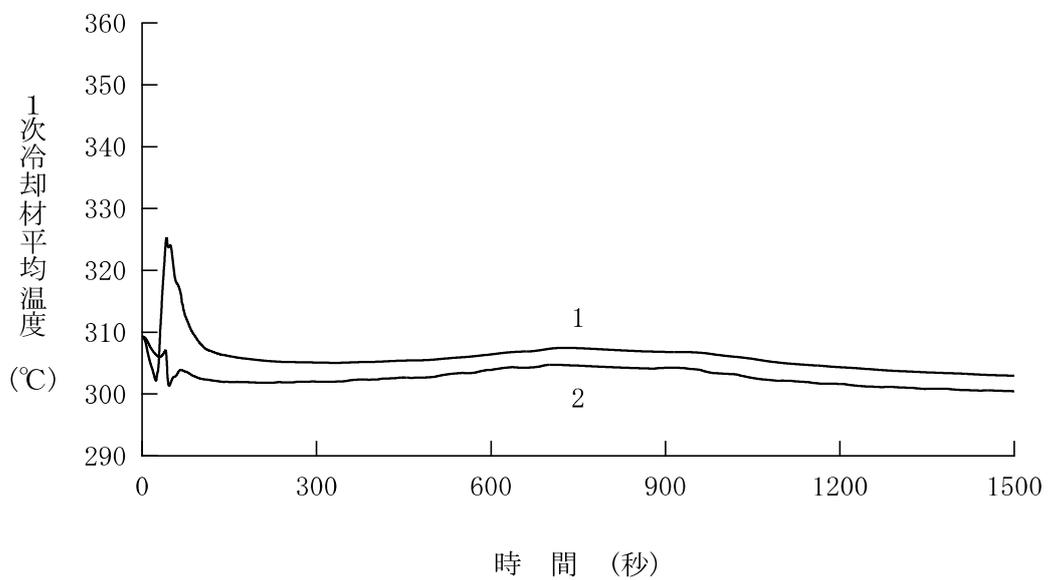


図 4.5.4.2-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

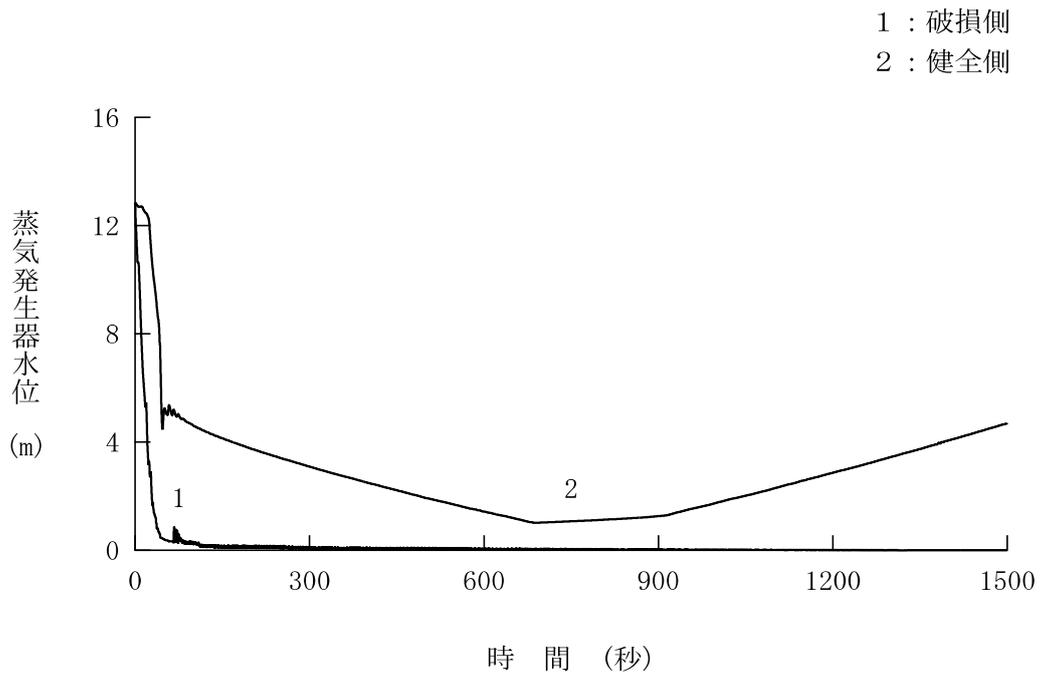


図 4.5.4.2-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)

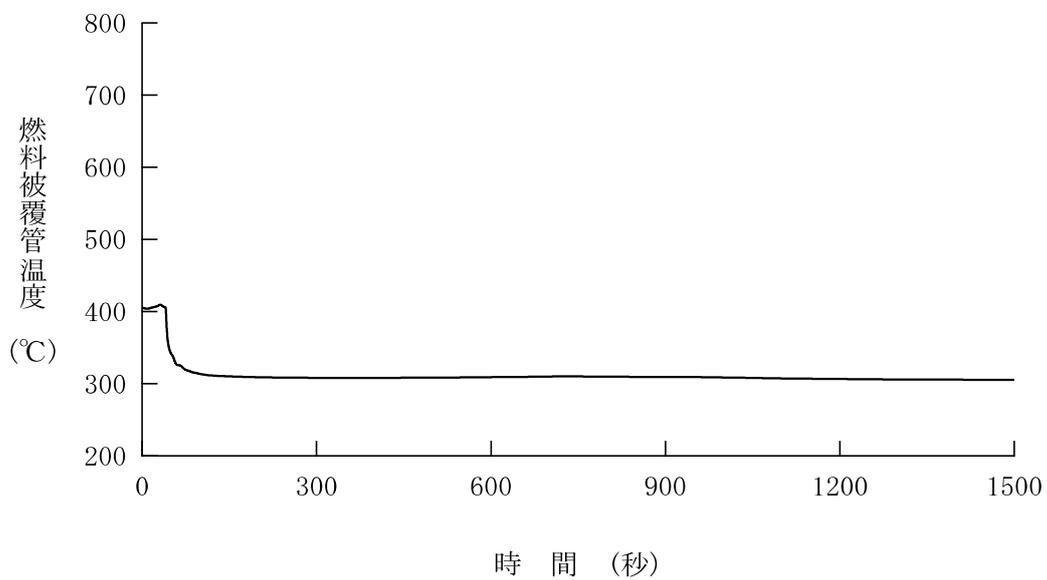


図 4.5.4.2-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

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考ええる。

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°C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 4.5.5.1-1 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 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 4.5.5.1-1 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℃)

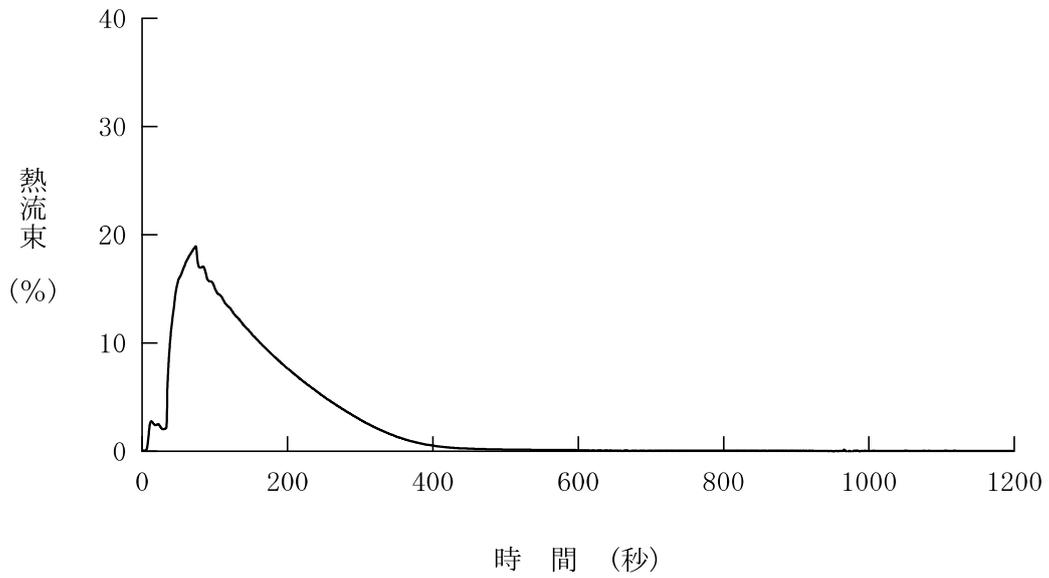


図 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、熱流束)

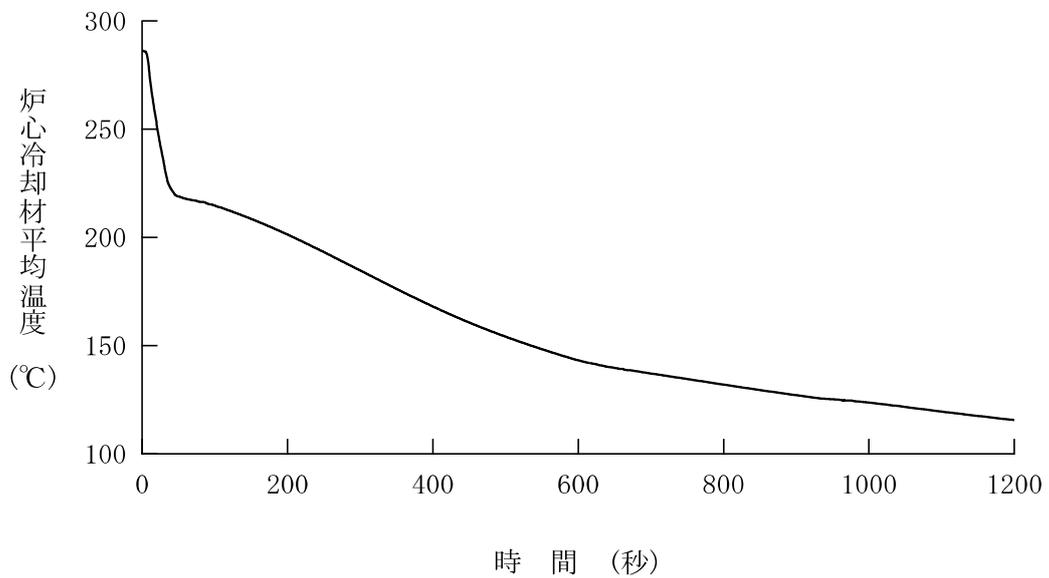


図 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

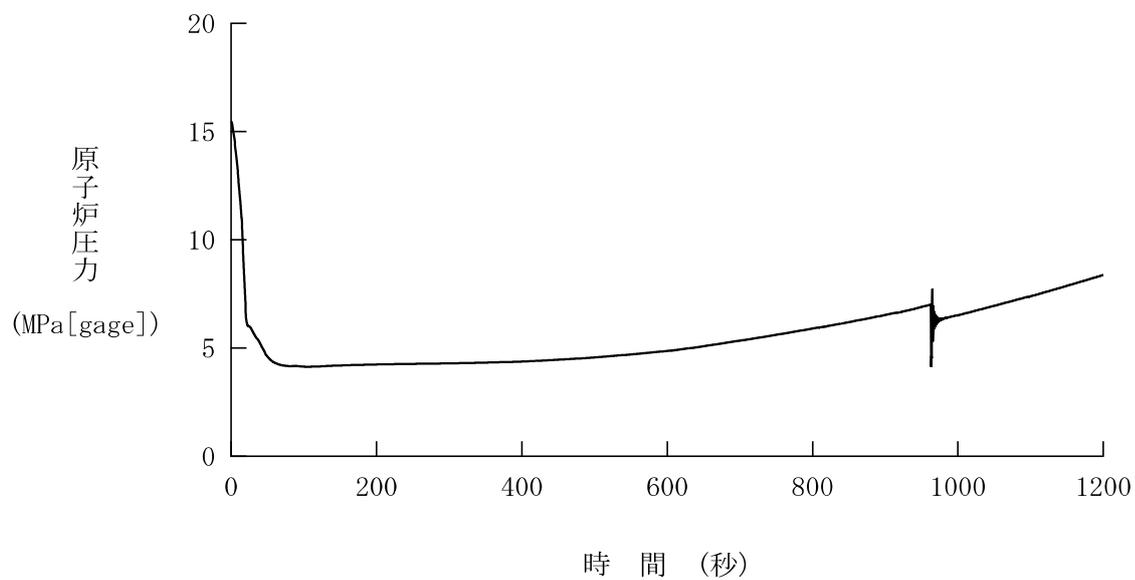


図 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

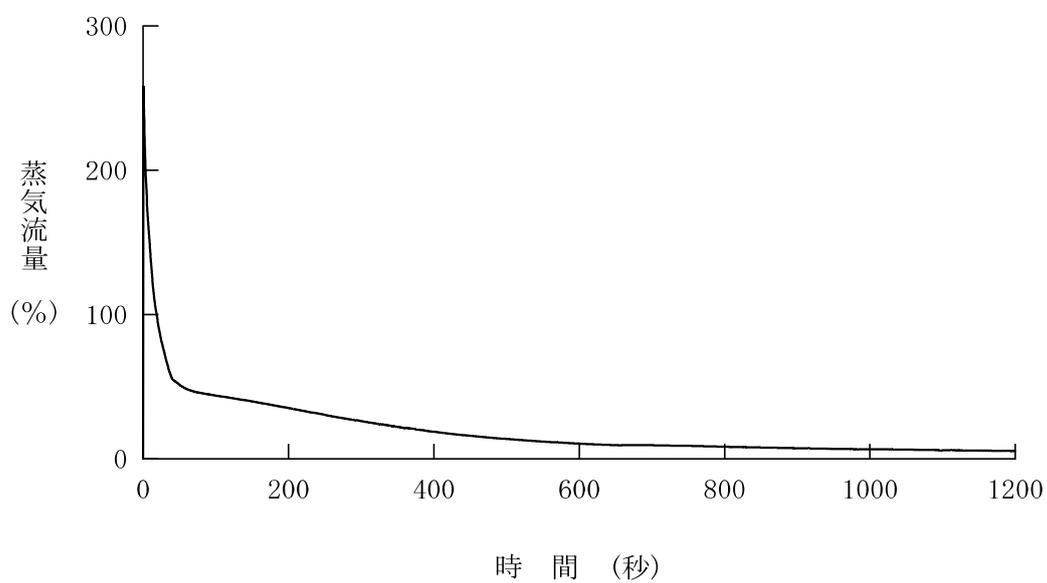


図 4.5.5.1-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気流量)

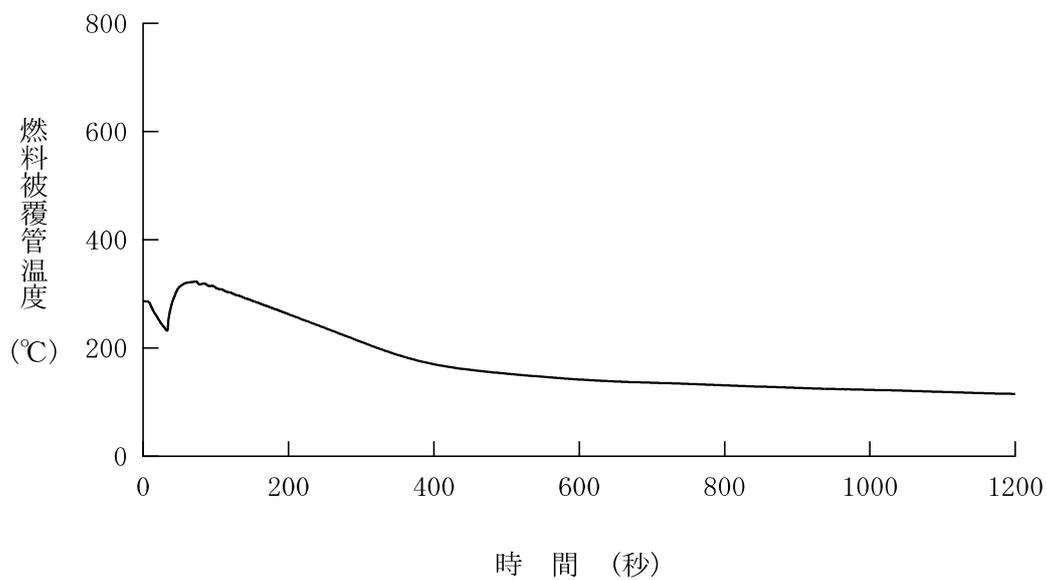


図 4.5.5.1-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(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°C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	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 (霧出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度 (無負荷温度)	同左	
	原子炉圧力 (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)

	添付書類十解析 (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_{DNB}^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	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℃)

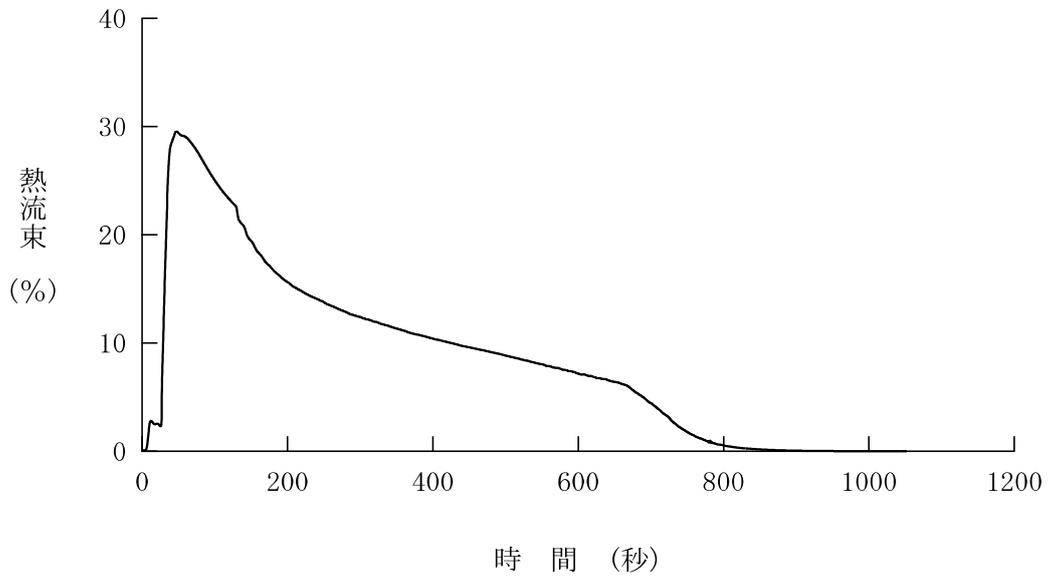


図 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、熱流束)

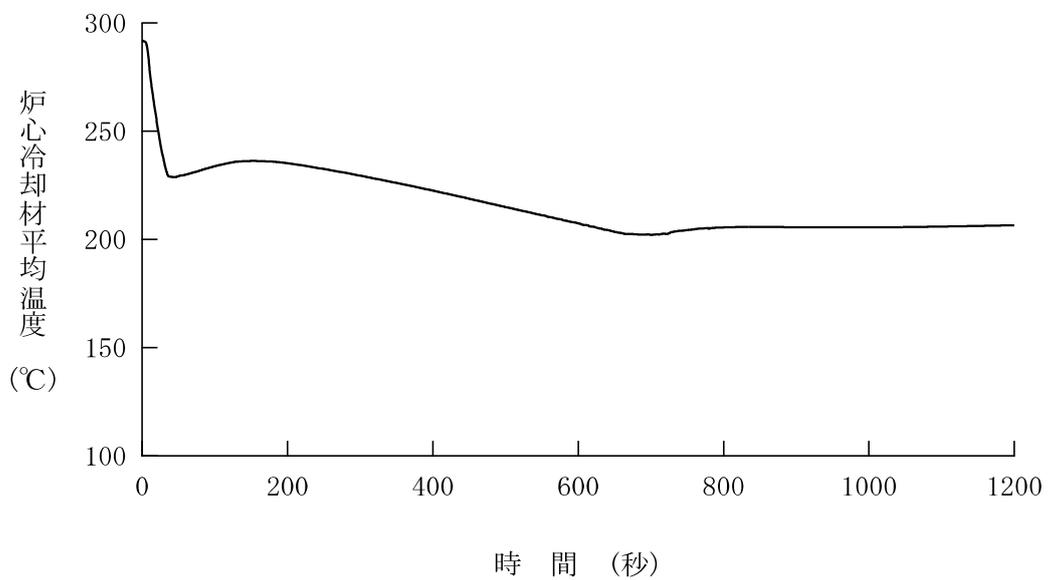


図 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

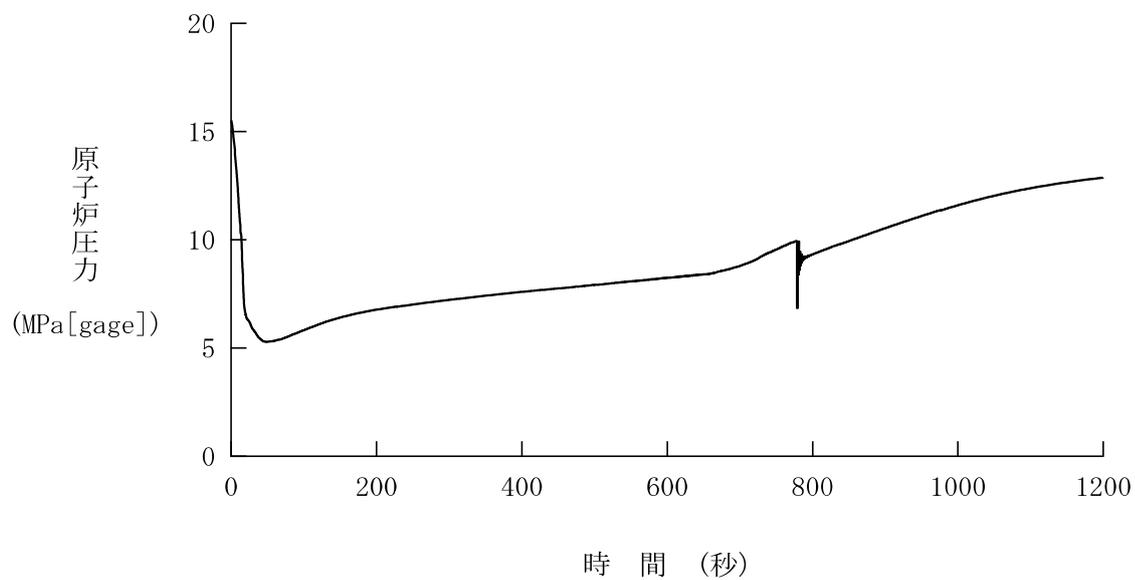


図 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

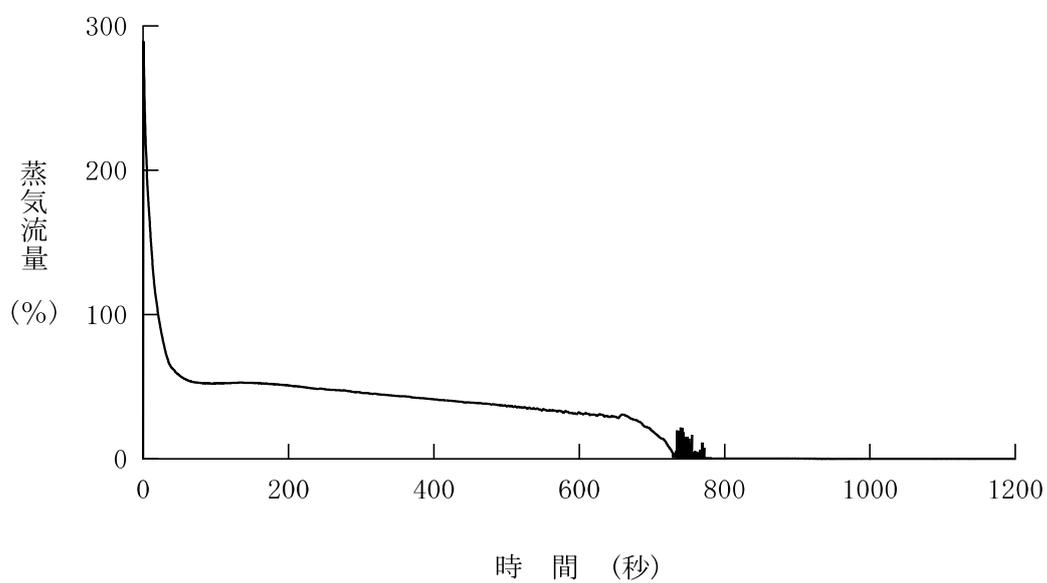


図 4.5.5.2-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気流量)

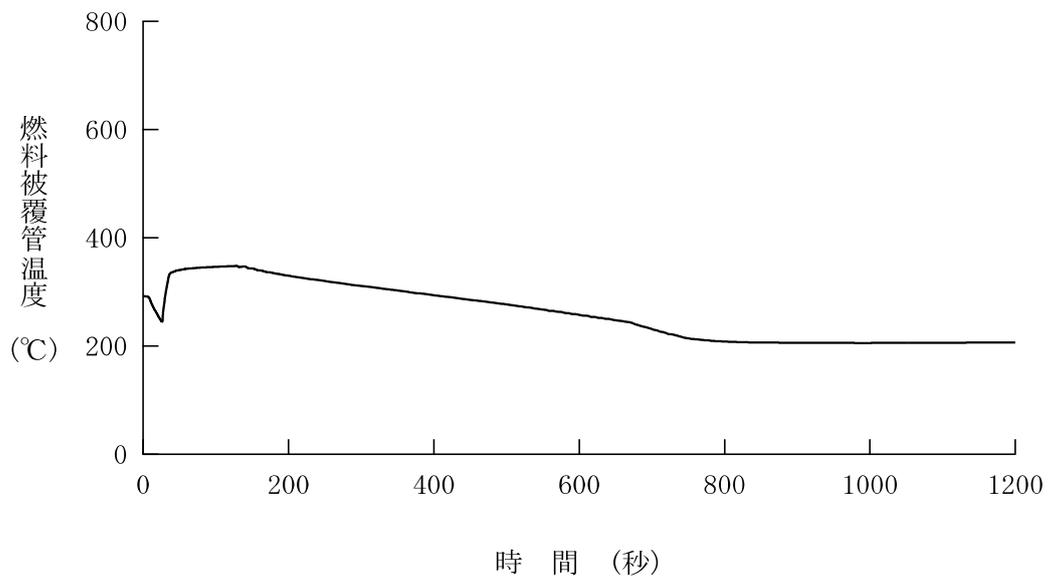


図 4.5.5.2-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(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) (U₂O₇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)

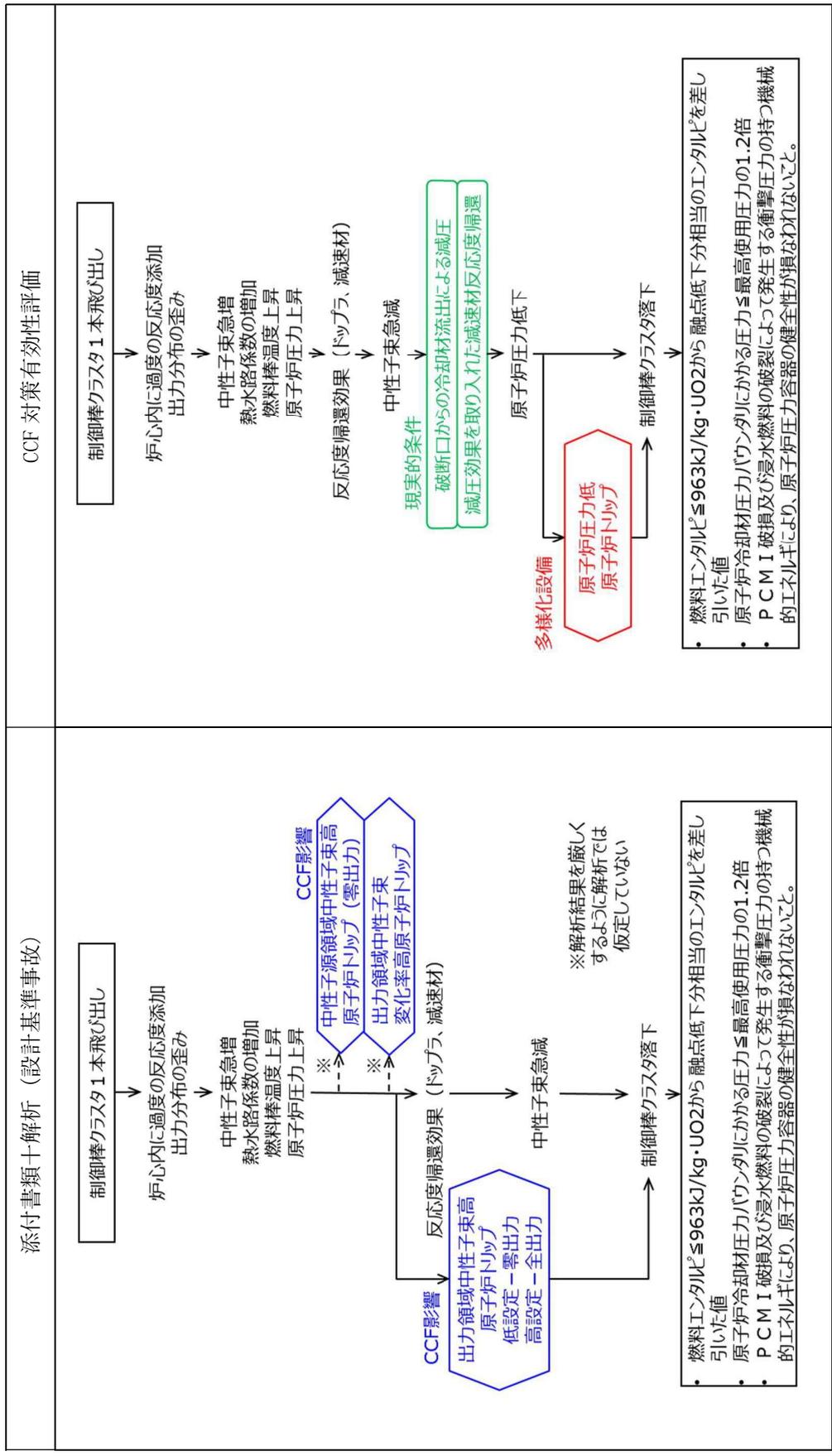


図 4.5.6-1 「制御棒飛び出し」の事象進展

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

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% Δk/k (高温全出力)	同左	
	1.0% Δk/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+ソフトラウェア 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°C (高温全出力) (定格温度+定常誤差) 288.3°C (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 μsec (最小値) (高温全出力) 6 μsec (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%) 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%)	-13pcm/°C (初期) 同左	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	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%) 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	
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 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 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 (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*	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

