

川内原子力発電所1号機及び2号機

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
に関する要件整合報告書(詳細設計)

九州電力株式会社

改訂来歴

改訂番号	改訂年月日	改訂内容	備考
初版	2023/1/31	新規作成	
1	2023/3/6	・2023年3月1日送付文書 「ATENA 運第55号」の気付き事項に対する反映 ・記載の適正化	
	-以下余白-		

川内原子力発電所 1 号機及び 2 号機
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
に関する要件整合報告書(詳細設計)

目次

I. 本文

II. 添付書類

I . 本文

川内原子力発電所1号機及び2号機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(以下、「ソフトウェアCCF」という。)緩和対策について、「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(ATENA 20-ME05 Rev.1)」(以下、「ATENA 技術要件書」という。)が定める「3. 多様化設備要件」及び「4. 有効性評価」の各要求内容に対する要件整合性の確認を行った。

なお、「5. 手順書の整備と教育及び訓練の実施」については、当社が原子力エネルギー協議会(以下、「ATENA」という。)へ提出した「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の実施計画及び実績(原発本第88号 2022年10月4日)」において「ハード対策完了までに実施予定」としていることから、本報告書の対象外とする。

1. 確認方法

ATENA 技術要件書に記載された要求内容に対して、各要件に対応する設計図書、有効性評価図書等の記載内容を確認し、要求内容ごとに要件整合性の判定及びその理由を記載する。

2. 確認結果

(1) 「3. 多様化設備要件」

多様化設備に対する要件整合性について、以下に示す ATENA 技術要件書の各要求内容に対して、各設計図書の記載内容を確認した結果、全ての要求内容に対して整合していることを確認した。各要求内容に対する確認結果については表1に示す。

【ATENA 技術要件書の各要求内容】

- 3.1 設置要求
- 3.2 機能要求
- 3.3 多様化設備の範囲
- 3.4 設計基本方針
- 3.5 多様化設備への要求事項

(2) 「4. 有効性評価」

有効性評価に対する要件整合性について、以下に示す ATENA 技術要件書の各要求内容に対して、有効性評価図書(「三菱PWR デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策に係る有効性評価について※」MHI-NES-1075, 三菱重工業, 令和4年)の記載内容を確認した結果、全ての要求内容に対して整合していることを確認した。各要求内容に対する確認結果については表 2 に示す。

※本図書では代表 3,4 ループプラントの解析結果及びそれらに基づいた PWR プラントの有効性評価の検討結果を記載しており、川内 1, 2 号機の有効性評価は含まれる。

【ATENA 技術要件書の各要求内容】

- 4.2 評価すべき事象
- 4.3 判断基準
- 4.4 解析に当たって考慮すべき事項

以 上

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(1/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
要求内容				
3.1 設置要求				
デジタル安全保護回路を設ける場合には、代替機能を有する多様化設備を設置しなければならない。	デジタル安全保護回路の代替機能を有する、多様化設備である共通要因故障対策設備を設置する。	○	デジタル安全保護回路がソフトウェアに起因する共通要因故障によってその機能をすべて喪失し、かつ運転時の異常な過渡変化、又は設計基準事故が発生した場合でも設計基準事故の判断基準を概ね満足することができる設備を共通要因故障対策設備として設けることを、設計図書により確認した。 具体的な代替機能は 3.2 項にて、共通要因故障対策設備の範囲は 3.3 項にて確認した。 なお、共通要因故障対策設備のうち設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を兼ねる設備については、機器仕様に変更がないため、既存設備状態を示す図書により確認した。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(39/56) ・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 2章
ただし、ソフトウェア CCF が発生するおそれがない場合、若しくは運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、かつ安全保護回路の一部がソフトウェアにより作動するものがある場合で、当該ソフトウェアが機能しない場合を想定しても、他の安全保護回路の安全機能が作動することにより設計基準事故の判断基準を概ね満足することが有効性評価により確認できる場合には、多様化設備を設けなくてもよい。	ー	○	多様化設備を設置する計画であるため、考慮しない。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(39/56)

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(2/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
3.2 機能要求				
<p>多様化設備は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、かつソフトウェア CCF により安全機能が喪失した場合においても、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるよう、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動、又は手動で作動させることができなければならない。</p>	<p>デジタル安全保護回路が共通要因故障によってその機能をすべて喪失し、かつ運転時の異常な過渡変化、又は設計基準事故が発生した場合でも設計基準事故の判断基準を概ね満足することができる設備を共通要因故障対策設備として設ける。</p> <p>多様化設備である共通要因故障対策設備には、ソフトウェア CCF 対策として、原子炉停止系統及び工学的安全施設等を自動又は、手動で作動させることができるように、以下の機能を設ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自動作動機能 自動原子炉トリップ 自動安全注入作動 他 (別表1「共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表」参照) ・手動操作機能 手動原子炉トリップ他 手動安全注入作動 他 (別表2「共通要因故障対策設備が有する手動作動機能一覧表」参照) ・警報機能 多様化自動作動設備作動警報 他 (別表3「共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表」参照) ・指示機能 蒸気発生器狭域水位指示 他 加圧器水位指示 他 (別表4「共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表」参照) 	○	<p>デジタル安全保護回路がソフトウェア CCF によってその機能をすべて喪失し、かつ運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合でも設計基準事故の判断基準を概ね満足できるように、多様化設備である共通要因故障対策設備には自動作動機能、手動操作機能、警報機能及び指示機能を設けていることを、設計図書により確認した。</p> <p>なお、共通要因故障対策設備のうち設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を兼ねる設備については、機器仕様に変更がないため、既存設備状態を示す図書により確認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(39/56) ・原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム(川内 1 号機、川内 2 号機) シート 19 ・補機インターロック線図(川内 1 号機) SHEET NO.0-5、2-10、2-11、2-14-1、2-36、3-3、3-5、4-1、4-6、7-7、7-8、7-10 ・補機インターロック線図(川内 2 号機) SHEET NO.0-5、2-10、2-11、2-14、2-37、3-3、3-5、4-1、4-6、7-7、7-8、7-10 ・多様化設備基本設計方針書(川内 1 号機、川内 2 号機) 6 章
<p>さらに、原子炉停止系統、工学的安全施設等を手動により作動させる場合には、運転員が必要な時間内に操作を開始し、判断基準を概ね満足した状態で事象を収束させることができるよう、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生時に安全保護回路の安全機能動作の異常の発生を認知し、必要な操作の判断を行える機能を設けなければならない。</p>	<p>多様化設備である共通要因故障対策設備を用いて原子炉停止系統、工学的安全施設等を手動操作する場合に、運転員が必要な時間内に開始できるよう、ソフトウェア CCF 対策として必要なパラメータの監視及び共通要因故障対策設備から作動させた原子炉停止系統及び工学的安全施設等の機器の状態の監視が可能な設計とするとともに、ソフトウェア CCF 時に必要な原子炉停止系統及び工学的安全施設等の手動操作ができる設計とする。また、共通要因故障対策設備が自動作動したことを、吹鳴装置を設け表示灯点灯と共に吹鳴音にて告知する設計とする。</p>	○	<p>多様化設備である共通要因故障対策設備の自動作動機能が動作すると、中央制御室に「多様化自動作動設備作動警報」が発信する。これにより、デジタル安全保護回路がソフトウェア CCF によりすべての機能が喪失し、かつ運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したことを検知でき、検知後は、運転員が必要な時間内に手動操作を開始できることを、設計図書により確認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(39/56)

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(3/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			設計図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
		判定	理由	
3.3 多様化設備の範囲				
<p>多様化設備の範囲は、3.2 機能要求を達成するために必要となる、検出器、操作スイッチ、論理回路、指示計・警報等の計測制御設備とする。</p> <p>この計測制御設備の構成要素は、3.5 多様化設備への要求事項を満足する限り、デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 影響緩和対策として設けた設備以外の設備(安全保護回路の検出器及び操作スイッチ、重大事故等対処設備等)も多様化設備として用いることができる。</p> <p>また、多様化設備の範囲は、安全保護回路のデジタル化の範囲等により異なるため、多様化設備としてどの設備を選定したか設計図書で明確にする。</p>	<p>多様化設備である共通要因故障対策設備の範囲は以下の①～⑥である。</p> <p>①検出器 蒸気発生器水位狭域水位検出器 加圧器圧力検出器 他 (別表4「共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表」参照)</p> <p>②操作器 手動原子炉トリップ操作器 手動安全注入操作器 他 (別表2「共通要因故障対策設備が有する手動作動機能一覧表」参照)</p> <p>③論理回路 多様化自動作動設備 (個別の論理回路については別表1「共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表」参照)</p> <p>④指示計 蒸気発生器水位狭域水位指示 加圧器水位指示 他 (別表4「共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表」参照)</p> <p>⑤警報 多様化自動作動設備作動警報 他 (別表3「共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表」参照)</p> <p>⑥表示灯 自動作動及び手動操作による弁・補機動作状態の表示灯</p> <p>⑦その他 原子炉保護系計器ラック(炉外核計測装置含むアナログ回路部) 補機制御設備(安全保護系補助リレーラックトレンA及びB、1次系補助リレーラックトレンA及びB)</p>	○	<p>多様化設備である共通要因故障対策設備の対象範囲について、当該プラントの安全保護回路のデジタル化の範囲に応じて選定された事も含めて、設計図書にて明確化されていることを確認した。</p>	<p>・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 2章、6.1.1章、6.1.2章、6.1.4章、6.1.5章、図6-1</p>

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(4/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
要求内容				
3.4 設計基本方針				
<p>デジタル安全保護回路は、十分に高い信頼度でソフトウェア設計がなされており、ソフトウェア CCF が発生する可能性は極めて小さく抑えられているため、多様化設備は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、かつソフトウェア CCF により安全機能が喪失するという設計基準を超える事象に対応する設備であることから、多様化設備に対しては、設計上、単一故障を考慮しない。</p> <p>多様化設備は、設計上、火災・溢水あるいは外的影響(地震を除く)とソフトウェア CCF との重畳を考慮しない。</p> <p>多様化設備は、ソフトウェア CCF 発生時に安全保護回路の代替機能を有する設備であることから、耐環境性、耐震性、供給電源等は、安全保護回路と同等の条件で機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>本項は基本方針を述べたものであり、具体的には「3.5 多様化設備への要求事項」で、耐環境性、耐震性、供給電源等について個別に記載している。</p>	<p>ー</p>	<p>本項は基本方針を述べたものであり、具体的には「3.5 多様化設備への要求事項」で、耐環境性、耐震性、供給電源等について個別に確認した。</p> <p>なお、共通要因故障対策設備のうち設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を兼ねる設備については、機器仕様に変更がないため、既存設備状態を示す図書により確認した。</p>	<p>ー</p>

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(5/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
3.5 多様化設備への要求事項				
3.5.1 多重性				
多様化設備には、多重性は要求しない。	多様化設備である共通要因故障対策設備自体には多重性は不要である。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、設計想定外の設備であるため、作動機能の維持について構成機器もしくはチャンネルに単一故障もしくは試験または保守のための使用状態からの取り外しを想定する必要はない設計方針としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(39/56) 多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.3 章
3.5.2 多様性				
多様化設備自体には、多様性は要求しない。	多様化設備である共通要因故障対策設備自体には多様性は不要である。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備自体には多様性不要とする設計方針としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.4.1 章、5.18 章
多様化設備は、ソフトウェアを用いた安全保護回路に対して多様性を有した設備とすること。なお、多様性を有した設備とは、アナログ設備等、ソフトウェア CCF によってデジタル安全保護回路と同時にその機能を喪失するおそれがないものをいう。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、デジタル安全保護回路とは独立、かつ多様性のある別設備で構成し、ソフトウェア CCF の影響で各機能の遂行が阻害されることが無いようにする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、デジタル安全保護回路の共通故障要因によって機能が阻害されないように、ハード回路を用いた設計としていることを、設計図書により確認した。また、多様化設備である共通要因故障対策設備は、安全保護設備のソフトウェアの共通故障要因によって作動機能を失わないように、安全保護設備のソフトウェア処理機能を介さずに作動可能な設計としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.4.1 章
また、多様化設備に用いられるソフトウェア及びデジタル安全保護回路に用いられるソフトウェアにおいて、それらのソフトウェアに不具合が共通して内在する可能性がなく、かつその他ソフトウェア CCF が発生するおそれがないことが明らかである場合には、多様化設備にもソフトウェアを用いることができる。	ー	○	ハード回路を用いた設計とする計画であるため、考慮しない。	<ul style="list-style-type: none"> 多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.4.1 章
3.5.3 耐環境性				
多様化設備は、4. 有効性評価で対象とする運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故とソフトウェア CCF が重畳する状態で想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する状態で想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、設置場所における「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する環境下で所定の機能が果たせる設計としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.11 章

