

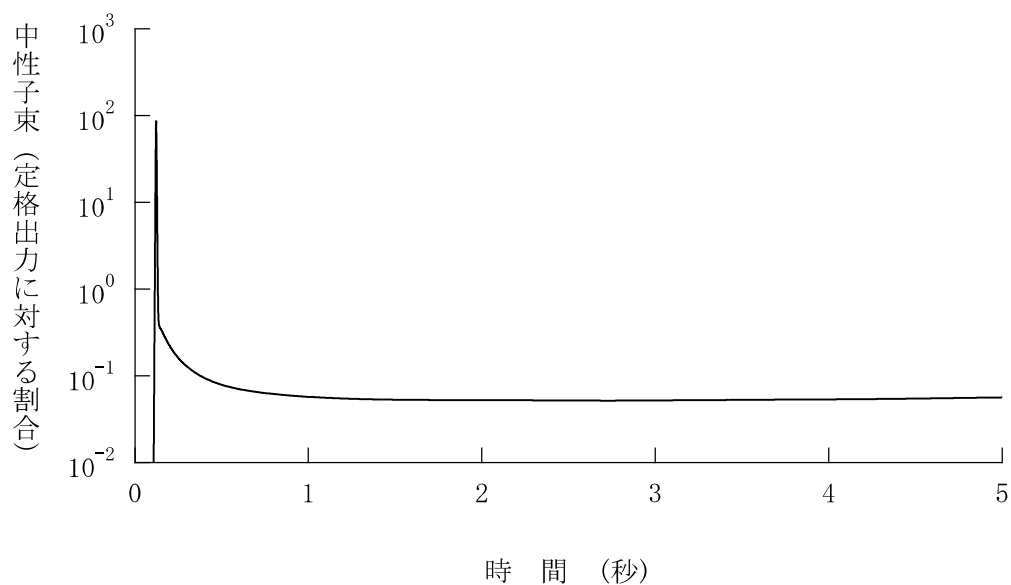


図 4.5.6.1-8 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束（短期応答））

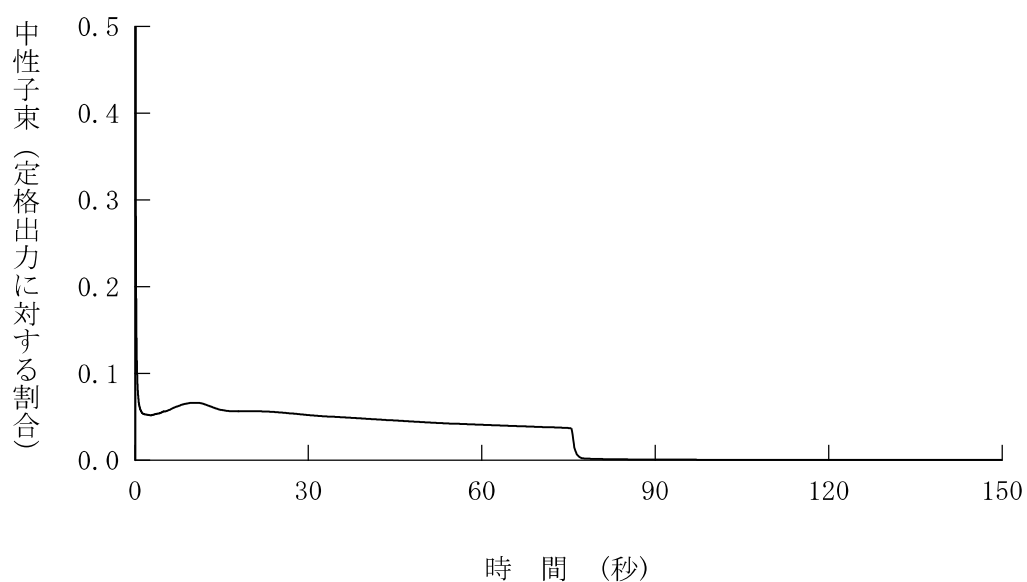


図 4.5.6.1-9 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、中性子束）

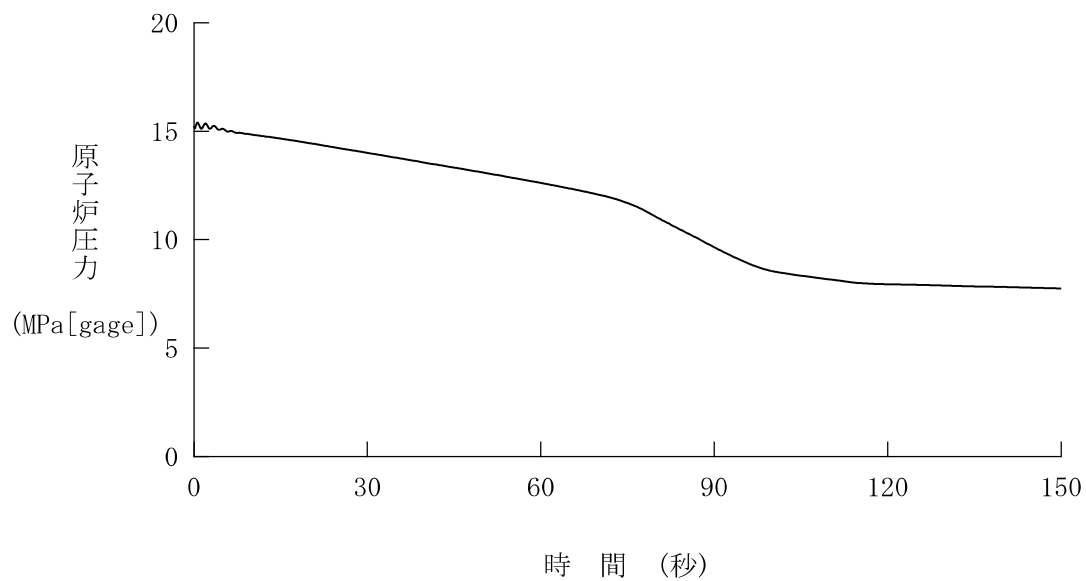


図 4.5.6.1-10 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、原子炉圧力）

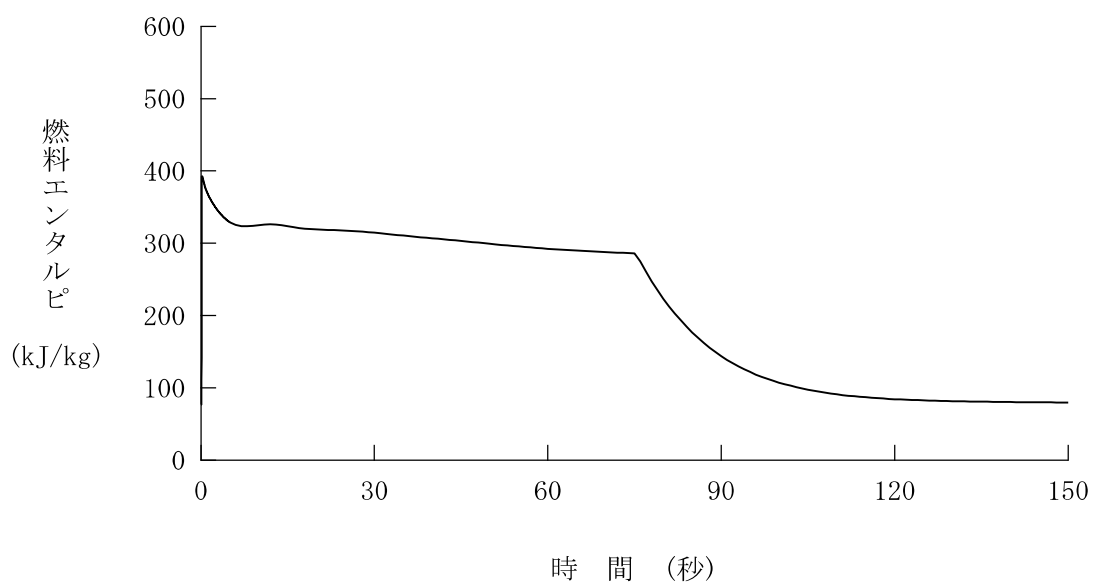


図 4.5.6.1-11 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー UO_2 燃料）