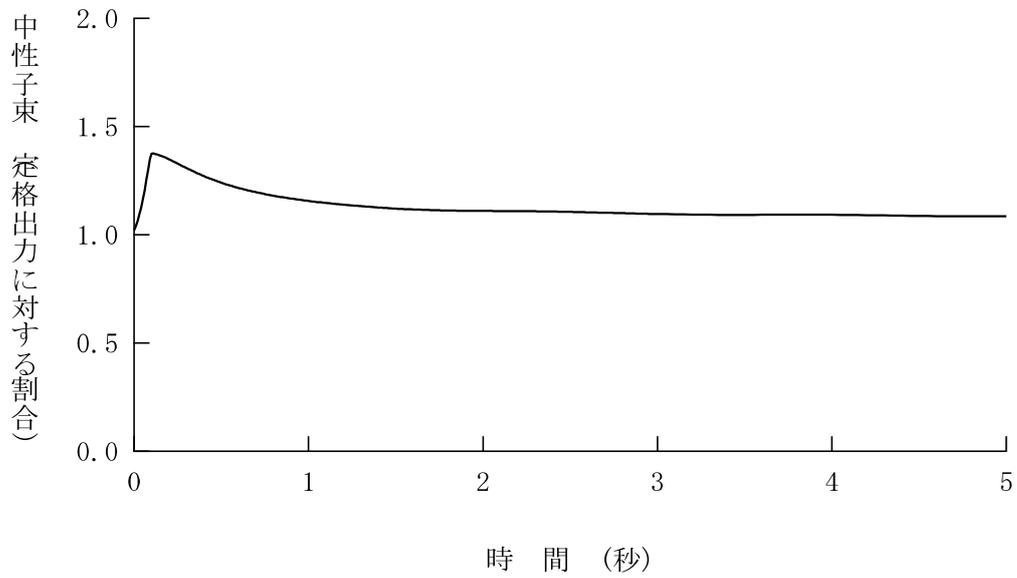


図 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束 (短期応答))

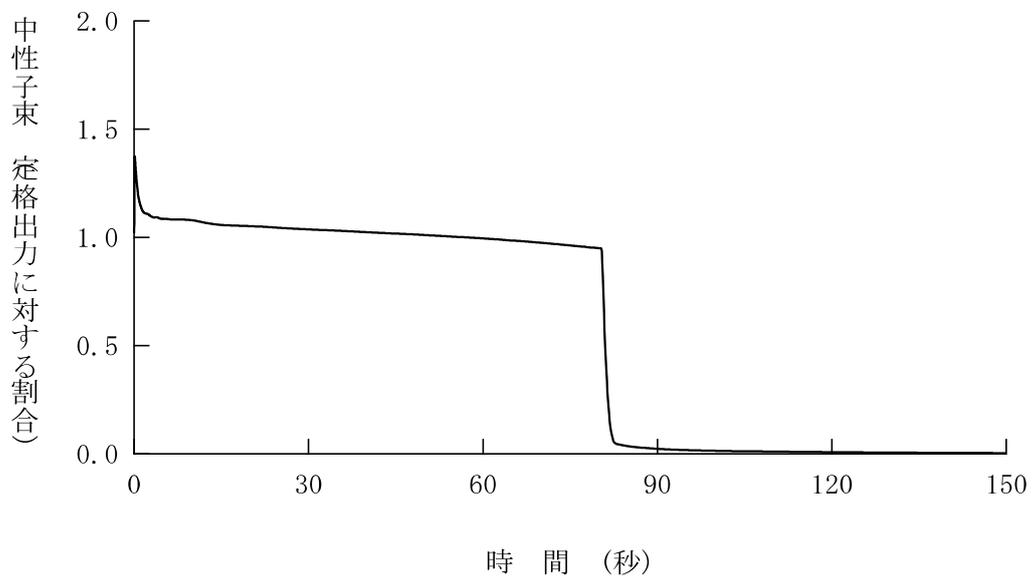


図 4.5.6.1-2 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束)

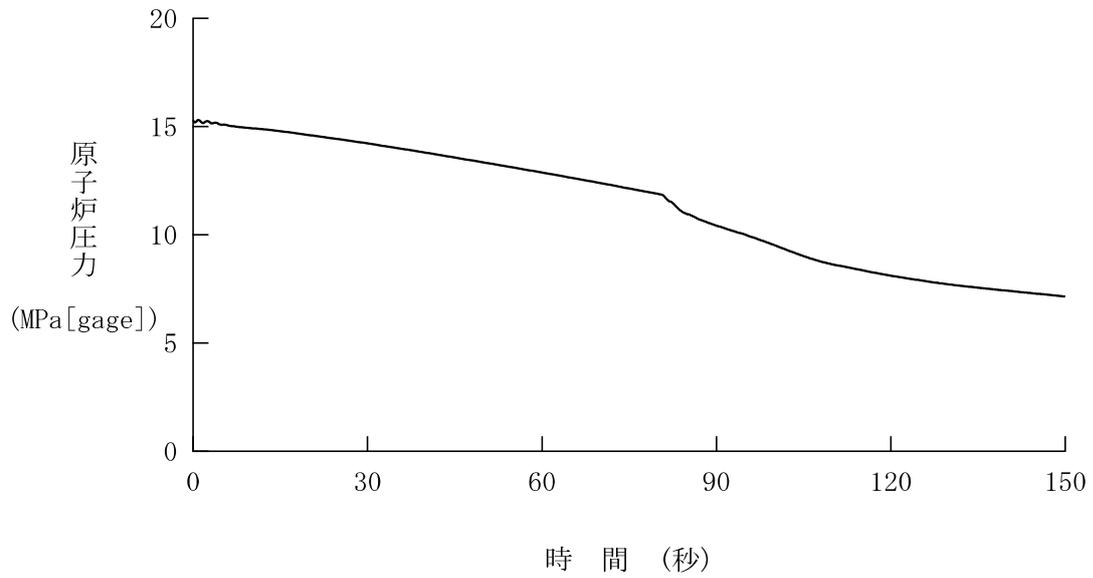


図 4.5.6.1-3 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

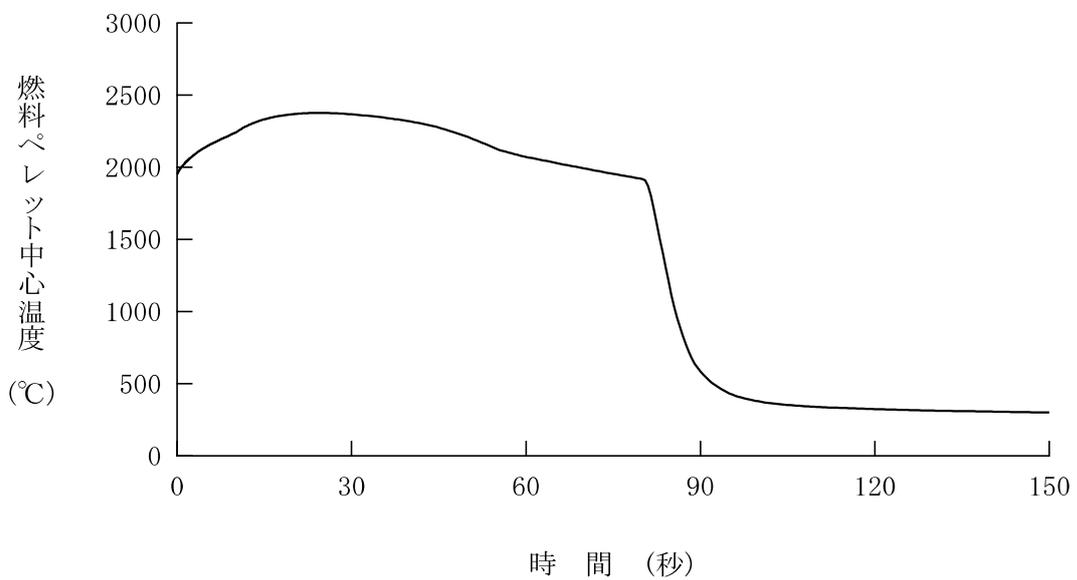


図 4.5.6.1-4 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度—UO₂燃料)

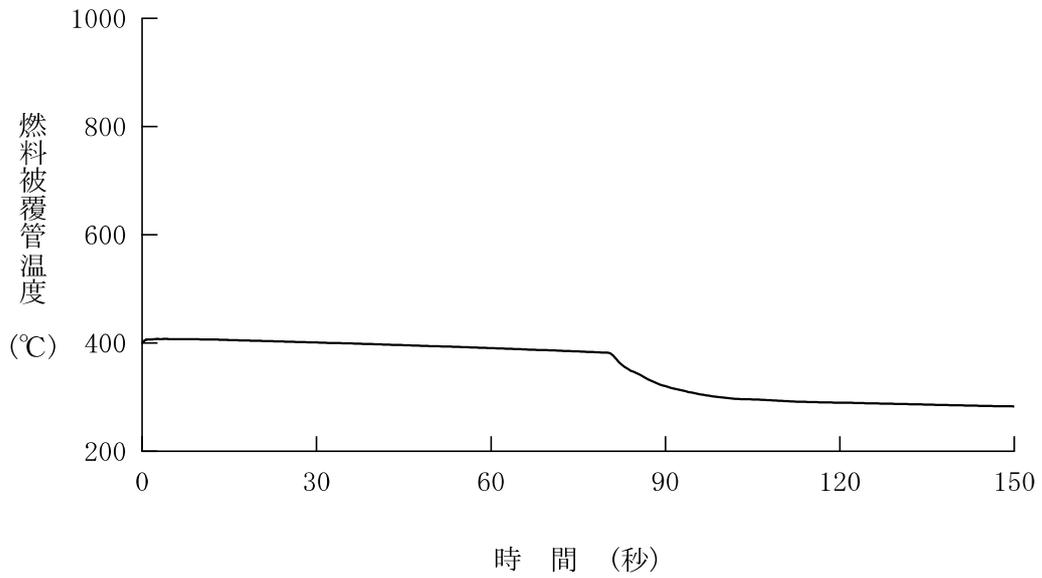


図 4.5.6.1-5 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度-UO₂燃料)

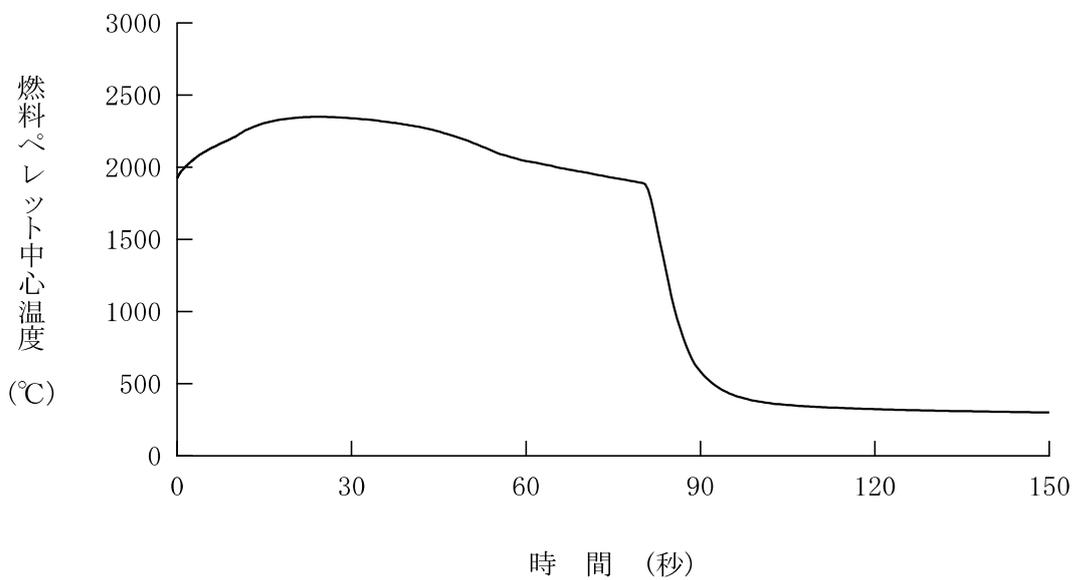


図 4.5.6.1-6 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度-MOX燃料)

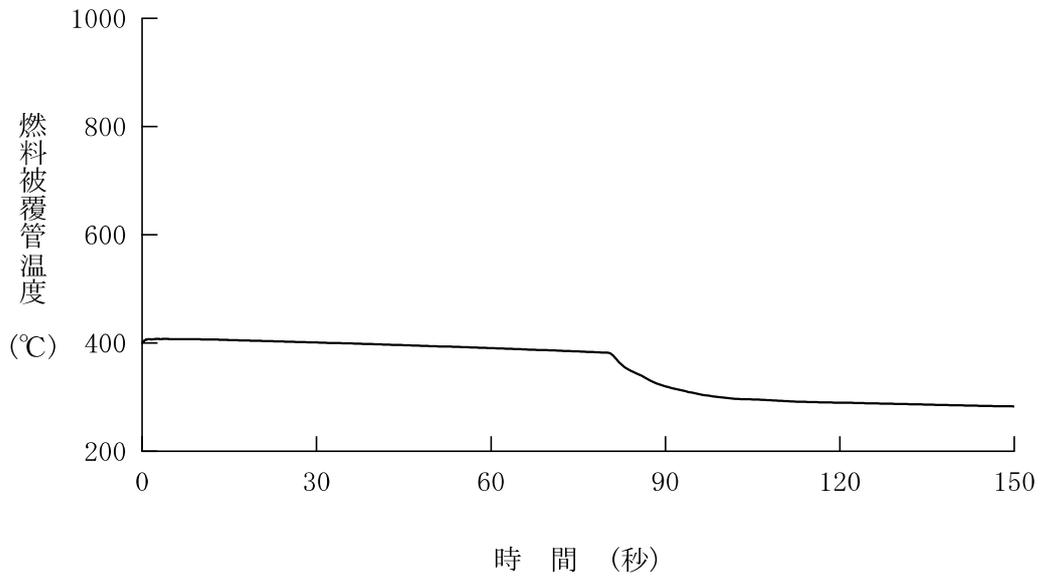


図 4.5.6.1-7 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－MOX 燃料）

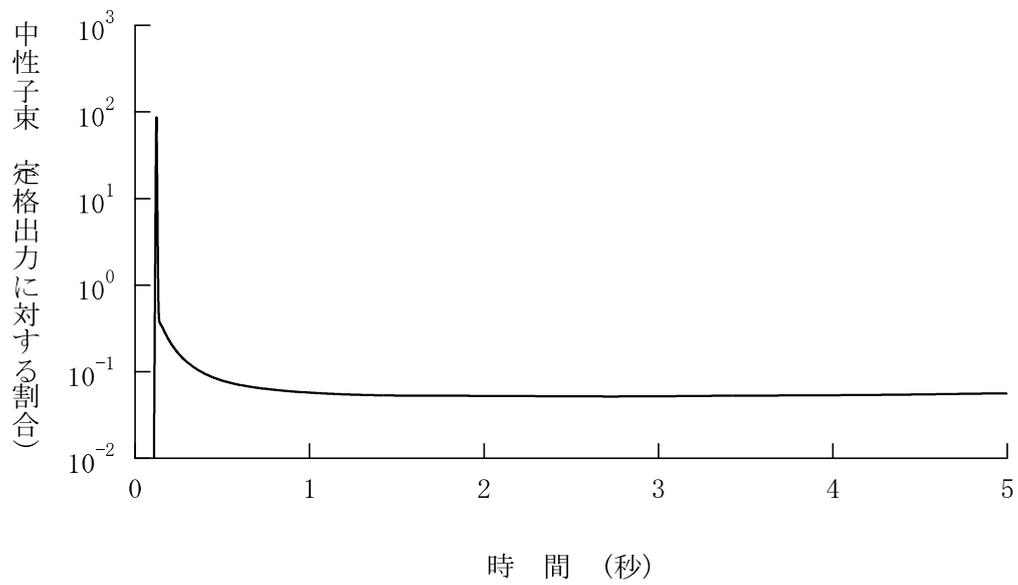


図 4.5.6.1-8 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束 (短期応答))

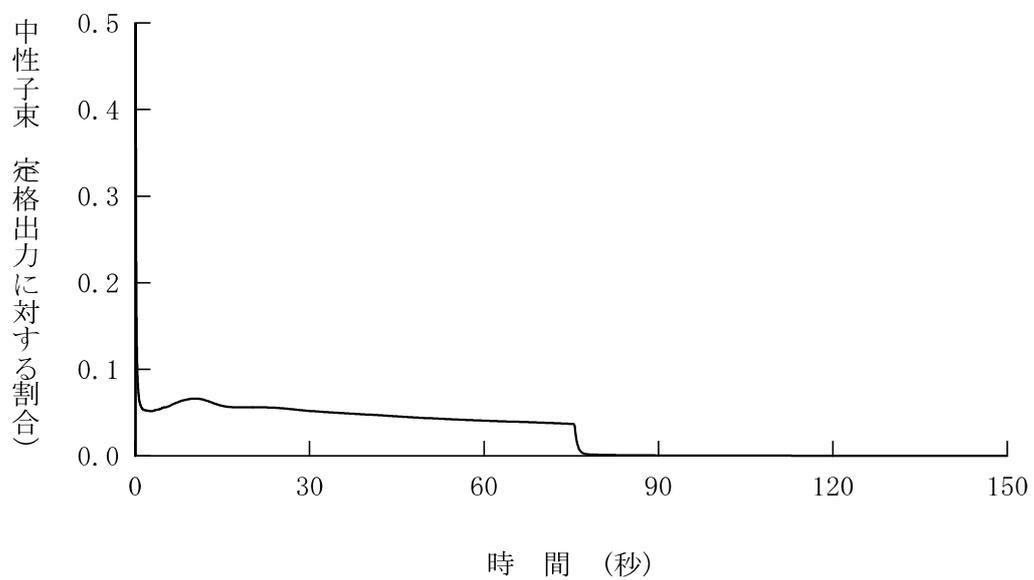


図 4.5.6.1-9 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束)

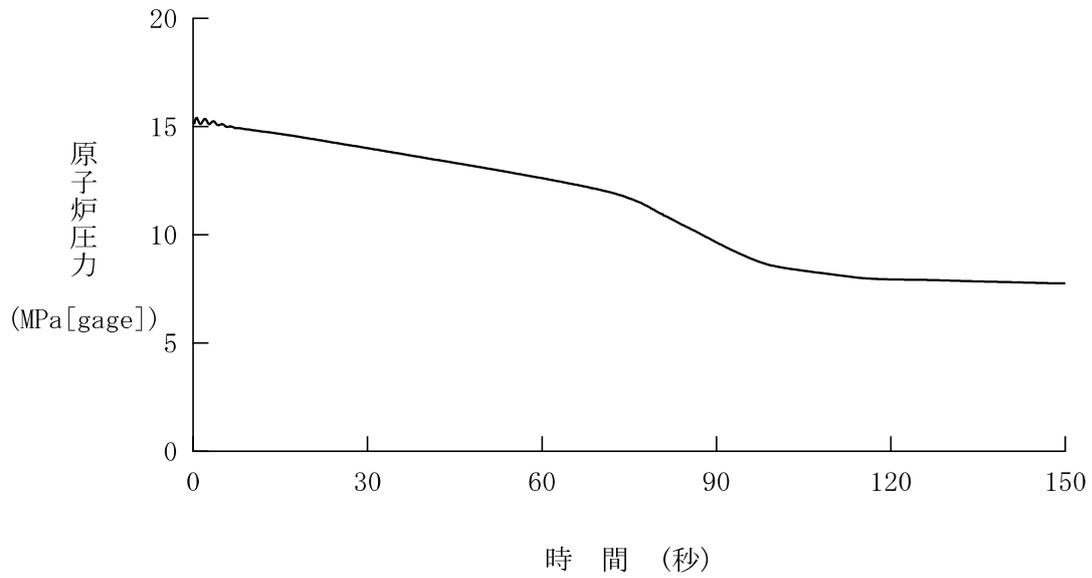


図 4.5.6.1-10 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

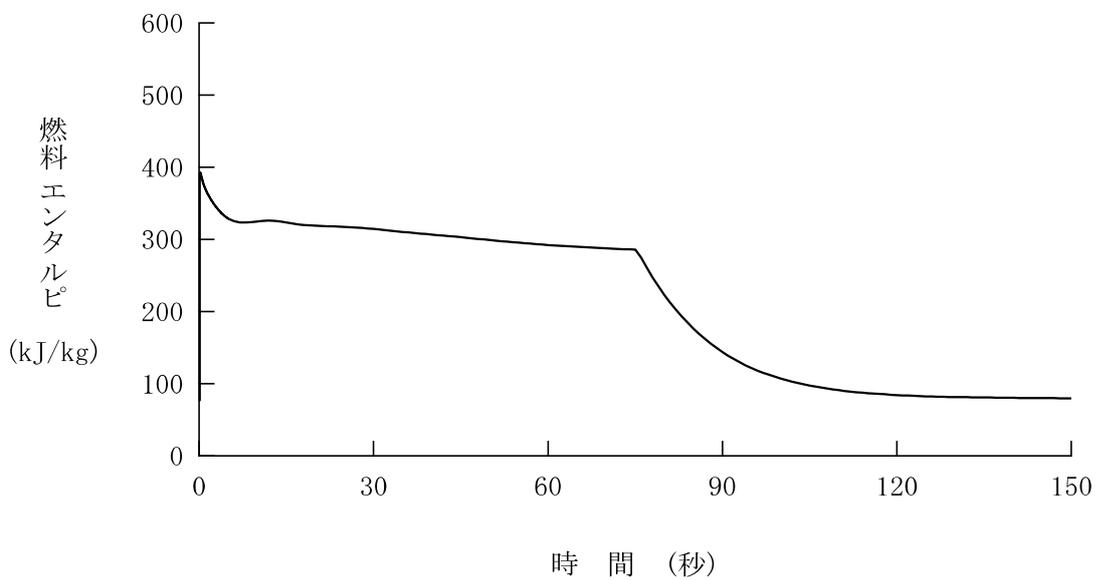


図 4.5.6.1-11 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー-UO₂燃料)

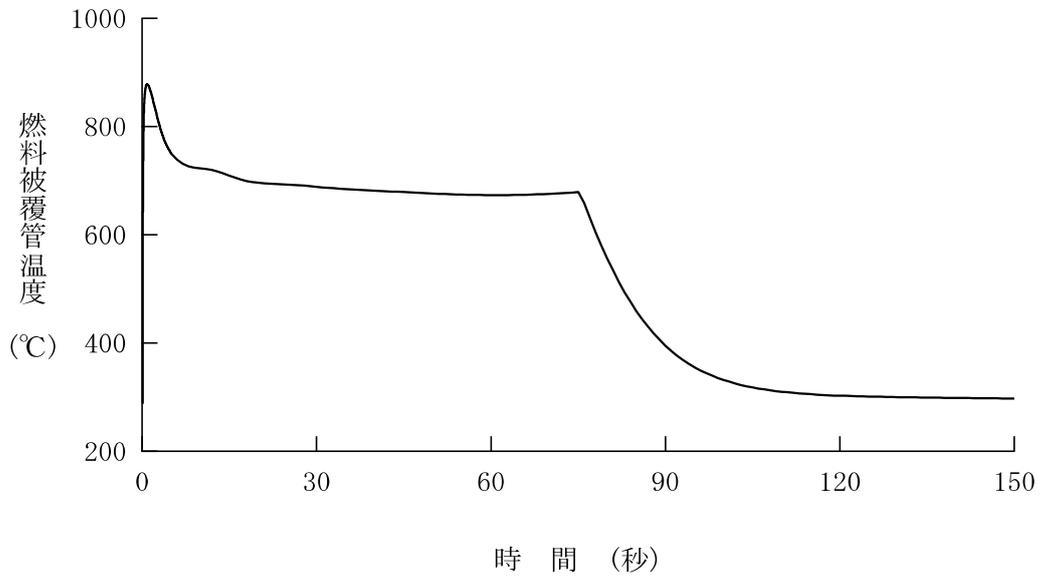


図 4.5.6.1-12 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度-UO₂燃料)

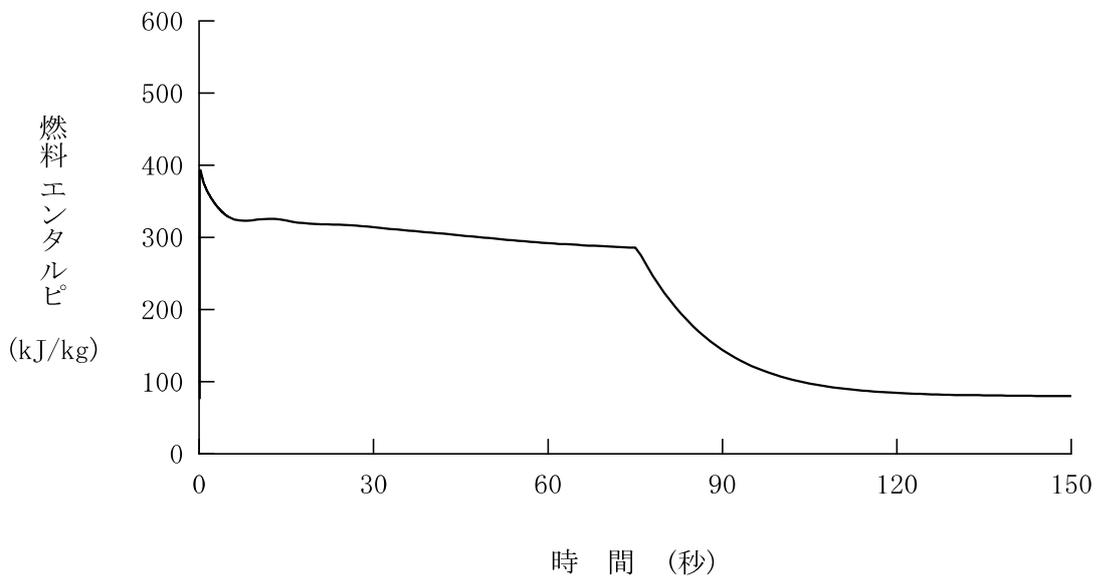


図 4.5.6.1-13 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー-MOX燃料)

