4.5.2 原子炉冷却材流量の喪失

この事故は、原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自 然循環流量にまで大幅に低下する現象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ全 台の駆動電源が同時に喪失するものとする。その結果、炉心の冷却能力が低下し、 1次冷却材温度及び原子炉圧力の上昇を起こす事故として考える。

このような事故の原因としては、全台の1次冷却材ポンプの電源喪失が考えられる。この事故が発生すると炉心損傷の心配のない低出力時以外は原子炉保護設備の 作動により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子 炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、 事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.2-1 に示す。

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

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

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

- a'燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- a″燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下で あること。
- また、上記 b. は具体的には以下の値となる。
- b'原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。



図 4.5.2-1 「原子炉冷却材流量喪失」の事象進展

4.5.2.1 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4.5.2.1-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を 考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示 している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表 れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対 象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件 として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係 数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^{N}$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では、燃料 健全性(燃料被覆管温度)及び1次系圧力を評価対象としていることから定常誤差を 決定論的に取り扱う必要があり、初期条件に定常誤差を考慮している。また、燃料被 覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当た っては F_0 を対象としている。

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

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.2.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.2.1-3 に示す。 また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.2.1-1 から図 4.5.2.1-5 に示 す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度

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

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速 材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は ない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.6MPa[gage] にとどまる。添付書類十解析の結果よりも圧力の最大値は厳しくなるが、判断基準に 対しては十分な裕度がある。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウ ェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないこ とを確認した。 表 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件(1)

(代表3ループプラント)

		添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC- III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目		燃料健全性(最小 DNBR)	燃料健全性(燃料被覆管温度) 1次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性 は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点		サイクル初期	同左	
事故条件		 全台の1次冷却材ポンプの停止 (1次冷却材ポンプの 慣性モーメント3,110kg・m²) 	同左	
初	原子炉出力	100% (定格値)	102% (定格値+定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう な定常誤差を考慮。
期条	1 次冷却材平均温度	302.3℃ (定格温度)	304.5℃ (定格温度+定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう な定常誤差を考慮。
作	原子炉圧力	15.41MPa[gage] (定格圧力)	15.62MPa[gage] (定格圧力+定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう な定常誤差を考慮。

表 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件(2)

(代表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
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-13pcm/℃(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	$F^N_{\Delta H}$ 制限值	F_Q 制限值(初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における 熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。

表 4.5.2.1-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

事象	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
コーストダウン開始	0秒	0秒
原子炉トリップ限界値到達	0 秒 (1 次冷却材ポンプ電源電圧低)	約 11 秒 (多様化設備: 原子炉圧力高)
制御棒落下開始	約1.2秒	約 23 秒

(代表3ループプラント)

表 4.5.2.1-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

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	
原子炉冷却材圧力バウンダリ	約16 5 MD-[]	約17.6 MPa[gage]	
にかかる圧力	がり10.5 MFa[gage]		
(判断基準)	(\leq 20.59MPa[gage])	同左	
最小 DNBR	約 2.01	-	
(判断基準)	(> 1.42)	—	
燃料被覆管温度最大	_	初期から有意に上昇しない	
(判断基準)	—	$(\leq 1200^{\circ}C)$	

(代表3ループプラント)



図 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)



図 4.5.2.1-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、原子炉出力)



図 4.5.2.1-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、原子炉圧力)



図 4.5.2.1-4 原子炉冷却材流量の喪失+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 4.5.2.1-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.2.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

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

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表 れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対 象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件 として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係 数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^{N}$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では、燃料 健全性(燃料被覆管温度)及び1次系圧力を評価対象としていることから定常誤差を 決定論的に取り扱う必要があり、初期条件に定常誤差を考慮している。また、燃料被 覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当た っては F_0 を対象としている。

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

(2) 解析結果

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

過渡変化発生に伴う1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度

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

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速 材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 17.6MPa[gage]にとどまる。 添付書類十解析の結果よりも圧力の最大値は厳しくなるが、判断基準に対しては十 分な裕度がある。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が 重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認し た。 表 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア 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	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠	
		(設計基準事故)			
		PHOENIX			
~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	フード	MARVEL	SDARKI E-2	最適評価コードを使用。	
丹午101 ~		FACTRAN	STARALE 2		
		THINC- <b>III</b>			
			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	
計判則と	見日	燃料健主性(取小 DNDR)	1次系圧力	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		
		全台の1次冷却材ポンプの停止			
事故多	条件	(1次冷却材ポンプの	同左		
		慣性モーメント 3,110kg・m ² )			
初	医乙烷山石	100%	102%	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう	
	原于炉出刀	(定格値)	(定格值+定常誤差)	な定常誤差を考慮。	
期		307. 1℃	309. 3℃	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう	
条	1 次伶却材半均温度	(定格温度)	(定格温度+定常誤差)	な定常誤差を考慮。	
作	原子炉圧力	15.41MPa[gage]	15.62MPa[gage]	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるよう	
		(定格圧力)	(定格圧力+定常誤差)	な定常誤差を考慮。	

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

	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
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/℃(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	$F^N_{\Delta H}$ 制限值	$F_Q$ 制限值(初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路 係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。

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

事象	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
コーストダウン開始	0秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0. 9 秒 (1 次冷却材ポンプ回転数低)	約 11 秒 (多様化設備: 原子炉圧力高)
制御棒落下開始	約1.5秒	約 23 秒

(代表4ループプラント)