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(6/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			設計図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容			判定	理由
3.5.4 耐震性				
多様化設備は、基準地震動 Ss による地震力に対し、機能維持する設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、基準地震動 Ss による地震力に対し、機能維持する設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、基準地震動 Ss による地震力に対し機能維持するものとしている。多様化設備である共通要因故障対策設備のうち設計基準対象施設と兼用しておらず、個別の耐震評価が必要な多様化自動作動設備については、基準地震動 Ss による地震力に対し機能維持できることを、設計図書(耐震計算書)により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化自動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書(川内 1 号機、川内 2 号機)
3.5.5 供給電源				
多様化設備は、外部電源が利用できない場合においても、非常用電源系又は重大事故等対処設備電源系のどちらか一方から給電できる設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、外部電源が利用できない場合においても、非常用電源系又は重大事故等対処設備電源系のどちらか一方から給電される設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、非常用直流電源母線に接続される計装用電源装置(インバータ)から給電される設計としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内 1 号機、川内 2 号機) 5.16 章 展開接続図(川内 1 号機、川内 2 号機)
3.5.6 設備の共用				
多様化設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とすること。また、相互に接続しない設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用及び相互接続しない設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、二以上の発電用原子炉施設にて共用及び相互接続しないものとしていることを設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内 1 号機、川内 2 号機) 5.19 章
3.5.7 試験可能性				
多様化設備は、原子炉の運転中又は停止中に、試験又は検査ができる設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、原子炉の運転中又は停止中に、試験又は検査ができる設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、定期事業者検査時において、模擬信号あるいは実動作によって設定値・ロジックなどの機能が確認できる設計としていることを、設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内 1 号機、川内 2 号機) 5.6 章
3.5.8 安全保護回路への波及的影響防止				
多様化設備は、多様化設備の故障影響により安全保護回路の安全機能を喪失させない設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、共通要因故障対策設備の故障影響により安全保護系の安全機能が喪失しない設計とする。	○	安全保護回路と共通要因故障対策設備が部分的に設備を共用する場合には、共通要因故障対策設備の影響により安全保護機能を失わないように、安全保護回路は共通要因故障対策設備に対して隔離デバイス(アイソレータ等)による電气的分離及び異なる筐体に設備を収納する等の物理的分離を考慮した設計であることを設計図書により確認した。	<ul style="list-style-type: none"> デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) 多様化設備基本設計方針書(川内 1 号機、川内 2 号機) 5.5 章 原子炉保護系ブロック図(川内 1 号機、川内 2 号機) 多様化自動作動設備ブロック図(川内 1 号機、川内 2 号機) 炉外核計測装置機能ブロック線図(川内 1 号機、川内 2 号機) 安全保護系補助リレーラック展開接続図(川内 1 号機、川内 2 号機)

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(7/8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
3.5.9 火災防護及び溢水防護				
多様化設備が、火災・溢水の影響を受けたとしても、安全保護回路の安全機能を喪失させない設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、火災・溢水の影響を受けたとしても、安全保護系の安全機能が喪失しない設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備が仮に火災・溢水の影響を受けて機能喪失したとしても、多重性を有した安全保護回路の安全機能を喪失させない設計であることを、設計図書により確認した。 また、多様化設備である共通要因故障対策設備は、実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を設備構成品に使用し、内部火災等への耐性を可能な限り有する設計であることを、設計図書により確認した。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) ・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.14 章
3.5.10 外的事象に対する防護				
多様化設備は、想定される自然現象(地震を除く)、人為による事象、蒸気タービン、ポンプ、その他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物等に対して、多様化設備がそれらの影響を受けない設計とすること又は多様化設備がそれらの影響を受けたとしても、安全保護回路の安全機能を喪失させない設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備は、想定される自然現象(地震を除く)、人為による事象、蒸気タービン、ポンプ、その他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物等に対して、共通要因故障対策設備が影響を受けない設計とする、又は、共通要因故障対策設備が影響を受けたとしても安全機能が喪失しない設計とする。	○	発電所で考慮する自然現象及び外部人為事象等に対して、共通要因故障対策設備の受ける影響評価を行った結果、これらの事象に対して多様化設備である共通要因故障対策設備が影響を受けない、または影響を受けたとしても、安全保護系の機能を喪失しないことを確認した。 各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価を別表5「共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表」に示す。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) ・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.12 章
3.5.11 操作性				
多様化設備として手動操作設備が必要になる場合は、原子炉制御室に設置すること。 また、原子炉制御室に設置する場合には、誤操作防止を考慮した設計とするとともに、操作結果が確実に確認できるよう配慮した設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備のうち手動操作器は、中央制御室に設置する。また、手動操作器は誤操作防止を考慮した設計とする。	○	誤操作防止を考慮した手動操作器及び表示を3.3項の操作スイッチ及び表示灯として中央制御室に設置する設計としていることを、設計図書により確認した。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) ・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機)5.15.1 章、6.1.2 章
なお、有効性評価により、原子炉制御室以外での操作で対応可能であることが確認できた場合はこの限りではない。	ー	○	手動操作器は中央制御室に設置済みであるため考慮しない。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(19/56)

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(8/ 8)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		設計図書
		判定	理由	
3.5.12 監視性				
多様化設備には, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故とソフトウェア CCF が重畳した事象の発生を認知できる警報, 事象の判定及び対応操作の判断に必要な監視設備を原子炉制御室に設置すること。	多様化設備である共通要因故障対策設備のうち、事象発生認知や、事象の判定及び対応操作の判断に必要な警報機能や監視機能は、中央制御室に設置する。	○	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故とソフトウェア CCF が重畳した事象を認知できる警報として、3.2 項、3.3 項及び別表3「共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表」で示した多様化自動作動設備作動警報を中央制御室に告知する設計としていることを、設計図書により確認した。 事象の判定及び対応操作に必要な監視設備として、3.2 項、3.3 項及び別表4「共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表」で示した指示計を中央制御室に設置する設計としていることを、設計図書により確認した。	・デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書 3.2 章(40/56) ・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.15.1 章、6.1.4 章、6.1.5 章
また, 多様化設備が自動で作動した場合には, その作動要因が原子炉制御室に表示される設計とすること。	多様化設備である共通要因故障対策設備の論理回路(多様化自動作動設備)が自動作動した場合には、中央制御室の原子炉補助盤裏面の多様化自動作動設備表示パネルに警報が表示される設計とする。	○	多様化自動作動設備が自動で作動した場合には、3.2 項、3.3 項及び別表3「共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表」で示したとおり、各警報が中央制御室に表示される設計としていることを、設計図書により確認した。	・多様化設備基本設計方針書(川内1号機、川内2号機) 5.15.1 章、6.1.4 章

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(1/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
4.2 評価すべき事象				
II 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の全事象を対象に評価	多様化設備は安全保護回路の代替機能を有する設備であるため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の全事象を有効性評価の対象とする。	○	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の全事象を対象としている。	3.2 事象選定の基本的考え(P.8)
ソフトウェア CCF が同じ影響を与える事象はグルーピングすることができる。なお、グルーピングを行う場合は、代表シナリオの包絡性を確認し、その妥当性を示すこと。	ー	○	評価すべき事象において、グルーピングは考慮していない。	3.3 有効性評価事象(P.9)
以下に該当する場合は解析を省略できる。 ・判断基準に対して影響の程度が軽微である事象	以下の事象は判定基準に対して影響が軽微であるため、解析を省略する。 ・運転時の異常な過渡変化 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・可燃性ガスの発生 ・被ばく評価全般 「運転時の異常な過渡変化」にソフトウェア CCF が重畳した場合、アナログ回路で構成される現行措置の多様化	○	対象事象は判定基準に対して影響が軽微であることを示している。	3.3.1 運転時の異常な過渡変化(P.9) 3.3.2 設計基準事故(P.10) 4.4 運転時の異常な過渡変化(P.22,P.30) 4.5.7 蒸気発生器伝熱管破損(P181,P.189) 4.6.2.3 可燃性ガスの

表 2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(2/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
	<p>設備の作動により原子炉トリップに至るため、「重大事故等対策の有効性評価」の1つである原子炉停止機能喪失(ATWS)の有効性評価(原子炉トリップしない仮定)よりも事象進展が緩和される。したがって、この場合、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であり、解析を省略する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損について、ソフトウェア CCF の重畳を考慮し、多様化設備等を用いて事象対応を行う場合における運転操作や操作時間が許可処分済みの設置変更許可申請書添付書類十解析と同等であり、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略する。また、当該事象に関する定性的な検討について述べている。</p> <p>「可燃性ガスの発生」及び「環境への放射性物質の異常な放出」に分類される事象の被ばく評価については、ソフト</p>			発生(P.217) 4.6.3 被ばく評価への影響(P.228～P.233)

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(3/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
	ウェア CCF の重畳を考慮した場合でも、許可処分済みの設置変更許可申請書添付書類十解析に対して、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略する。また、これら評価への影響について述べている。			
・グルーピングしたグループ内の代表事象に包絡される事象	ー	○	評価すべき事象において、グルーピングは考慮していない	3.2 事象選定の基本的考え(P.9)
・デジタル安全保護回路の動作を期待しない事象	下記事象については、デジタル安全保護回路の動作を期待していないプラントでは、解析を省略する。 ・燃料集合体落下 ・放射性気体廃棄物処理施設の破損	○	デジタル安全保護回路の動作を期待していない事象については解析を省略している。	4.6.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損(P.229) 4.6.3.3 燃料集合体の落下(P.231)

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(4/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
		判定	理由	
要求内容				
4.3 判断基準				
全事象に対して判断基準は設計基準事故において使用される判断基準を準用し、その判断基準を概ね満足することの確認を行う。	全事象に対する判断基準として設計基準事故において使用される判断基準を準用する。 また、解析等により判断基準を概ね満足することを確認している。	○	設計基準事故において使用される判断基準を準用し、その判断基準を概ね満足することの確認を行うこととしている。	4.1 判断基準(P.11) 4.4 運転時の異常な過渡変化 4.5 設計基準事故
設備の健全性が別途確認されている原子炉格納容器の限界圧力、温度等の条件、及び炉心の著しい損傷防止が達成できることを適切に確認できる他の判断基準を用いてもよい。	原子炉格納容器の最高使用圧力/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)/限界温度(200℃)を設定している。	○	健全性が別途確認されている原子炉格納容器の限界圧力/限界温度を判断基準として設定している。	4.1 判断基準(P.11)

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(5/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
4.4 解析に当たって考慮すべき事項				
最適評価コードにより、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対する評価を行うこと。	「原子炉冷却材喪失」以外の事象については、最適評価コードを適用する。	○	最適評価コードの適用を示している。	4.2 解析に使用する計算プログラム (P.12)
保守的評価によって解析した結果が余裕をもって判断基準を満足する場合には、保守的評価を採用してもよい。	解析対象とする「原子炉冷却材喪失」については、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 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、最適評価を適用する必要はないと判断されるため、添付書類十解析と同じ保守的評価を適用する。	○	保守的な評価コードの適用を示すとともに、その理由を記載している。	4.2 解析に使用する計算プログラム (P.12)

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(6/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
4.4.1 解析にあたって考慮する範囲				
有効性評価においては、事象発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域を対象とすること。	設置変更許可申請書 添付書類十解析(設計基準事故)では、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の要求に従い、異常状態の発生前の状態として通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態(解析条件)を選定している。ソフトウェア CCF 対策の有効性評価についても、この方針に従い解析条件を設定している。	○	添付書類十解析と同様に、全ての運転範囲及び運転期間を包絡する解析条件を設定している。	4.3 基本解析条件 (P.14)
解析は、想定した事象が、判断基準を概ね満足しながら、過渡状態が収束し、その後原子炉は支障なく安定状態へ移行できることが合理的に推定できる時点までを包含すること。	添付書類十解析と同様、事象発生から安定状態へ移行できると合理的に判断できる時点までの解析結果(グラフ)を示している。	○	事象発生から、注水等によりプラント状態が安定状態へ移行できると判断でき、かつ主要パラメータの傾向が事象収束の方向にあると判断できる時点まで解析を実施している。	4.4 運転時の異常な過渡変化 (各グラフ) 4.5 設計基準事故 (各グラフ)