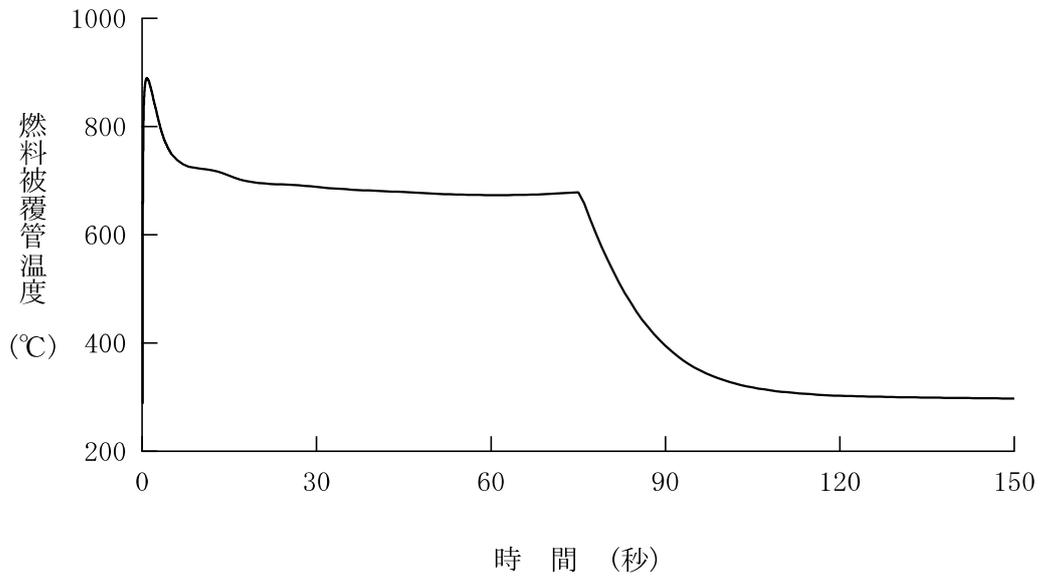


図 4.5.6.1-14 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－MOX 燃料）

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 1.2 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 4.5.6.2-1 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 FACTAN	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% Δk/k (高温全出力) 0.87% Δk/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+ソフトラウェア 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+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°C (高温全出力) (定格温度+定常誤差) ----- 293.9°C (高温零出力) (無負荷温度+定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	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	
	----- 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 制御棒飛び出しシナシフトウェア 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 (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※	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

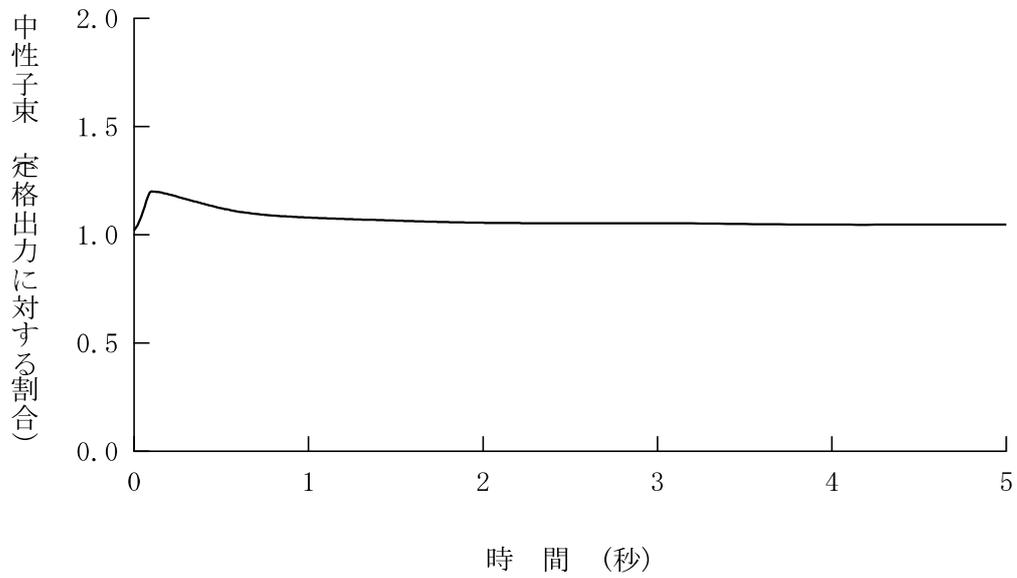


図 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束 (短期応答))

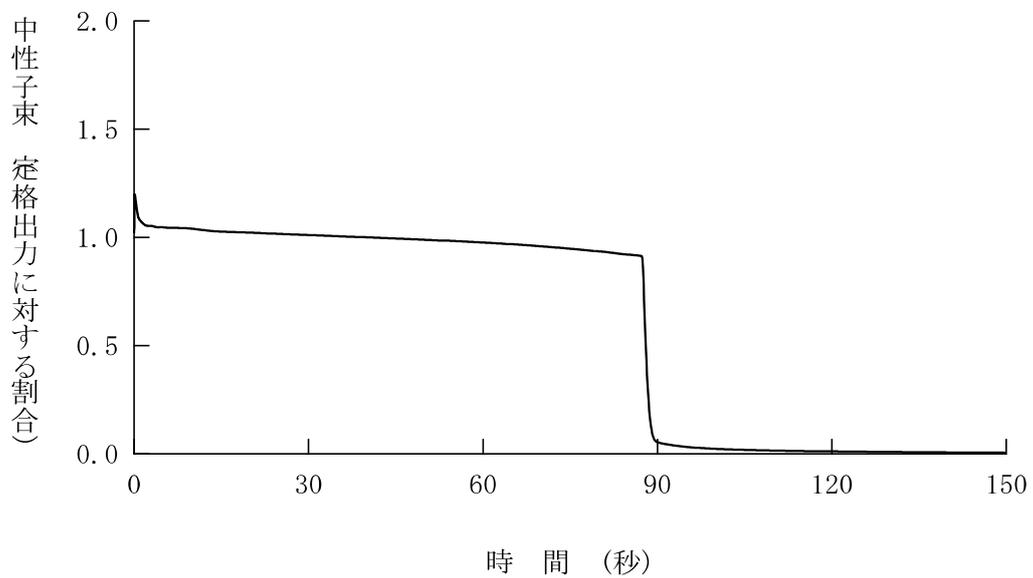


図 4.5.6.2-2 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束)

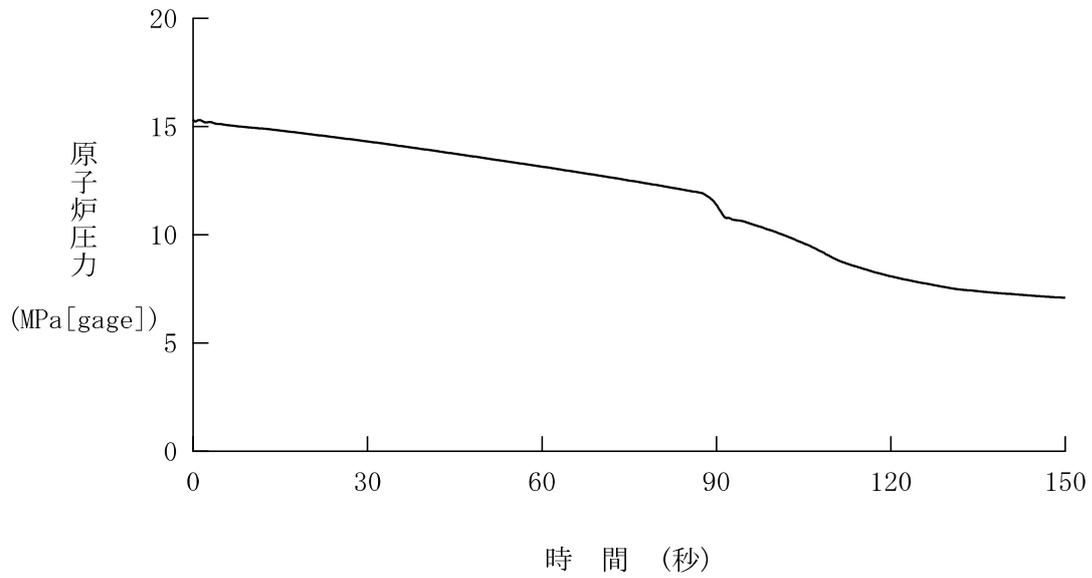


図 4.5.6.2-3 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

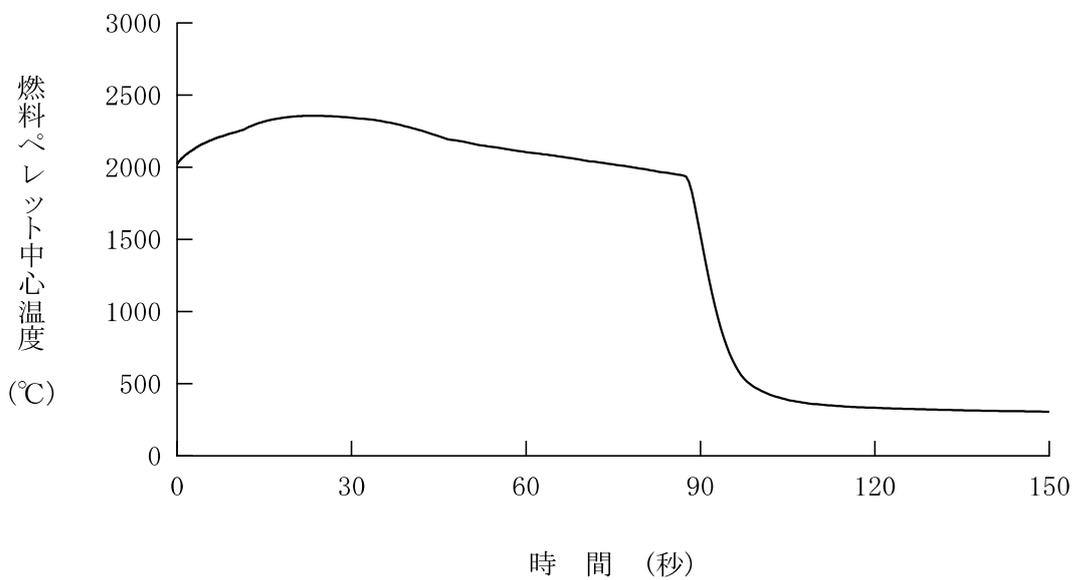


図 4.5.6.2-4 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料ペレット中心温度)

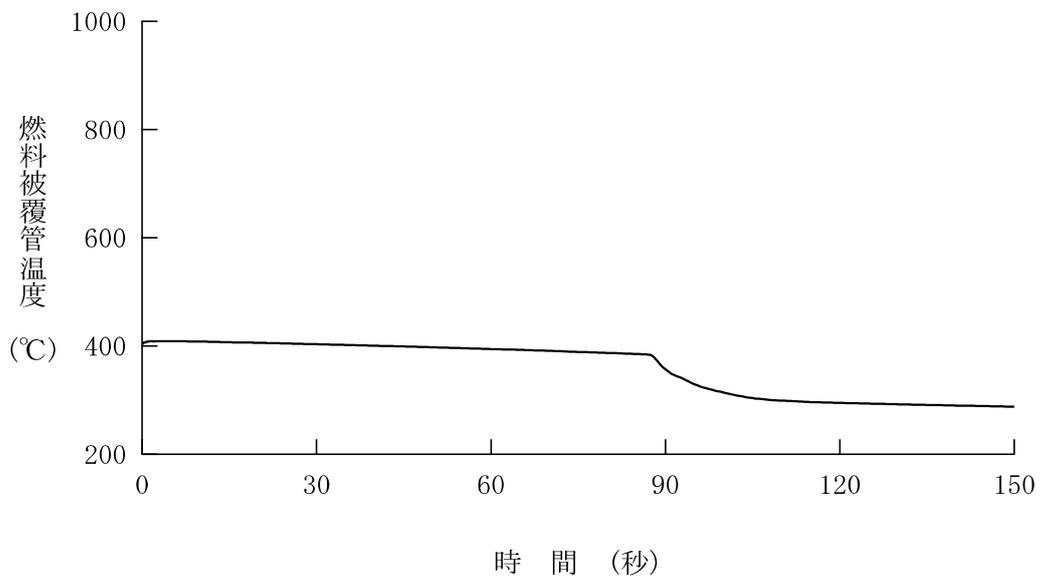


図 4.5.6.2-5 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

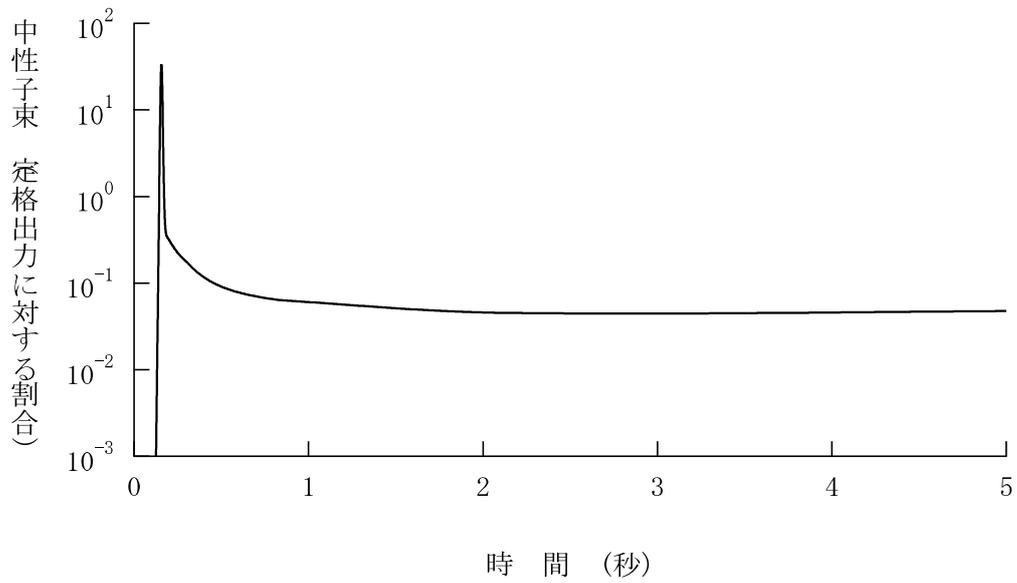


図 4.5.6.2-6 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束 (短期応答))

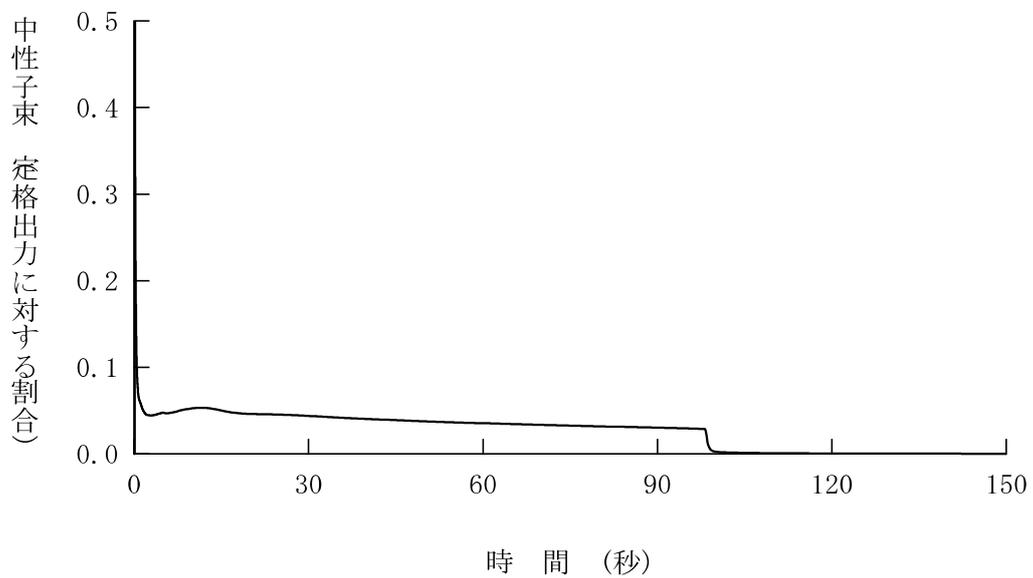


図 4.5.6.2-7 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束)

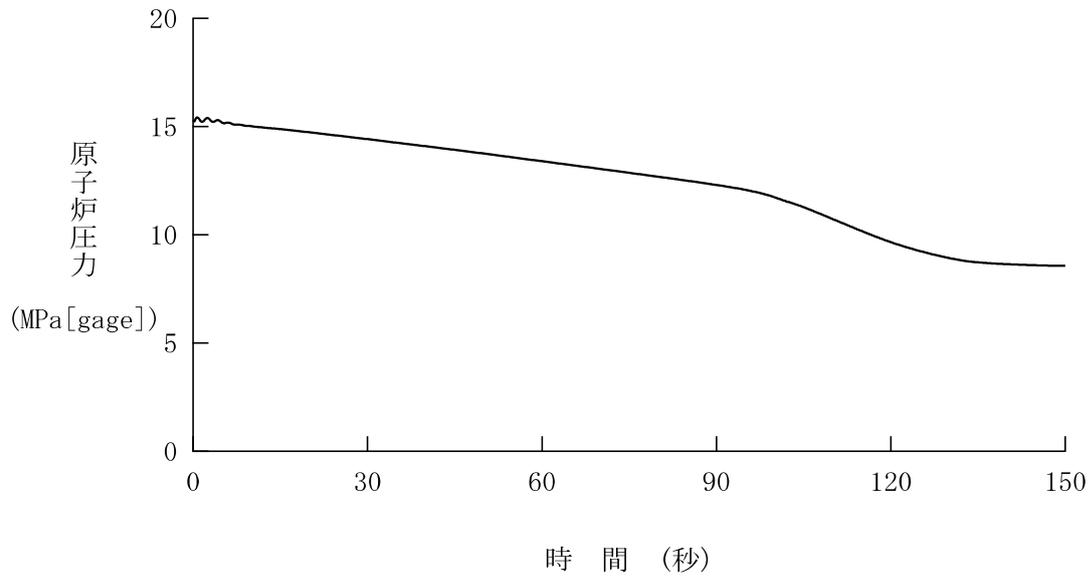


図 4.5.6.2-8 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

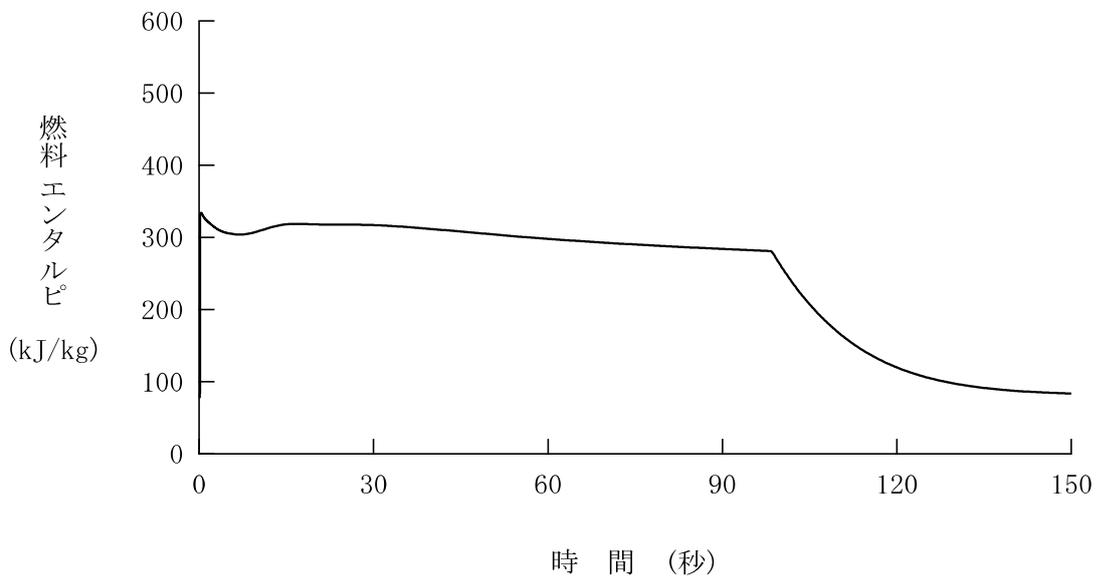


図 4.5.6.2-9 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料エンタルピー)

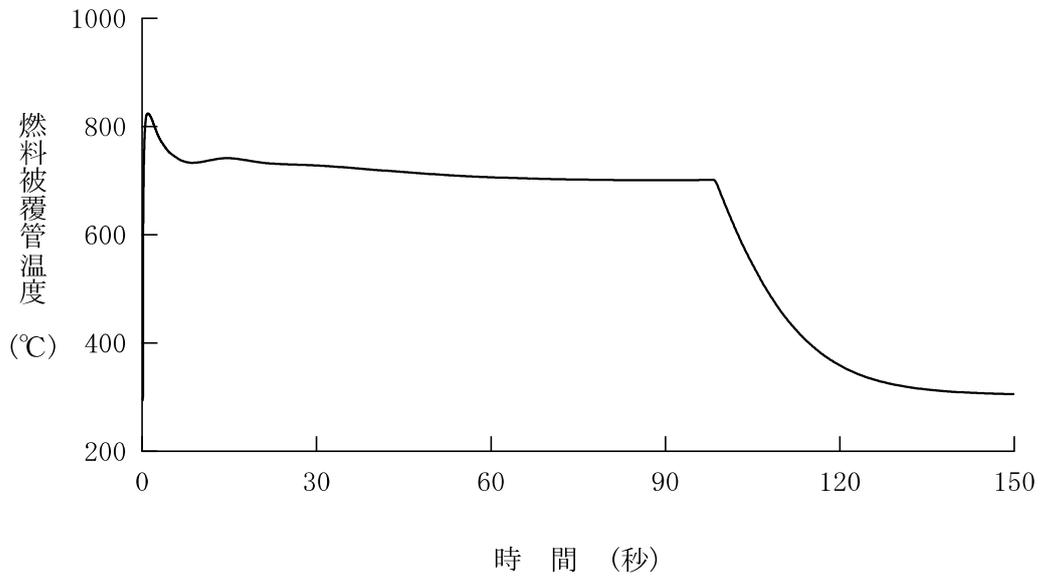


図 4.5.6.2-10 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度）

4.5.7 蒸気発生器伝熱管破損

この事故は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

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、多様化設備の動作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 4.5.7-1 及び図 4.5.7-2 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。
- c. 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。

判断基準 a. について、原子炉トリップ、高圧注入系作動、破損側蒸気発生器の隔離操作、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却操作、加圧器逃がし弁による減圧操作など、添付書類十解析にて期待している操作と同等の操作が可能であれば、炉心露出に至ることはなく、当該判断基準を満足すると判断できる。判断基準

b. について、本事象は1次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当該判断基準を満足する。判断基準 c. について、1次冷却材の漏えい量や破損側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気放出量が添付書類十解析の結果から大きく変わらなければ、当該判断基準を満足すると判断できる。ここでは、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展を添付書類十解析と比較し、定性的な検討より、判断基準に対する成立性を確認する。

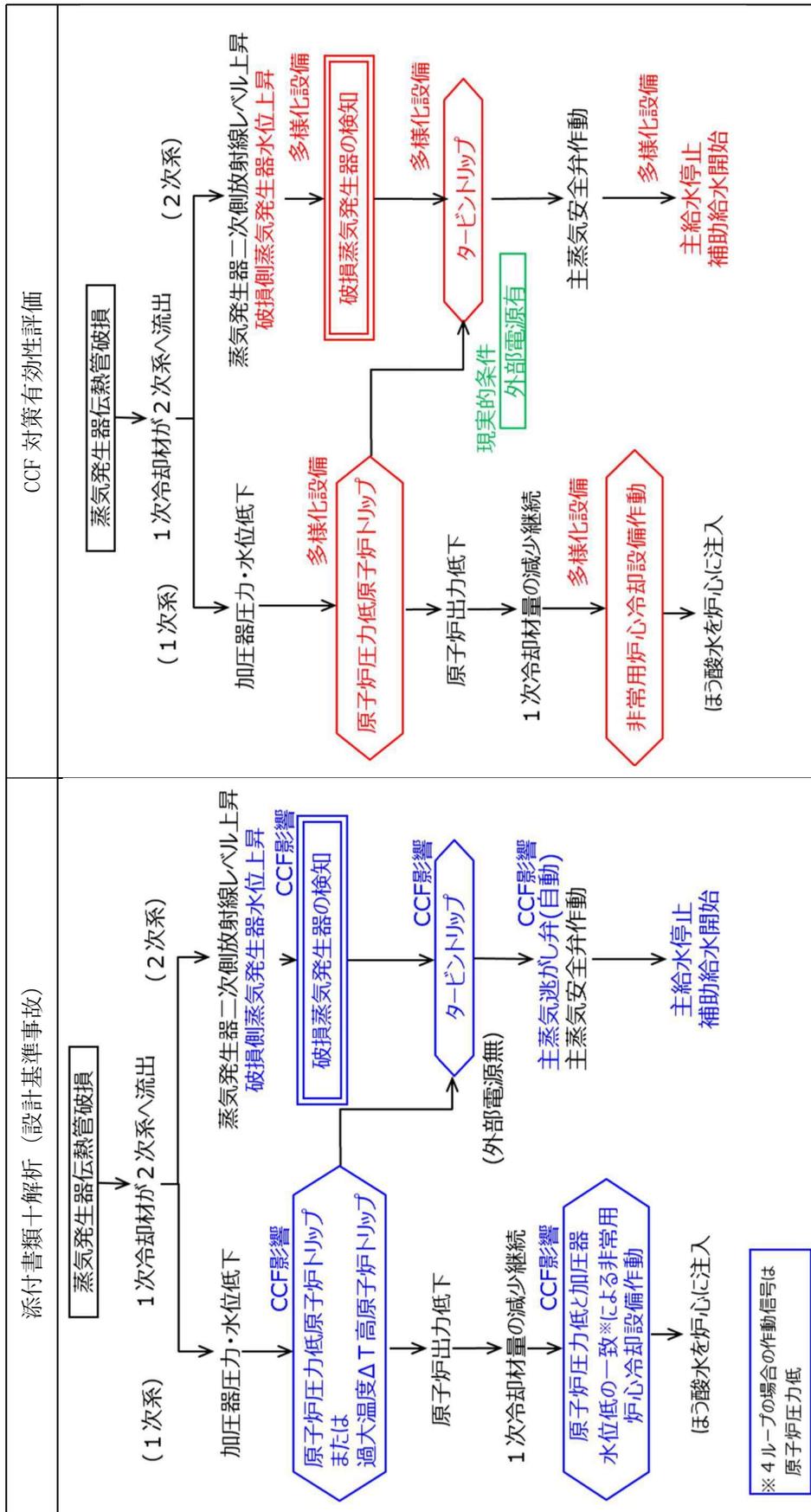


図 4.5.7-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象進展 (1)

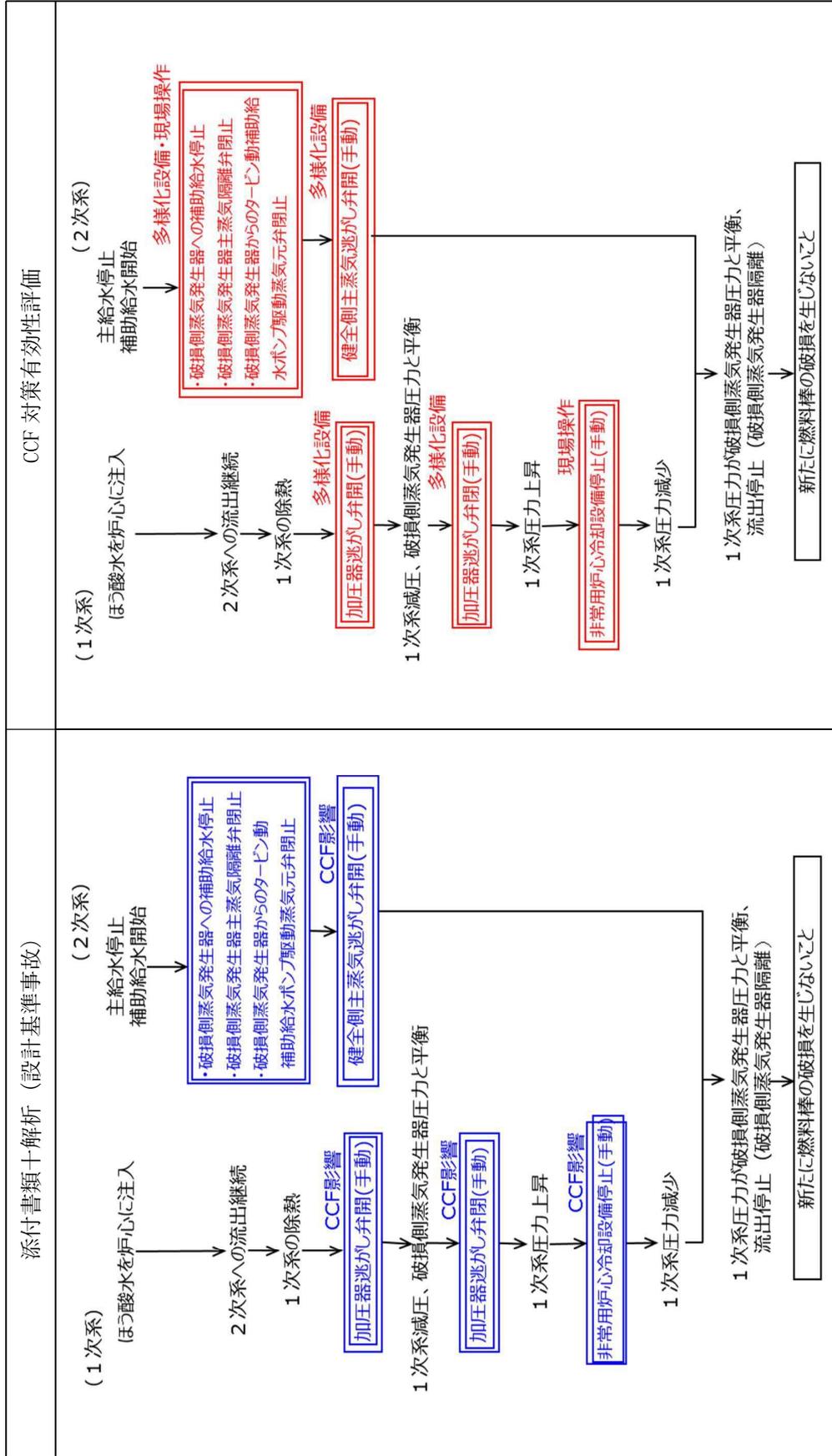


図 4.5.7-2 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象進展 (2)