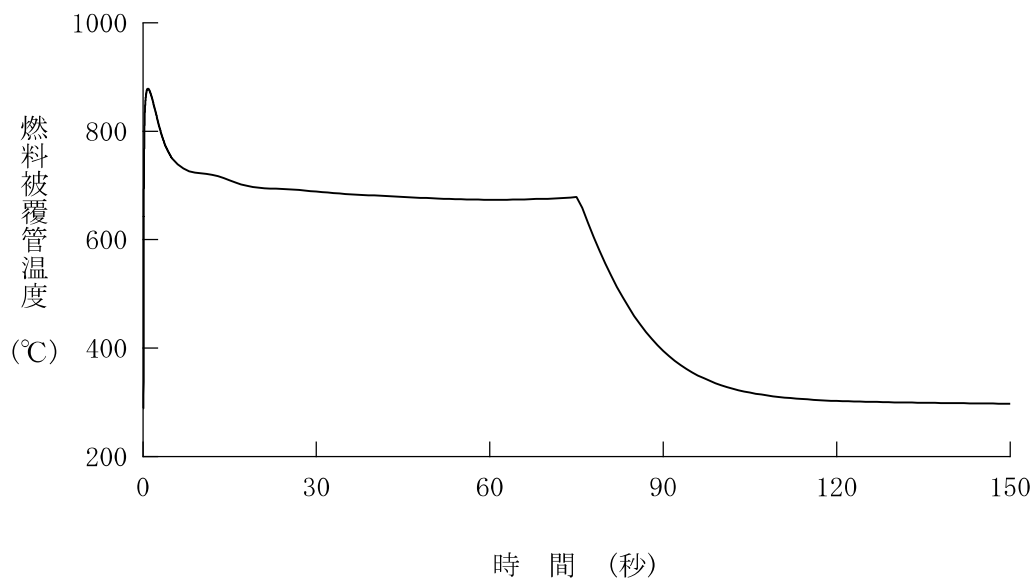


図 4.5.6.1-12 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－UO₂燃料）

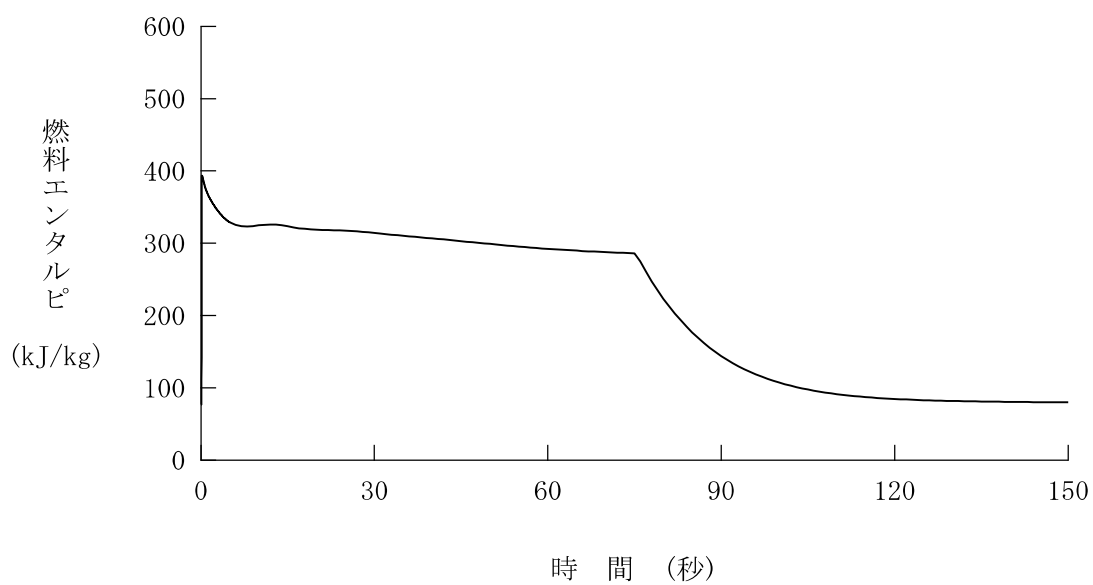


図 4.5.6.1-13 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー－MOX燃料）

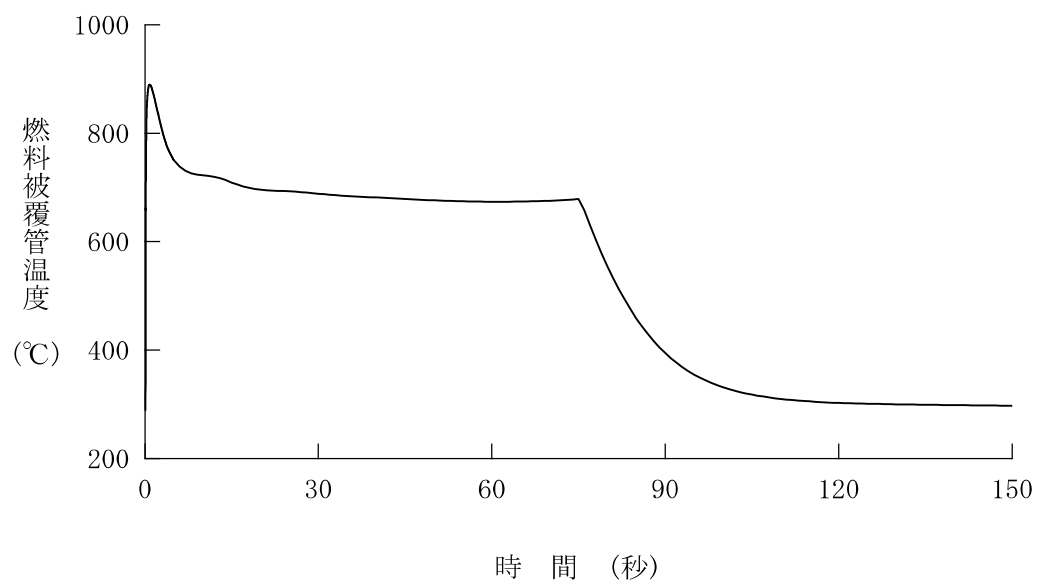


図 4. 5. 6. 1-14 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
 （代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度－MOX 燃料）