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(7/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			有効性評価図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容			判定	理由
4.4.2 解析で想定する現実的な条件等				
事象発生前のプラント初期条件は、設計値等に基づく現実的な値を用いること。その場合には、安全設計の妥当性確認に用いる安全解析における解析条件との差異及び根拠を明確にすること。	プラント初期条件及び設定根拠を、解析条件として示している。また、添付書類十解析と異なる条件を用いたものは、差異及び根拠を示している。	○	プラント初期条件及び設定根拠が示されている。	4.3 基本解析条件 (P.14) 4.4 運転時の異常な過渡変化 (各主要解析条件表) 4.5 設計基準事故 (各主要解析条件表) 添付 1-1、添付 1-2
事象発生によって生じる外乱の程度、炉心状態(出力分布、反応度係数等)、機器の容量等は、設計値等に基づく現実的な値を用いること。その場合には、安全設計の妥当性確認に用いる安全解析における解析条件との差異及び根拠を明確にすること。	事象発生による外乱の程度、炉心状態、機器容量等の解析条件及び設定根拠を示している。また、添付書類十解析と異なる条件を用いたものは、差異及び根拠を示している。	○	解析条件及び根拠が示されている。	4.3 基本解析条件 (P.14) 4.4 運転時の異常な過渡変化 (各主要解析条件表) 4.5 設計基準事故 (各主要解析条件表) 添付 1-1、添付 1-2
作動設定点等については計装上の誤差は考慮しなくともよい。	自動起動を期待する多様化設備の作動設定点として、計装上の誤差を考慮して保守的に保護限界値を設定し、解析条件としている。	○	技術要件書の緩和規定の適用は必須ではなく、計装上の誤差の考慮は保守的な設定としている。	4.3 基本解析条件 (P.16,P.17)

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表 2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(8/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			有効性評価図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容			判定	理由
誤操作が起因事象となる評価では、運転手順に基づく現実的な操作条件を用いること。その場合には、現実的な操作条件の根拠を明確にすること。	ー	○	誤操作が起因の一つとなる「運転時の異常な過渡変化」の評価では、「主給水流量喪失」を代表として有効性評価を実施している。「主給水流量喪失」はポンプ等の故障が起因事象であり、誤操作が起因ではないため、現実的な操作の条件を仮定する必要はない。	4.4 運転時の異常な過渡変化 (P.18)
4.4.3 安全系機能に対する仮定				
ソフトウェア CCF によりデジタル安全保護回路の機能が喪失し、原子炉停止システム及び工学的安全施設が自動作動しない。	各事象においてデジタル安全保護回路の機能喪失に伴い、本設の原子炉停止システム及び工学的安全施設が動作しないことを解析条件としている。	○	ソフトウェア CCF による機能喪失を解析条件に反映している。	4.3 基本解析条件(P.14) 4.4 運転時の異常な過渡変化 (各主要解析条件表) 4.5 設計基準事故 (各主要解析条件表)
デジタル安全保護回路を経由しない、自動起動信号又は運転員が事象の発生を認知した場合の手動起動信号により、原子炉停止システム及び工学的安全施設は作動可能とする。	「原子炉格納容器健全性評価」において、デジタル安全保護回路の機能喪失に伴い自動起動しない格納容器スプレイ設備について、手動起動操作を解析条件としている。	○	ソフトウェア CCF による機能喪失への対応操作として、手動起動を解析条件として反映している。	4.3 基本解析条件(P.14) 4.5.8 原子炉格納容器健全性評価(P.196) 添付 1-3 運転員操作条件

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(9/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
要求内容		判定	理由	
自動起動信号又は運転員の手動操作による、最も確からしいプラント応答を評価するため、安全機能を有する機器の単一故障は想定しない。	各事象において、起因事象による影響を受けない、安全機能を有する機器の単一故障は仮定していない。	○	起因事象の影響を受けない安全機能を有する機器の単一故障を解析条件としていない。	4.3 基本解析条件(P.14) 4.4 運転時の異常な過渡変化 (各主要解析条件表) 4.5 設計基準事故 (各主要解析条件表)
安全機能のサポート系(電源系、冷却系、空調系等)は、起因事象との従属性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けない場合は、起因事象が発生する前の作動状態を維持する。	起因事象との従属性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けない安全機能のサポート系(電源系、冷却系、空調系等)の作動状態を想定する。また、これらのサポート系を利用した原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を仮定する。	○	必要な安全機能に対するサポート系について、起因事象及びソフトウェア CCF の影響を受けないことを確認している。	4.3 基本解析条件(P.14) 添付2 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
4.4.4 常用系機能に対する仮定				
起因事象として外部電源の喪失を仮定する事象以外は、外部電源は利用可能とする。	起因事象が外部電源喪失である事象以外では、外部電源喪失は仮定していない。	○	起因事象が外部電源喪失である事象以外は、外部電源喪失を解析条件としていない。	4.3 基本解析条件(P.14)

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(10/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			有効性評価図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容			判定	理由
事象発生前から機能しており、かつ事象発生後も機能し続ける設備は、故障の仮定から除外する。	事象発生前から機能している常用系設備は、機能喪失は仮定していない。	○	起因事象の影響を受けない常用系設備の機能喪失を解析条件としていない。	4.3 基本解析条件 (P.14)
常用系機能の喪失が起因となる事象が前提である場合は、当該事象を評価する際にはその機能を期待しない。	常用系機能の喪失が前提となる事象では、当該常用系の機能には期待していない。	○	常用系である各種制御系等の故障を起因とする事象では、事象発生後、その機能には期待していない。	4.3 基本解析条件 (P.15)
4.4.5 多様化設備に関連する条件				
(1) 機器条件				
・多様化設備がもつ緩和機能の有効性を確認する観点から、多重性を要求しない多様化設備の単一故障は想定しない。	多様化設備を含めて単一故障は想定していない。	○	多重性が要求されない多様化設備の単一故障を想定していない。	4.4 運転時の異常な過渡変化(各主要解析条件表) 4.5 設計基準事故(各主要解析条件表)
・多様化設備がもつ緩和機能の有効性を確認する観点から、多様化設備が代替作動させる原子炉停止系統、工	多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等は、そのサポート系が使用できない場合を除	○	多様化設備が代替作動させる設備の故障及び誤動作が起因となる事象は想定していない。	4.3 基本解析条件 (P.14)

表 2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(11/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			有効性評価図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容			判定	理由
学的安全施設等の故障及び誤動作が起因となる事象は想定しない。	き作動を仮定しており、多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等の故障及び誤動作が起因となる事象は想定していない。			
・多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等は、そのサポート系(電源系、冷却系、空調系等)が利用可能であることを確認し、使用できない場合原子炉停止系統、工学的安全施設等は利用できないものとする。	多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等は、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する。	○	多様化設備が作動させる設備は、そのサポート系が起因事象及びソフトウェア CCF の影響を受けず利用可能であることを確認している。	4.3 基本解析条件(P.14) 添付 2 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
(2) 操作条件				
・運転員による手動操作をソフトウェア CCF 対策として期待することができる。ただし、有効性評価において運転員による手動操作を期待する場合には、原子炉制御室において運転員による事象の認知が可能であり、	有効性評価で期待している手動操作は、ハード対策(追加措置)完了までに整備される操作手順書に従い操作が適切に行われること、及び運転操作訓練が適切に行われることを前提としている。	○	解析上の運転員の手動操作の成立性が、運転員操作手順書、教育訓練により裏付けられることを示している。	4.3 基本解析条件(P.15) 添付 1-3 運転員操作条件

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表 2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(12/ 14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			有効性評価図書
	記載内容(概要)	要件整合性		
要求内容		判定	理由	
それに基づく操作手順書が整備され、運転操作訓練が適切に行われることによって、手動操作が適切に実施されることが前提となる。				
・原子炉制御室での運転操作開始時間を現実的な想定としてもよい。その場合においては、運転員による事象の認知から運転操作開始までの時間を適切に考慮し、その根拠を明確にすること。	ー	○	中央制御室での原子炉停止系統及び工学的安全施設の手動操作はない。	ー

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(13/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	要求内容	記載内容(概要)	要件整合性	
判定			理由	
<p>・原子炉制御室外における運転員による現場操作を考慮してもよい。その場合においては、原子炉制御室における運転員による事象の認知から現場操作場所までの移動時間、及び現場操作場所に到着してから操作開始までの時間は適切に考慮し、その根拠を明確にすること。</p>	<p>有効性評価で期待している中央制御室以外での現場操作は、現場への移動時間、現場での操作時間の各所要時間に基づき、解析条件として設定している。</p>	○	<p>移動や操作に係る所要時間を計測し、根拠を明確にした上で、中央制御室以外での現場操作の成立性を確認している。</p>	<p>4.3 基本解析条件(P.15) 添付 1-3 運転員操作条件</p>
4.4.6 解析に使用する計算プログラム及びモデル				
<p>有効性評価を行う場合は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の解析で用いる計算プログラム及びモデル、又は最適評価コード及び現実的な計算モデルを使用すること。</p>	<p>有効性評価に用いた計算プログラム及びモデルについて詳述した他の資料を引用している。「原子炉冷却材喪失」は設置変更許可申請書 添付書類十(設計基準事故)解析で用いているコードを使用、「原子炉冷却材喪失」以外の事象は SPARKLE-2 コードを使用)</p>	○	<p>解析で用いた計算プログラム及びモデルは、引用した他の資料から確認できる。</p>	<p>4.2 解析に使用する計算プログラム(P.12,13) 6. 参考文献(P.240)</p>

(判定記号) ○：整合性有 ー：該当なし

表2 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(14/14)

ATENA 技術要件書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	記載内容(概要)	要件整合性		有効性評価図書
		判定	理由	
要求内容				
使用する計算プログラム及びモデルは、適用範囲について、妥当性確認及び検証が行われたものであること。なお、許認可での使用実績により、計算プログラム及びモデルの確認が行われている場合には、妥当性確認及び検証は不要である。	有効性評価に用いた計算プログラム及びモデルの適用妥当性については、設置変更許可申請書 添付書類十解析(設計基準事故、重大事故等対策の有効性評価)での使用実績を記載するとともに、詳述した他の資料を引用している。	○	解析で用いた計算プログラム及びモデルの妥当性や許認可使用実績は、引用した他の資料から確認できる。	4.2 解析に使用する計算プログラム(P.12) 6. 参考文献(P.240)

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（1/12）

川内1号機

1. 原子炉非常停止信号

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発生させない条件	備考
	検出器の種類	個数	取付箇所					
蒸気発生器 水位異常低 (CCF)	A 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	2	計器スパンの 7%以上、か つ、11%以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設 備からの作動信号が 阻止される。	各検出器は設計基準 対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	B 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	C 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（2/12）

原子炉非常 停止信号の 種類	検 出 器 及 び 作 動 条 件				原 子 炉 非 常 停 止 信 号 を 発 信 さ せ 不 い 条 件	備 考		
	検 出 器 の 種 類	個 数	取 付 箇 所				原 子 炉 非 常 停 止 に 要 す る 信 号 の 個 数	設 定 値
加圧器 圧力低 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器	2	12.42MPa 以上、かつ、 12.72MPa 以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設備 からの作動信号が阻 止される。	各検出器は設計基 準対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
	加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器				
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
加圧器 圧力高 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器	2	16.60MPa 以上、かつ、 16.90MPa 以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設備 からの作動信号が阻 止される。	各検出器は設計基 準対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
	加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器				
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（3/12）

2. 工学的安全施設等の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動条件				作動信号を発生しない条件	備考		
		検出器の種類	個数	取付箇所				作動に要する信号の個数	設定値
補助給水ポンプ起動信号	蒸気発生器水位異常低 (CCF)	A 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	2	計器スパンの7%以上、かつ、11%以下	正常に補助給水ポンプが起動した場合、自動で補助給水ポンプ起動信号が阻止される。	各検出器は設計基準対象施設と共用 設定値根拠は添付2参照
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
		B 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
		C 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（4/12）

工学的 安全施設等の 作動信号の 種類	検出器及び作動条件				作動信号を 発せない 条件	備考
	検出器の 種類	個 数	取付箇所	作動に 要する 信号の 個数		
主蒸気 ライン 隔離信号	(注1)				正常に原子炉トリップした 場合、自動で主蒸気 ライン隔離信号が阻止 される。	(注1)
主給水 隔離信号	(注1)				正常に原子炉トリップした 場合、自動で主給水 隔離信号が阻止され る。	(注1)

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表 (5/12)

工 学 的 安 全 施 設 等 の 作 動 信 号 の 種 類		検 出 器 及 び 作 動 条 件					作 動 信 号 を 発 せ な い 条 件	備 考	
		検 出 器 の 種 類	個 数	取 付 箇 所		作 動 に 要 す る 信 号 の 個 数			設 定 値
安全注入 作動信号	加圧器 圧力異常低 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ライン名)	加圧器	2	11.03MPa 以上、かつ、 11.33MPa 以下	(注2) 正常に安全注入が作動 した場合、自動で共通要 因故障対策設備による安 全注入が阻止される。	各 検 出 器 は 設 計 基 準 対 象 施 設 と 共 用 設 定 値 根 拠 は 添 付 2 参 照
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系 統 名 (ライン名)	加圧器						
		設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m						
A 余熱除去 ポンプ ミニマムフロー弁 開信号	A 余熱除去 ポンプ出口 流量低 (CCF)	A 余熱除去 ポンプ 出口流量 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ライン名)	A 余熱除去ライン	1	103.3m ³ /h 以 上、かつ、 124.7m ³ /h 以下	(注2) 正常に安全注入が作動 した場合、自動で共通要 因故障対策設備による安 全注入が阻止される。	検 出 器 は 設 計 基 準 対 象 施 設 と 共 用 設 定 値 根 拠 は 添 付 2 参 照
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.-21.0m				
A 余熱除去 ポンプ ミニマムフロー弁 開信号	A 余熱除去 ポンプ出口 流量高 (CCF)	A 余熱除去 ポンプ 出口流量 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ライン名)	A 余熱除去ライン	1	219.6m ³ /h 以 上、かつ、 234.4m ³ /h 以下	(注2) 正常に安全注入が作動 した場合、自動で共通要 因故障対策設備による安 全注入が阻止される。	検 出 器 は 設 計 基 準 対 象 施 設 と 共 用 設 定 値 根 拠 は 添 付 2 参 照
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.-21.0m				