4.5.7.1 代表3ループプラント

(1) 検討条件

添付書類十解析とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF の重畳を考慮する場合において作動する設備や運転操作の比較を表 4.5.7.1-1 に示す。添付書類十解析との違いから、ソフトウェア CCF の重畳が本事故の評価結果に与える影響を定性的に検討する。

(2) 事象進展に関する検討結果

表 4.5.7.1-1 の条件比較に基づき、ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展を定性的に検討し、事象進展に影響する運転操作の時間を添付書類十解析と比較した結果を図 4.5.7.1-1 に示す。ソフトウェア CCF が重畳した場合、原子炉トリップに至る時間が遅くなるが、原子炉トリップ以降の運転操作に要する時間は添付書類十解析と同等であり、当該事象の進展は原子炉トリップが遅れた時間だけスライドすると考えることができる。ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展の詳細を以下に示す。

蒸気発生器伝熱管破損により 1 次系圧力が低下する。添付書類十解析では過大温度 ΔT 高により原子炉トリップに至るが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には多様化設備の原子炉圧力低により原子炉トリップに至る（表 4.5.7.1-1、図 4.5.7.1-1）。添付書類十解析における原子炉圧力の低下速度から、ソフトウェア CCF が重畳した場合には原子炉トリップに至る時刻が約 2 分遅くなる（図 4.5.7.1-2）。

原子炉トリップと同時にタービントリップし、2 次系の圧力が上昇することで主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動し、破損側蒸気発生器から系外への蒸気放出が生じる。原子炉トリップから主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁の作動までのプラント挙動は添付書類十解析と同等である。

原子炉トリップ以降も伝熱管破損による 1 次冷却材の漏えいは継続し、1 次系圧力の低下が継続する。添付書類十解析では原子炉圧力低と加圧器水位低の一致により ECCS が自動起動するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には原子炉圧力異常低により ECCS が自動起動する。添付書類十解析では高圧注入ポンプ 2 台が自動起動するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には高圧注入ポンプ 1 台のみが自動起動する（表 4.5.7.1-1）。ソフトウェア CCF が重畳した場合、高圧注入系から注入されるほ

う酸水量が減少するが、蒸気発生器伝熱管破損事象における 1 次冷却材の漏えい量は小破断 LOCA にくらべて小さく、高圧注入ポンプ 1 台により 1 次冷却材の漏えい量を補填できる。ここで、添付書類十解析に対して高圧注入ポンプの起動台数を 2 台から 1 台とした場合の参考解析における漏えい量を表 4.5.7.1-2 に示すが、高圧注入ポンプを 2 台から 1 台とすることで 1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量が減少する結果となっている。ソフトウェア CCF が重畳した場合に自動起動する高圧注入ポンプは 1 台であるため、参考解析と同様に 1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量が減少する効果が期待される。

原子炉トリップと同時に主給水が隔離され、蒸気発生器水位が低下することで多様化設備の蒸気発生器水位低に到達し、補助給水ポンプが自動起動する。原子炉トリップにより異常を検知し、異常検知から 10 分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始する。異常検知から破損側蒸気発生器の隔離操作開始までの遅れ時間の想定は、添付書類十解析と同等である（図 4.5.7.1-1、表 4.5.7.1-1）。

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作、破損側蒸気発生器主蒸気隔離弁閉止操作を実施する。ソフトウェア CCF が重畳した場合には、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作を現場にて実施する必要があり、当該操作に要する時間は添付書類十解析での想定より長くなるが、添付書類十解析で想定している現場での主蒸気隔離弁増し締め操作と並行して作業を実施するため、隔離操作開始から隔離までに要する時間（10 分）は添付書類十解析の想定と同等になる（図 4.5.7.1-1、表 4.5.7.1-1）。

隔離操作完了後、多様化設備により、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁を用いた冷却操作、加圧器逃がし弁を用いた減圧操作を実施する。冷却操作及び減圧操作は多様化設備により添付書類十解析と同様に実施可能であるため、事象進展への影響はない。

加圧器逃がし弁による減圧操作完了後、ECCS を停止することで事象は収束する。添付書類十解析では中央制御室から ECCS を停止するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には、現場操作にて ECCS を停止する。このとき、異常検知から ECCS 停止操作までには十分な時間裕度があるため、ECCS の停止操作が現場操作の場合の準備作業を考慮しても、減圧操作の完了後速やかに ECCS 停止操作は可能であり、添付書類十

解析と同等の操作時間で ECCS 停止が可能である。

以上より、ソフトウェア CCF が重畳した場合でも、多様化設備により添付書類十解析と同等の操作が可能であり、事象進展に大きな差異はないことを確認した。

(3) 判断基準に関する検討結果

ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展を添付書類十解析と比較分析した結果より、判断基準に関する影響を以下の通り分析する。

ソフトウェア CCF が重畳する場合、自動起動する高圧注入ポンプが 1 台のみに限定されるが、添付書類十解析に対する参考解析にて、高圧注入ポンプ 1 台により 1 次冷却材の漏えいを補填できることが確認されているため、炉心露出に至ることはない。長期的には、多様化設備による補助給水ポンプ起動、および、主蒸気逃がし弁による冷却操作により蒸気発生器からの冷却が維持されるため、炉心冷却性が悪化することはなく、燃料被覆管温度は有意に上昇しない。

本事象は、1 次冷却材の漏えいに伴い原子炉圧力が低下するため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が安全上問題になることはない。

ソフトウェア CCF が重畳する場合、多様化設備の原子炉圧力低により原子炉トリップに至るため、添付書類十解析に比べて原子炉トリップのタイミングが遅くなる。事象進展に関する検討にて述べたように、原子炉トリップ以降の運転員操作に要する時間は添付書類十解析と同等であることから、1 次冷却材の漏えい量は原子炉トリップに至る時刻が約 2 分遅れた分として約 5 トン増加すると予想される (図 4.5.7.1-2)。一方、自動起動する高圧注入ポンプが 1 台に限定されることにより、1 次冷却材の漏えい量の観点で、事象進展は添付書類十解析に対する参考解析と類似したものとなり、添付書類十解析に比べて 1 次冷却材の漏えい量は減少すると予想される。ここで、ソフトウェア CCF が重畳した場合の 1 次冷却材の漏えい量は、添付書類十解析に対する参考解析の 1 次冷却材の漏えい量に、原子炉トリップが遅れることで漏えい量が増加する分を加算した値と考えることができる。結果として、ソフトウェア CCF が重畳した場合の漏えい量は、高圧注入ポンプ 2 台が自動起動する添付書類十解析の結果よりも減少すると予想される (表 4.5.7.1-2)。原子炉トリップ以降の運転操作に要する時間は添付書類十解析と同等であるため、原子炉トリップから漏えい停止までに要する時間は大きく変わらず、破損側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又は

主蒸気安全弁からの蒸気放出量も同等となる。これらの影響により、ソフトウェア CCF が重畳した場合においても、1 次系からの漏えい量や破損側蒸気発生器からの蒸気放出量の観点で添付書類十解析より厳しくなることはなく、周辺の公衆に対する放射線被ばくが安全上問題になることはない。なお、被ばく評価への影響について、詳細を 4.6.3 節に記載する。

以上より、ソフトウェア CCF が重畳した場合においても、判断基準に対して影響の程度が軽微であり、判断基準を満足できることを確認した。

表 4.5.7.1-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の主要な解析条件および運転操作の想定
(代表 3 ループプラント)

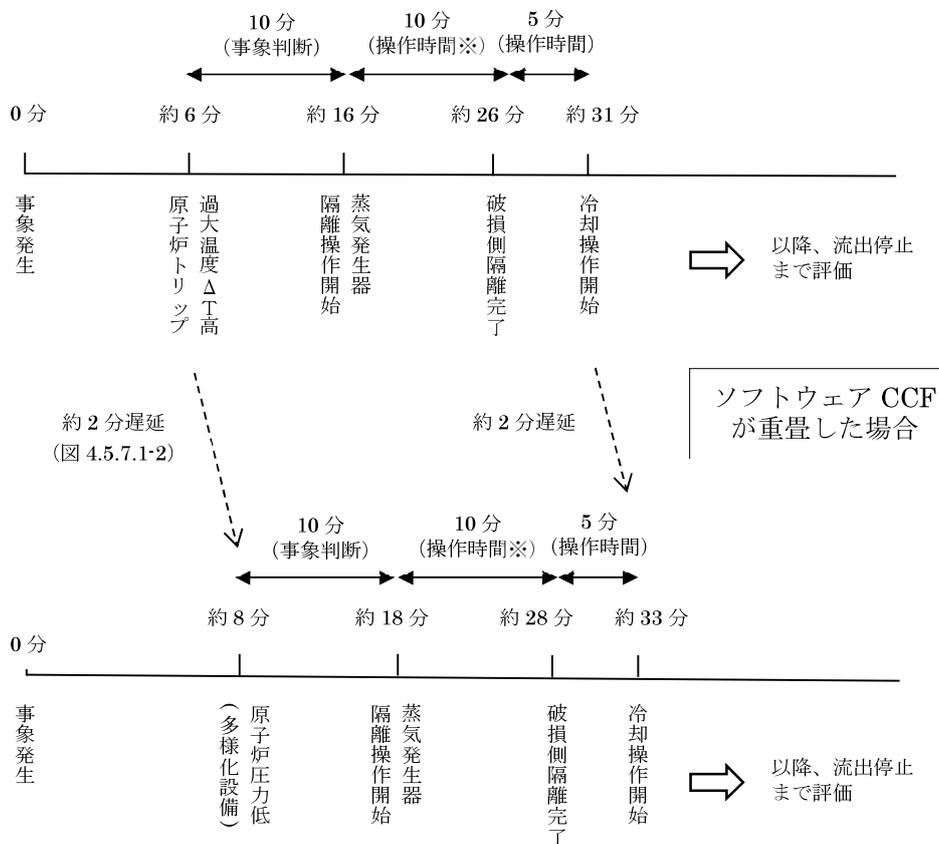
項目	添付書類十解析	ソフトウェア CCF が 重畳した場合	備考
原子炉トリップ信号	過大温度 ΔT 高	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 原子炉トリップに至る時刻 は遅くなる。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低と加圧 器水位低の一致	多様化設備による 原子炉圧力異常低	ソフトウェア CCF により、 ECCS が作動する時刻は遅く なる。
高圧注入ポンプ台数	2 台	1 台	多様化設備からの自動起動 は 1 台のみ。
電動補助給水ポンプ 起動信号	ECCS 作動	多様化設備による 蒸気発生器水位 異常低	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)		
破損側 SG 隔離操作 開始時刻	原子炉トリップ +10 分	同左	ソフトウェア CCF が重畳す る場合、「タービン動助給水 ポンプ駆動蒸気元弁閉止操 作」が現場での手動操作に なるが、この現場操作に要 する時間は、添付書類十解 析で想定している「破損側 主蒸気隔離弁完全閉止」操 作に要する時間に包絡され る。したがって、原子炉ト リップから冷却操作開始ま でに要する時間への影響は ない。
破損側 SG への補助給 水停止操作	手動操作	多様化設備による 手動操作	
タービン動助給水ポ ンプ駆動蒸気元弁閉 止操作	手動操作	現場での 手動操作	
破損側主蒸気隔離弁 完全閉止	現場での 手動操作	同左	
破損側 SG 隔離操作 完了時刻	隔離操作開始 +10 分	同左	
冷却操作開始時刻	隔離操作完了 +5 分	同左	
健全側主蒸気逃がし 弁による冷却操作	手動	多様化設備による 手動操作	
加圧器逃がし弁によ る減圧操作	手動	多様化設備による 手動操作	
ECCS 停止操作	手動	現場での 手動操作	ソフトウェア CCF が重畳す る場合には現場での手動操 作になるが、異常検知から ECCS 停止までには十分な時間裕 度があるため、事象進展への 影響はない。

表 4.5.7.1-2 「蒸気発生器伝熱管破損」における 1 次冷却材の漏えい量

(代表 3 ループプラント)

	添付書類十解析	添付書類十解析 に対する参考解析	ソフトウェア CCF が重畳した場合
自動起動する 高圧注入ポンプ	2 台	1 台	1 台
1 次冷却材漏えい量	ウラン炉心：約 74 トン MOX 炉心：約 75 トン	ウラン炉心：約 56 トン MOX 炉心：-	約 62 トン (推定値※1)

※1：参考解析（ウラン炉心：約 56 トン）に、ウラン炉心と MOX 炉心の差（約 1 トン）、及びソフトウェア CCF による原子炉トリップ遅れの影響（約 5 トン、図 4.5.7.1-2）を考慮



※以下の現場操作に要する時間を含む

添付書類十解析 (10分で実施) :

- ・主蒸気隔離弁増し締め操作

ソフトウェア CCF が重畳した場合 (並行して10分で実施) :

- ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作
- ・主蒸気隔離弁増し締め操作

図 4.5.7.1-1 蒸気発生器伝熱管破損の主な操作時間 (代表 3 ループプラント)

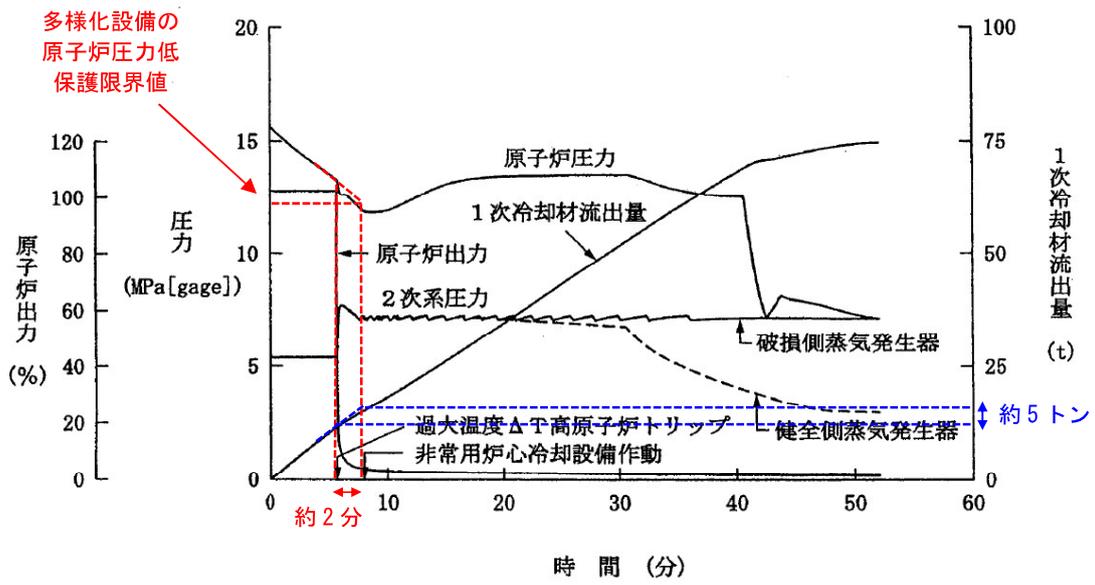


図 4.5.7.1-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果 (代表 3 ループプラント)

4.5.7.2 代表4ループプラント

(1) 検討条件

添付書類十解析とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF の重畳を考慮する場合において作動する設備や運転操作の比較を表 4.5.7.2-1 に示す。添付書類十解析との違いから、ソフトウェア CCF の重畳が本事故の評価結果に与える影響を定性的に検討する。

(2) 事象進展に関する検討結果

表 4.5.7.2-1 の条件比較に基づき、ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展を定性的に検討し、事象進展に影響する運転操作の時間を添付書類十解析と比較した結果を図 4.5.7.2-1 に示す。ソフトウェア CCF が重畳した場合、原子炉トリップに至る時間が遅くなるが、原子炉トリップ以降の運転操作に要する時間は添付書類十解析と同等であり、当該事象の進展は原子炉トリップが遅れた時間だけスライドすると考えることができる。ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展の詳細を以下に示す。

蒸気発生器伝熱管破損により 1 次系圧力が低下する。添付書類十解析では過大温度 ΔT 高により原子炉トリップに至るが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には多様化設備の原子炉圧力低により原子炉トリップに至る（表 4.5.7.2-1、図 4.5.7.2-1）。添付書類十解析における原子炉圧力の低下速度から、ソフトウェア CCF が重畳した場合には原子炉トリップに至る時刻が約 6 分遅くなる（図 4.5.7.2-2）。

原子炉トリップと同時にタービントリップし、2 次系の圧力が上昇することで主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動し、破損側蒸気発生器から系外への蒸気放出が生じる。原子炉トリップから主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁の作動までのプラント挙動は添付書類十解析と同等である。

原子炉トリップ以降も伝熱管破損による 1 次冷却材の漏えいは継続し、1 次系圧力の低下が継続する。添付書類十解析では原子炉圧力低と加圧器水位低の一致により ECCS が自動起動するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には原子炉圧力低により ECCS が自動起動する。添付書類十解析では高圧注入ポンプ 2 台が自動起動するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には高圧注入ポンプ 1 台のみが自動起動する（表 4.5.7.2-1）。ソフトウェア CCF が重畳した場合、高圧注入系から注入されるほう酸水

量が減少するが、蒸気発生器伝熱管破損事象における 1 次冷却材の漏えい量は小破断 LOCA に比べて小さく、高圧注入ポンプ 1 台により 1 次冷却材の漏えい量を補填できる。ここで、添付書類十解析に対して高圧注入ポンプの起動台数を 2 台から 1 台とした場合の参考解析における漏えい量を表 4.5.7.2-2 に示すが、高圧注入ポンプを 2 台から 1 台とすることで 1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量が減少する結果となっている。ソフトウェア CCF が重畳した場合に自動起動する高圧注入ポンプは 1 台であるため、参考解析と同様に 1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量が減少する効果が期待される。

原子炉トリップと同時に主給水が隔離され、蒸気発生器水位が低下することで多様化設備の蒸気発生器水位低に到達し、補助給水ポンプが自動起動する。原子炉トリップにより異常を検知し、異常検知から 10 分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始する。異常検知から破損側蒸気発生器の隔離操作開始までの遅れ時間の想定は、添付書類十解析と同等である（図 4.5.7.2-1、表 4.5.7.2-1）。

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作、破損側蒸気発生器主蒸気隔離弁閉止操作を実施する。ソフトウェア CCF が重畳した場合には、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作を現場にて実施する必要があり、当該操作に要する時間は添付書類十解析での想定より長くなるが、添付書類十解析で想定している現場での主蒸気隔離弁増し締め操作と並行して作業を実施するため、隔離操作開始から隔離までに要する時間（10 分）は添付書類十解析の想定と同等になる（図 4.5.7.2-1、表 4.5.7.2-1）。

隔離操作完了後、多様化設備により、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁を用いた冷却操作、加圧器逃がし弁を用いた減圧操作を実施する。冷却操作及び減圧操作は多様化設備により添付書類十解析と同様に実施可能であるため、事象進展への影響はない。

加圧器逃がし弁による減圧操作完了後、ECCS を停止することで事象は収束する。添付書類十解析では中央制御室から ECCS を停止するが、ソフトウェア CCF が重畳した場合には、現場操作にて ECCS を停止する。このとき、異常検知から ECCS 停止操作までには十分な時間裕度があるため、ECCS の停止操作が現場操作の場合の準備作業を考慮しても、減圧操作の完了後速やかに ECCS 停止操作は可能であり、添付書類十

解析と同等の操作時間で ECCS 停止が可能である。

以上より、ソフトウェア CCF が重畳した場合でも、多様化設備により添付書類十解析と同等の操作が可能であり、事象進展に大きな差異はないことを確認した。

(3) 判断基準に関する検討結果

ソフトウェア CCF が重畳した場合の事象進展を添付書類十解析と比較分析した結果より、判断基準に関する影響を以下の通り分析する。

ソフトウェア CCF が重畳する場合、自動起動する高圧注入ポンプが 1 台のみに限定されるが、添付書類十解析に対する参考解析にて、高圧注入ポンプ 1 台により 1 次冷却材の漏えいを補填できることが確認されているため、炉心露出に至ることはない。長期的には、多様化設備による補助給水ポンプ起動、および、主蒸気逃がし弁による冷却操作により蒸気発生器からの冷却が維持されるため、炉心冷却性が悪化することはなく、燃料被覆管温度は有意に上昇しない。

本事象は、1 次冷却材の漏えいに伴い原子炉圧力が低下するため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が安全上問題になることはない。

ソフトウェア CCF が重畳する場合、多様化設備の原子炉圧力低により原子炉トリップに至るため、添付書類十解析に比べて原子炉トリップのタイミングが遅くなる。事象進展に関する検討にて述べたように、原子炉トリップ以降の運転員操作に要する時間は添付書類十解析と同等であることから、1 次冷却材の漏えい量は原子炉トリップに至る時刻が約 6 分遅れた分として約 11 トン増加すると予想される（図 4.5.7.2-2）。一方、自動起動する高圧注入ポンプが 1 台に限定されることにより、1 次冷却材の漏えい量の観点で、事象進展は添付書類十解析に対する参考解析と類似したものとなり、添付書類十解析に比べて 1 次冷却材の漏えい量は減少すると予想される。ここで、ソフトウェア CCF が重畳した場合の 1 次冷却材の漏えい量は、添付書類十解析に対する参考解析の 1 次冷却材の漏えい量に、原子炉トリップが遅れることで漏えい量が増加する分を加算した値と考えることができる。結果として、ソフトウェア CCF が重畳した場合の漏えい量は、高圧注入ポンプ 2 台が自動起動する添付書類十解析の結果よりも減少すると予想される（表 4.5.7.2-2）。原子炉トリップ以降の運転操作に要する時間は添付書類十解析と同等であるため、原子炉トリップから漏えい停止までに要する時間は大きく変わらず、破損側蒸気発生器の主蒸気逃

がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気放出量も同等となる。これらの影響により、ソフトウェア CCF が重畳した場合においても、1 次系からの漏えい量や破損側蒸気発生器からの蒸気放出量の観点で添付書類十解析より厳しくなることはなく、周辺の公衆に対する放射線被ばくが安全上問題になることはない。なお、被ばく評価への影響について、詳細を 4.6.3 節に記載する。

以上より、ソフトウェア CCF が重畳した場合においても、判断基準に対して影響の程度が軽微であり、判断基準を満足できることを確認した。

表 4.5.7.2-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の主要な解析条件および運転操作の想定

(代表 4 ループプラント)

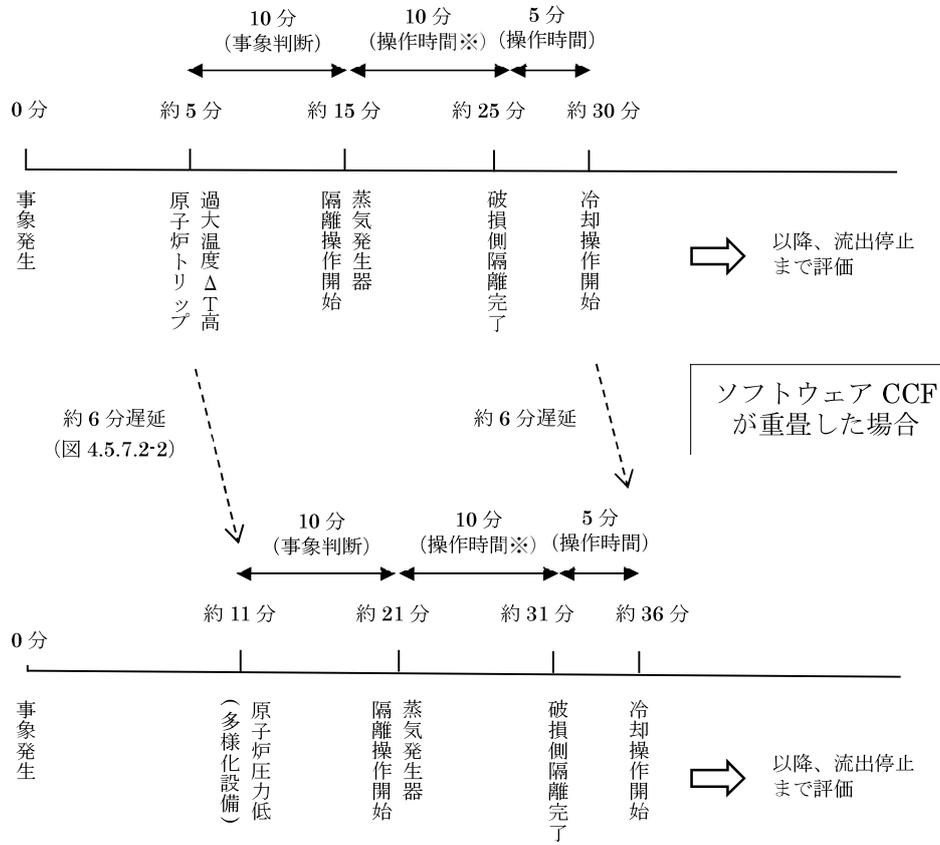
項目	添付書類十解析	ソフトウェア CCF が重畳した場合	備考
原子炉トリップ信号	過大温度 ΔT 高	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 原子炉トリップに至る時刻 は遅くなる。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 ECCS が作動する時刻は遅く なる。
高圧注入ポンプ台数	2 台	1 台	多様化設備からの自動起動 は 1 台のみ。
電動補助給水ポンプ 起動信号	ECCS 作動	多様化設備による 蒸気発生器水位 異常低	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)		
破損側 SG 隔離操作 開始時刻	原子炉トリップ +10 分	同左	ソフトウェア CCF が重畳す る場合、「タービン動助給水 ポンプ駆動蒸気元弁閉止操 作」が現場での手動操作に なるが、この現場操作に要 する時間は、添付書類十解 析で想定している「破損側 主蒸気隔離弁完全閉止」操 作に要する時間に包絡され る。したがって、原子炉ト リップから冷却操作開始ま でに要する時間への影響は ない。
破損側 SG への補助給 水停止操作	手動操作	多様化設備による 手動操作	
タービン動助給水ポ ンプ駆動蒸気元弁閉 止操作	手動操作	現場での 手動操作	
破損側主蒸気隔離弁 完全閉止	現場での 手動操作	同左	
破損側 SG 隔離操作 完了時刻	隔離操作開始 +10 分	同左	
冷却操作開始時刻	隔離操作完了 +5 分	同左	
健全側主蒸気逃がし 弁による冷却操作	手動	多様化設備による 手動操作	
加圧器逃がし弁によ る減圧操作	手動	多様化設備による 手動操作	
ECCS 停止操作	手動	現場での 手動操作	ソフトウェア CCF が重畳す る場合には現場での手動操 作になるが、異常検知から ECCS 停止までには十分な時間裕 度があるため、事象進展への 影響はない。

表 4.5.7.2-2 「蒸気発生器伝熱管破損」における 1 次冷却材の漏えい量

(代表 4 ループプラント)

	添付書類十解析	添付書類十解析 に対する参考解析	ソフトウェア CCF が重畳した場合
自動起動する 高圧注入ポンプ	2 台	1 台	1 台
1 次冷却材漏えい量	約 70 トン	約 56 トン	約 67 トン (推定値※1)