4.5.6.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

サイクル初期高温全出力、及び、サイクル末期高温零出力を対象に評価を実施する。本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.6.1-2 に示す。解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、SPARKLE-2 コードでは出力分布を精緻に評価するため、反応度帰還効果により出力上昇を緩和する効果が大きい。

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

(2) 解析結果

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

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

サイクル初期高温全出力からの制御棒飛び出しでは、中性子束の最大値は、定格

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

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

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

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

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	燃料健全性	
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	0.12% $\Delta k/k$ (高温全出力)	同左	
	0.87% $\Delta k/k$ (高温零出力)		
制御棒クラスタの飛び出し による減圧効果	考慮しない	考慮する	現実的条件として、減圧効果を考慮する

表 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（2）

（代表 4 ループプラント）

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
原子炉出力	102% (高温全出力) (定格＋定常誤差)	同左	
	10 ⁻⁷ % (高温零出力) (零出力)		
1 次冷却材平均温度	309.3℃ (高温全出力) (定格温度＋定常誤差)	同左	
	293.9℃ (高温零出力) (無負荷温度＋定常誤差)		
原子炉圧力	15.20MPa [gage] (高温全出力) (定格圧力－定常誤差)	同左	
	15.20MPa [gage] (高温零出力) (定格圧力－定常誤差)		
実効遅発中性子割合	0.48% (高温全出力)	同左	
	0.44% (高温零出力)		
即発中性子寿命	9 μ sec (高温全出力)	同左	
	9 μ sec (高温零出力)		

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

(代表 4 ループプラント)

	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
減速材反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	-16pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)	同左	
ドップラ反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	同左	
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)		
飛び出し後の熱水路係数	5.0 (高温全出力)	同左	
	25 (高温零出力)		
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	出力領域中性子束高 (高設定) (高温全出力)	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
	出力領域中性子束高 (低設定) (高温零出力)		

表 4.5.6.2-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ（代表 4 ループプラント）

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

表 4.5.6.2-3 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ（代表 4 ループプラント）

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

表 4.5.6.2-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
ソフトウェア CCF の主要解析結果（代表 4 ループプラント）

パラメータ	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
最大過渡出力 (定格出力比)	約 1.36	約 1.20
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 16.9 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	初期から上昇しない 同左
ペレット中心温度最大 (判断基準)	約 2434℃ (< 2790℃)	約 2357℃ 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	約 1127℃ (≤ 1200℃)	約 409℃ 同左

表 4.5.6.2-5 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
ソフトウェア CCF の主要解析結果（代表 4 ループプラント）