(注1) 蒸気発生器水位異常低(CCF)、加圧器圧力低(CCF)、加圧器圧力高(CCF)及び補助給水ポンプ起動信号と同じ

(注2) 安全注入作動状態として、余熱除去ポンプ起動信号、デジタル安全保護設備のソフトウェアが発信するSI/UV信号を取得する。

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（6/12）

3. 水位異常高信号

水位異常高信号の種類	検出器及び作動条件				警報発信に要する信号の個数	設定値	信号を 発信させない 条件	備考
	検出器の種類	個数	取付箇所					
蒸気発生器 水位異常高 (CCF)	A 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	1	計器スパンの 77%以上、か つ、81%以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で蒸 気発生器水位異常 高(CCF)の発信が 阻止される。	各検出器は設計基準 対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	B 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	C 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（7/12）

川内2号機

1. 原子炉非常停止信号

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発生させない条件	備考
	検出器の種類	個数	取付箇所					
蒸気発生器 水位異常低 (CCF)	A 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	2	計器スパンの 7%以上、かつ、 11%以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設 備からの作動信号が 阻止される。	各検出器は設計基準 対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	B 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	C 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（8/12）

原子炉非常 停止信号の 種類	検 出 器 及 び 作 動 条 件				原 子 炉 非 常 停 止 信 号 を 発 信 さ せ ない 条 件	備 考		
	検 出 器 の 種 類	個 数	取 付 箇 所				原 子 炉 非 常 停 止 に 要 す る 信 号 の 個 数	設 定 値
加圧器 圧力低 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器	2	12.42MPa 以上、かつ、 12.72MPa 以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設備 からの作動信号が阻 止される。	各検出器は設計基 準対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
	加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器				
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
加圧器 圧力高 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器	2	16.60MPa 以上、かつ、 16.90MPa 以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で共 通要因故障対策設備 からの作動信号が阻 止される。	各検出器は設計基 準対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
	加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器				
			設 置 床	原子炉格納容器 EL.5.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（9/12）

2. 工学的安全施設等の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動条件				作動信号を発生しない条件	備考		
		検出器の種類	個数	取付箇所				作動に要する信号の個数	設定値
補助給水ポンプ起動信号	蒸気発生器水位異常低 (CCF)	A 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	2	計器スパンの7%以上、かつ、11%以下	正常に補助給水ポンプが起動した場合、自動で補助給水ポンプ起動信号が阻止される。	各検出器は設計基準対象施設と共用 設定値根拠は添付2参照
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
		B 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
		C 蒸気発生器狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（10/12）

工学的 安全施設等 の 作動信号 の種類	検出器及び作動条件				作動信号を 発せない 条件	備考
	検出器の 種類	個 数	取付箇所	作動に 要する 信号の 個数		
主蒸気 ライン 隔離信号	(注1)				正常に原子炉トリップした 場合、自動で主蒸気 ライン隔離信号が阻止 される。	(注1)
主給水 隔離信号	(注1)				正常に原子炉トリップした 場合、自動で主給水 隔離信号が阻止され る。	(注1)

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（11/12）

工学的 安全施設等の 作動信号の 種類		検出器及び作動条件					作動信号を 発せない 条件	備考	
		検出器の 種類	個 数	取付箇所		作動に 要する 信号の個数			設定値
安全注入 作動信号	加圧器 圧力異常低 (CCF)	加圧器圧力 検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	加圧器	2	11.03MPa 以上、かつ、 11.33MPa 以下	(注2) 正常に安全注入が作 動した場合、自動で 共通要因故障対策設 備による安全注入が 阻止される。	各検出器は設計基 準対象施設と共 用 設定値根拠は添 付2参照
				設置床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
		加圧器圧力 検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	加圧器				
				設置床	原子炉格納容器 EL.5.0m				
A 余熱除去 ポンプ ミニマムフロー弁 開信号	A 余熱除去 ポンプ出口 流量低 (CCF)	A 余熱除去 ポンプ 出口流量 検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 余熱除去ライン	1	103.3m ³ /h 以 上、かつ、 124.7m ³ /h 以下	(注2) 正常に安全注入が作 動した場合、自動で 共通要因故障対策設 備による安全注入が 阻止される。	検出器は設計基 準対象施設と共 用 設定値根拠は添 付2参照
				設置床	原子炉補助建屋 EL.-15.0m				
A 余熱除去 ポンプ ミニマムフロー弁 開信号	A 余熱除去 ポンプ出口 流量高 (CCF)	A 余熱除去 ポンプ 出口流量 検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 余熱除去ライン	1	219.6m ³ /h 以 上、かつ、 234.4m ³ /h 以下	(注2) 正常に安全注入が作 動した場合、自動で 共通要因故障対策設 備による安全注入が 阻止される。	検出器は設計基 準対象施設と共 用 設定値根拠は添 付2参照
				設置床	原子炉補助建屋 EL.-15.0m				

(注1) 蒸気発生器水位異常低(CCF)、加圧器圧力低(CCF)、加圧器圧力高(CCF)及び補助給水ポンプ起動信号と同じ

(注2) 安全注入作動状態として、余熱除去ポンプ起動信号、デジタル安全保護設備のソフトウェアが発信するSI/UV信号を取得する。

別表1 共通要因故障対策設備が有する自動作動機能一覧表（12/12）

3. 水位異常高信号

水位異常高信号の種類	検出器及び作動条件				警報発信に要する信号の個数	設定値	信号を 発信させない 条件	備考
	検出器の種類	個数	取付箇所					
蒸気発生器 水位異常高 (CCF)	A 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. I)	1	系統名 (ライン名)	A 蒸気発生器	1	計器スパンの 77%以上、か つ、81%以下	正常に原子炉トリップ した場合、自動で蒸 気発生器水位異常 高(CCF)の発信が 阻止される。	各検出器は設計基準 対象施設と共用 設定値根拠は添付2 参照
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	B 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. II)	1	系統名 (ライン名)	B 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				
	C 蒸気発生器 狭域水位検出器 (Ch. III)	1	系統名 (ライン名)	C 蒸気発生器				
			設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m				

別表2 共通要因故障対策設備が有する手動作動機能一覧表（1/2）

川内 1 号機

操 作 器 の 種 類		個 数	取 付 箇 所 (設 置 床)	備 考
原子炉トリップ		2	制御建屋 EL.20.3m (中央制御室)	各操作器は設計基準対象施設と共用
主給水隔離	A ループ	1		
	B ループ	1		
	C ループ	1		
主蒸気ライン 隔離	A ループ	1		
	B ループ	1		
	C ループ	1		
安全注入作動		低圧注入／ 高圧注入各 1		
格納容器隔離動作		各ライン 1		
補助給水隔離及び流量調節		各ループ 1 (合計 3)		
主蒸気逃し弁全開／全閉		3		
加圧器逃がし弁全開／全閉		2		

別表2 共通要因故障対策設備が有する手動作動機能一覧表（2/2）

川内 2 号機

操 作 器 の 種 類		個 数	取 付 箇 所 (設 置 床)	備 考
原子炉トリップ		2	制御建屋 EL.20.3m (中央制御室)	各操作器は設計基準対象施設と共用
主給水隔離	A ループ	1		
	B ループ	1		
	C ループ	1		
主蒸気ライン 隔離	A ループ	1		
	B ループ	1		
	C ループ	1		
安全注入作動		低圧注入／ 高圧注入各 1		
格納容器隔離動作		各ライン 1		
補助給水隔離及び流量調節		各ループ 1 (合計 3)		
主蒸気逃し弁全開／全閉		3		
加圧器逃がし弁全開／全閉		2		

別表3 共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表（1/2）

川内1号機

警 報 の 種 類		個 数	取 付 箇 所 (設 置 床)	備 考
多様化自動作動設備作動		1	制御建屋 EL.20.3m (中央制御室)	設計基準対象施設の警報設備とは異なる設備として、多様化自動設備表示パネルに設置する。
ファースト アウト	加 圧 器 力 低	1		
	加 圧 器 力 高	1		
	蒸 気 発 生 器 水 位 異 常 低	1		
蒸気発生器水位異常高		1		
加圧器圧力異常低		1		

別表3 共通要因故障対策設備が有する警報機能一覧表 (2/2)

川内 2 号機

警 報 の 種 類		個 数	取 付 箇 所 (設 置 床)	備 考
多様化自動作動設備作動		1	制御建屋 EL.20.3m (中央制御室)	設計基準対象施設の警報設備とは異なる設備として、多様化自動設備表示パネルに設置する。
ファースト アウト	加 圧 器 圧 力 低	1		
	加 圧 器 圧 力 高	1		
	蒸 気 発 生 器 水 位 異 常 低	1		
蒸気発生器水位異常高		1		
加圧器圧力異常低		1		

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（1/6）

川内1号機

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	備考
中間領域 中性子束 (Ch. I)	γ線補償型 電離箱	1×10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ~6.6×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	1	系統名 (ライン名)	—
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.22m
Aループ 1次冷却材圧力 (Ch. I)	弾性圧力 検出器	0~21.0MPa	1	系統名 (ライン名)	ループA
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Aループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400℃	1	系統名 (ライン名)	ループA
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Bループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400℃	1	系統名 (ライン名)	ループB
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Cループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400℃	1	系統名 (ライン名)	ループC
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（2/6）

名 称	検 出 器 類 の 種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 箇 所	備 考
加圧器水位 (Ch. I)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
A ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
B ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	B 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
C ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	C 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
A 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. I)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
B 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. II)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	B 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
C 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. III)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	C 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（3/6）

名 称	検 出 器 の 種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 箇 所	備 考
格納容器圧力 (Ch. I)	弾性圧力 検出器	0~350kPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—
				設 置 床	燃料取扱建屋 EL.5.3m
燃料取替用水 タンク水位 (Ch. I)	差圧式水位 検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	燃料取替用水タンク
				設 置 床	屋外 EL.11.0m
格納容器再循環 サンプル広域水位 (Ch. I)	差圧式水位 検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 格納容器 再循環サンプル
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-9.4m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（4/6）

川内2号機

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	備考
中間領域 中性子束 (Ch. I)	γ線補償型 電離箱	$1 \times 10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	1	系統名 (ライン名)	—
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.22m
Aループ 1次冷却材圧力 (Ch. I)	弾性圧力 検出器	0~21.0MPa	1	系統名 (ライン名)	ループA
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Aループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400°C	1	系統名 (ライン名)	ループA
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Bループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400°C	1	系統名 (ライン名)	ループB
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
Cループ 1次冷却材 低温側温度 (広域) (Ch. II)	測温 抵抗体	0~400°C	1	系統名 (ライン名)	ループC
				設置床	原子炉格納容器 EL.-2.0m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（5/6）

名 称	検 出 器 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 箇 所	備 考
加圧器水位 (Ch. I)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	加圧器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
A ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
B ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	B 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
C ループ 蒸気ライン圧力 (Ch. III)	弾性圧力 検出器	0~8.5MPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	C 主蒸気管
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.5.0m
A 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. I)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
B 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. II)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	B 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m
C 蒸気発生器 狭域水位 (Ch. III)	差圧式 水位検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	C 蒸気発生器
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-2.0m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表4 共通要因故障対策設備が有する指示機能一覧表（6/6）

名 称	検 出 器 の 種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 箇 所	備 考
格納容器圧力 (Ch. I)	弾性圧力 検出器	0~350kPa	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—
				設 置 床	原子炉補助建屋 EL.-2.0m
燃料取替用水 タンク水位 (Ch. I)	差圧式水位 検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	燃料取替用水タンク
				設 置 床	屋外 EL.11.0m
格納容器再循環 サンプル広域水位 (Ch. I)	差圧式水位 検出器	0~100%	1	系 統 名 (ラ イ ン 名)	A 格納容器 再循環サンプル
				設 置 床	原子炉格納容器 EL.-9.4m