※1：参考解析（ウラン炉心：約 56 トン）に、ソフトウェア CCF による原子炉トリップ遅れの
影響(約 11 トン、図 4.5.7.2-2)を考慮



※以下の現場操作に要する時間を含む

添付書類十解析 (10分で実施) :

- ・主蒸気隔離弁増し締め操作

ソフトウェア CCF が重畳した場合 (並行して10分で実施) :

- ・タービン動補給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作
- ・主蒸気隔離弁増し締め操作

図 4.5.7.2-1 蒸気発生器伝熱管破損の主な操作時間 (代表4ループプラント)

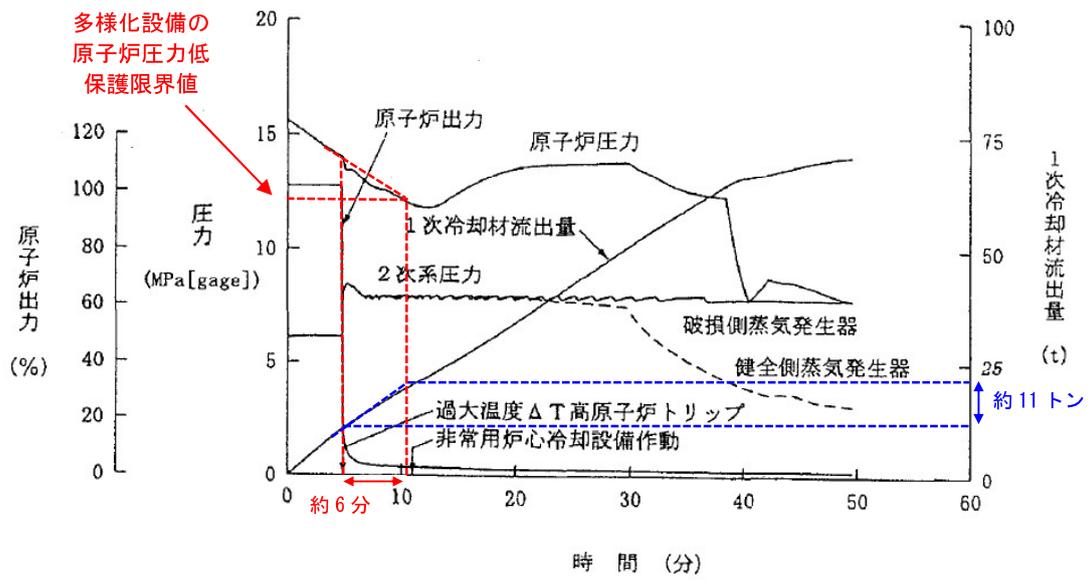


図 4.5.7.2-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果 (代表4ループプラント)

4.5.8 原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)

4.5.8.1 過渡変化の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する原子炉冷却材喪失を想定するものである。

ECCS 及び原子炉格納容器スプレイ設備の作動により、原子炉格納容器内は減圧され原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、現行措置及び追加措置の多様化設備により、添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。本事故の事象進展を図 4.5.8-1 に示す。

4.5.8.2 解析ケース

添付書類十（設計基準事故）記載の破断ケースを対象に、ソフトウェア CCF 対策の有効性を評価する。解析ケースを表 4.5.8-1 に示す。なお、LOCA 時の原子炉格納容器内応答については、ループ数によらず解析結果の傾向は同様であると考えられることから、代表4ループプラントについては解析せず、代表3ループプラントの解析結果で代表する。

4.5.8.3 判断基準

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。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

具体的な判断基準として、最高使用圧力 0.283MPa[gage]及び最高使用温度 132°Cを概ね満足することとする。なお、最高使用圧力/温度を上回る場合の判断基準として、既許認可で確認された原子炉格納容器の限界圧力（最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]））/限界温度（200°C）を用いる。

4.5.8.4 解析条件

本事故については、以下に示す現行措置及び追加措置の多様化設備により、添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。このため、最適評価を適用する必要はないと判断されることから、添付書類十解析と同じ保守的評価条件を適用する。また、4.3節の基本解析条件に基づく CCF 対策有効性評価の解析条件について、添付書類十解析との主な相違点を表 4.5.8-2 に示す。

<本事故で期待する多様化設備>

- ・ 現行措置：原子炉トリップ（原子炉圧力低）〔解析では模擬せず〕
- ・ 追加措置：高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動（原子炉圧力（異常）低）
原子炉格納容器スプレイの手動起動（現場操作）

表 4.5.8-1 原子炉格納容器健全性評価 解析ケース

	代表 3 ループプラント	代表 4 ループプラント
炉心	55GWd/t ウラン + MOX	—
CD 値	1.0	
破断位置／体様	SG 出口側配管／両端破断	

表 4.5.8-2 「原子炉格納容器健全性評価」添付書類十解析との主な相違点

項目	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
単一故障	あり (CV スプレイ設備 1 系列の不作動)	なし
外部電源	なし	あり
1 次冷却材ポンプ	外部電源喪失に伴い コーストダウン開始	手動停止 ^{※1, ※2} (CCF 発生時は自動停止せず)
高圧注入ポンプ 低圧注入ポンプ	高圧×2/2 + 低圧×2/2	高圧×1/2 + 低圧×1/2 (1 系列の自動作動 ^{※3}) (残り 1 系列の手動起動は仮定せず)
CV スプレイポンプ	1/2 台	1/2 台 (CCF 発生時は自動作動せず ^{※4})
その他	—	多様化設備としての作動限界値、 作動遅れ時間を反映

※1：設計基準事故（外部電源あり）の場合、原子炉トリップ信号と非常用炉心冷却設備作動信号の一致により 1 次冷却材ポンプはコーストダウンを開始するが、ソフトウェア CCF 発生時には同ロジックが機能せず自動停止しないため、手動による停止となる。

※2：1 次冷却材ポンプの取り扱いは以下とする。

- ・ CV 健全性：ブローダウン期間～再冠水完了/運転継続を仮定、再冠水完了以降/模擬せず^(注)

(注) 炉心再冠水完了以降の CV への放出エネルギーは、炉心崩壊熱、1 次系メタル放熱及び SG 2 次側からの伝熱で決まるため、1 次冷却材ポンプの模擬は不要。

※3：CCF 対策の追加措置。「原子炉圧力（異常）低」により、1 系列の高圧/低圧注入系が自動作動。

※4：設計基準事故時には、「原子炉格納容器圧力異常高」の原子炉格納容器スプレイ作動信号により自動作動するが、ソフトウェア CCF 発生時には作動信号が発信されないため自動作動しない。事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間（30分）で手動起動させる。

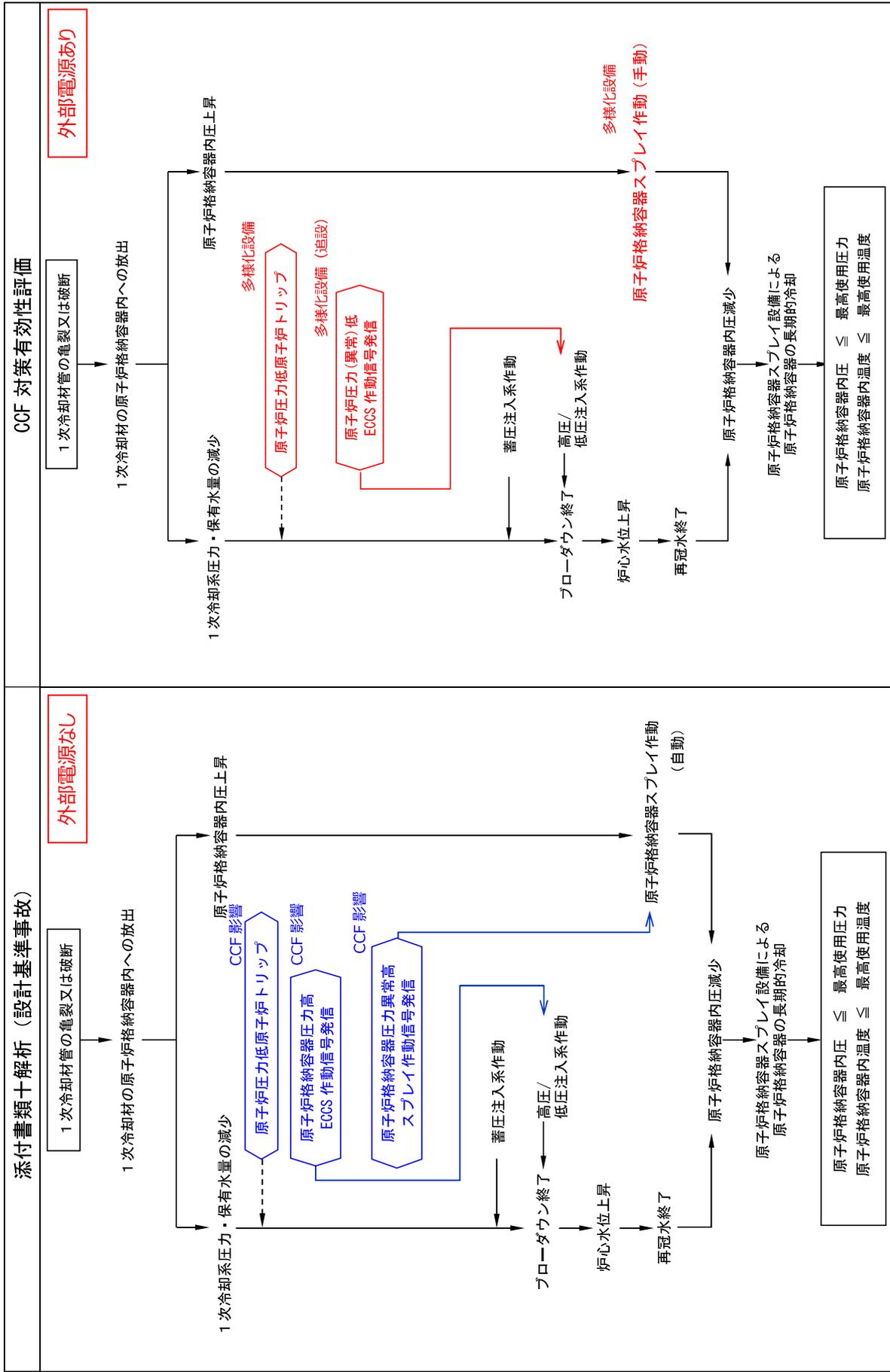


図 4.5.8-1 「原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)」の事象過程

4.5.8.5 代表3ループプラント

(1) 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 2,652×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F _Q) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 ⁽¹⁰⁾
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 0%
1次冷却材低温側温度	: 283.6+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 321.7+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 321.7+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 蒸気発生器出口側配管の両端破断
E C C S	
高圧注入ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
余熱除去ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
高圧/余熱除去ポンプの注入開始	: ブローダウン終了と同時に
蓄圧タンクの作動基数	: 3基
原子炉格納容器スプレイ設備	
格納容器スプレイポンプの作動台数	: <u>1台 (事象発生検知後 30 分で手動起動)</u>

その他の解析条件については、添付 1-1（代表3ループプラント）に示す。

(2) 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.8-3 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.8-2～図 4.5.8-3 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

1 次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故発生後約 18 秒にブローダウンエネルギーによって形成される第 1 次ピーク圧力約 0.206MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約 24 秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約 7 秒後に「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に到達するが、本評価では原子炉格納容器スプレイ設備は自動作動しない。

約 221 秒後には、再冠水による全炉心のクエンチにより、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少するため、第 2 次ピーク圧力約 0.216MPa[gage]が現れる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していくが、原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われないため、熱吸収体の除熱効果は徐々に低下し、圧力は再び緩やかに上昇していく。

多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動信号発信により事象発生を検知し、その後 30 分で原子炉格納容器スプレイ設備を手動起動することで、事象発生後 1922 秒に原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われることから、約 1922 秒後に第 3 次ピーク圧力約 0.226MPa[gage]、温度約 121℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。

このようにして、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.226MPa[gage]、原子炉格納容器温度の最高値は約 121℃であり、基本ケースに比べわずかに厳しい結果となるものの最高使用圧力 0.283MPa[gage]、最高使用温度 132℃を下回り、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.8-3 「原子炉格納容器健全性評価」 CCF 対策有効性評価結果

(蒸気発生器出口側配管両端破断 流出係数:1.0/蒸気発生器伝熱管施栓率 0%)

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
第 1 次ピーク圧力 (MPa[gage])	約 0.206	約 0.206
第 1 次ピーク圧力到達時刻 (秒)	約 17	約 18
第 2 次ピーク圧力 (MPa[gage]) (判断基準)	約 0.214 (≤ 0.283)	約 0.216 —
第 2 次ピーク温度 (°C) (判断基準)	約 120 (≤ 132)	
第 2 次ピーク圧力到達時刻 (秒)	約 182	約 221
CV スプレー作動開始時刻 (秒)	151	1922
第 3 次ピーク圧力 (MPa[gage]) (判断基準)		約 0.226 (≤ 0.283)
第 3 次ピーク温度 (°C) (判断基準)		約 121 (≤ 132)
第 3 次ピーク圧力到達時刻 (秒)		約 1922
事故後 1 日の圧力 (MPa[gage])	約 0.025	約 0.035

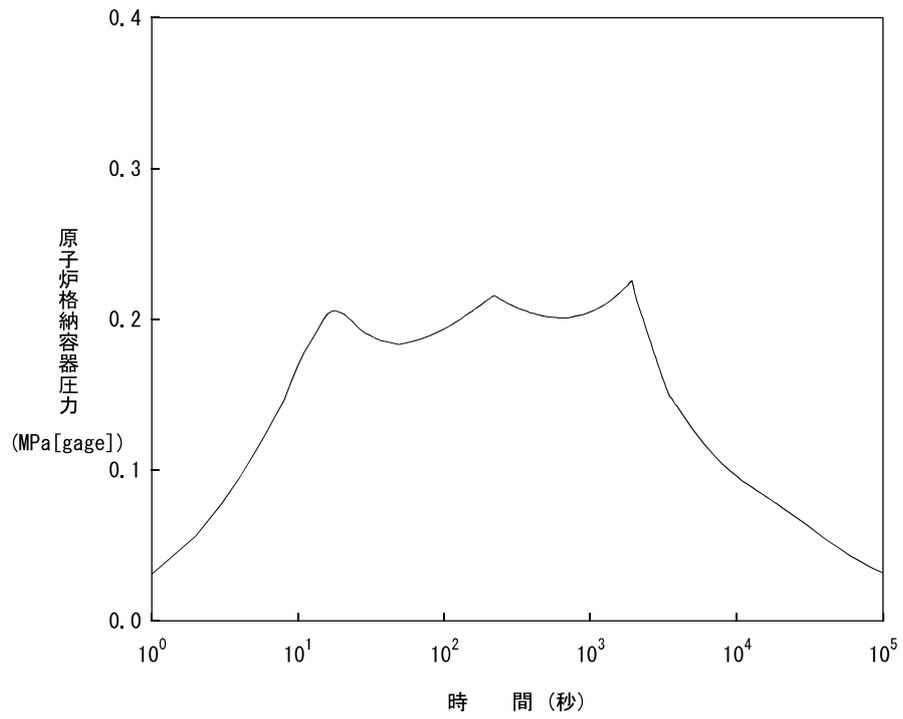


図4.5.8-2 原子炉格納容器压力 (蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

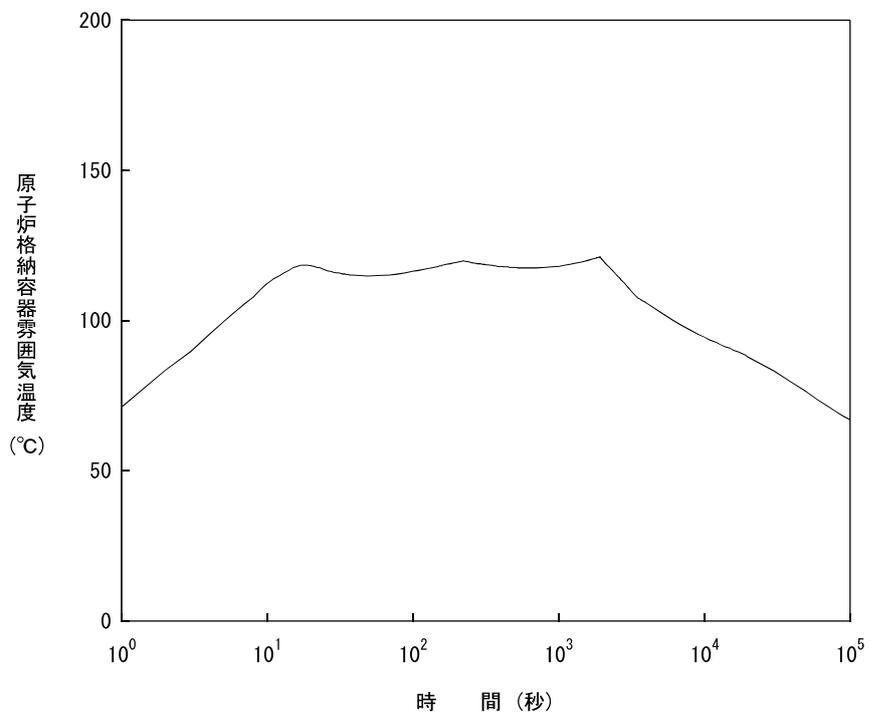


図4.5.8-3 原子炉格納容器雰囲気温度 (蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

4.6 有効性評価結果の適用性及び安全評価への影響に係る検討

代表3, 4ループプラントにおける多様化設備の有効性については、4.4節及び4.5節にて示したとおりである。代表3, 4ループプラントにて有効性を確認した多様化設備が、設備や燃料仕様の異なる同型3, 4ループプラント、及び2ループプラントに対しても有効性を有しているか、解析結果の分析に基づきその適用性を検討した。また、「可燃性ガスの発生」や被ばく評価について、代表3, 4ループプラントも含め、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳する場合の影響を添付書類十解析等に基づき検討した。

4.6.1 Non-LOCA 解析の適用性

現実的条件を考慮した代表3, 4ループプラントの結果より、多様化設備の有効性が確認され、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力、燃料被覆管温度、(反応度投入事象の場合は燃料エンタルピー) が判断基準を下回ることを確認した。同型3, 4ループプラント及び2ループプラントにおいても各事象の進展は同様であるため、多様化設備の考え方に違いはなく、その有効性が期待できる。

それぞれの判断基準に対する分析結果は、以下のとおりである。

4.6.1.1 主給水流量喪失

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、CCF 対策の有効性評価では原子炉トリップにより出力が低下することから、SA 有効性評価の ATWS と比べて、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力が大きく緩和されることを確認した。また、燃料被覆管温度の最大値は、ATWS と同様に、有意に厳しくならないことを確認した。

本事象が生じた場合、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差によらず蒸気発生器水位が低下するため、代表プラント以外のプラントにおいても多様化設備による蒸気発生器水位低の原子炉トリップに至り、SA 有効性評価の主給水流量喪失 + ATWS の解析よりも事象進展及び評価結果は緩和される。したがって、同型3, 4ループプラント及び2ループプラントにおいても代表プラントと同様に、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基

準は満足すると判断できる。

4.6.1.2 原子炉冷却材流量の喪失

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象にCCF対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮したことで、流量低下による冷却材温度上昇にあわせて出力が低下し（図4.5.2.1-2、図4.5.2.2-2）、燃料被覆管温度は有意に上昇しない（図4.5.2.1-5、図4.5.2.2-5）。
- ・ 1次冷却材ポンプ電源電圧低あるいは回転数低による原子炉トリップが期待できず、多様化設備の原子炉圧力高発信まで原子炉トリップを待つことになるため1次系圧力が上昇するが、出力の低下効果もあり急激な圧力の上昇は見られず、加圧器安全弁が開くこともない（図4.5.2.1-3、図4.5.2.2-3）。

上記はいずれも減速材反応度帰還効果を考慮したことにより生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差の影響が考えられる。一般に減速材反応度帰還効果はウラン炉心に比べMOX炉心の方が大きくなるが、CCF対策有効性評価においては、代表3ループプラントではMOX炉心を対象としつつ減速材反応度帰還効果はウラン炉心も考慮した設定としていること、及び代表4ループプラントは減速材反応度帰還効果としてはより厳しいウラン炉心を対象とした厳しめの評価としている。そのため、炉心、燃料の仕様異なるプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると言える。

また、本事象は全ループの流量が等しく低下するため、上記の減速材反応度帰還効果がループ数に依存せずに期待できる。そのため、異なるループ数のプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると推定できる。その他、本事象においてプラント間の差として影響し得る設備仕様差としては、1次冷却材ポンプのコストダウン特性が挙げられるが、代表3ループプラント及び代表4ループプラントの結果(図4.5.2.1-1、図4.5.2.2-1)が示すように、その差は小さくなく、前述の減速材反応度帰還効果による出力

低下の寄与の方が大きいと言える。

以上のとおり、代表3，4ループプラントで有効性を確認した本事象に対するCCF対策は、同型3，4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象にCCF対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮したことで、流量低下による冷却材温度上昇にあわせて出力が低下し（図4.5.3.1-2、図4.5.3.2-2）、燃料被覆管温度は有意に上昇しない（図4.5.3.1-5、図4.5.3.2-5）。
- ・ 1次冷却材流量低による原子炉トリップが期待できないが、減速材反応度帰還効果による出力低下効果により急激な圧力の上昇は見られず、加圧器安全弁が開くこともない（図4.5.3.1-3、図4.5.3.2-3）。また、1次冷却材流量は早期に整定することから、原子炉トリップに至らない。

上記はいずれも減速材反応度帰還効果を考慮したことにより生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差の影響が考えられる。一般に減速材反応度帰還効果はウラン炉心に比べMOX炉心の方が大きくなるが、CCF対策有効性評価においては、代表3ループプラントではMOX炉心を対象としつつ減速材反応度帰還効果はウラン炉心も考慮した設定としていること、及び代表4ループプラントは減速材反応度帰還効果としてはより厳しいウラン炉心を対象とした厳しめの評価としている。そのため、炉心、燃料の仕様が異なるプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると言える。

一方で、本事象は1台の1次冷却材ポンプの固着を想定するため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど1台の1次冷却材ポンプ固着時の炉心流量の低下が大きくなる傾向であり、代表プラントのCCF対策有効性評価の結果を比較しても3ループプラントの方が4ループプラントよりも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力が僅かに高めとなっている（表4.5.3.1-3、表

4.5.3.2-3)。2ループプラントではさらに圧力が高めとなる可能性があるが、CCF 対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮することで添付書類十解析の結果以下となることが代表プラントの結果で確認されており、この効果はループ数の違いによらず期待できることから、2ループプラントにおいても CCF 対策有効性評価の圧力は添付書類十解析を超えず、判断基準を満足すると言える。以上のとおり、代表3，4ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型3，4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.4 主給水管破断

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では主給水管破断直後から現実的な二相放出を考慮したことで、事象初期に1次冷却材温度及び圧力が一時的に低下した後を上昇に転じ、加圧器安全弁の動作によって1次冷却材圧力は抑制される（図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2）。
- ・ 事象初期の1次冷却材温度の一時的な低下によって出力が上昇するものの、早期に原子炉トリップに至るため燃料被覆管温度の上昇は僅かである（図4.5.4.1-6、図4.5.4.2-6）。
- ・ 原子炉トリップ後の長期的な蒸気発生器水位の低下に対し、健全側蒸気発生器への補助給水開始が遅れるものの、1次冷却材圧力は蒸気発生器の残存保有水による冷却及び加圧器安全弁で抑えられ、短期的に生じた最大値を超えることはない（図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2）。

上記の内、短期応答については破断直後からの現実的な二相放出を考慮したことで生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。この効果は原子炉トリップが遅くなることで評価が厳しくなる影響を相殺する方向に働いて、加圧器安全弁の効果と相まって1次冷却材圧力を抑制している。代表プラントを含むいずれのプラントにおいても保守的に破断直後は液相放出を仮定している添付書類十解析では原子炉トリップ直後に1次冷却材圧力が最

大となっていることから、CCF 対策有効性評価で得られる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力は、上記効果によりいずれのプラントにおいても添付書類十解析と同程度になることが推定できる。

また、短期応答において生じている出力上昇に関しては炉心、燃料の仕様差の影響を受けると考えられるが、1次冷却材圧力は加圧器安全弁の動作により十分抑制され、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力及び燃料被覆管温度のいずれも判断基準に対する余裕が大きいことから、炉心、燃料の仕様が異なる場合でも、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると推定できる。

一方、長期的な応答に関して、本事象は蒸気発生器1基の除熱能力が期待できなくなるため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど蒸気発生器1基の除熱能力喪失時の影響が相対的に大きく、代表プラントのCCF対策有効性評価の結果を比較しても3ループプラントの方が4ループプラントよりも厳しくなる傾向を示している(図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2)。長期的な圧力上昇に関して2ループプラントでは3ループプラントの結果よりもさらに大きくなる可能性があるが、短期的な圧力上昇のように急激な圧力上昇ではなく、その上昇は比較的緩やかであること、及び、代表3ループプラントのように蒸気発生器水位が相当に低下した場合でも加圧器安全弁で1次冷却材圧力を抑制できることから、圧力が過度に上昇することはなく、健全側蒸気発生器への補助給水開始によって事象終息が可能と言える。

以上のとおり、代表3, 4ループプラントで有効性を確認した本事象に対するCCF対策は、同型3, 4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.5 主蒸気管破断

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象にCCF対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCFを想定したことでECCSの作動及び主蒸気隔離が遅くなるものの、現実的な想定として制御棒の全挿入としたことで、燃料被覆管温度の過度な

上昇はない（図 4.5.5.1-5、図 4.5.5.2-5）。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、高圧注入系の注入により上昇するが、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。

上記の内、制御棒を全挿入とする想定は、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。この想定は、制御棒の 1 本固着を想定している添付書類十解析と比べた場合に熱水路係数を緩和させるものであり、代表 4 ループプラントの評価において添付書類十解析よりも熱流束最大値が大幅に上昇しているものの、熱水路係数（燃料被覆管最高温度に係わるピーキング）が小さいことで熱点熱流束としては厳しくならず、燃料被覆管温度の上昇は大きくならない。そのため、CCF 想定により ECCS の作動及び主蒸気隔離が遅くなるものの、制御棒全挿入の想定と合わせることで燃料被覆管温度が判断基準を超えないことは、代表プラントを含むすべてのプラントに対して期待できる。

次に、本事象は主蒸気隔離以降に蒸気発生器 1 基の蒸気放出が過大になり 1 次系を過冷却状態にするため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど蒸気発生器 1 基による過冷却の影響が相対的に大きくなる。しかしながら、代表プラントの CCF 対策有効性評価は 3 ループプラントよりも 4 ループプラントの方が厳しい結果を示している（表 4.5.5.1-3、表 4.5.5.2-3）。これは、反応度停止余裕の違いと ECCS ほう素濃度の差（表 4.5.5.1-1、表 4.5.5.2-1）によるものである。反応度停止余裕については、CCF 対策有効性評価向けに現実的条件として制御棒全挿入状態を想定していることから、添付書類十解析で想定している制御棒 1 本固着を想定した値とは異なり、ループ数（炉心サイズ）や燃料仕様によってばらつきが生じ得る。ECCS ほう素濃度については、炉心に装荷を想定している燃料仕様に応じた設定の結果として違いが生じ得る。

ここで、ECCS ほう素濃度に関係するプラント間の設備仕様差として、ECCS にほう酸注入タンクを設置しているか否かの違いが挙げられる。ほう酸注入タンクは高濃度のほう酸水を早期に炉心に注入するための設備であり、ループ数（炉心サイズ）や燃料仕様に依らず早期に原子炉出力を低下させることが可能となっている。今回の CCF 対策有効性評価の代表プラントはいずれもほう酸注入タンク非設置プラントであり、ほう酸注入タンクを設置している同型 3、4 ループプラント

においては燃料仕様による反応度停止余裕への影響を考慮したとしても、高濃度のほう酸水の効果により過度に事象が厳しくなることはないと推定できる。代表プラントを除く同型3ループプラントはいずれもほう酸注入タンクを設置しているが、同型4ループプラントには、代表4ループプラントと同様にほう酸注入タンク非設置のプラントがある。この場合、炉心に装荷する燃料仕様の違いで反応度停止余裕に差があったとしても、燃料仕様に応じた ECCS ほう酸濃度を設定していることから、事象進展としては代表プラントと同等となり、過度に厳しくなることはないと推定できる。また、2ループプラントについては、ほう酸注入タンクが設置されており、高濃度のほう酸水の効果により過度に事象が厳しくなることはないと推定できる。