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

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

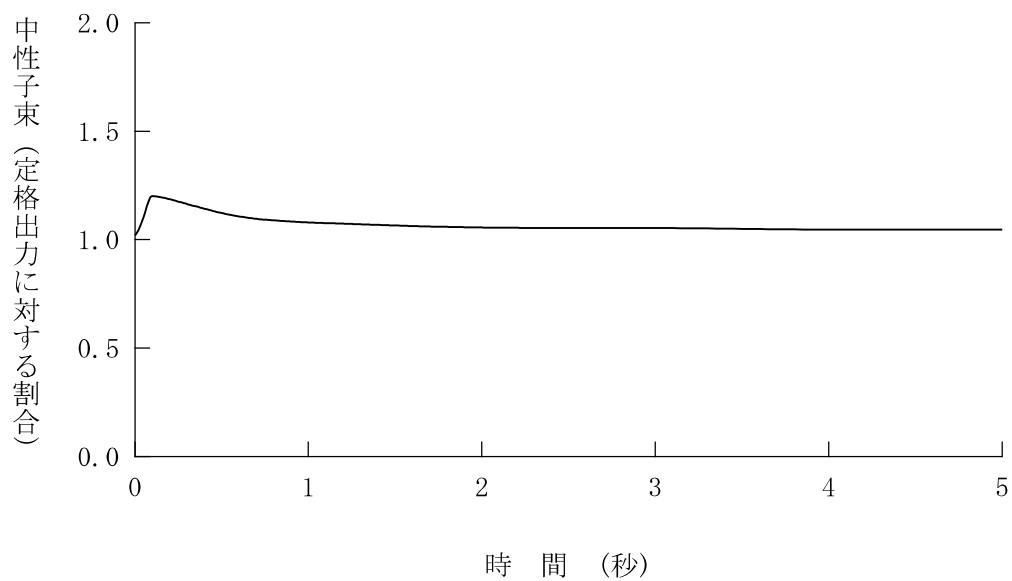


図 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、中性子束（短期応答））

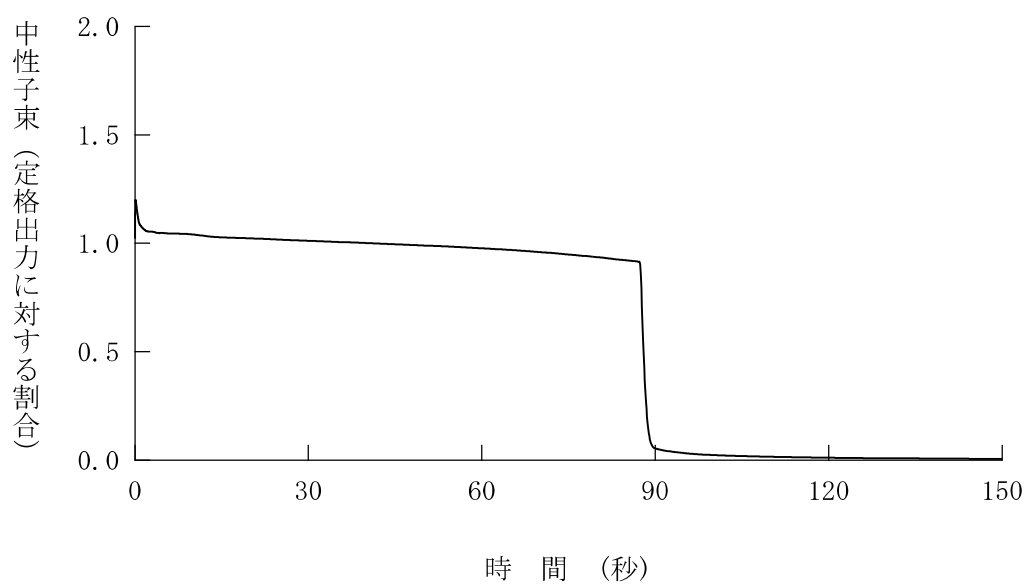


図 4.5.6.2-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、中性子束）

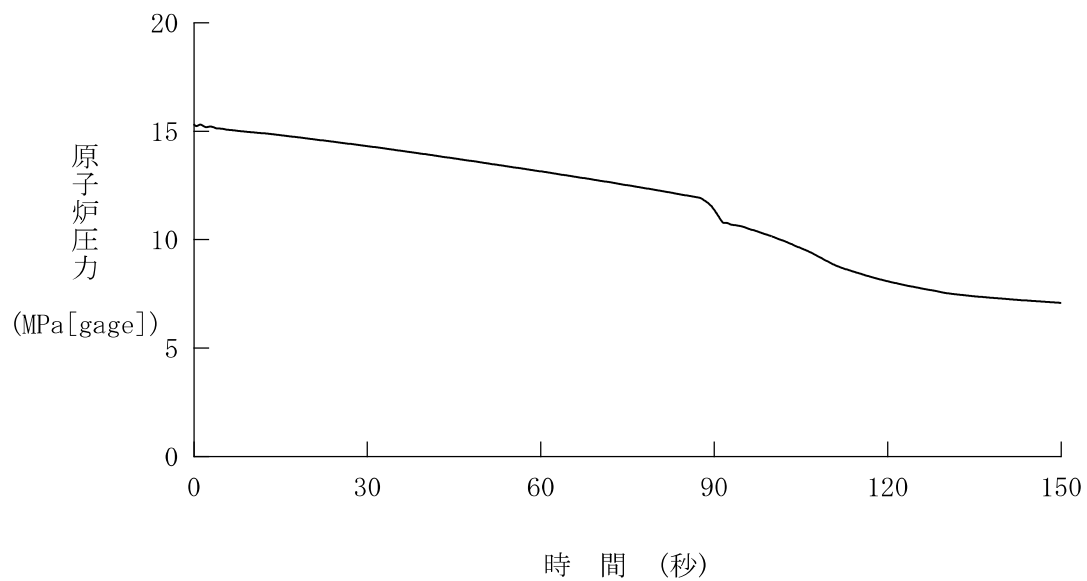


図 4.5.6.2-3 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、原子炉圧力）

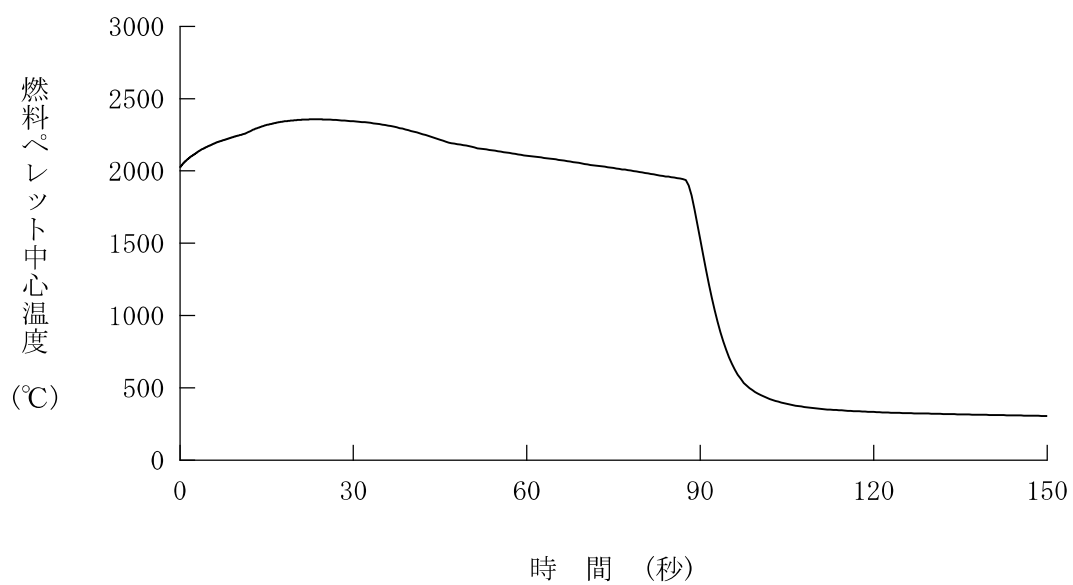


図 4.5.6.2-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、燃料ペレット中心温度）