設計基準対象施設の指示計とは異なる設備として、原子炉補助盤裏面に設置する。

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（1/6）

（判定記号）○：影響なし

川内1、2号機 設置(変更)許可において想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
想定される自然現象(地震除く)	津波	原子炉施設の耐津波設計については、津波の敷地への流入防止、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備(屋外設備を除く)は、当該事象の影響を受けないことを確認した建屋内に設置していることから、本設備への影響はない。
	風(台風)	安全施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。	○	
	竜巻	安全施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。	○	
	凍結	安全施設は、凍結に対して、最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とする。	○	
	降水	安全施設は、降水に対して、構内排水施設を設けて海域に排水を行う設計とする。	○	
	積雪	安全施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。	○	

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（2/6）

(判定記号) ○：影響なし

48

川内1、2号機 設置(変更)許可において想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
想定される自然現象(地震除く)	落雷	安全施設は、落雷に対して、発電所の雷害防止として建屋等に避雷設備を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行う設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備(屋外設備を除く)は、当該事象の影響を受けないことを確認した建屋内に設置していることから、本設備への影響はない。
	火山の影響	安全施設は、直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して裕度を有する設計とすること、水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい構造とし、侵入しても閉塞しない及び磨耗しにくい設計とすること、発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくくさらに外気を遮断できる設計とすること、構造物等への化学的影響(腐食)に対して短期での腐食が発生しない設計とすること等によって、安全機能を損なわないようにする。	○	
	生物学的事象	安全施設は、生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して除塵設備を設け、また、小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にはシールを行う設計とする。	○	

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（3/6）

（判定記号）○：影響なし

川内1、2号機 設置 (変更)許可において 想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
49 想定される 自然現象 (地震除く)	森林火災	森林火災については、過去 10 年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で 10km の間に発火点を設定し、森林火災シミュレーション (FARSITE) を用いて影響評価を実施し、必要とされる防火帯幅 16m に対し、約 20m の防火帯幅を確保すること等の設計とする。 また、ばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を行う設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備(屋外設備を除く)は、当該事象の影響を受けないことを確認した建屋内に設置していることから、本設備への影響はない。
	高潮	安全施設は、敷地高さ(T.P.5m 以上)に設置し、高潮により影響を受けることはない設計とする。	○	
	爆発	石油コンビナート等特別防災区域川内地区(敷地北方約 1.2km)を対象に想定されるガス爆発による爆風圧の影響については、ガス保有量が最も多い高圧ガス貯蔵所から最も近くに位置する外部火災防護施設までの離隔距離が危険限界距離以上となる設計とする。 また、想定されるガス爆発による飛来物の影響については、ガス保有量が最も多い高圧ガス貯蔵所から最も近くに位置する外部火災防護施設までの離隔距離を容器の破裂による破片の最大飛散範囲以上となる設計とする。 発電所敷地外の半径 10km に存在する高圧ガス貯蔵所については、発電所と高圧ガス貯蔵所の間には山林(標高約 100m)の障壁があり、爆発による爆風圧及び飛来物の影響を受けない。	○	

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（4/6）

（判定記号）○：影響なし

川内1、2号機 設置 (変更)許可において 想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
50	外部人為 事象	近隣工場 等の火災		
		<p>【石油コンビナート施設の火災】 石油コンビナート等特別防災区域川内地区(敷地北方約1.2km)を対象に想定される火災については、燃料保有量が最も多い川内火力発電所の原油タンク及び重油タンクから外部火災防護施設までの離隔距離が危険距離以上となる設計とする。 また、発電所敷地外の半径10kmに存在する危険物貯蔵施設については、発電所と危険物貯蔵施設の間には山林(標高約100m)の障壁があり、火災時の輻射熱による影響を受けない。</p> <p>【発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災】 発電所敷地内に存在する危険物タンク(補助ボイラ燃料タンク、大容量空冷式発電機用燃料タンク及び油計量タンク)火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等が許容温度以下となる設計とする。</p> <p>【航空機墜落による火災】 発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等が許容温度以下となる設計とする。</p> <p>【二次的影響(ばい煙等)】 石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を行う設計とする。</p>	○	多様化設備である共通要因故障対策設備(屋外設備を除く)は、当該事象の影響を受けないことを確認した建屋内に設置していることから、本設備への影響はない。

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（5/6）

（判定記号）○：影響なし

川内1、2号機 設置(変更)許可において想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
外部人為事象	有毒ガス	発電所の敷地及び敷地周辺の状況をもとに、想定される外部人為事象のうち外部火災により発生する有毒ガスの影響については、適切な防護対策を講じる設計とする。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備(屋外設備を除く)は、当該事象の影響を受けないことを確認した建屋内に設置していることから、本設備への影響はない。
	船舶の衝突	安全施設は、船舶の衝突によって取水路が閉塞することなく安全機能を損なうことはない。	○	
	電磁的障害	安全機能を有する原子炉保護設備は、発電用原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、計測制御回路を構成する原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、日本工業規格(JIS)等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはない。	○	多様化設備である共通要因故障対策設備は、雷・誘導サージ・電磁波障害などによる擾乱に対する対策(耐ノイズ/サージ)として、電源ラインへのラインフィルタの設置、現場との入出力回路への絶縁増幅回路の設置等により耐ノイズ/サージ性能を有する設計としている。

別表5 共通要因故障対策設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表（6/6）

（判定記号）○：影響なし

川内1、2号機 設置(変更)許可において想定される自然事象等		(参考)設置許可での想定/対策の概要	各事象に対する共通要因故障対策設備への影響評価	
			結果	理由
その他	タービン等の飛来物	安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。 蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	○	回転機器側で飛散物の発生防止等を行う設計であり、問題ない。

52

- 自然事象のうち洪水及び地滑りに関しては、川内原子力発電所の施設への影響がないことから、影響を及ぼす事象から除外している。また、外部人為事象のうちダムの崩壊に関しては、川内原子力発電所の施設への影響がないことから、影響を及ぼす事象から除外している。
- 航空機落下については、川内原子力発電所1号機及び2号機について航空機落下確率評価を行った結果、防護設計の要否判断の基準を超えないため、航空機落下による防護設計を考慮しないこととしている。
- 共通要因故障対策設備のうち屋外設備(燃料取替用水タンク水位)については、既設工認にて重大事故等対処設備として、地震、火災、溢水、風(台風)及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響が無いことを確認している。

II. 添付書類

目 次

添付1 「3. 多様化設備要件」における設計図書

添付1-1 川内1, 2号機 デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書

添付1-2 多様化設備基本設計方針書

添付1-2-1 川内1号機 多様化設備基本設計方針書

添付1-2-2 川内2号機 多様化設備基本設計方針書

添付1-3 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

添付1-3-1 川内1号機 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

添付1-3-2 川内2号機 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

添付1-4 補機インターロック線図

添付1-4-1 川内1号機 補機インターロック線図

添付1-4-2 川内2号機 補機インターロック線図

添付1-5 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

添付1-5-1 川内1号機 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

添付1-5-2 川内2号機 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

添付1-6 展開接続図

添付1-6-1 川内1号機 展開接続図(1D 計装母線分電盤)

添付1-6-2 川内2号機 展開接続図(2D 計装母線分電盤)

添付1-7 原子炉保護系ブロック図

添付1-7-1 川内1号機 原子炉保護系ブロック図

添付1-7-2 川内2号機 原子炉保護系ブロック図

添付1-8 多様化自動作動設備ブロック図

添付1-8-1 川内1号機 多様化自動作動設備ブロック図

添付1-8-2 川内2号機 多様化自動作動設備ブロック図

添付1-9 炉外核計測装置機能ブロック線図

添付1-9-1 川内1号機 炉外核計測装置機能ブロック線図

添付1-9-2 川内2号機 炉外核計測装置機能ブロック線図

添付1-10 安全保護系リレーラック展開接続図

添付1-10-1 川内1号機 安全保護系補助リレーラック展開接続図

添付1-10-2 川内2号機 安全保護系補助リレーラック展開接続図

添付2 共通要因故障対策設備の設定値根拠に関する説明書

添付3 「4. 有効性評価」における有効性評価図書

添付1 「3. 多様化設備要件」における設計図書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-1 川内1, 2号機 デジタル安全保護系共通要因故障対策基本方針書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-2 多様化設備基本設計方針書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-2-1 川内1号機 多様化設備基本設計方針書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-2-2 川内2号機 多様化設備基本設計方針書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-3 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-3-1 川内1号機 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-3-2 川内2号機 原子炉制御保護系ファンクショナルダイヤグラム

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-4 補機インターロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-4-1 川内1号機 補機インターロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-4-2 川内2号機 補機インターロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-5 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-5-1 川内1号機 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-5-2 川内2号機 多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の耐震計算書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-6 展開接続図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-6-1 川内1号機 展開接続図(1D計装母線分電盤)

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-6-2 川内2号機 展開接続図(2D 計装母線分電盤)

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-7 原子炉保護系ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-7-1 川内1号機 原子炉保護系ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-7-2 川内2号機 原子炉保護系ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-8 多様化自動作動設備ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-8-1 川内1号機 多様化自動作動設備ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-8-2 川内2号機 多様化自動作動設備ブロック図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-9 炉外核計測装置機能ブロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-9-1 川内1号機 炉外核計測装置機能ブロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-9-2 川内2号機 炉外核計測装置機能ブロック線図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-10 安全保護系リレーラック展開接続図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-10-1 川内1号機 安全保護系補助リレーラック展開接続図

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付2 共通要因故障対策設備の設定値根拠に関する説明書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付3 「4. 有効性評価」における有効性評価図書

三菱PWR デジタル安全保護回路の
ソフトウェア共通要因故障対策に係る有効性評価について

令和4年6月



三菱重工業株式会社

目 次

1. まえがき	1
2. デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 対策について	2
2.1 ソフトウェア CCF について	2
2.2 ソフトウェア CCF 対策について	3
3. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価事象の選定について	8
3.1 有効性評価の目的	8
3.2 事象選定の基本的考え	8
3.3 有効性評価事象	9
3.3.1 運転時の異常な過渡変化	9
3.3.2 設計基準事故	9
4. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価	11
4.1 判断基準	11
4.2 解析に使用する計算プログラム	12
4.3 基本解析条件	14
4.4 運転時の異常な過渡変化	18
4.4.1 主給水流量喪失	18
4.4.1.1 代表 3 ループプラント	21
4.4.1.2 代表 4 ループプラント	29
4.5 設計基準事故	37
4.5.1 原子炉冷却材喪失 (BCCS 性能評価)	37
4.5.1.1 過渡変化の原因及び説明	37
4.5.1.2 解析ケース	37
4.5.1.3 判断基準	37
4.5.1.4 解析条件	38
4.5.1.5 代表 3 ループプラント	42
4.5.1.6 代表 4 ループプラント	54

4.5.2	原子炉冷却材流量の喪失	66
4.5.2.1	代表3ループプラント	68
4.5.2.2	代表4ループプラント	76
4.5.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	84
4.5.3.1	代表3ループプラント	86
4.5.3.2	代表4ループプラント	94
4.5.4	主給水管破断	102
4.5.4.1	代表3ループプラント	105
4.5.4.2	代表4ループプラント	113
4.5.5	主蒸気管破断	121
4.5.5.1	代表3ループプラント	124
4.5.5.2	代表4ループプラント	132
4.5.6	制御棒飛び出し	140
4.5.6.1	代表3ループプラント	144
4.5.6.2	代表4ループプラント	159
4.5.7	蒸気発生器伝熱管破損	174
4.5.7.1	代表3ループプラント	178
4.5.7.2	代表4ループプラント	186
4.5.8	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)	194
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	202
4.6.1	Non-LOCA解析の適用性	202
4.6.2	LOCA解析の適用性	212
4.6.3	被ばく評価への影響	228
5.	まとめ	239
6.	参考文献	240
添付-1	ソフトウェア CCF 対策の有効性評価 基本データ	241
添付-2	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	248

略語表

A T E N A	Atomic Energy Association	原子力エネルギー協議会
A T W S	Anticipated Transient Without Scram	原子炉停止機能喪失
C C F	Common Cause Failure	共通要因故障
C D	Discharge Coefficient	流出係数
C V	Containment Vessel	原子炉格納容器
D N B R	Departure from Nucleate Boiling Ratio	限界熱流束比
E C C S	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却設備
F P	Fission Product	核分裂生成物
L O C A	Loss of Coolant Accident	原子炉冷却材喪失事故
P C M I	Pellet-Cladding Mechanical Interaction	ペレット-被覆管機械的 相互作用
P C T	Peak Cladding Temperature	燃料被覆管最高温度
P W R	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
R C P	Reactor Coolant Pump	1次冷却材ポンプ
R I E	Reactivity Insertion Event	反応度投入事象
R V	Reactor Vessel	原子炉容器
S G	Steam Generator	蒸気発生器
S I	Safety Injection	安全注入