このように、代表プラントはほう酸注入タンク非設置で、ほう酸注入タンク設置プラントより厳しい結果を示しているものであり、前述の制御棒を全挿入とする想定により熱水路係数が緩和され燃料被覆管温度は過度に上昇することはない結果と合わせて、本 CCF 対策によっていずれのプラントでも十分判断基準を満たすものと推定できる。

一方、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、代表プラントではポンプの締切圧力の設定が加圧器逃がし弁の設定圧力以下としていることで厳しくならないとしているが、ポンプの締切圧力が高いプラントにおいては加圧器安全弁の容量が注入流量を十分上回ることを確認している。1次冷却材圧力の上昇要因は高压注入系による注入のみであるため、上記理由により代表プラント以外のプラントにおいても判断基準を超えることはない。

以上のとおり、代表3、4ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型3、4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.6 制御棒飛び出し

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、判断基準を下回ることを確認した。

- ・ 原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいによる減圧のため、1次冷却材圧力が有意に上昇することはない（図 4.5.6.1-3、図 4.5.6.1-10、図 4.5.6.2-

3、図 4.5.6.2-8)。

- ・ CCF 対策有効性評価では最適評価コードにより出力分布及び反応度帰還効果を精緻に評価したことで、飛び出し直後の出力上昇が添付書類十解析よりも緩和され、燃料エンタルピ、ピーク出力部燃料エンタルピ、及び、燃料被覆管温度は添付書類十解析よりも低めとなる。また、燃料中心温度の最大値は原子炉トリップが遅れる効果もあり、添付書類十解析と同程度となる（表 4.5.6.1-4、表 4.5.6.1-5、表 4.5.6.2-4、表 4.5.6.2-5）。

上記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、出力分布及び反応度帰還効果の精緻化を取り込んだことで生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。

原子炉圧力バウンダリにかかる圧力に関しては、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいを取り込むことで添付書類十解析の結果よりも低下することは代表プラント以外のプラントに対しても言える。

高温零出力からの制御棒飛び出しは反応度投入事象であり、反応度投入直後の出力急上昇時に燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピが厳しくなることから、原子炉トリップの遅れにかかわらず上記精緻化の効果で添付書類十解析のエンタルピを超えることがないことは、代表プラント以外のプラントに対しても言える。

高温全出力からの制御棒飛び出しについては、原子炉トリップ遅れによって燃料中心温度が添付書類十解析よりも高めとなる可能性があることが代表プラントの結果にて示されているが、原子炉トリップを待たずに出力変化が緩やかな低下に移行した時点で燃料中心温度も低下を始めていることから、炉心、燃料の違いによる出力分布及び反応度帰還効果に依存していると考えられる。この出力分布及び反応度帰還効果については、添付書類十解析と比べた場合には評価コード、解析モデルの精緻化が図られているものであり、炉心、燃料の条件に依存することではなく代表プラントの評価と同様に精緻化による緩和効果が期待できる。そのため、代表プラント以外のプラントにおいても、燃料中心温度は出力分布及び反応度帰還効果の精緻化によって代表プラントの結果と同じく添付書類十解析と同程度になるものと推定できる。

以上のとおり、代表 3，4 ループプラントで有効性を確認した本事象に対する

CCF 対策は、同型 3，4 ループプラント及び 2 ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.7 蒸気発生器伝熱管破損

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析と比べて以下の傾向があり、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は添付書類十解析より減少し、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は添付書類十解析と同等であることを確認した。なお、本事象は伝熱管破損の発生により 1 次系圧力が減少するため、原子炉冷却材圧力バウンダリは初期から上昇せず、また、多様化設備による高圧注入系の自動作動により炉心露出に至ることはないため、燃料被覆管温度が厳しくなることはない。

- ・ CCF 対策有効性評価では原子炉トリップが遅れるため、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は増加する傾向であるが、自動起動する高圧注入系が 1 系列であるため、結果として、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は高圧注入系が 2 系列起動する添付書類十解析より減少する。
- ・ 原子炉トリップから事象収束までの操作に要する時間は添付書類十解析と同等であるため、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は、添付書類十解析と同等である。

上記の効果のうち、原子炉トリップが遅れることで漏えい量が増加する影響は、プラントの設備差により異なるが、自動起動する高圧注入系が 1 系列であることは漏えい量を減少させる効果があるため、高圧注入系が 2 系列起動する添付書類十解析の評価結果と比較して、漏えい量が過度に増加することはない。原子炉トリップから事象収束までの運転操作に要する時間はプラント設備差によらず添付書類十解析と同等であるため、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は添付書類十解析と同等である。これらの効果は、事象収束に用いる多様化設備や運転操作の想定により生じる傾向であるため、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。

以上のとおり、代表プラント以外のプラントにおいて、1 次系から 2 次系への 1 次冷却材の漏えい量が代表プラントでの評価結果より増加する可能性はあるが、その影響は限定的である。4.6.3 節にて後述するように、添付書類十解析で

は保守的な燃料欠陥率を想定しているため、現実的には、1次系から2次系への1次冷却材の漏えい量が代表プラントより増大したとしても安全上の問題は無い。したがって、代表3, 4ループプラントで有効性を確認した本事象に対するCCF対策は、同型3, 4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.2 LOCA 解析の適用性

4.6.2.1 ECCS 性能評価

(1) 大破断 LOCA

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、PCT および局所的最大ジルコニウム一水反応量は判断基準および添付書類十解析を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ブローダウン期間は RCP 運転が継続して炉心に冷却材が供給されるため、ブローダウンの全期間にわたり基本ケースに比べ炉心上昇流が大きい傾向となる（図 4.6.2-1、図 4.6.2-2）。この結果、ブローダウン期間前半の上昇流期間において炉心冷却が促進され、CCF 対策有効性評価ケースの燃料被覆管温度は基本ケースより低くなる（図 4.6.2-7、図 4.6.2-8）。
- ・ 基本ケースでは「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約 1 秒後に達することで高圧注入系及び低圧注入系が作動を開始するのに対し、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力（異常）低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約数秒後に達することで高圧注入系及び低圧注入系が作動を開始する。しかしながら、CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが起動するため、高圧注入系及び低圧注入系からの注入開始が基本ケースに比べ早くなり、炉心再冠水開始がわずかに早くなる（表 4.5.1-4、表 4.5.1-6）。
- ・ CCF 対策有効性評価では解析期間中に原子炉格納容器スプレイが作動しないことから、基本ケースに比べ原子炉格納容器内圧が高く推移するため（図 4.6.2-3、図 4.6.2-4）、再冠水期間の炉心再冠水速度、ひいては炉心冷却性が向上する（図 4.6.2-5、図 4.6.2-6）。

上記の炉心冷却効果のうち、ブローダウン期間の RCP 運転継続による効果が最も支配的である。上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、

想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、判断基準を下回り安全上の問題とはならないと推定できる。

なお、高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、上述のとおり RCP 運転継続による炉心冷却効果が支配的であるため、基本ケース（本設）と同程度の作動遅れ時間であれば炉心冷却性に問題ない。

(2) 小破断 LOCA

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、PCT および局所的最大ジルコニウム－水反応量は判断基準および添付書類十解析を下回ることを確認した。

- ・基本ケースに比べ、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値到達時刻がわずかに遅くなるとともに、作動遅延タイマが 10 秒あることから、制御棒クラスタ落下開始時刻が約 10 秒遅くなる（表 4.5.1-5、表 4.5.1-7）。このため、基本ケースに比べ事象発生直後は原子炉出力が高めに推移するが、過渡応答への影響は軽微である（図 4.6.2-9、図 4.6.2-10）。
- ・CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、運転員が手動停止する事故発生後約 20 分まで RCP 運転が継続するため、炉心に冷却材が供給される結果、炉心上昇流傾向が強くなり（図 4.6.2-11、図 4.6.2-12）、炉心の冠水が概ね維持される（図 4.6.2-13、図 4.6.2-14）。
- ・基本ケースに比べ、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力（異常）低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達時刻がわずかに遅くなる。しかしながら、CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが起動するため、高圧注入系及び低圧注入系からの注入開始が基本ケースに比べ早くなるが、その差は小さい（表 4.5.1-5、表 4.5.1-7）。
- ・CCF 対策有効性評価では、RCP 手動停止後も高圧/低圧注入流量が破断流量を上回る

ことから（図 4.5.1-11、図 4.5.1-23）、炉心の冠水が維持される（図 4.6.2-13、図 4.6.2-14）。

上記の炉心冠水維持に寄与する効果のうち、RCP 運転継続による効果が最も支配的である。上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、判断基準を下回り安全上の問題とはならないと推定できる。

なお、事故時状況によっては、RCP 手動停止開始が事故発生後約 20 分より遅くなる、あるいは早くなる可能性があるが、基本ケース（原子炉トリップと同時の外部電源喪失の仮定により RCP コーストダウン開始）に包絡されるため炉心冷却性に問題ない。また、高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、上述のとおり RCP 運転継続による炉心冠水維持効果が最も支配的であるため、基本ケース（本設）と同程度の作動遅れ時間であれば炉心冷却性に問題ない。

4.6.2.2 原子炉格納容器健全性評価

代表 3 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価ではブローダウン中は RCP 運転が継続するものの、ブローダウン中の原子炉格納容器内への放出エネルギーは 1 次冷却系の初期保有エネルギーが支配的であるため、第 1 次ピーク圧力までの応答は基本ケースと同様となる（表 4.5.8-3、図 4.6.2-15、図 4.6.2-16）。
- ・ CCF 対策有効性評価では、再冠水期間は高圧／低圧注入系は 1 系列のみが作動し、基本ケースの 2 系列作動に比べ半減することから炉心注入流量が減少して炉心再冠水が遅くなる結果、炉心再冠水終了に伴い発生する第 2 次ピーク圧力の発生時刻が遅くなる（表 4.5.8-3）。
- ・ 炉心再冠水終了に伴い原子炉格納容器内への放出エネルギーが減少するため原子

炉格納容器内圧は低下に転じるが、この時点で CCF 対策有効性評価では原子炉格納容器スプレイが作動していないため、ヒートシンク除熱効果の減少により再び原子炉格納容器内圧が上昇する。その後、事故発生後約 30 分から運転員により原子炉格納容器スプレイが開始され、原子炉格納容器内圧が低下に転じることで第 3 次ピークが現れ、これが最高圧力／最高温度となる。しかしながら、その上昇は第 2 次ピークに比べわずかであり、判断基準である最高使用圧力／温度を下回るとともに、原子炉格納容器の健全性が確認されている原子炉格納容器限界圧力（最高使用圧力の 2 倍（0.566MPa[gage]））及び限界温度（200℃）に対し十分な余裕を有する（表 4.5.8-3、図 4.6.2-15、図 4.6.2-16）。

上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、安全上の問題とはならない。

なお、2 ループプラントの添付書類十解析の破断条件は「高温側配管スプリット破断」であり、ブローダウン中に発生する第 1 次ピークが最高圧力／最高温度となる。代表 3 ループプラントを対象とした CCF 対策有効性評価の破断条件（蒸気発生器出口側配管両端破断）と異なるが、上述のとおりブローダウン中の原子炉格納容器内への放出エネルギーは 1 次冷却系の初期保有エネルギーが支配的であるため、破断位置や破断体様によらず第 1 次ピークは同等となる。以降の過渡応答も代表 3 ループプラントを対象とした CCF 対策有効性評価ケースと同様となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、安全上の問題とはならない。

また、事故時状況によっては原子炉格納容器スプレイ手動開始が事故発生後約 30 分より遅くなり、最高使用圧力／温度を超過する可能性があるが、図 4.6.2-15 及び図 4.6.2-16 に示すとおり、原子炉格納容器スプレイが作動しない場合でも原子炉格納容器限界圧力（0.566MPa[gage]）及び限界温度（200℃）に到達するまでには十分な時間余裕があるため、原子炉格納容器の健全性に問題ない。同様の理由により、代表プラントに比べ最高使用圧力／温度が低いプラントや、添付書類十解析結果の余裕が少ないプラントについても、原子炉格納容器限界圧力及び

限界温度を下回ることから原子炉格納容器の健全性に問題ない。なお、高圧／低圧注入系（1系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、原子炉格納容器内圧／温度を低下させる方向であるため、原子炉格納容器の健全性に問題ない。

4.6.2.3 可燃性ガスの発生

可燃性ガスの発生では、原子炉冷却材喪失時に、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解(よう素除去薬品としてヒドラジンを採用しているプラントのみ)により発生する水素の蓄積を想定している。

ジルコニウム-水反応については、4.5.1 項に示すジルコニウム-水反応量から、ソフトウェア CCF との重畳時においても添付書類十解析と同等以下になると考えられる。水の放射線分解は、炉心内の残存放射線エネルギーやサンプル水中の放射線エネルギーに依存する。添付書類十解析では炉内の全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により格納容器に放出される放射線エネルギーが増加するものではない。ヒドラジンの放射線分解についても、水の放射線分解と同様、全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により放射線分解に寄与する放射線エネルギーが増加するものではない。一方、ソフトウェア CCF との重畳により、格納容器スプレー作動までの時間が遅くなり、格納容器スプレー作動までは格納容器内温度が高く推移する。腐食を想定する金属のうち、図 4.6.2-17 に示すように、アルミニウムは高温ほど腐食が進むため、格納容器スプレー作動までの間、金属腐食による水素発生量が増加する可能性がある。図 4.6.2-18 に示すように、格納容器スプレー作動後は雰囲気温度が低下する。格納容器スプレー作動系列数は、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合と添付書類十解析のどちらも 1 系列であるため、格納容器スプレー作動後の雰囲気温度は添付書類十解析に近づき、長期的には添付書類十解析と同程度となると考えられる。

添付書類十解析*¹において、30 日時点での水素濃度が最も高くなっているのは 4 ループプラントの約 3.5%である。判断基準 4%に対する余裕は約 0.5%程度であり、水素発生量のうち、ジルコニウム-水反応による生成が 10%程度、水の

放射線分解による生成が 80%程度、金属腐食による生成が 10%程度を占めている。ここで、水素濃度は格納容器内ガス成分のうち水素が占める割合であり、格納容器内には事象発生前に存在する空気などが存在するため、格納容器自由体積の 0.5%の体積の水素が生成した場合においても、水素濃度の上昇幅は 0.5%に至らない。

図 4.6.2-18 に示すように、CCF 対策有効性評価における格納容器内雰囲気温度は、1000～3300 秒の約 40 分間、添付書類十解析における水素生成量評価使用値よりも高く推移している。ここでは、保守的に 40 分間、約 140°Cの格納容器内雰囲気温度であると仮定する。4 ループプラントでのアルミニウム使用量を想定する場合、添付書類十解析における水素生成量評価使用値よりも格納容器内雰囲気温度が高い期間中にアルミニウムの腐食により生成する水素は 10m³ 程度である。格納容器自由体積は 2 ループプラントが最も小さく、約 41,900m³ である。同じ水素生成量であれば、格納容器自由体積が小さいほど水素濃度は高くなる。仮に、2 ループプラントにおいて 10m³ の水素が生成された場合においても、水素濃度の上昇幅は 0.03%に至らない。

よって、ソフトウェア CCF との重畳により増加する水素生成量が添付書類十解析における水素生成量に加わったとしても、水素濃度の上昇幅は判断基準 4%までの余裕である 0.5%に比べ小さく、水素濃度が 4%を超過することはない。

以上のことから、可燃性ガスの発生の評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

* 1 : 本検討は、2022 年 1 月時点の設置変更許可申請書記載の評価に基づいている。

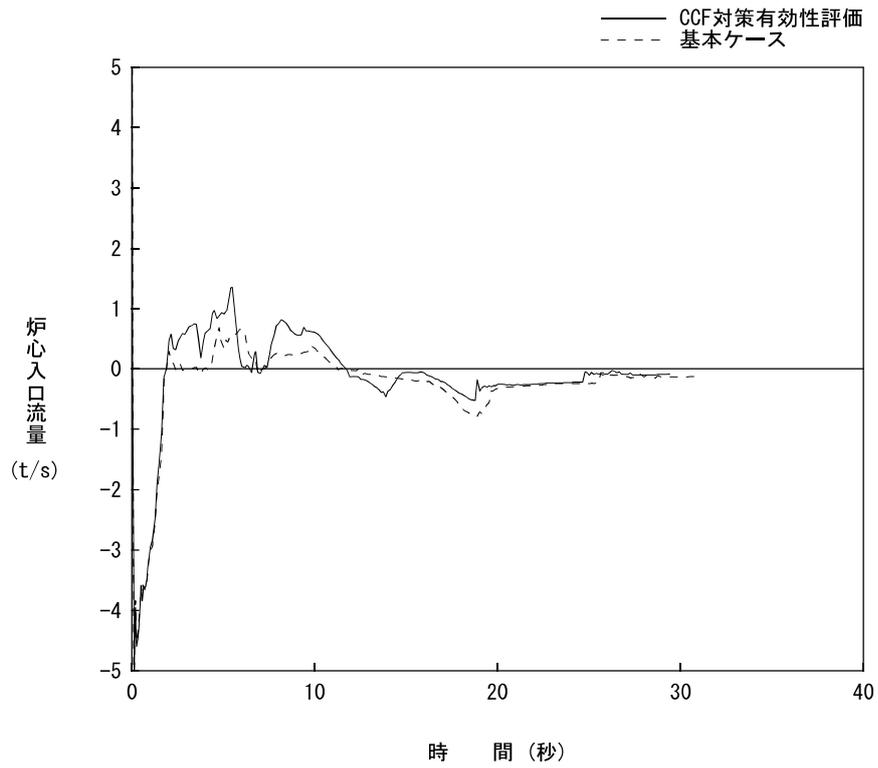


図4.6.2-1 代表3ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

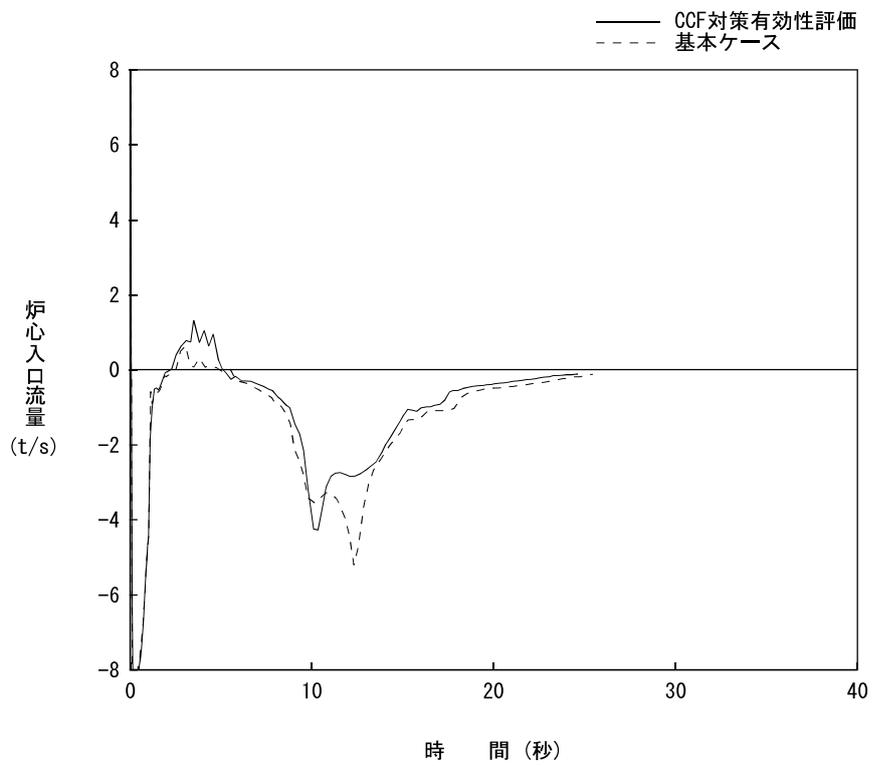


図4.6.2-2 代表4ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

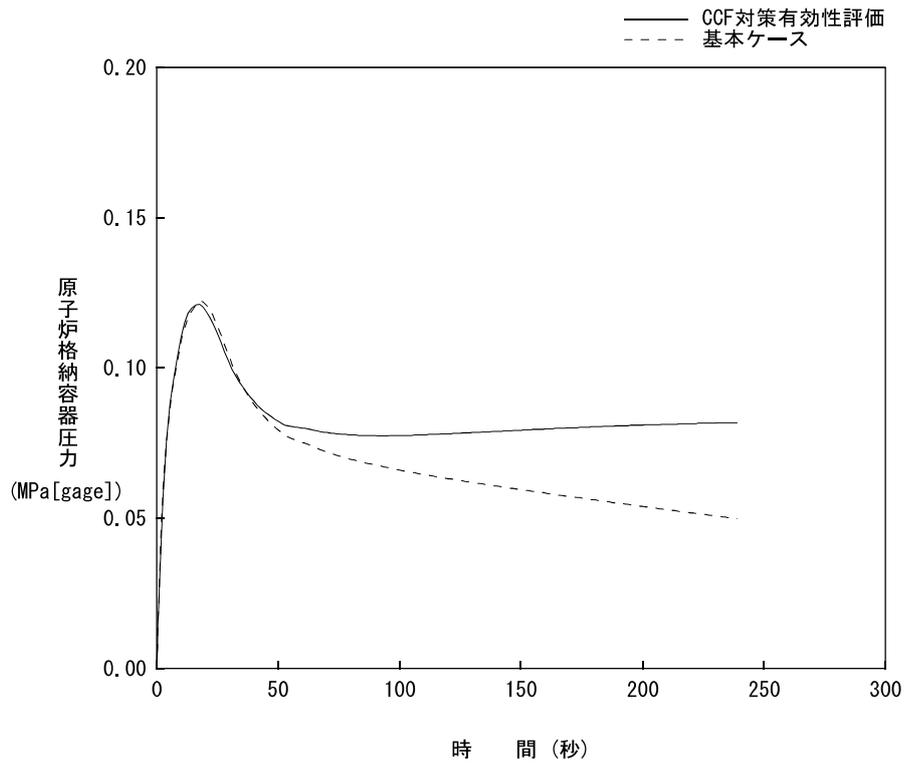


図4.6.2-3 代表3ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

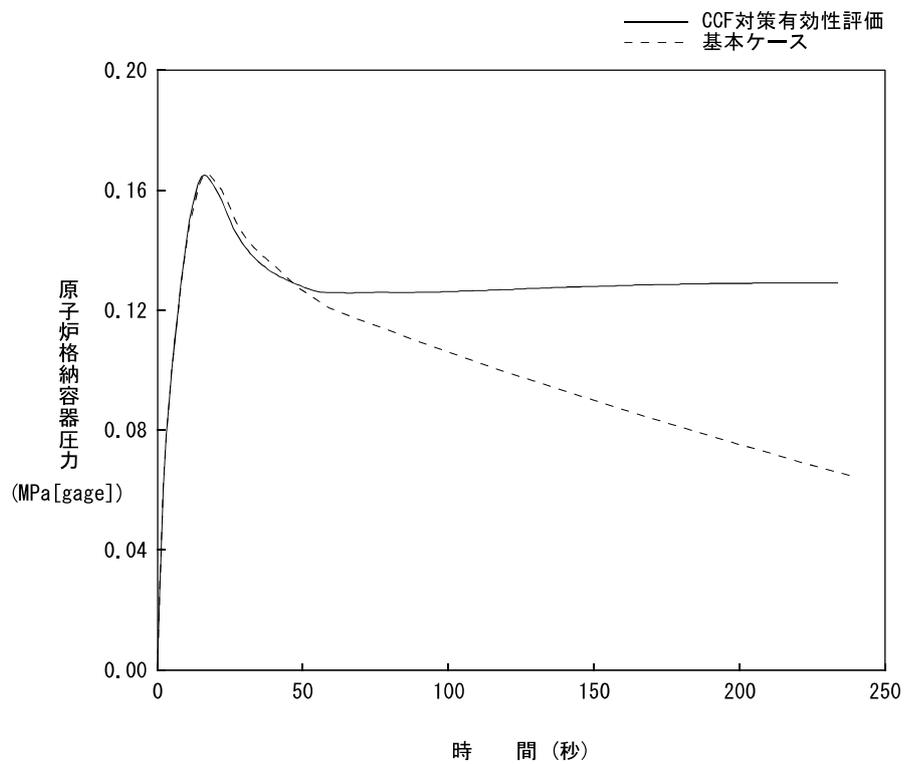


図4.6.2-4 代表4ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

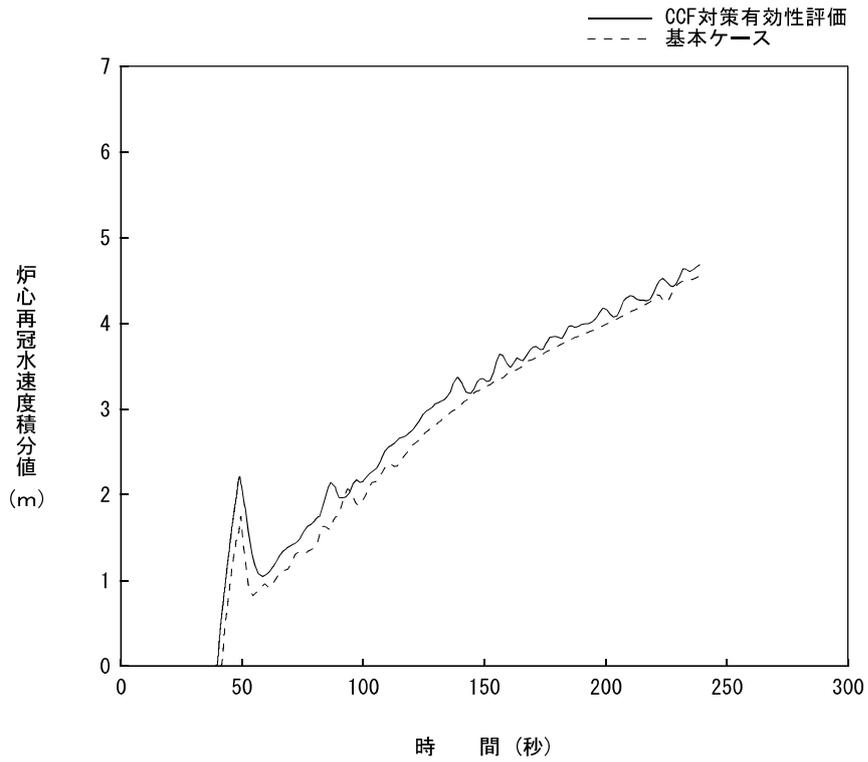


図4.6.2-5 代表3ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

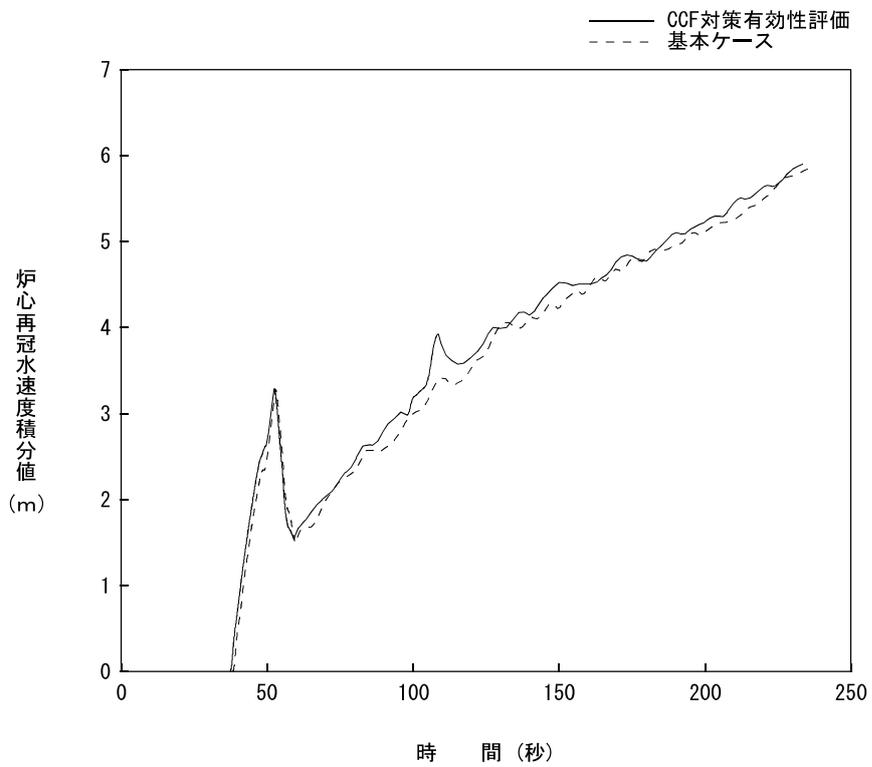


図4.6.2-6 代表4ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

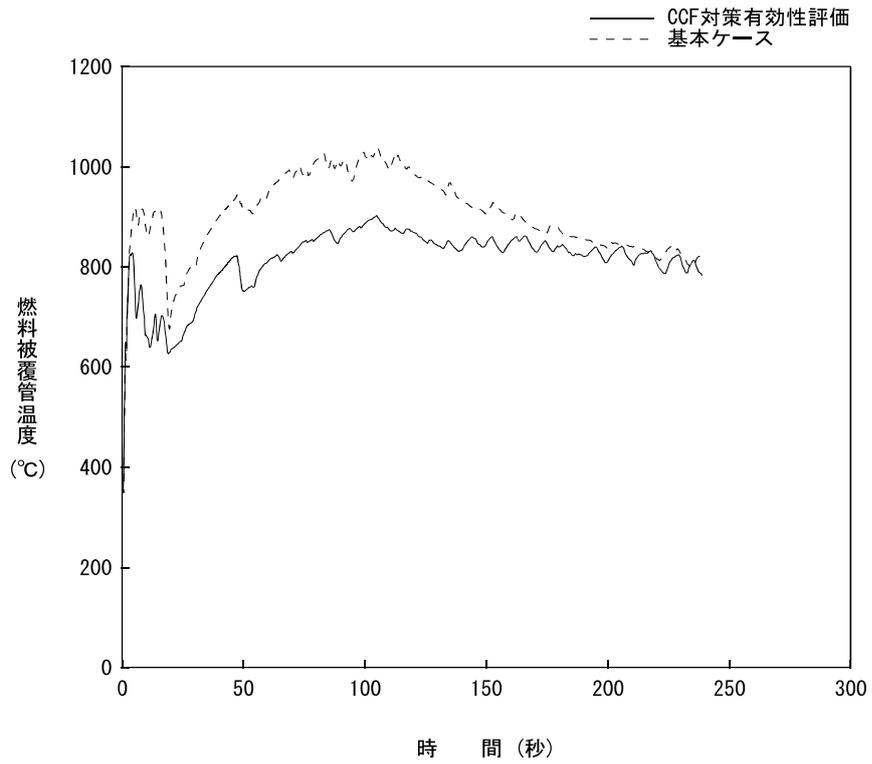


図4.6.2-7 代表3ループプラント 燃料被覆管温度
 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