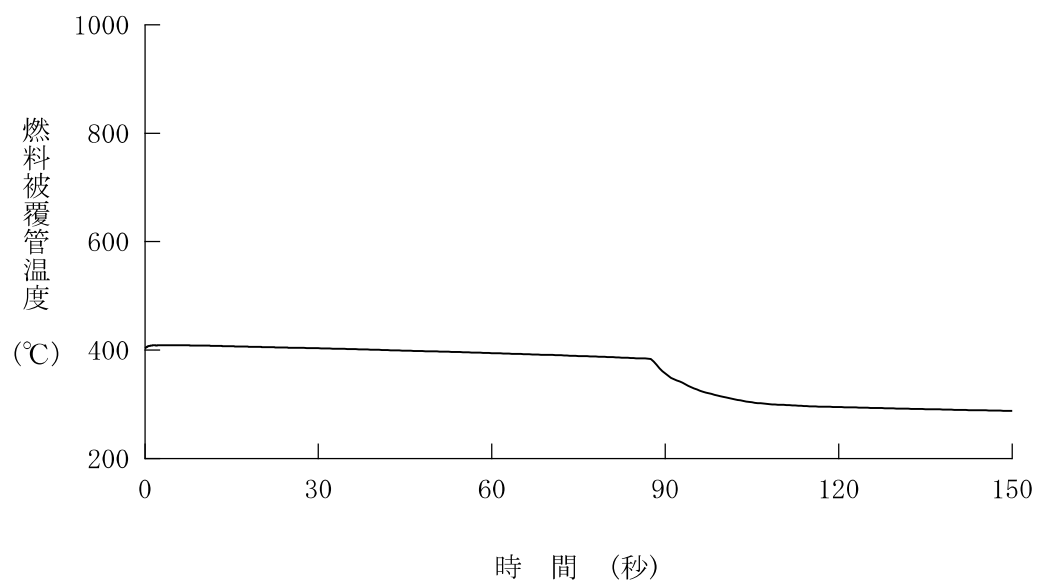


図 4. 5. 6. 2-5 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度）

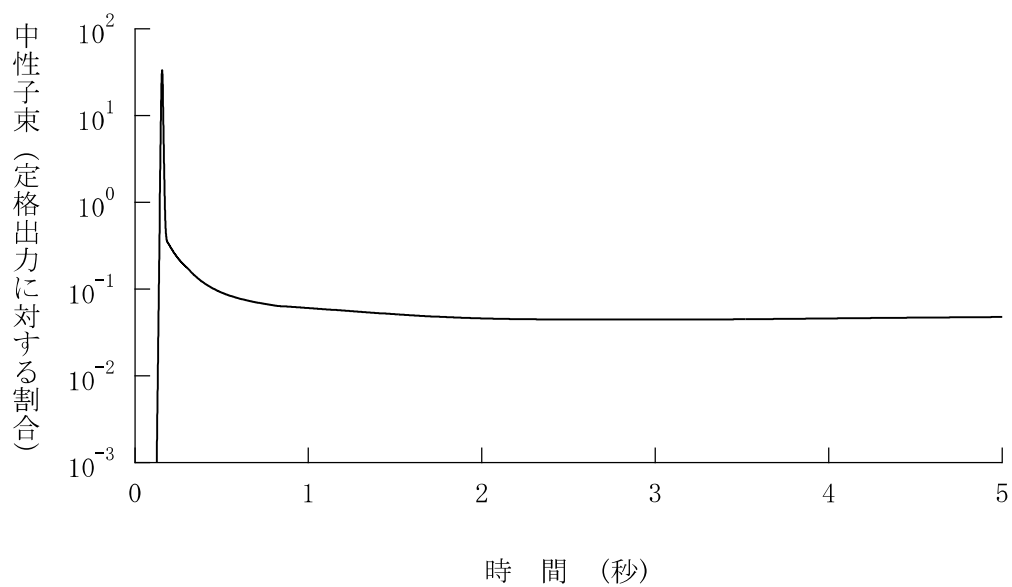


図 4.5.6.2-6 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、中性子束（短期応答））

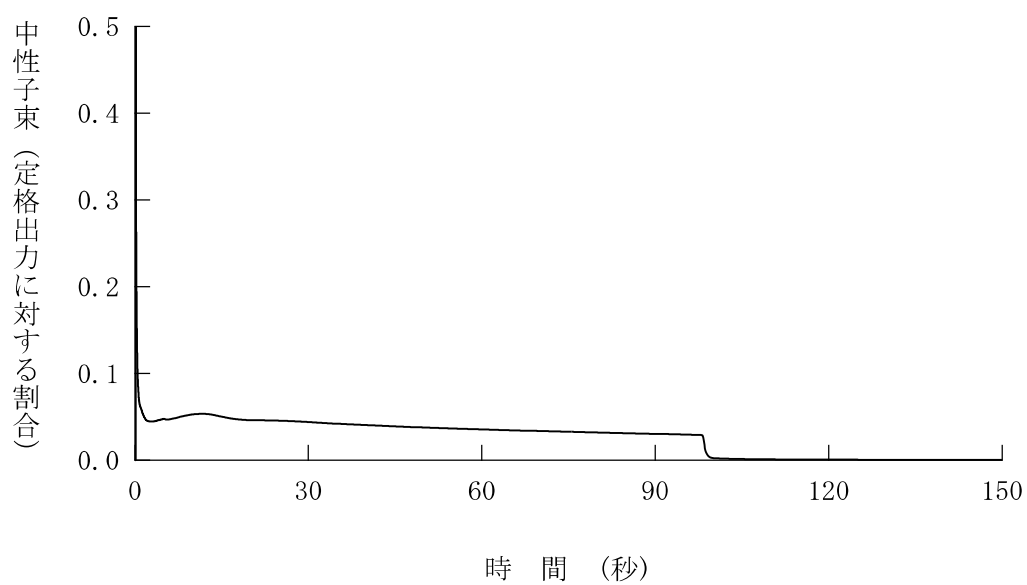


図 4.5.6.2-7 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、中性子束）

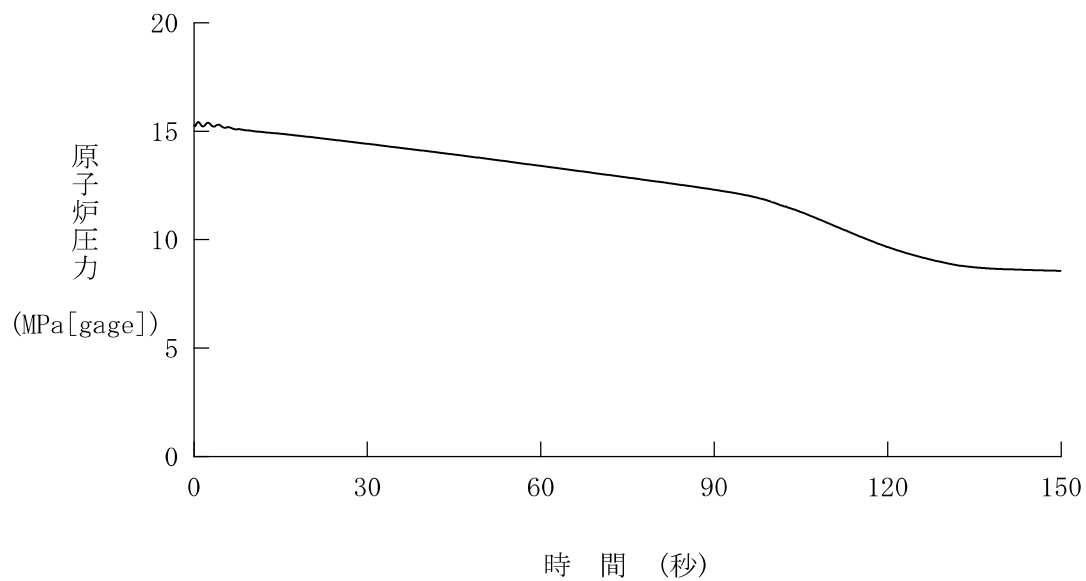


図 4.5.6.2-8 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、原子炉圧力）

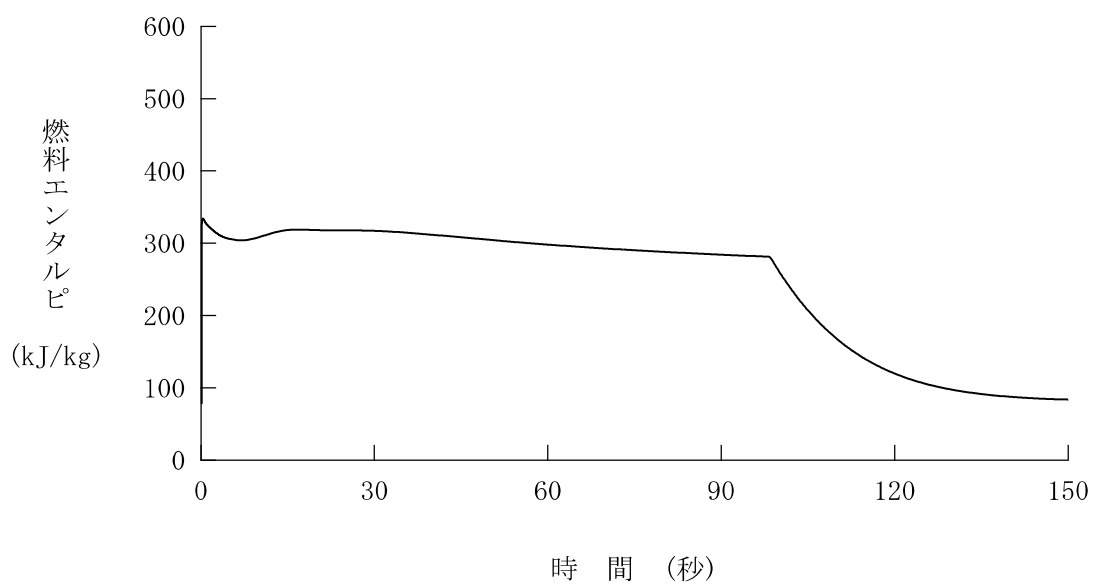