1. まえがき

我国の加圧水型原子力発電プラントにおいては、設備の信頼性及び保守性の向上を目的として1980年代頃から常用系設備にデジタル計算機を適用してきており、その良好な運転実績を踏まえ、1990年代頃からは安全保護回路にもデジタル計算機を適用する事例が増えてきている。デジタル計算機では、設計上の要求機能がソフトウェアによって実現されることから、安全保護回路に適用するソフトウェアの信頼性を確保する取り組みとして、ソフトウェアライフサイクル及び構成管理手法を含めた品質保証活動・検証及び妥当性確認を実施してきた。これらの活動により、ソフトウェアに起因する共通要因故障（以下、「ソフトウェア CCF」と称す。）が発生し、多重化されたデジタル安全保護回路の機能が喪失する可能性は十分低く抑えられている。しかしながら、デジタル安全保護回路を設置した原子力発電事業者（以下、「事業者」と称す。）は、深層防護の観点でより一層の信頼性向上を図るため、デジタル安全保護回路のソフトウェアを介さずに原子炉停止システムや工学的安全施設を作動できる多様化設備（CCF 対策設備）を自主的に設置してきた。

このような状況の中、令和元年度 第33回原子力規制委員会（2019年10月2日）において、「発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通原因故障対策等に関する検討チーム」（以下、「NRA 検討チーム」と称す。）が設置され、ソフトウェア CCF 対策の規制化に関する議論が進められた。本 NRA 検討チームにおいて、原子力エネルギー協議会（以下、「ATENA」と称す。）と、原子力規制委員会及び原子力規制庁との議論が重ねられた結果、ATENA は NRA 検討チームにおける議論及び国際水準を踏まえ、炉心の著しい損傷防止を重視し、「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対策を自主的かつ計画的に行うことを ATENA ステアリング会議（2020年1月）で決定し、各事業者に対し対策の実施を要求した。

本文献は、上記要求を受けてさらなる自主対策を検討したとともに、それら対策（多様化設備等）により、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、適切に対処可能であることを解析等により示すことを目的とする。

なお、本文献の記載内容は、三菱重工業（株）が受託した PWR 5 電力（関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株））の共同委託の成果に基づく。

2. デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 対策について⁽¹⁾

2.1 ソフトウェア CCF について

ソフトウェア CCF とは、ソフトウェアの不具合に起因して、多重化されたデジタル安全保護回路が同時に故障（機能喪失）する状態をいう。

2.1.1 ソフトウェア CCF 想定範囲

ソフトウェア CCF の発生を想定する設備の範囲は、デジタル計算機を適用した安全保護回路（設定値比較機能、論理演算機能）とする。ソフトウェア CCF を想定する範囲の例を図 2.1-1 に示す。

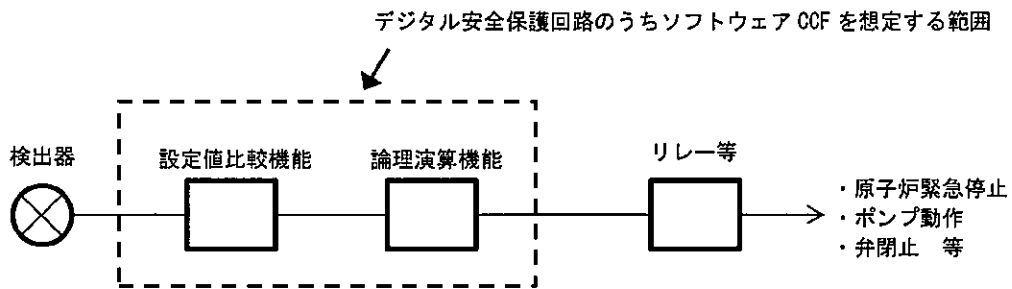


図 2.1-1 安全保護回路のうちソフトウェア CCF を想定する範囲（例）

2.1.2 ソフトウェア CCF 発生時の安全保護回路故障モード想定

デジタル安全保護回路のソフトウェアに不具合が潜在し、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し安全保護回路の自動作動が要求されたときに、不具合が顕在化しソフトウェア CCF が発生することにより、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動起動する信号が出力されず、安全保護機能が喪失する状態を故障モードとして想定する。

なお、ソフトウェア CCF の発生により安全保護機能が喪失する場合においても、それ以前に安全保護回路の信号により起動し運転中のポンプ等の機器については、ソフトウェア CCF の影響を受けないものとして機器の作動状態の変化は想定しない。

ここで、ソフトウェア CCF により安全保護機能が誤作動する故障モードについては、機器の誤作動に伴うプラント状態の変化により運転員が認知または多様化設備の作動が要求される状態となること、加えて、原子炉停止系統や工学的安全施設等

の誤作動は「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」に包絡されることから、有効性評価では安全保護機能が喪失する状態を想定する。

2.2 ソフトウェア CCF 対策について

2.2.1 設置要求

デジタル安全保護回路を設ける場合には、ソフトウェア CCF 対策として、代替作動機能を有する多様化設備を設置することが、ATENA が策定したソフトウェア CCF 対策に係る技術要件書⁽¹⁾（以下、「ATENA ガイド」と称す。）により要求されている。

ただし、ソフトウェア CCF が発生するおそれがない場合もしくは「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し、かつ安全保護回路の一部がソフトウェアにより作動するものがある場合で、当該ソフトウェアが機能しない場合を想定しても、他の安全保護機能が作動することにより多様化設備を用いることなく設計基準事故の判断基準を概ね満足することが有効性評価（後述）により確認できる場合には、多様化設備を設けなくても良いとされている。

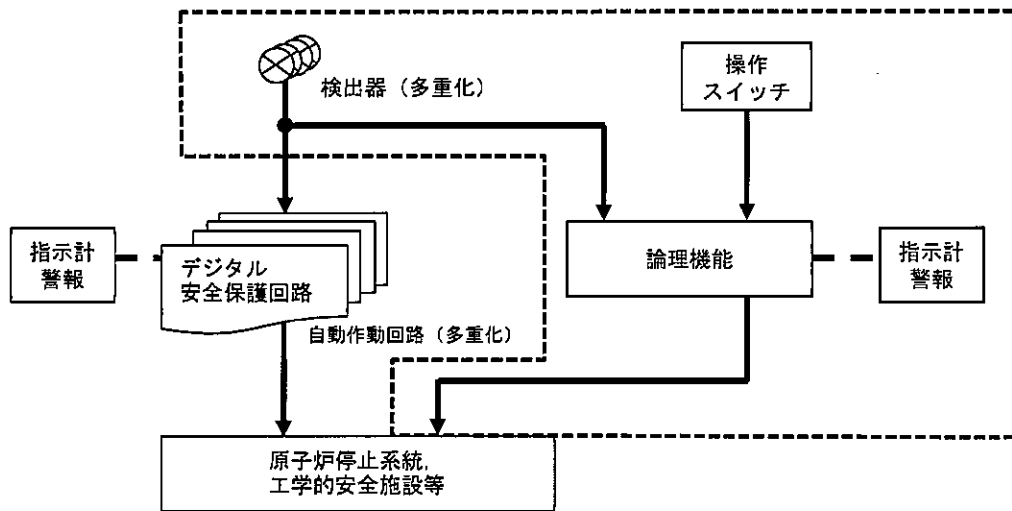
2.2.2 機能要求

多様化設備は、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し、かつソフトウェア CCF により多重化されたデジタル安全保護回路がその安全保護機能を喪失した場合においても、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるよう、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動または手動で作動させることができることとする。

原子炉停止系統、工学的安全施設等を手動により作動させる場合には、運転員が判断基準を概ね満足した状態で事象を収束させるために必要な時間内に操作を開始できるよう、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」時に安全保護動作の異常の発生を認知し、必要な操作の判断を行える機能を設けることとする。

2.2.3 多様化設備の範囲

多様化設備の範囲は、「2.2.2 機能要求」を達成するために必要となる、検出器、操作スイッチ、論理回路、指示計・警報等の計測制御設備とする（図 2.2-1）。



(青点線は多様化設備の範囲の例を示す)

図 2.2-1 多様化設備の範囲

2.2.4 ソフトウェア CCF の影響評価と追加対策

「1. まえがき」にて述べたとおり、国内 PWR 事業者は、深層防護の観点でより一層の信頼性向上を図るため、デジタル安全保護回路のソフトウェアを介さずに原子炉停止系統や工学的安全施設を作動できる多様化設備を自主的に設置してきた。今般、ソフトウェア CCF に関する ATENA ガイドの発行を受け、設置変更許可申請書添付書類十で取り扱う「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の全事象に対し、ソフトウェア CCF の発生により安全保護機能が喪失する場合の影響を評価し、必要な追加対策を抽出した。

2.2.4.1 運転時の異常な過渡変化

現行措置の多様化設備は原子炉トリップ機能を備えているため、「運転時の異常な過渡変化」発生時にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF により原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、原子炉トリップ可能である。

仮に、「運転時の異常な過渡変化」において原子炉トリップ機能が喪失すると、「重大事故等対策の有効性評価」の1つである「原子炉停止機能喪失 (ATWS)」のシーケンスとなる。同評価において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び

「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定し、原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、ATWS 緩和設備（主蒸気隔離、補助給水）によって原子炉圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題なく、設計基準事故の判断基準を概ね満足していることを解析により確認している。したがって、「運転時の異常な過渡変化」発生時にソフトウェア CCF により原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、現行措置の多様化設備により原子炉トリップするため、上述の ATWS のシーケンスよりも緩和されることから問題ない。

以上より、「運転時の異常な過渡変化」に対しては現行措置の多様化設備で対応可能であり、多様化設備の追設は不要である。

2.2.4.2 設計基準事故

評価結果を表 2.2-1 に示す。評価の結果、大中破断 LOCA 対策として以下の機能を追加設置することにより、現行措置と合わせ全ての設計基準事故に対応可能である。

- ・自動機能：高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動 [追加措置]
- ・警報機能：原子炉圧力（異常）低 [追加措置]

なお、本自動機能の追加措置にあわせて、現行措置の手動機能（高圧注入系（1 系列）の手動起動）に加えて以下の手動機能を設置する。

- ・手動機能：低圧注入系（1 系列）の手動起動

多様化設備の現行措置及び追加措置を整理して表 2.2-2 に示す。

表 2.2-1 ソフトウェア CCF の影響評価と追加対策（設計基準事故）

事象名	影響評価結果
原子炉冷却材喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現行措置の手動による高圧注入では、炉心冷却不足のため大中破断 LOCA において判断基準を満足できず。 ・ <u>多様化設備（追設）として高圧/低圧注入系（1 系列）を自動作動させることにより、判断基準を概ね満足。</u> ・ <u>CV 健全性に関しては、現場で CV スプアレイを手動作動（事故後 30 分以降）させることにより、判断基準を概ね満足。</u>
原子炉冷却材流量の喪失	<p><u>現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び現実的な反応度戻帰効果により、判断基準を概ね満足。</u></p>
原子炉冷却材ポンプの軸固着	<p>同上</p>
主給水管破断	<p>同上</p>
主蒸気管破断	<p><u>現行措置の多様化設備による主蒸気隔離、及び現実的な制御棒状態の想定により、判断基準を概ね満足。</u></p>
制御棒飛び出し	<p><u>現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び現実的な事故想定により、判断基準を概ね満足。</u></p>
蒸気発生器伝熱管破損	<p><u>現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び漏えい停止までの必要な手動操作を多様化設備等に対応することにより、漏えい量は添付書類十解析と同等となり、判断基準を概ね満足。</u></p>

表 2.2-2 デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF に対する多様化設備

項目	機能
自動機能	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ (原子炉(加圧器)圧力低、原子炉(加圧器)圧力高、蒸気発生器水位低) ・タービントリップ ・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・補助給水起動 ・高圧/低圧注入系起動 (原子炉(加圧器)圧力(異常)低)*
手動機能	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ ・タービントリップ ・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・補助給水隔離/流量調節 ・高圧/低圧注入系起動* ・原子炉格納容器隔離
警報機能	<ul style="list-style-type: none"> ・多様化設備作動 ・加圧器圧力低 (原子炉トリップ等) ・加圧器圧力高 (原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位低 (原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常高 ・原子炉(加圧器)圧力(異常)低 (高圧/低圧注入系作動)
監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・中間領域中性子束 ・加圧器圧力 ・1次冷却材圧力 ・1次冷却材低温側温度 (広域) ・加圧器水位 ・主蒸気ライン圧力 ・蒸気発生器水位 (狭域) ・格納容器圧力 ・蒸気発生器2次側放射線 ・対象補機の状態

: 追加措置

※本自動機能の追加措置にあわせて、現行措置の手動機能（高圧注入系の手動起動）に加えて低圧注入系の手動起動を設置する。

3. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価事象の選定について

3.1 有効性評価の目的

有効性評価は、「運転時の異常な過渡変化」または「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 が重畳した場合でも、デジタル安全保護回路の代替設備となる多様化設備が有効であることを確認するものであり、具体的には設計基準事故において使用される判断基準を概ね満足し、かつ事象が収束することを解析等により確認することを目的とする。