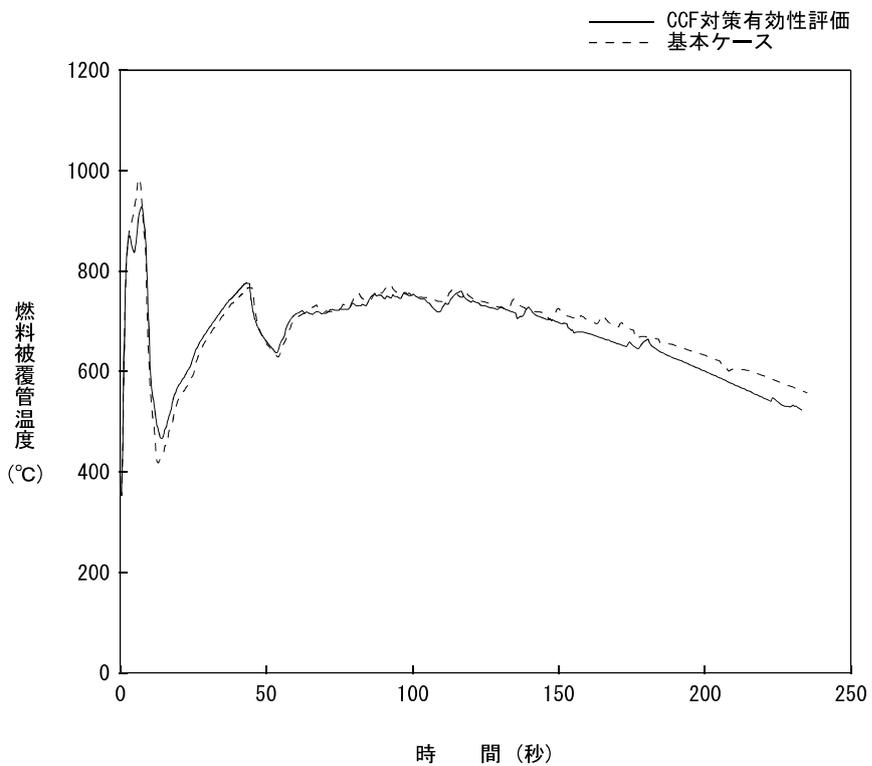


図4.6.2-8 代表4ループプラント 燃料被覆管温度
 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

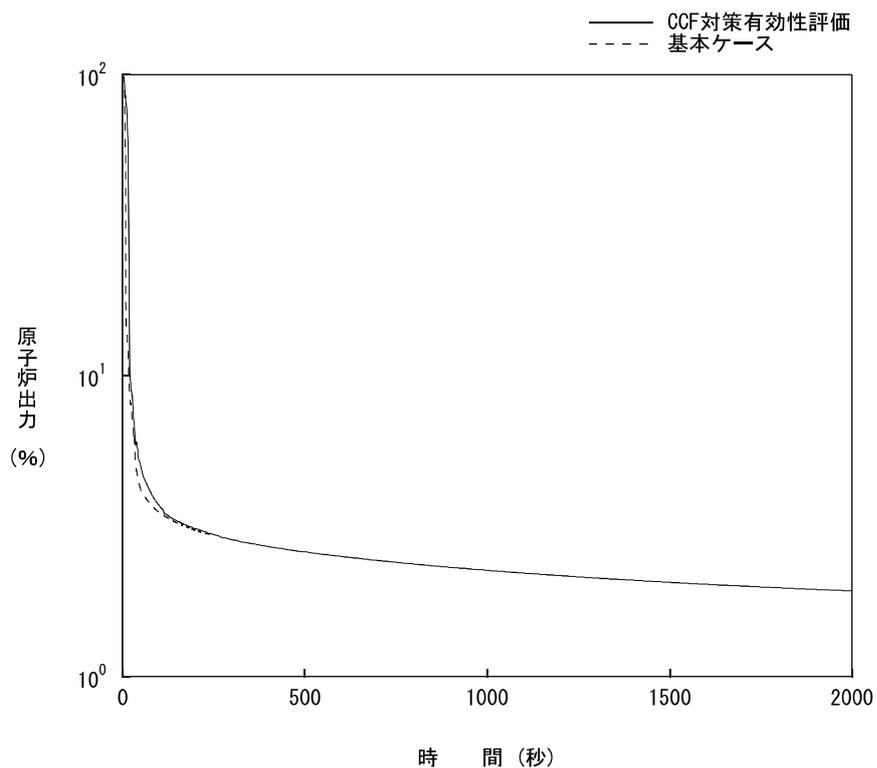


図4.6.2-9 代表3ループプラント 原子炉出力
 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

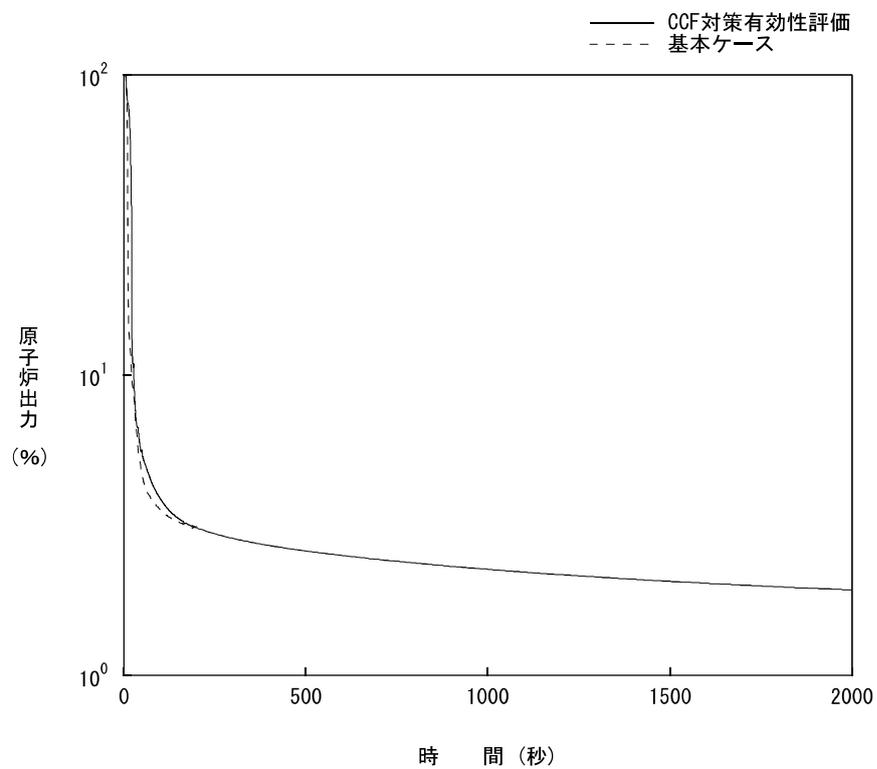


図4.6.2-10 代表4ループプラント 原子炉出力
 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

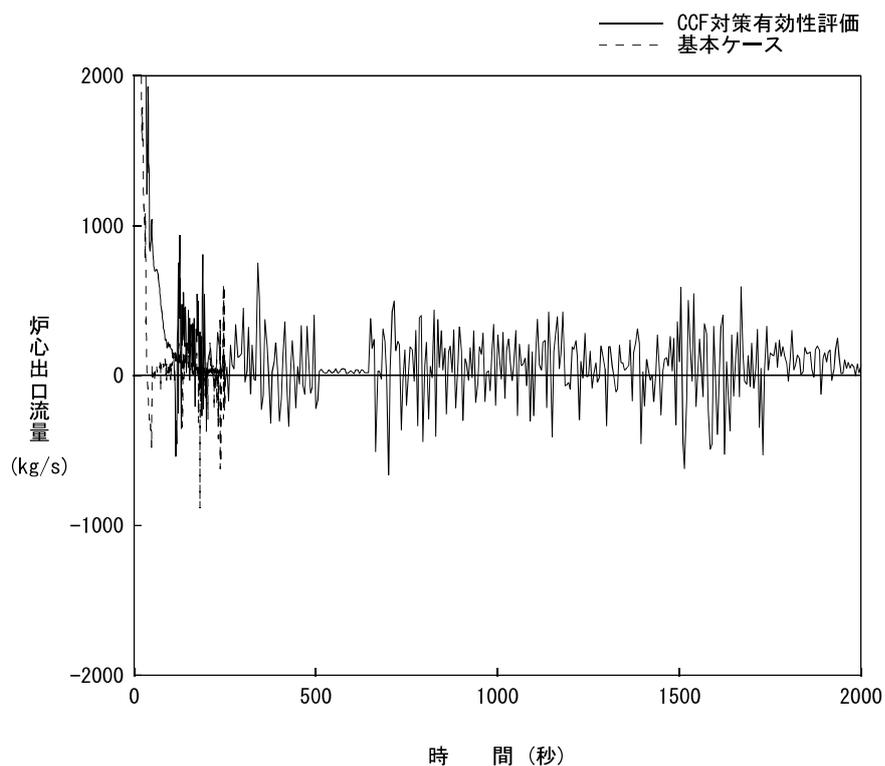


図4.6.2-11 代表3ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

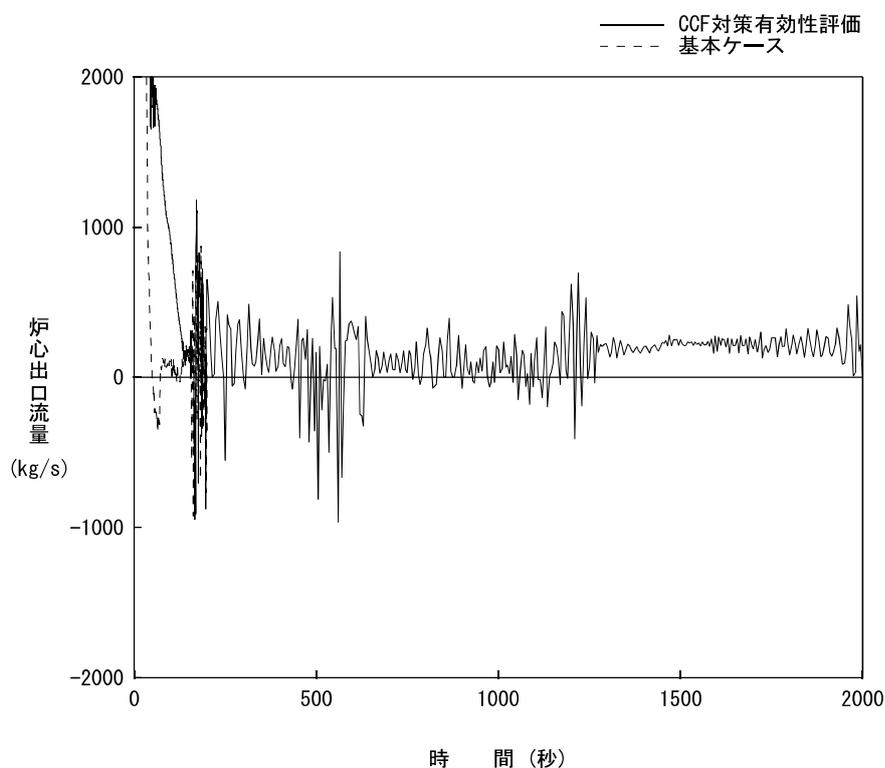


図4.6.2-12 代表4ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

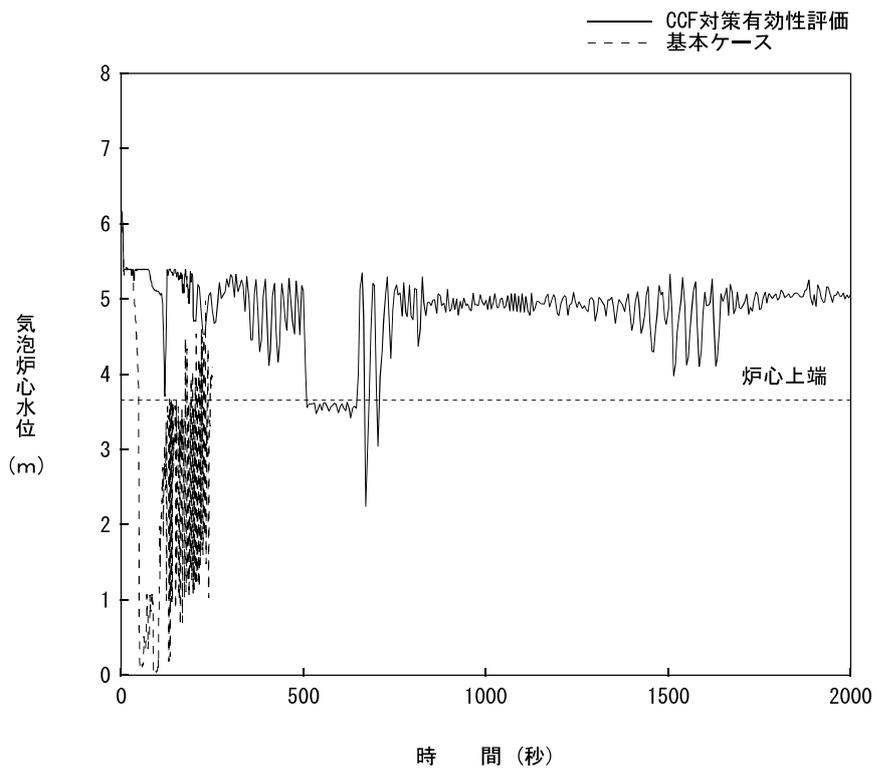


図4.6.2-13 代表3ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

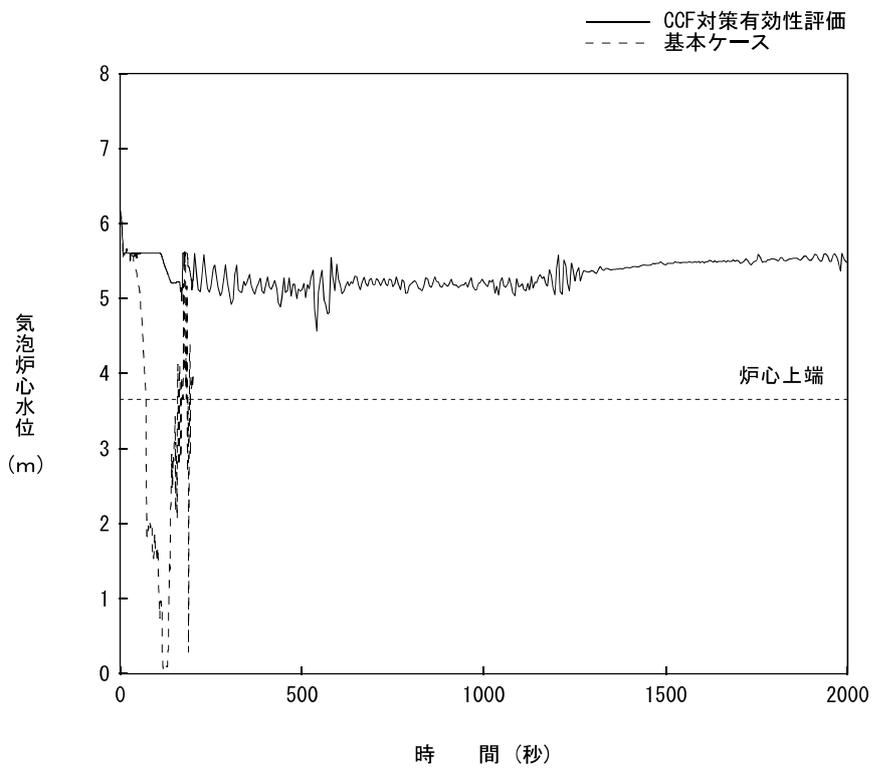


図4.6.2-14 代表4ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

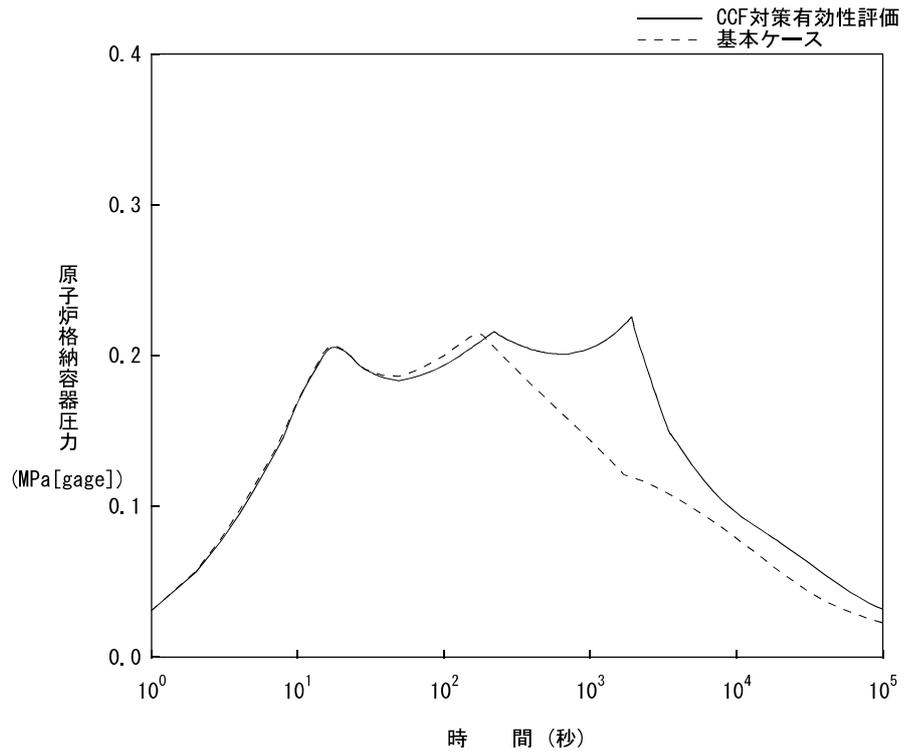


図4.6.2-15 代表3ループプラント 原子炉格納容器圧力
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

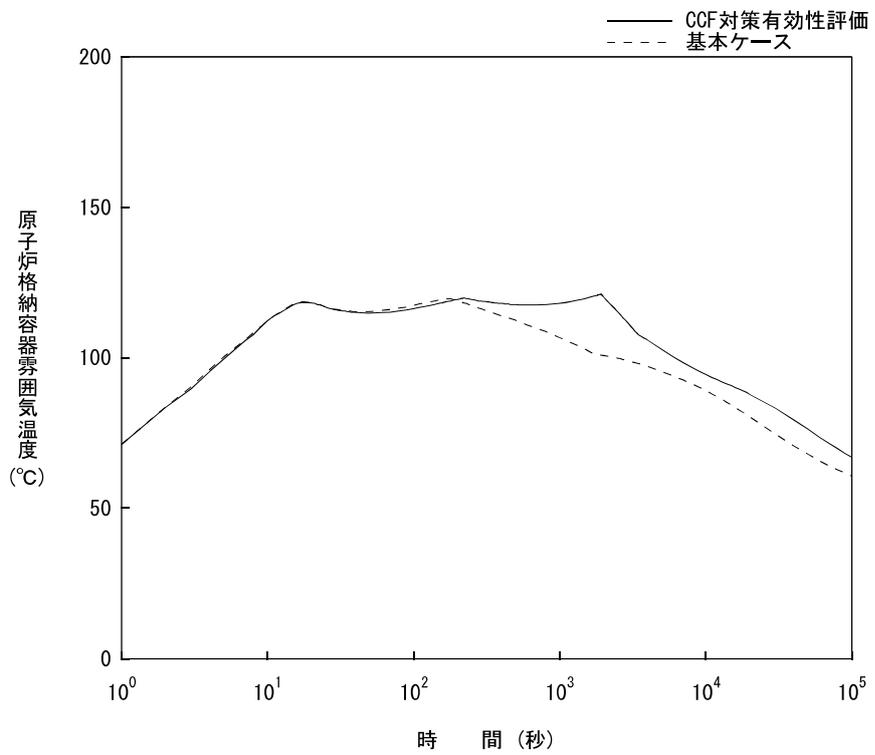


図4.6.2-16 代表3ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

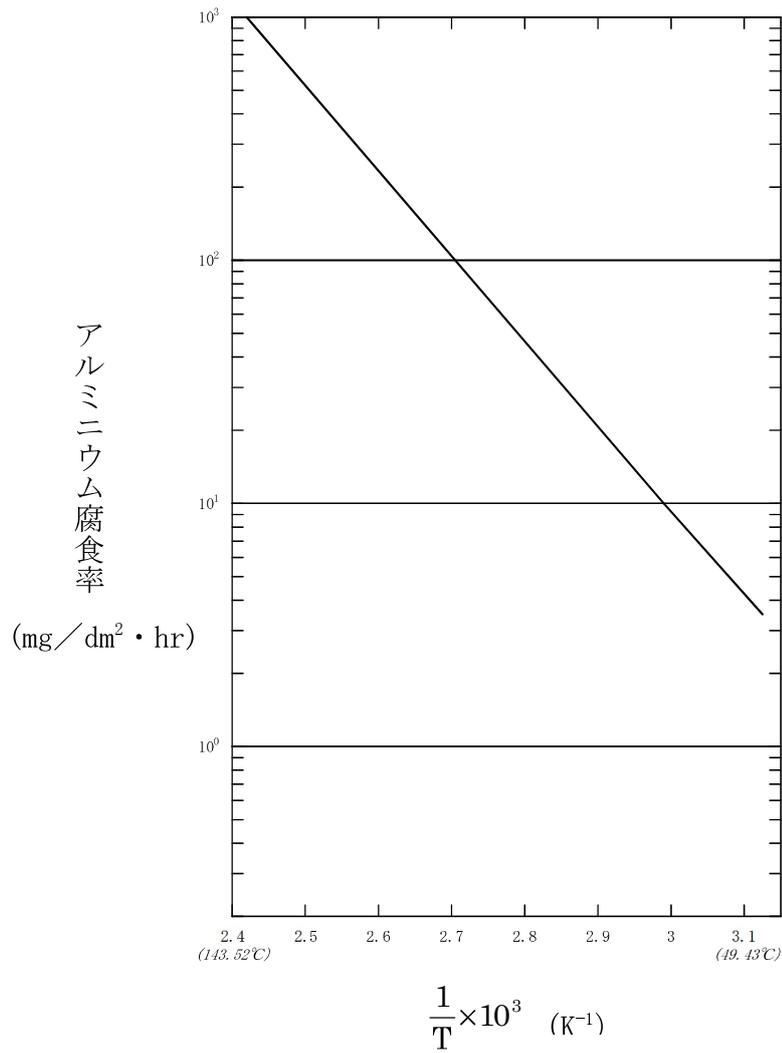


図 4.6.2-17 アルミニウム腐食率

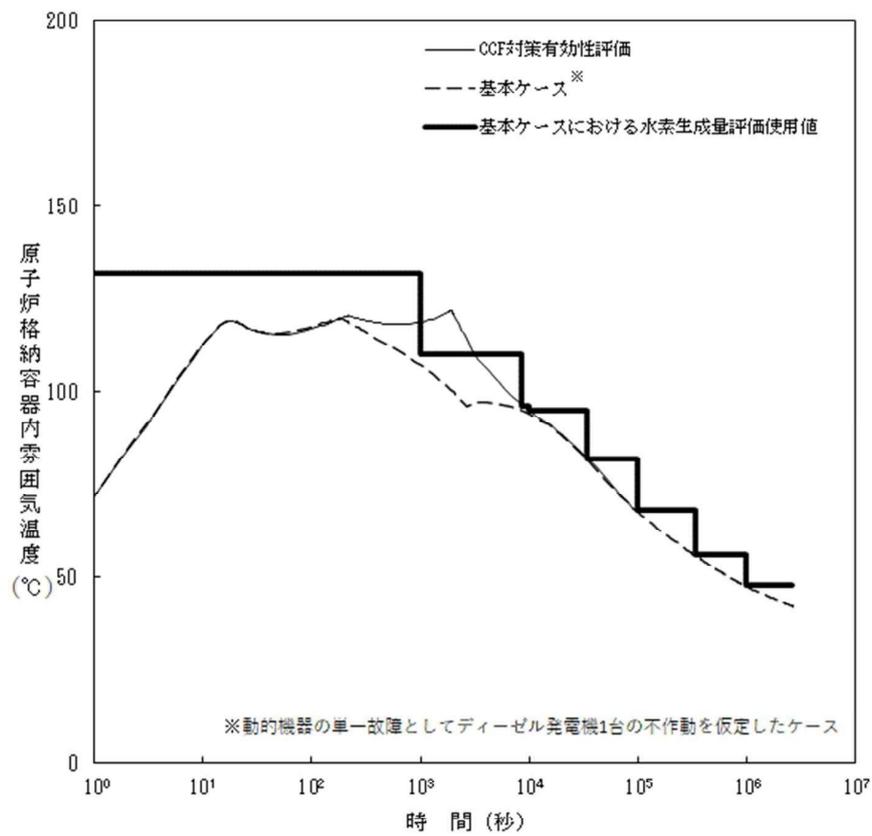


図 4.6.2-18 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

4.6.3 被ばく評価への影響

設計基準事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳する場合でも、新たに放射性物質の放出経路が形成される事象はない。そのため、設計基準事故として被ばく評価対象としている(1)放射性気体廃棄物処理施設の破損、(2)蒸気発生器伝熱管破損、(3)燃料集合体の落下、(4)原子炉冷却材喪失および(5)制御棒飛び出しの5事象について、ソフトウェア CCF との重畳時の影響を以下に述べる。

ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合の判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、周辺公衆の実効線量が5mSvを超えないことである。また、本検討は、2022年1月時点の設置変更許可申請書記載の評価に基づいている。

ここで、炉心内蓄積量は事象発生前に蓄積したものであり、ソフトウェア CCF の影響を受けない。なお、希ガス(γ線エネルギー0.5MeV換算)やヨウ素(I-131等価量)の炉心内蓄積量は、燃焼度48GWd/tと55GWd/tではほぼ同程度であり、MOX炉心は「発電用軽水型原子炉施設に用いる混合酸化物燃料について(平成7年6月19日原子炉安全委員会了承)」に基づきU-235の核分裂収率で炉心内蓄積量を求めるため、ウラン炉心と同等である。