図 4.5.6.2-9 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、燃料エンタルピー）

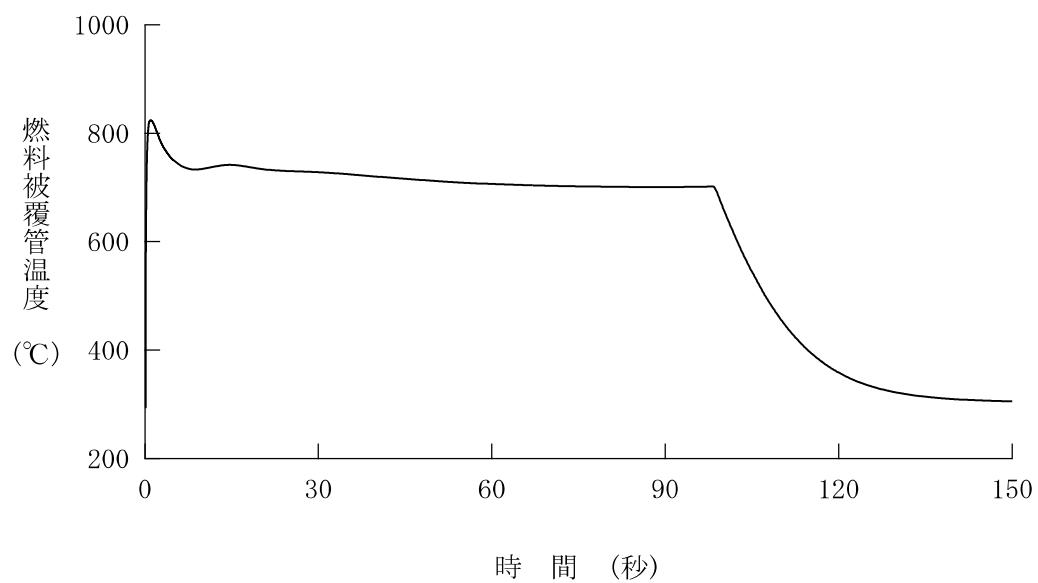


図 4.5.6.2-10 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋ソフトウェア CCF
（代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度）

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。

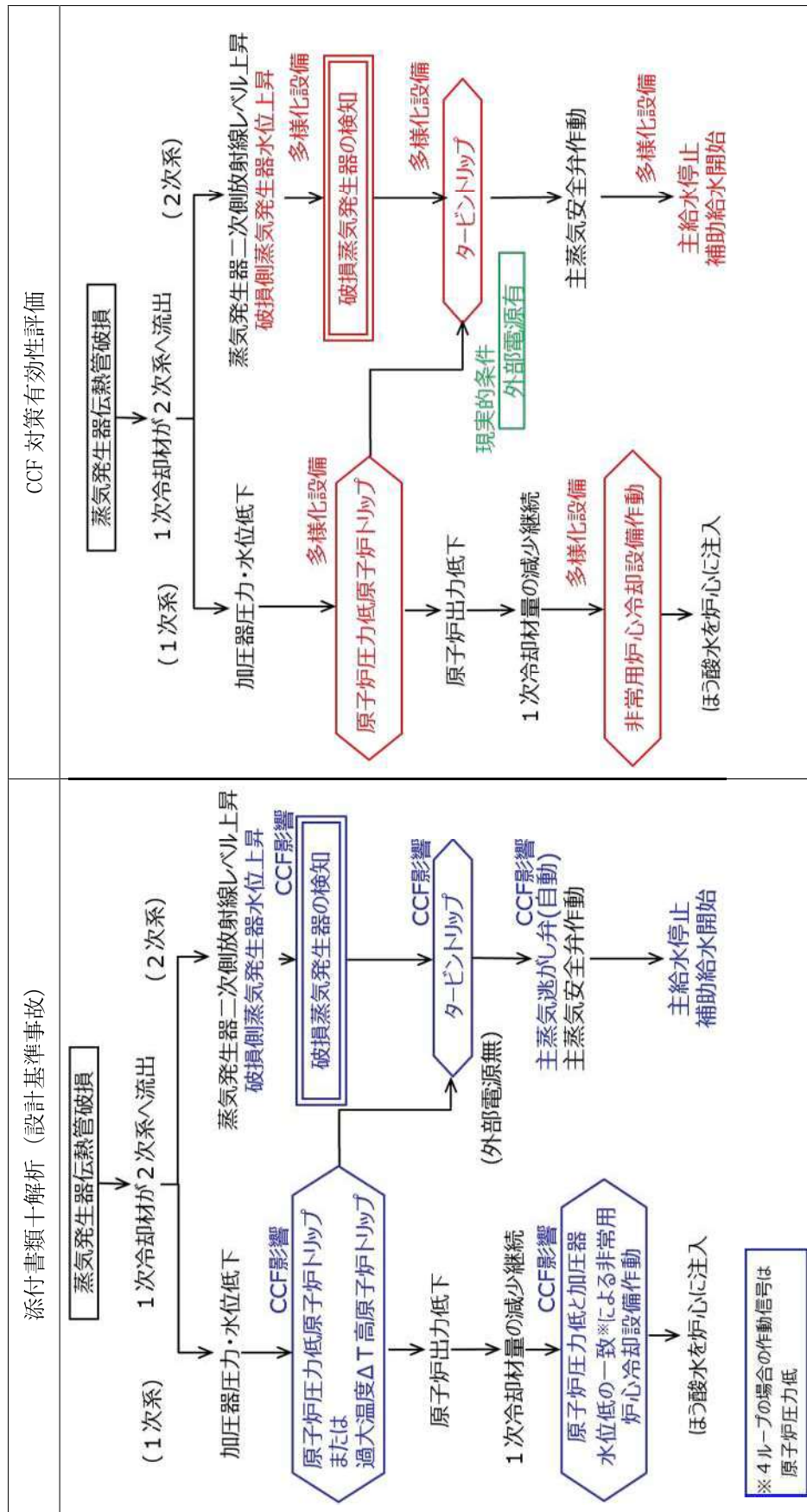
本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備の動作により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.7-1 及び図 4.5.7-2 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 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。