3.2 事象選定の基本的考え

多様化設備は安全保護回路の代替機能を有する設備であるため、以下に挙げる「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の全事象を有効性評価の対象とする。

運転時の異常な過渡変化	設計基準事故
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き ・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ・制御棒の落下及び不整合 ・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材流量の部分喪失 ・原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 ・外部電源喪失 ・主給水流量喪失 ・蒸気負荷の異常な増加 ・2次冷却系の異常な減圧 ・蒸気発生器への過剰給水 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> ・負荷の喪失 ・原子炉冷却材系の異常な減圧 ・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材喪失 ・原子炉冷却材流量の喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着 ・主給水管破断 ・主蒸気管破断 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒飛び出し 環境への放射性物質の異常な放出 <ul style="list-style-type: none"> ・放射性気体廃棄物処理施設の破損 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・燃料集合体の落下 ・原子炉冷却材喪失 ・制御棒飛び出し 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材喪失 ・可燃性ガスの発生

ただし、評価に際しては、ソフトウェア CCF が同じ影響を与える事象はグルーピングすることができる。さらに、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微である事象、グルーピングしたグループ内の代表事象に包絡されることが定性的に評価できる事象、及びデジタル安全保護回路の動作を期待しない事象については解析を省略することができる。なお、本有効性評価において事象のグルーピングは実施しない。解析を省略する事象については、3.3 節にて述べる。

3.3 有効性評価事象

3.3.1 運転時の異常な過渡変化

「運転時の異常な過渡変化」については、2.2.4.1 にて述べたとおり、「重大事故等対策の有効性評価」として「原子炉停止機能喪失 (ATWS)」の重要事故シーケンスの解析を実施し、原子炉トリップ機能が喪失する場合でも現行の ATWS 緩和設備によって原子炉圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題ないことを確認している。「運転時の異常な過渡変化」にソフトウェア CCF が重畳した場合、多様化設備の作動により原子炉トリップに至るため、ATWS の有効性評価よりも事象進展が緩和される。したがって、「運転時の異常な過渡変化」にソフトウェア CCF の重畳を考慮した事象は、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であり、解析を省略できると整理される。その上で、多様化設備による CCF 対策の有効性を確認し、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であることを示す観点から、ATWS の重要事故シーケンスの 1 つであり、より多くの多様化設備の機能に期待する「主給水流量喪失」を代表として有効性評価を実施する。

<選定事象>

(1) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- ・主給水流量喪失

3.3.2 設計基準事故

「設計基準事故」については、以下の理由により、全事象を対象として有効性評価を実施する。

- ・多様化設備による原子炉トリップ及び ECCS の作動信号が限定的であり、かつ作

動のタイミングが本設より遅れるため、事象進展が厳しくなる。

- ・「運転時の異常な過渡変化」における ATWS のように、包絡させることができる既往の解析がない。

<選定事象>

(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- ・ 原子炉冷却材喪失 (ECCS 性能評価)
- ・ 原子炉冷却材流量の喪失
- ・ 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- ・ 主給水管破断
- ・ 主蒸気管破断

(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- ・ 制御棒飛び出し

(3) 環境への放射性物質の異常な放出

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損

(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- ・ 原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)

なお、蒸気発生器伝熱管破損について、ソフトウェア CCF の重量を考慮した場合における運転操作や操作時間が添付書類十解析と同等であり、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略するが、当該事象に関する定性的な検討については 4.5.7 項にて述べる。また、「(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」のうち「可燃性ガスの発生」及び「(3) 環境への放射性物質の異常な放出」に分類される事象の被ばく評価については、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略するが、これら評価への影響については 4.6.2 項及び 4.6.3 項にて述べる。

4. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価

3章にて選定した設計基準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、多様化設備等の対策により適切に対処可能であることを、ATENA が策定した ATENA ガイドに沿って評価する。その評価にあたっては、PWR プラントメーカーが標準プラントとして解析入力値を整備している、以下に示す代表プラントを対象にソフトウェア CCF 対策の有効性を評価する。代表プラント以外の炉心条件等が異なるプラントに対する有効性については、4.6 節にて考察を行う。

<代表プラント>

- ・ 3 ループプラント： 55GWd/t ウラン+MOX 炉心
- ・ 4 ループプラント： 55GWd/t ウラン炉心

4.1 判断基準

有効性評価は、「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 が重畳するという設計基準を超える事象に対し、ソフトウェア CCF 影響緩和対策により、炉心損傷防止が可能になることを確認することが目的である。設計基準事象を超える事象であるが、安全保護回路に対して設けたソフトウェア CCF 影響緩和対策により、事象進展を設計基準対処設備が担う深層防護のレベルに留めることができる能力を確認することが目的であることから、設計基準事故の判断基準を基本とする。このため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」のいずれに対しても、判断基準は設計基準事故において適用される判断基準（「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」第十三条第一項第二号）を準用し、その判断基準を概ね満足することを確認する。

なお、原子炉格納容器の最高使用圧力／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)／限界温度(200℃)を適用する。

各事象に適用する具体的な判断基準については、4.4 節及び 4.5 節に記す。

4.2 解析に使用する計算プログラム

4.2.1 Non-LOCA

「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 が重畳する事象は設計基準を超える事象であるため、これら事象のプラント応答を評価するにあたっては、想定する事象を現実的に予測でき、設置変更許可申請書 添付書類十解析（重大事故等対策の有効性評価）に使用実績のある以下の最適評価コードを使用する。また、設計基準事象への適用性については、参考文献(2)、(3)の SPARKLE-2 コードの DBA への適用に関する公開文献で示すとおり、最適評価コードの適用範囲に問題はないことを確認している。

- ・ SPARKLE-2 コード⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾

4.2.2 LOCA

ATENA ガイドでは、“ソフトウェア CCF が重畳する場合においても、保守的評価によって解析した結果が余裕をもって判断基準を満足する場合には最適評価を行わず保守的評価を採用してもよい。”と定めている。

解析対象とする LOCA 事象については、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 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、最適評価を適用する必要はないと判断されるため、添付書類十解析と同じ保守的評価を適用する。

LOCA 解析に使用する計算プログラムを表 4.2-1 に示す。計算プログラムは添付書類十解析（設計基準事故）の評価で使用する計算プログラムと同じである。

表4.2-1 LOCA解析に使用する計算プログラム

解析項目			計算プログラム	
			添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策 有効性評価
原子炉冷却材の 喪失又は炉心冷 却状態の著しい 変化	原子炉冷 却材喪失	大破断 ⁽⁵⁾	SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M	同左
		小破断 ⁽⁶⁾	SATAN-M(Small LOCA) LOCTA-IV	同左
原子炉格納容器 内圧力、雰囲気 等の異常な変化	原子炉冷却材喪失 ⁽⁷⁾		SATAN-VI WREFLOOD COCO	同左

4.3 基本解析条件⁽¹⁾

設置変更許可申請書 添付書類十解析（設計基準事故）では、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽⁸⁾の要求に従い、異常状態の発生前の状態として通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態（解析条件）を選定している。ソフトウェア CCF 対策の有効性評価についても、この方針に従い解析条件を設定する。

各評価対象事象の解析条件を 4.4 節及び 4.5 節の主要解析条件に記載するとともに、代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントの基本データを添付 1 に示す。

ソフトウェア CCF 発生時のデジタル安全保護回路、原子炉停止系統及び工学的安全施設を含む安全設備の作動状態、及び、ソフトウェア CCF 対策としての多様化設備については、以下を仮定する。

- ・ソフトウェア CCF によりデジタル安全保護回路の機能が喪失し、原子炉停止系及び工学的安全施設が自動作動しない。
- ・デジタル安全保護回路を経由しない、自動起動信号または運転員が事象の発生を認知した場合の手動起動信号により、原子炉停止系統及び工学的安全施設は作動可能とする。
- ・自動起動信号または運転員の手動操作による、最も確からしいプラント応答を評価するため、安全機能を有する機器の単一故障は想定しない。
- ・起因事象との従属性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けない安全機能のサポート系（電源系、冷却系、空調系等）の作動状態を想定する。また、これらのサポート系を利用した原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を仮定する。（多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等は、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する。）

ソフトウェア CCF 発生時の常用系設備の機能については、以下を仮定する。

- ・起因事象として外部電源の喪失を仮定する事象以外は、外部電源は利用可能とする。
- ・事象発生前から機能しており、かつ事象発生後も機能し続ける設備は、故障の仮定から除外する。

- ・ 常用系機能の喪失が起因となる事象が前提である場合は、当該事象を評価する際にはその機能を期待しない。

解析にて自動起動を期待する多様化設備とその保護限界値、応答時間を表 4.3-1 と表 4.3-2 に示す。なお、多様化設備が作動させる設備に対するサポート系についての確認結果を添付 2 に示す。

ソフトウェア CCF 発生時の対応として、運転員による操作については、以下とする。

- ・ 運転員により事象が認知された後、整備される手順書に従い操作が適切に行われること、及び運転操作訓練が適切に行われることを前提とし、中央制御室、及び現場での運転員による手動操作を仮定する。
- ・ 運転員による操作の所要時間は、事象の認知から運転操作開始までの時間を適切に考慮した時間を仮定する。

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を添付 1-3 に示す。

表4.3-1 自動起動を期待する多様化設備の保護限界値（代表3ループプラント）

自動起動を期待する多様化設備	保護限界値	応答時間（秒）	備考
原子炉圧力低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	12.42MPa [gage]	12 秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10 秒）を含む。主給水隔離、主蒸気隔離の弁作動時間は別途考慮する。
原子炉圧力高信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	16.90MPa [gage]	12 秒	
蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	7.0%	12 秒	
蒸気発生器水位低信号による補助給水起動	7.0%	60 秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10 秒）、ポンプ起動時間等を含む。
原子炉圧力異常低による高圧／低圧注入系作動	11.03MPa [gage]	20 秒*	

※外部電源の喪失は仮定しないため、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低圧注入ポンプは所定の遅れ時間（作動遅延タイム、ポンプ起動時間等）で非常用母線から同時に給電されて作動する。

表4.3-2 自動起動を期待する多様化設備の保護限界値（代表4ループプラント）

自動起動を期待する多様化設備	保護限界値	応答時間（秒）	備考
原子炉圧力低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	12.42MPa[gage]	12秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）を含む。主給水隔離、主蒸気隔離の弁作動時間は別途考慮する。
原子炉圧力高信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	16.90MPa[gage]	12秒	
蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	7.0%	12秒	
蒸気発生器水位低信号による補助給水起動	7.0%	60秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）、ポンプ起動時間等を含む
原子炉圧力低による高圧／低圧注入系作動	11.72MPa[gage]	20秒 [※]	

※外部電源の喪失は仮定しないため、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低圧注入ポンプは所定の遅れ時間（作動遅延タイム、ポンプ起動時間等）で非常用母線から同時に給電されて作動する。

4.4 運転時の異常な過渡変化

4.4.1 主給水流量喪失

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器 2 次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により、1 次冷却材温度及び圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。このような過渡変化の原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤作動が考えられる。主給水流量が喪失すると蒸気発生器からの除熱能力が失われ、原子炉が停止しないと炉心損傷の可能性が生じ、さらに補助給水が蒸気発生器に供給されないと、原子炉停止後の崩壊熱により 1 次冷却材が加熱され、加圧器からの水の放出が生じ、1 次冷却系からの多量の冷却材喪失により炉心損傷に至る恐れが生ずる。

このような場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助給水ポンプの自動起動により蒸気発生器 2 次側へ給水されることにより、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

本過渡変化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 4.4.1-1 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。