4.6.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理施設の破損時の被ばく評価では、1次冷却材中に含まれる希ガスを気体廃棄物処理設備に貯留した状態で当該設備の破損を想定し、原子炉補助建屋に放出された希ガスが地上高さから全量環境へ放出されることを想定している。

一部のプラントを除き、放射性気体廃棄物処理施設の破損時において、緩和操作や緩和設備の起動に期待していない。そのため、緩和操作/設備に期待しないプラントにおいては、ソフトウェア CCF による添付書類十解析への影響はない。例外的に緩和操作に期待しているプラントとしては、気体廃棄物処理設備を、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置などで構成するツインプラント(大飯3,4号炉、玄海3,4号炉)である。

大飯3,4号炉や玄海3,4号炉の被ばく評価においては、図4.6.3-1に示すように、排気筒ガスモニタ等により気体廃棄物処理設備の破損を検知後、弁操作

による系統隔離に期待し、系統隔離まで破損箇所から原子炉補助建屋への希ガス放出を想定している。ツインプラントにおいては気体廃棄物処理設備を共用しており、片号炉の1次冷却材中希ガスをガスサージタンクへの貯留が完了し、もう片号炉の1次冷却材中希ガスを活性炭式希ガスホールドアップ装置へ移行中に事象が生じることを想定しており、ガスサージタンク内の希ガス全量、活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンク脱ガスラインからの隔離までの放出を想定している。ソフトウェア CCF との重畳時は、検知及び系統隔離に期待できないため、活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンク脱ガスラインからの希ガス放出量が増加する。

運転中プラントの1次冷却材中希ガス量はガスサージタンク貯留量の2倍程度である。そのため、系統隔離できず、運転中プラントの1次冷却材中希ガスの全量が追加で放出されたとしても、希ガス放出量の増加は数倍程度である。一方、被ばく評価で想定している燃料欠陥率は1%であるが、現実的には0.1%よりも低いと考えられる。そのため、気体廃棄物処理設備に貯留される希ガスは被ばく評価よりも少なく、漏えいが継続した場合でも大幅な希ガス放出量の増加とならない。さらに、原子炉補助建屋に放出された希ガスは排気筒から放出されると考えられ、敷地境界外での放射能濃度はより低くなる。

以上のことから、大飯3、4号炉や玄海3、4号炉の放射性気体廃棄物処理施設の破損時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.2 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損時の被ばく評価では、伝熱管破損箇所から蒸気発生器2次側に漏えいした1次冷却材中の希ガス・よう素が蒸気に移行し、主蒸気安全弁・逃がし弁等から環境へ放出されることを想定している。ソフトウェア CCF との重畳時には、4.5.7 節に示されるように、破損側蒸気発生器の隔離時間は若干延びるものの、起動する高圧注入系は1系列のみであることから1次冷却材の漏えい量は添付書類十解析に包含される。原子炉トリップ以降の事象進展に大きな差異はないことから、大気蒸気放出量は添付書類十解析と同等である。また、被ばく

評価で想定している燃料欠陥率は 1%であるが、現実的には 0.1%よりも低いと考えられる。

そのため、現実的には環境へ放出される希ガス・よう素放出量は添付書類十解析に包含され、蒸気発生器伝熱管破損時の被ばく評価においてソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.3 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下時の被ばく評価では、使用済燃料ピットで取扱い中の使用済燃料が落下・破損し、破損燃料棒の燃料ギャップ中の希ガス・よう素が使用済燃料ピット水中に放出され、燃料取扱室内に移行したものが環境へ放出されることを想定している。

一部のプラントを除き、燃料集合体の落下時において、緩和操作や緩和設備の起動に期待していない。そのため、緩和操作/設備に期待しないプラントにおいては、ソフトウェア CCF による添付書類十解析への影響はない。

例外的に緩和操作に期待しているプラントとしては、補助建屋排気設備により補助建屋排気筒から放出することに期待する高浜 1, 2 号炉、アニュラス空気浄化設備によりよう素フィルタを通して格納容器排気筒から放出することに期待する高浜 3, 4 号炉、伊方 3 号炉及び敦賀 2 号炉である (図 4.6.3-3 参照)。これらのプラントにおいては、燃料集合体落下信号を受け、上記空調設備を介した放出に期待しているが、ソフトウェア CCF との重畳時は、検知及び空調切替に期待できず、地上高さからの漏えいとなり、高浜 3, 4 号炉、伊方 3 号炉及び敦賀 2 号炉においてはよう素放出量が 20 倍増加する。放出高さが排気筒放出から地上放出となることで相対濃度 (χ/Q) や相対線量 (D/Q) が 10 倍程度大きくなると予想される。添付書類十解析では希ガスの寄与が大きく、線量の 7、8 割程度を占めているため、ソフトウェア CCF との重畳時に被ばく線量が 1 桁程度厳しくなる可能性がある。しかしながら、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は十分大きく、およそ 2 桁ある。

そのため、燃料取扱棟内に放出された希ガス・よう素が地上高さから全量放出された場合においても、判断基準を超過するものではない。また、燃料集合体の

落下時は、燃料取扱操作を実施する作業員が目視にて確認できるため、速やかに対処操作に移行できると考えられる。さらに、燃料集合体取扱時には補助建屋換気空調設備が作動しているため、全てが地上高さから漏えいせず、排気筒からの放出もあると考えられ、敷地境界外での放射能濃度はより低くなる。また、海外燃料を採用し、落下時の燃料棒破損本数を燃料集合体1体分としているプラントについては、試験等により落下時の燃料棒破損本数データを拡充できれば、さらなる精緻化も考えられる。

以上のことから、高浜1, 2号炉、高浜3, 4号炉、伊方3号炉及び敦賀2号炉の燃料集合体の落下時の被ばく評価において、ソフトウェアCCFとの重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.4 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失時の被ばく評価では、格納容器スプレイによる格納容器雰囲気中のよう素除去、アニユラス空気浄化設備による格納容器からの漏えい雰囲気浄化、安全補機室空気浄化設備による安全補機室雰囲気中よう素（漏えいした再循環水から雰囲気中へ移行したよう素）の浄化に期待している。

図4.6.3-3に示すように、ソフトウェアCCFとの重畳時には、これら設備の自動起動には期待できず、現場操作を伴う手動による起動となり、起動に要する時間が長くなる。しかしながら、ソフトウェアCCFとの重畳時においても、図4.6.3-4に示すように、格納容器スプレイ作動後は格納容器圧力や雰囲気温度が低下していくため、格納容器漏えい率は添付書類十解析と同程度となると考えられる。

ここでは、ソフトウェアCCFとの重畳時に、格納容器スプレイやアニユラス空気浄化設備が作動せず、事象発生直後の状態が30分間継続し、その間格納容器から漏えいしたものは全て地上高さから放出されるものとする。対象を4ループプラントとし、格納容器漏えい率が0.15%/dで30分間継続した場合、放出放射能量は、添付書類十解析に対し、希ガスが約0.3倍、よう素が約2倍増加する。このとき、PWRプラントにおける最大 χ/Q とD/Qを想定しても、ソフトウェアCCFとの重畳により増加する線量は判断基準の半分程度と見込まれる。添付書類十解析において被ばく評価が最大となるプラントにおいても、判断基準に対する余裕

は1桁以上あるため、ソフトウェア CCF との重畳により増加する線量を合算しても判断基準を超過するものではない。

原子炉冷却材喪失時には、放出放射エネルギーによる影響に加え、直接線及びスカイシャイン線による影響を受ける。プレストレストコンクリート製格納容器プラントでは放出放射エネルギーによる影響が支配的であるが、鋼製格納容器プラントでは、直接線及びスカイシャイン線による影響が大きい傾向がある。添付書類十解析では炉内の全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により格納容器に放出される放射エネルギーが増加するものではない。

現実的には炉心の全燃料被覆管は破損せず、格納容器内へ放出される希ガス・よう素は添付書類十解析よりも少ないと考えられるため、放出放射エネルギー及び格納容器内線源強度は上記想定よりも小さくなる。

以上のことから、原子炉冷却材喪失時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.5 制御棒飛び出し

制御棒飛び出し時の被ばく評価では、原子炉冷却材喪失時と同様、格納容器スプレイによる格納容器雰囲気中のよう素除去、アニュラス空気浄化設備による格納容器からの漏えい雰囲気の浄化、安全補機室空気浄化設備による安全補機室雰囲気中よう素の浄化に期待している。ただし、格納容器スプレイは手動による起動を想定しており、アニュラス空気浄化設備が起動する非常用炉心冷却設備作動信号の発信までの時間が原子炉冷却材喪失よりも長くなる。そのため、原子炉冷却材喪失に比べ、これら設備による低減効果が有効になるまで時間は長い。

ソフトウェア CCF との重畳時には、これら設備の自動起動には期待できず、現場操作を伴う手動による起動となり、起動に要する時間が長くなる。しかしながら、添付書類十解析でも原子炉冷却材喪失に比べ、これら設備の低減効果有効までの時間が長いこと、ソフトウェア CCF との重畳時の起動遅れの影響は、原子炉冷却材喪失に比べ、相対的に小さくなる。

原子炉冷却材喪失と同様、ソフトウェア CCF との重畳時に、格納容器スプレイやアニュラス空気浄化設備が作動せず、事象発生直後の状態が30分継続し、その

間格納容器から漏えいしたものは全て地上高さから放出されるものとする。ここで、炉心の全燃料被覆管破損を想定する原子炉冷却材喪失時よりも、制御棒飛び出しでは燃料被覆管破損本数が少ない。そのため、格納容器内に放出される希ガス及びヨウ素は少なく、原子炉冷却材喪失とソフトウェア CCF との重畳時の数分 1 程度の放出である。また、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は原子炉冷却材喪失時より大きい。

格納容器漏えい率は十分な保守性を有しているため、ソフトウェア CCF との重畳時においても大きな影響はないと考えられる。また、DNB 破損すると考えられる燃料棒本数は、現実的には添付書類十解析に比べ少なくなると考えられ、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は十分大きい。

以上のことから、制御棒飛び出し時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

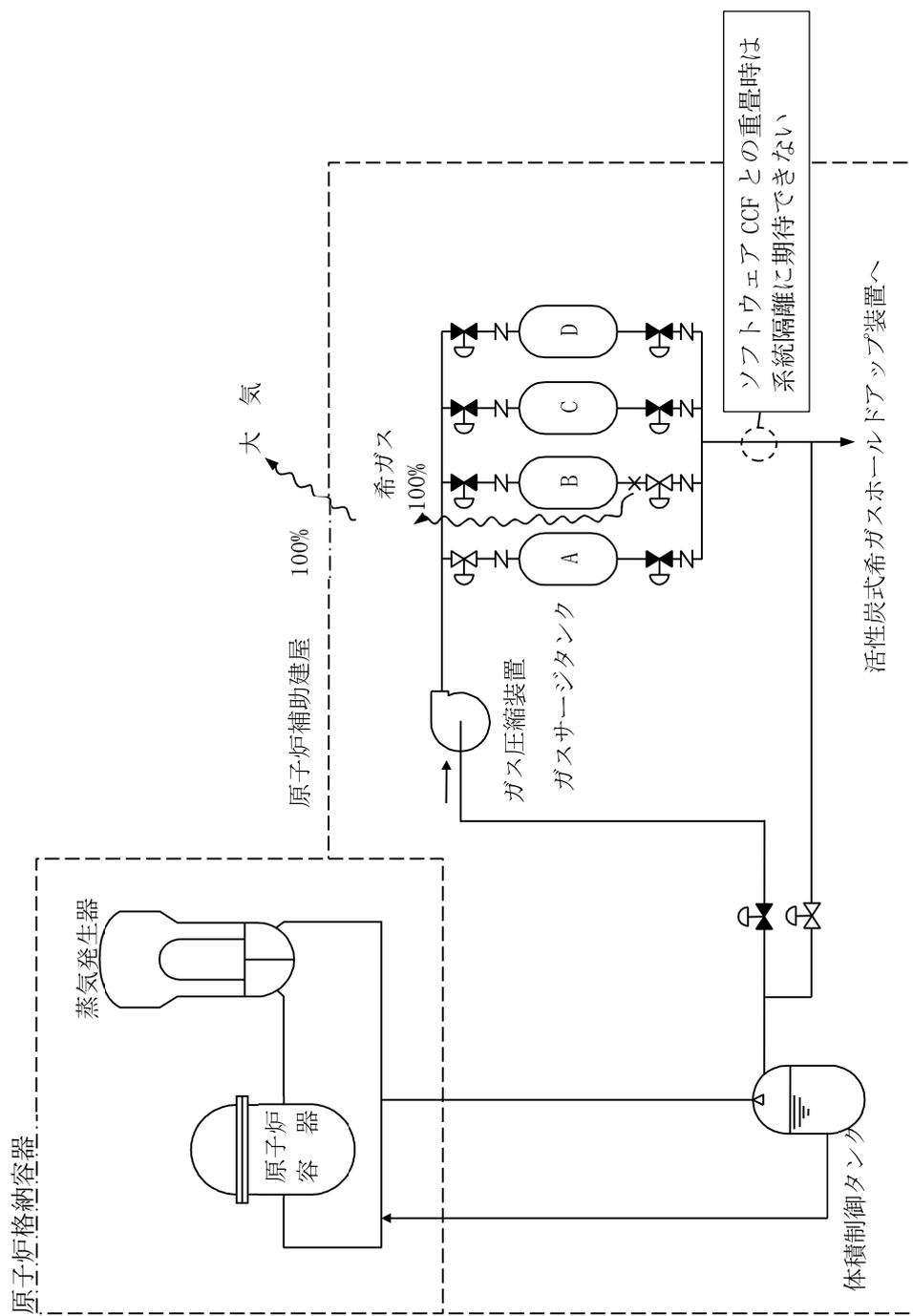


図 4.6.3-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

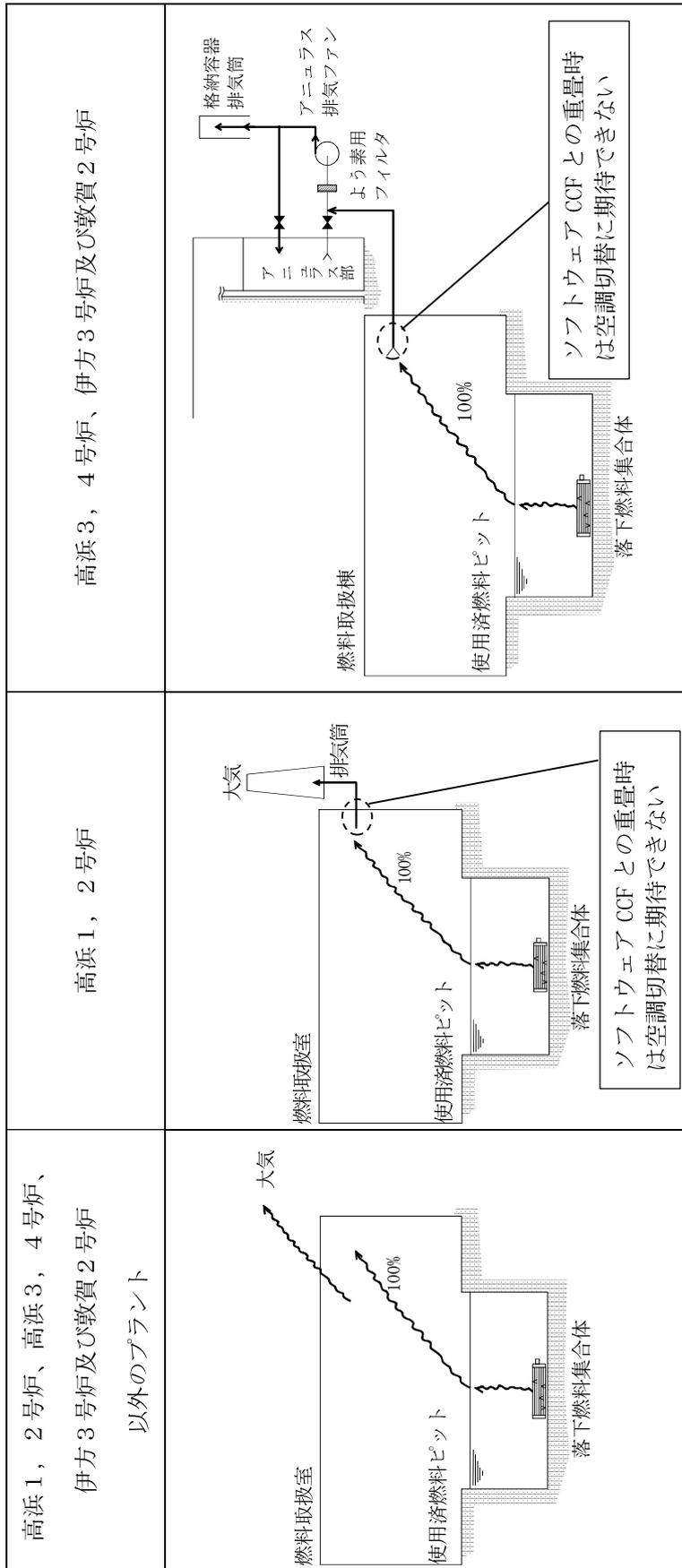


図 4.6.3-2 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

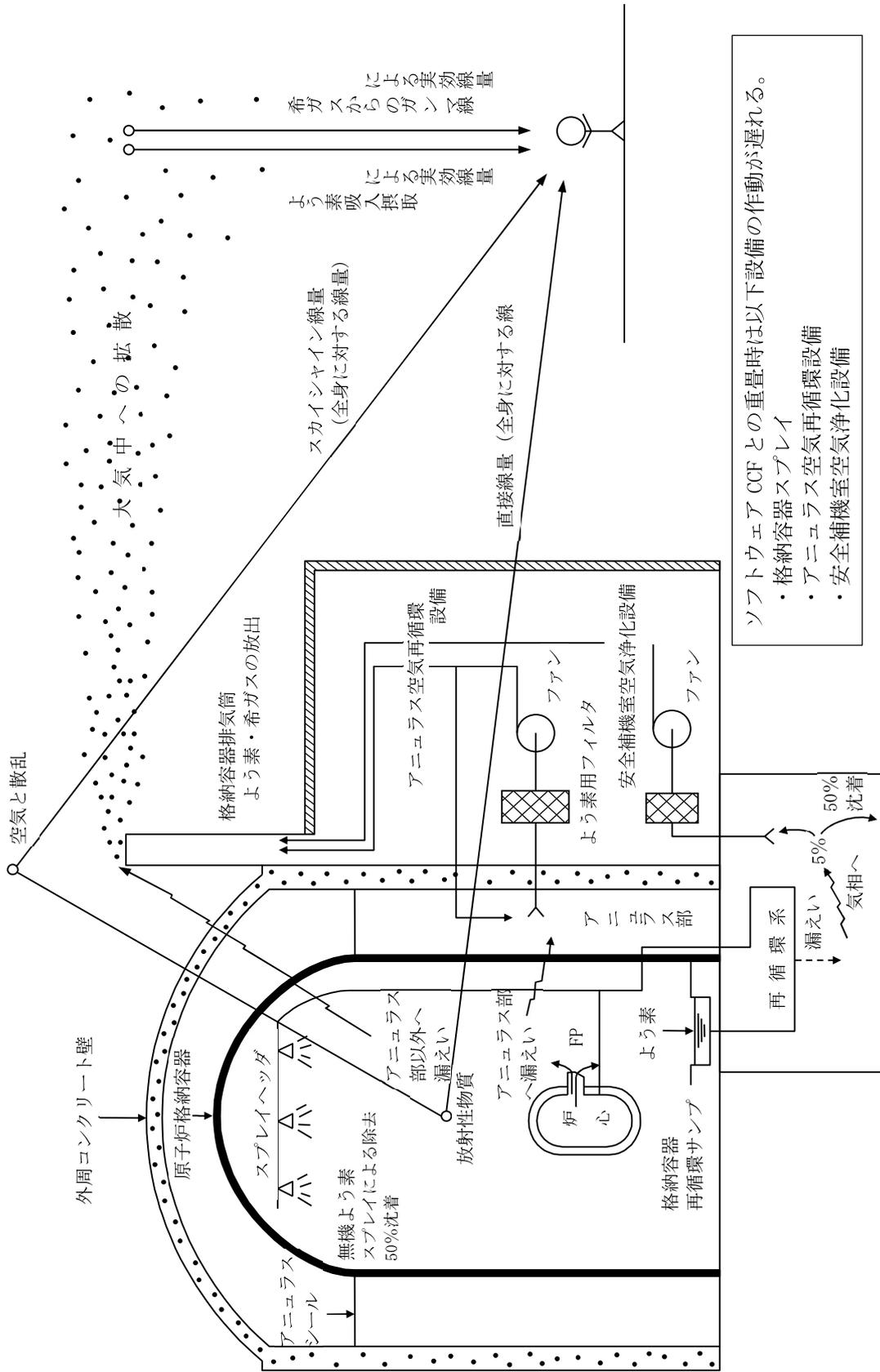


図 4.6.3-3 (1/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (鋼製格納容器の例)

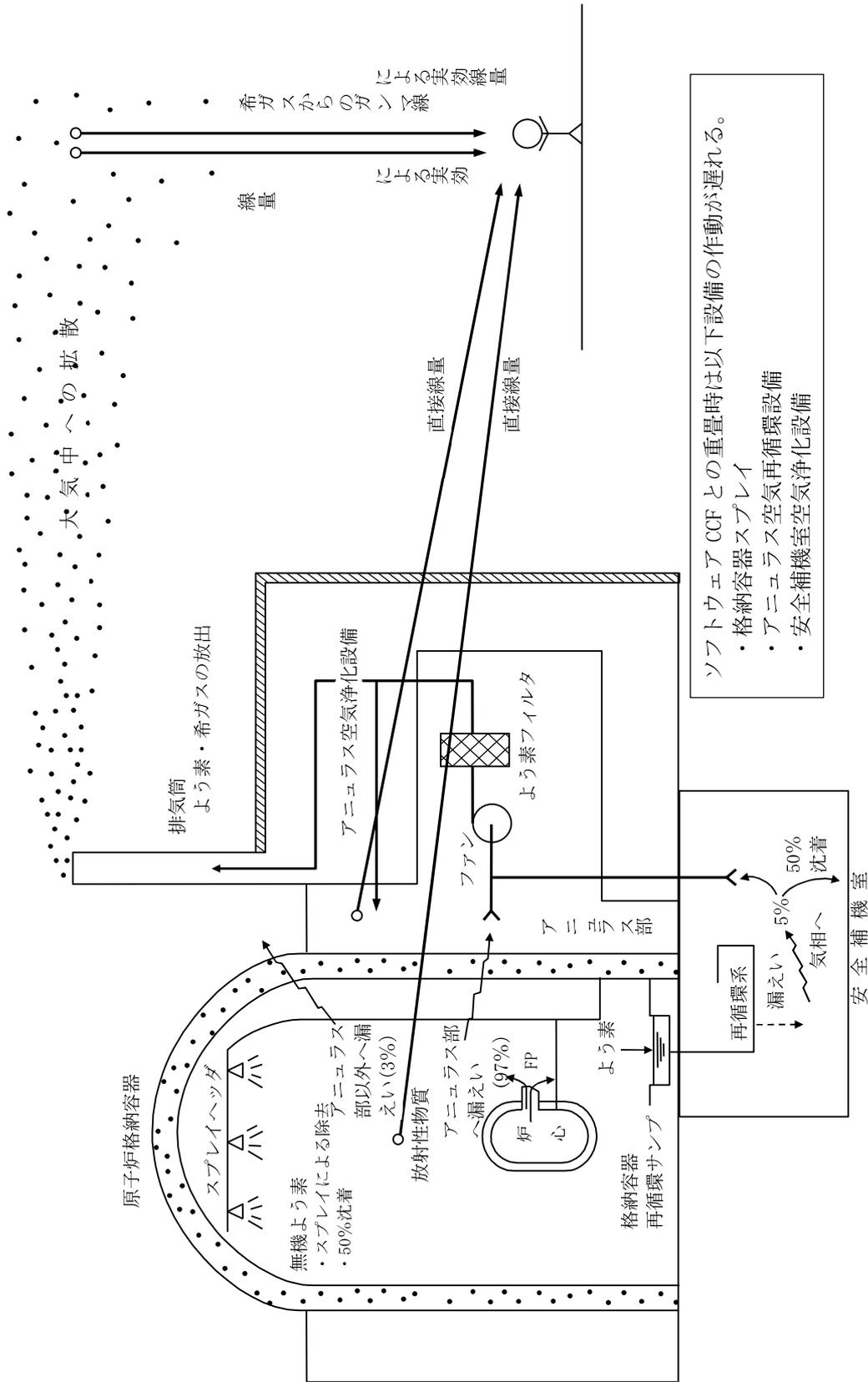


図 4.6.3-3 (2/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (プレストレストコンクリート製格納容器の例)

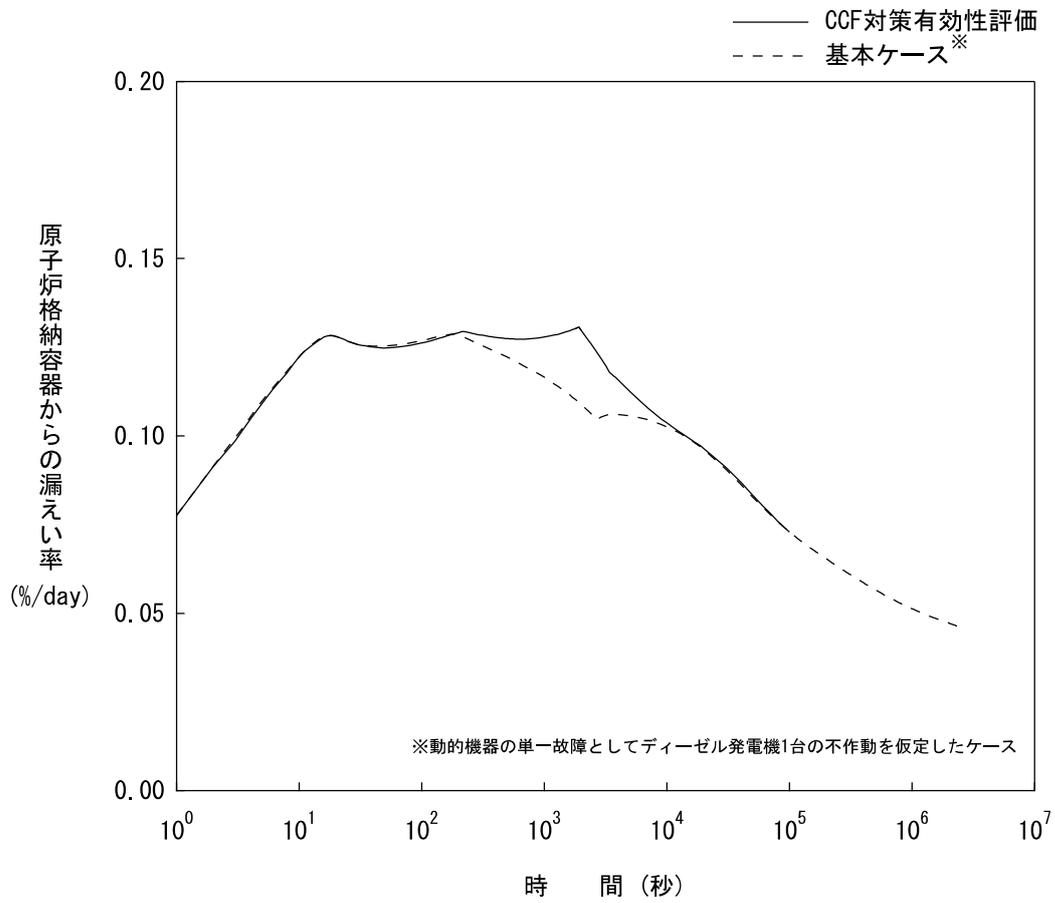


図 4.6.3-4 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器からの漏えい率
 (動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

5. まとめ

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

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

6. 参考文献

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

ソフトウェア CCF 対策の有効性評価 基本データ

添付 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ

添付 1-2 代表 4 ループプラント 基本データ

添付 1-3 ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件

表 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ (1/2)

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

表1-1 代表3ループプラント 基本データ (2/2)

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

表 1-1 代表 4 ループプラント 基本データ (1/2)

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

表1-1 代表4ループプラント 基本データ (2/2)

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

ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件

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

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

上記の各操作の所要時間は以下のように算定している。

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

1. RCP 手動停止操作（ECCS 性能評価[小破断 LOCA]で使用）

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

2. CV スプレー手動起動操作（原子炉格納容器健全性評価で使用）

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

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

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

多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の有効性

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

以下に、CCF 状態におけるサポート系の状態を示す。

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