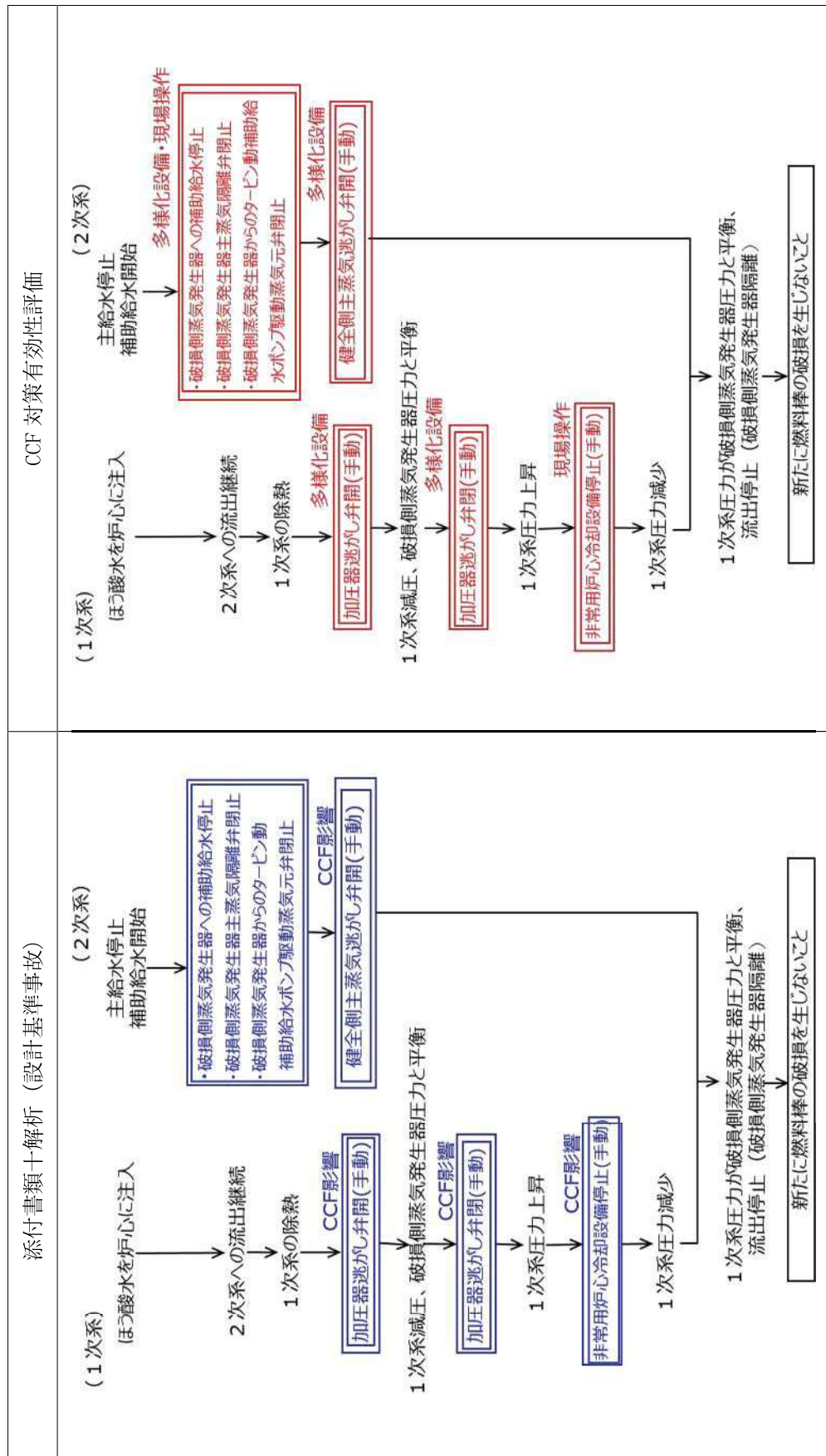


図 4.5. 7-2 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象進展（2）

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るが、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い、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)

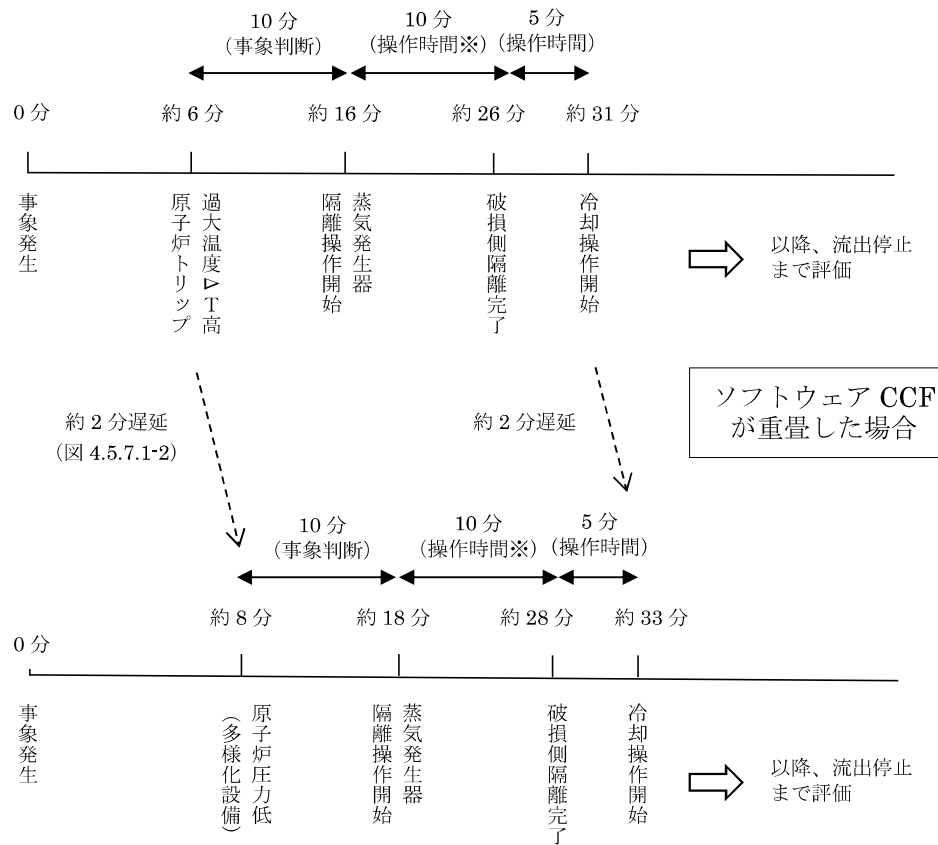
項目	添付書類十解析	ソフトウェア CCF が 重畳した場合	備考
原子炉トリップ信号	過大温度 ΔT 高	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 原子炉トリップに至る時刻 は遅くなる。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低と加圧 器水位低の一致	多様化設備による 原子炉圧力異常低	ソフトウェア CCF により、 ECCS が作動する時刻は遅く なる。
高圧注入ポンプ台数	2 台	1 台	多様化設備からの自動起動 は 1 台のみ。
電動補助給水ポンプ 起動信号	ECCS 作動	多様化設備による 蒸気発生器水位 異常低	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)		
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優 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)