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

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	
原子炉冷却材圧力バウンダリ	約16-7 MD-[]	約17.6 MD-[]	
にかかる圧力	ボリ10.7 MPa[gage]	ポリI1.6 MPa[gage]	
(判断基準)	( $\leq$ 20.59MPa[gage] )	同左	
最小 DNBR	約 1.74	_	
(判断基準)	( > 1.42 )	_	
燃料被覆管温度最大	_	初期から有意に上昇しない	
(判断基準)	_	$( \leq 1200^{\circ}C)$	

(代表4ループプラント)



図 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、1次冷却材流量)



図 4.5.2.2-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、原子炉出力)



図 4.5.2.2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、原子炉圧力)



図 4.5.2.2-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、1次冷却材平均温度)



図 4.5.2.2-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

## 4.5.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

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

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

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子 炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、 事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.3-1 に示す。

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

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

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

- a'燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
- a″燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下で あること。
- また、上記 b. は具体的には以下の値となる。
- b'原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。



図 4.5.3-1 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象進展

4.5.3.1 代表 3 ループプラント

(1) 解析条件

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

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

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

(2) 解析結果

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

過渡変化発生に伴う炉心の1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却

材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還 効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の 変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には 到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速 材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は ない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約17.3MPa[gage]に とどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結 果よりも低い。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重 畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。 表 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件(1)

		添付書類十解析	CCE 计等方为性亚体	条件差の根拠	
		(設計基準事故)	007 对來有 幼庄 計 恤		
解析コード		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC- <b>III</b>	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。	
		(燃料健全性(最小DNBR)) *1	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	
計加と	具 日	1次系圧力	1次系圧力	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		
事故纠	条件	1台の1次冷却材ポンプ流量急減	同左		
初	原子炉出力	102% (定格+定常誤差)	同左		
期	1次冷却材平均温度	304.5℃ (定格温度+定常誤差)	同左		
件	原子炉圧力	15.62MPa[gage] (定格圧力+定常誤差)	同左		

(代表3ループプラント)

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

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

(代表3ループプラント)

	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-13pcm/℃(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	$F^N_{\Delta H}$ 制限值	$F_Q$ 制限值(初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係 数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、多様化設 備の保護限界値に到達せず。

表 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

事象	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
ポンプの軸固着	0秒	0 秒
原子炉トリップ	約 0.1 秒	
限界値到達	(1次冷却材流量低)	_
制御棒落下開始	約1.1秒	_
		(トリップに至らない)

(代表3ループプラント)

表 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析結果

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
原子炉冷却材圧力バウンダリ	約17.7 MPa[gaga]	約17.3 MPa[gage]
にかかる圧力	", i i malgagej	
(判断基準)	( $\leq$ 20.59MPa[gage] )	同左
最小 DNBR	約 1.49	_
(判断基準)	( > 1.42 )	—
燃料被覆管温度最大	—	初期から有意に上昇しない
(判断基準)	—	$( \leq 1200^{\circ}C)$

(代表3ループプラント)



図 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)



図 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、原子炉出力)



図 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、原子炉圧力)



図 4.5.3.1-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)



図 4.5.3.1-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.3.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

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

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

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

(2) 解析結果

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

過渡変化発生に伴う炉心の1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却

材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還 効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の 変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には 到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速 材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は ない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約16.8MPa[gage]に とどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結 果よりも低い。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重 畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。 表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件(1)

		添付書類十解析	cop 计体力站此现体	条件差の根拠	
		(設計基準事故)	ULF 对束有刻性評価		
解析=	ュー ド	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC- <b>III</b>	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。	
評価項	〔目	(燃料健全性(最小 DNBR)) ^{*1} 1 次系圧力	燃料健全性(燃料被覆管温度) 1次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性 は燃料被覆管温度の最大値にて確認。	
燃焼度	<b> </b>	サイクル初期	同左		
事故翁	《件	1台の1次冷却材ポンプ流量急減	同左		
初	原子炉出力	102% (定格値+定常誤差)	同左		
期条	1次冷却材平均温度	309.3℃ (定格温度+定常誤差)	同左		
件	原子炉圧力	15.62MPa[gage] (定格圧力+定常誤差)	同左		

(代表4ループプラント)

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

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

(代表4ループプラント)

	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec(最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/℃(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	$F^N_{\Delta H}$ 制限值	$F_Q$ 制限值(初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係 数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	(原子炉圧力高 (多様化設備))	デジタル安全保護系は不作動。解析の結果、多様化設 備の保護限界値に到達せず。

表 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

事象	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
ポンプの軸固着	0秒	0 秒
原子炉トリップ	約 0.1 秒	
限界値到達	(1次冷却材流量低)	_
制御棒落下開始	約1.1秒	_
		(トリップに至らない)

(代表4ループプラント)

表 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析結果

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
原子炉冷却材圧力バウンダリ	約17.4 MPa[gage]	約17.1 MPa[gage]
にかかる圧力		
(判断基準)	( $\leq$ 20.59MPa[gage] )	同左
最小 DNBR	約 1.51	_
(判断基準)	( > 1.42 )	_
燃料被覆管温度最大	_	初期から有意に上昇しない
(判断基準)	—	$( \leq 1200^{\circ}C)$

(代表4ループプラント)



図 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、1次冷却材流量)



図 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、原子炉出力)



図 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、原子炉圧力)



図 4.5.3.2-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、1次冷却材平均温度)



図 4.5.3.2-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF (代表4ループプラント、燃料被覆管温度)

## 4.5.4 主給水管破断

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

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

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

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

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子 炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、 事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.4-1 に示す。

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

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

ること。

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

- a'燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a″燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下で あること。
- また、上記 b. は具体的には以下の値となる。
- b'原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。