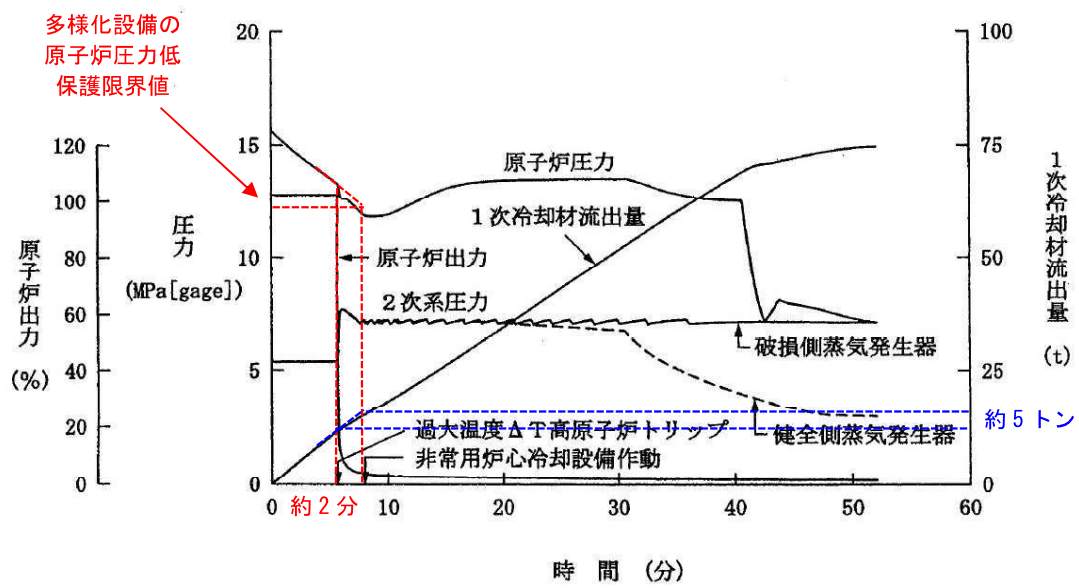


図 4.5.7.1-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果 (代表 3 ループプラント)

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 4.5.7.2-1）。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 4.5.7.2-2 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るが、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)

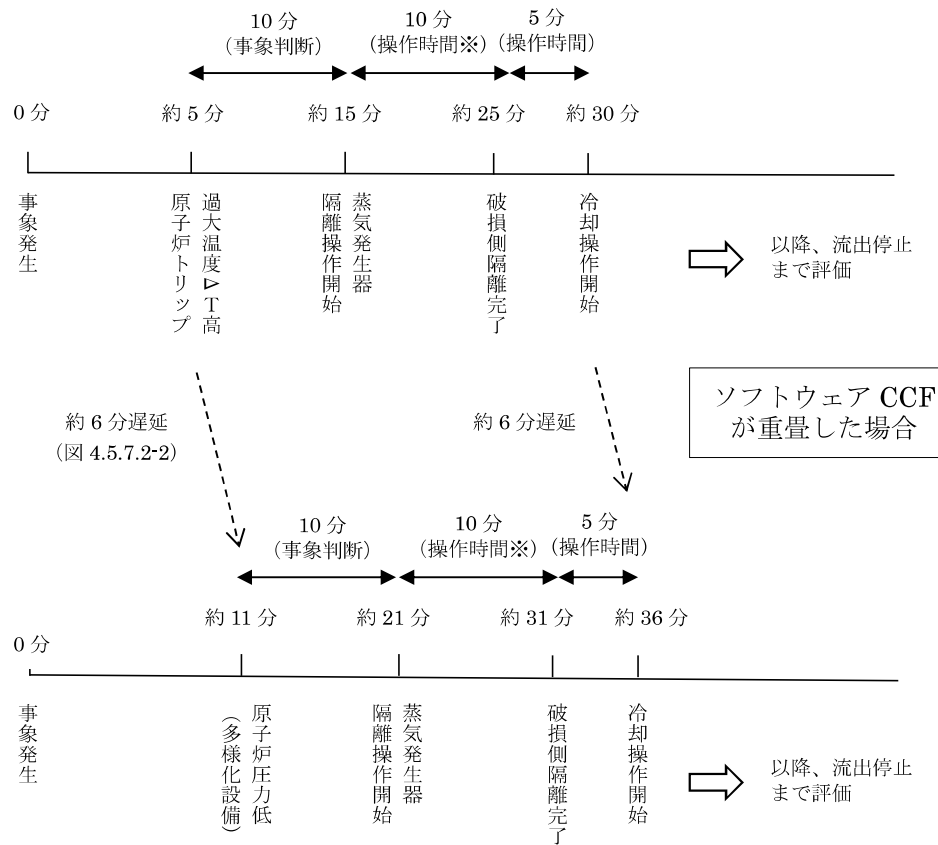
項目	添付書類十解析	ソフトウェア CCF が 重畳した場合	備考
原子炉トリップ信号	過大温度 ΔT 高	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 原子炉トリップに至る時刻 は遅くなる。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低	多様化設備による 原子炉圧力異常低	ソフトウェア CCF により、 ECCS が作動する時刻は遅く なる。
高圧注入ポンプ台数	2 台	1 台	多様化設備からの自動起動 は 1 台のみ。
電動補助給水ポンプ 起動信号	ECCS 作動	多様化設備による 蒸気発生器水位 異常低	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)		
破損側 SG 隔離操作 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優 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 4.5.7.2-1 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)

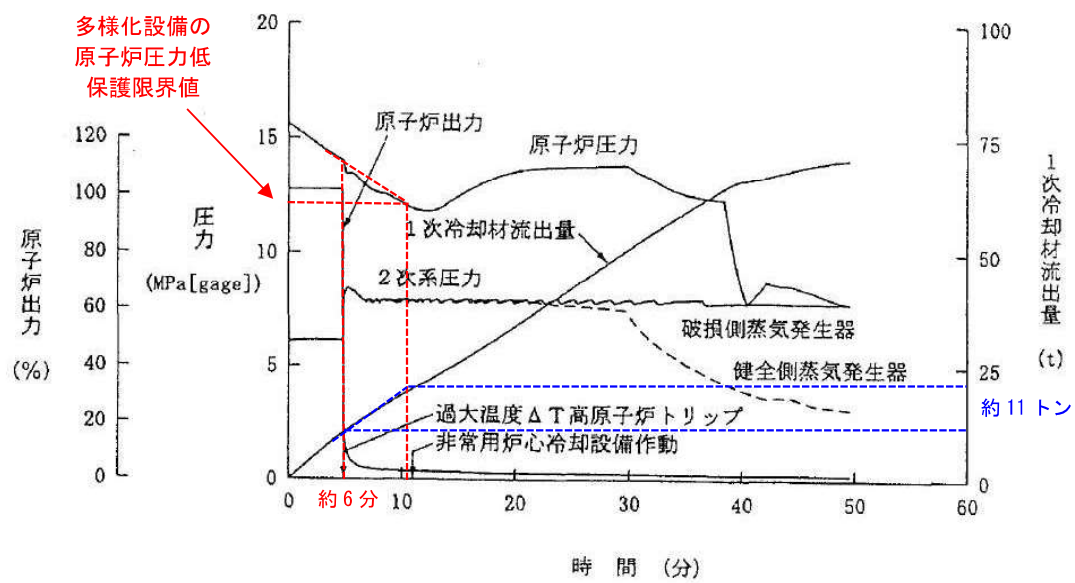


図 4.5.7.2-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果（代表4ループプラント）

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℃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℃）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）