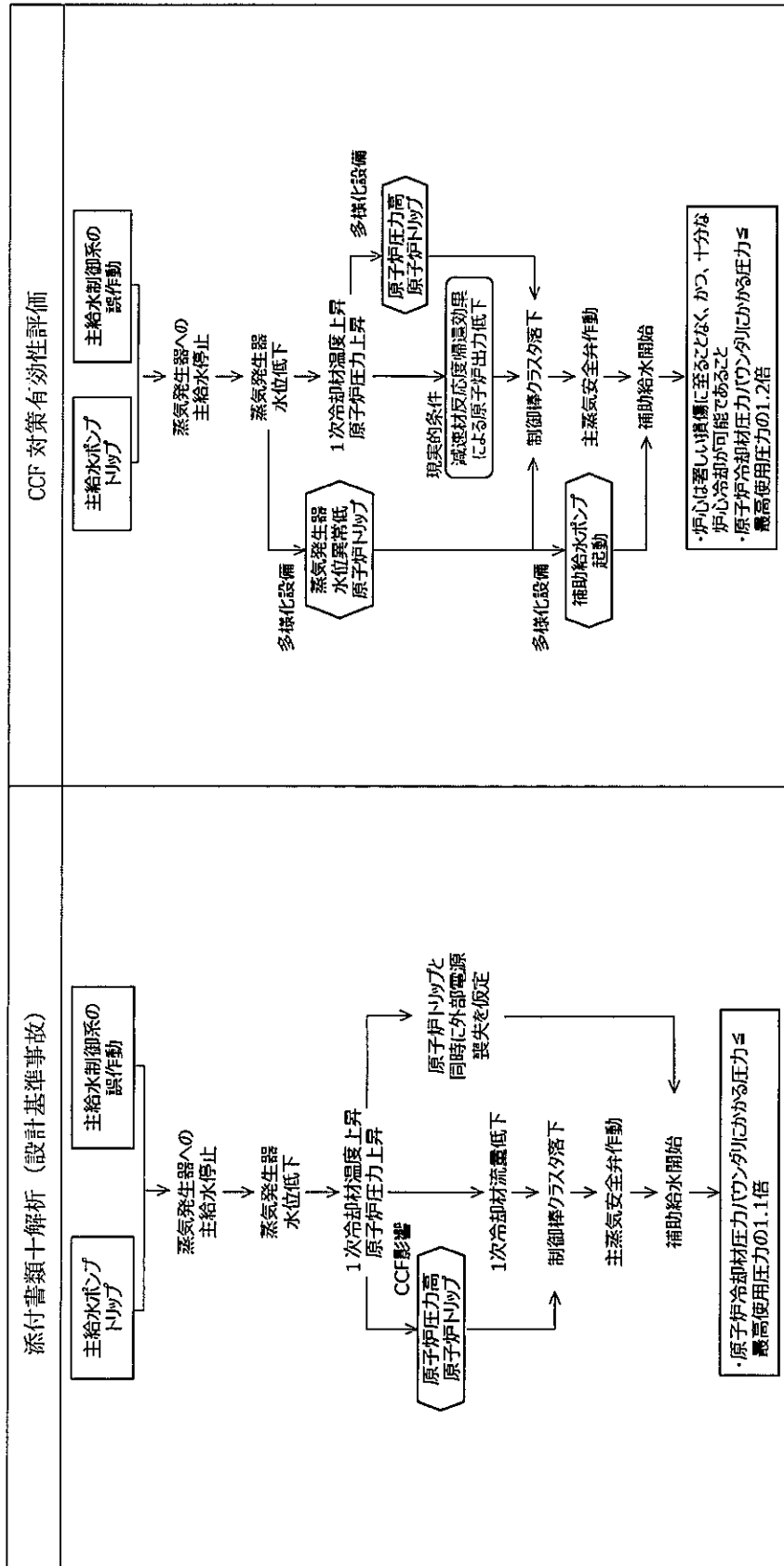


図 4.4.1-1 「主給水流喪量喪失」の事象進展

4.4.1.1 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4.4.1.1-1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 を考慮しない場合等の解析との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価 (SA 有効性評価) の原子炉停止機能喪失 (ATWS) において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも1次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

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、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、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、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも1次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.4.1.1-2に、主要な解析結果を表4.4.1.1-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.4.1.1-1から図4.4.1.1-6に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器2次側保有水量の減少により1次系除熱が悪化し、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す原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約31秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 43 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蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

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、燃料被覆管温度の最大値は約 394℃にとどまる。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 17.8MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化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。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、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、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4.4.1.1-1 主給水流量喪失+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)

解析コード	添付書類十解析 (異常な過渡)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類十解析との差)
MARVEL	1 次系圧力 (加圧器水位) ※1	SPARKLE-2 1 次系圧力	同左 1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	最適評価コードを使用。 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。
サイクル初期	すべての蒸気発生器への給水が停止	同左	同左	
102% (定格値+定常誤差)		同左	同左	
304.5℃ (定格温度+定常誤差)		同左	同左	
15.20MPa [gage] (定格圧力-定常誤差)		15.62MPa [gage] (定格圧力+定常誤差)	同左	蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る結果であるため、原子炉圧力の観点でより厳しくなる正側の定常誤差を考慮。
0.75 % (最大値)		同左	同左	
21 μsec (最大値)		同左	同左	

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、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 4.4.1.1-1 主給水流量喪失+ソフウェア 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 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
減速材反応度 帰還効果	0pcm/°C	-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	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする炉心特性 ^{※1} +20%)	同左 (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	同左	
単一故障	電動補助給水ポンプ 1 台故障 ^{※3}	なし	同左	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	同左	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	原子炉圧力高 (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。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。

※2 日本原子力学会の推奨値に基づき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)

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

※4 ウラン燃料を装備した平衡炉心を基本とし、MOX 燃料の装備も考慮した炉心特性

表 4. 4. 1. 1-2 主給水流量喪失+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 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
主給水流量喪失	0 秒	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 29 秒 (原子炉圧力高)	—	約 30 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
制御棒落下開始	約 31 秒	—	約 42 秒
主蒸気隔離	—	約 47 秒 (ATWS 緩和設備)	約 42 秒 (多様化設備)
補助給水開始	約 91 秒	約 90 秒 (ATWS 緩和設備)	約 90 秒 (多様化設備)

表 4. 4. 1. 1-3 主給水流量喪失+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 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 17.9 MPa[gage] (≤ 18.88MPa[gage])	約 19.0 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.8 MPa[gage] 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	— —	約 394℃ (≤ 1200℃)

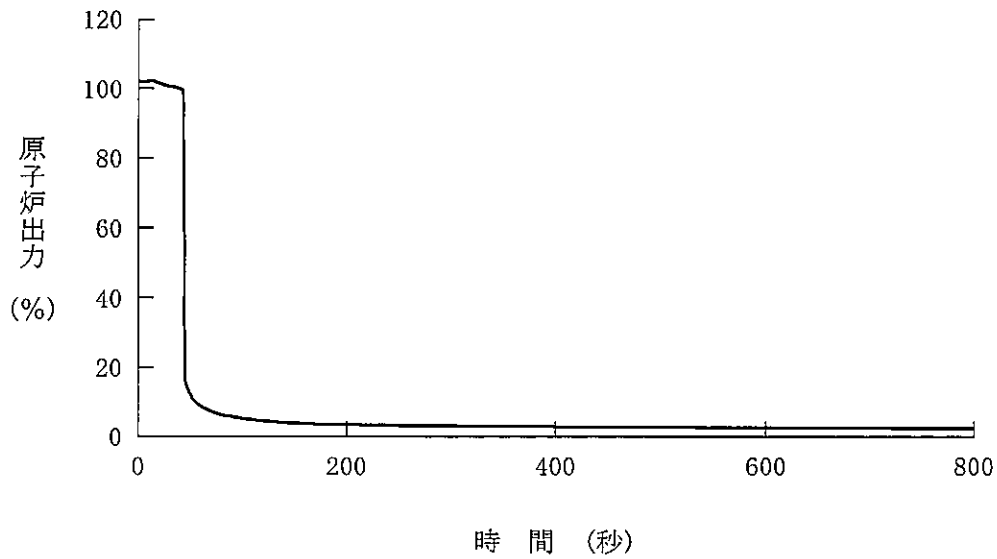


図 4. 4. 1. 1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

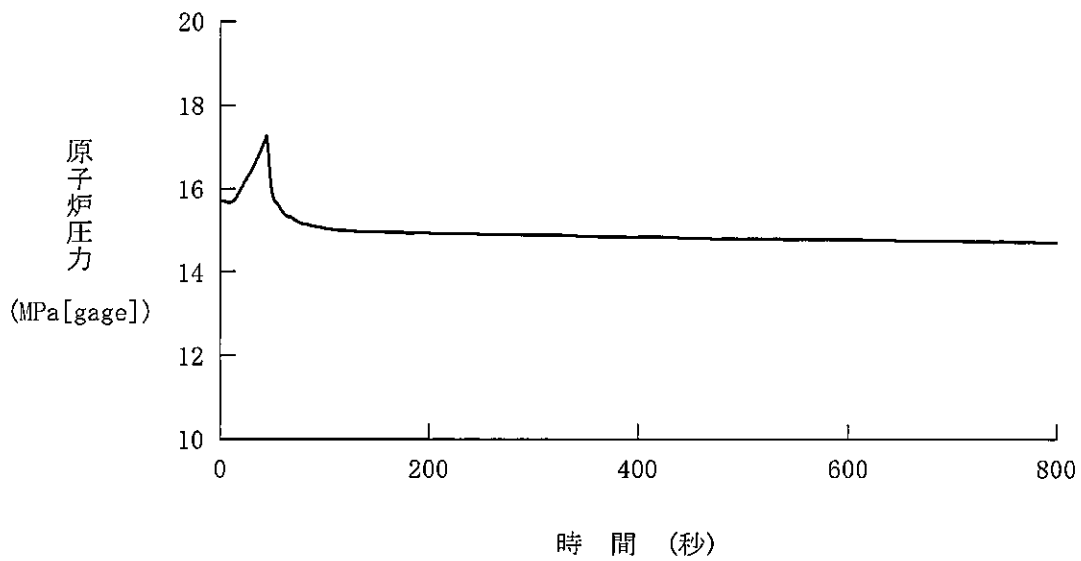


図 4. 4. 1. 1-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

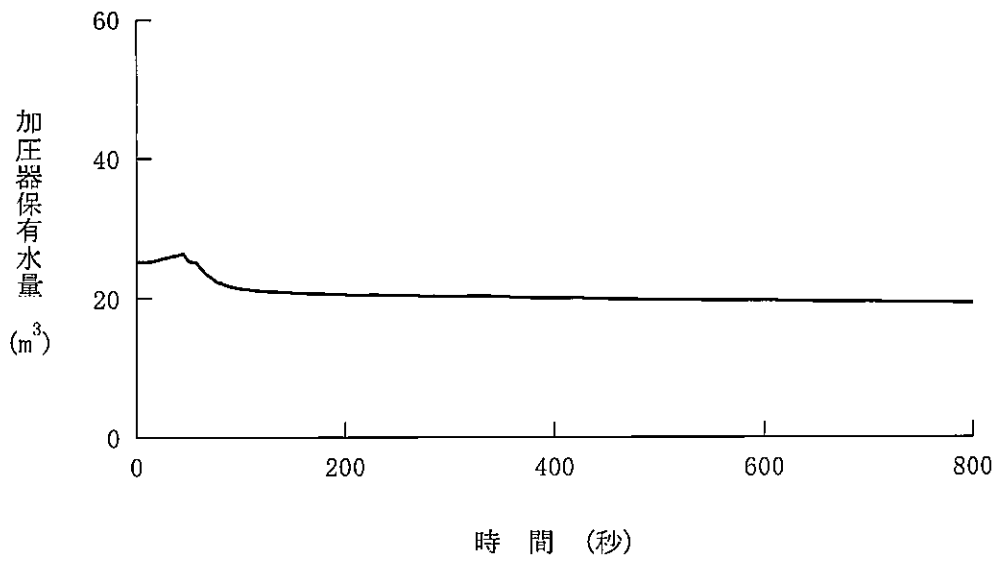


図 4.4.1.1-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

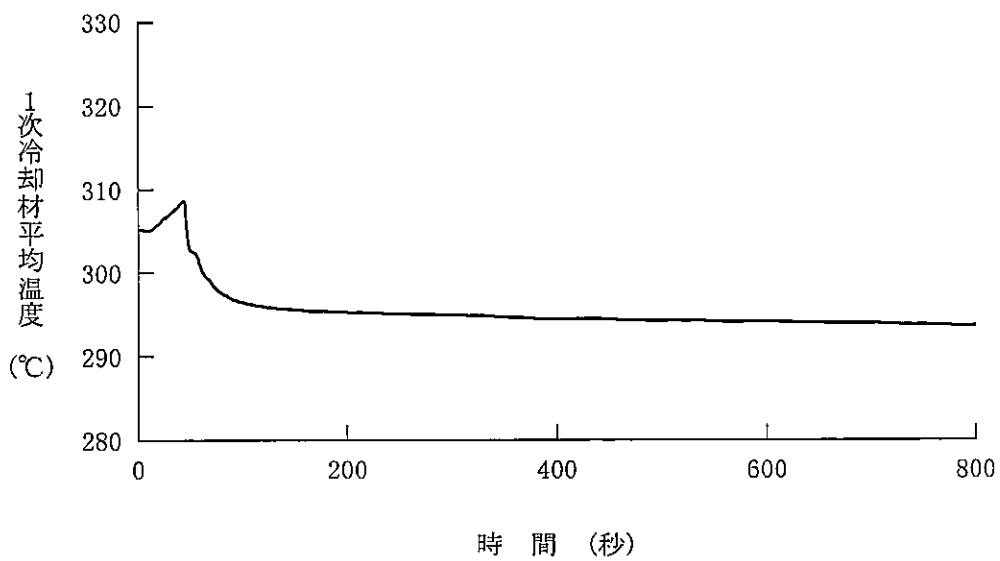


図 4.4.1.1-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

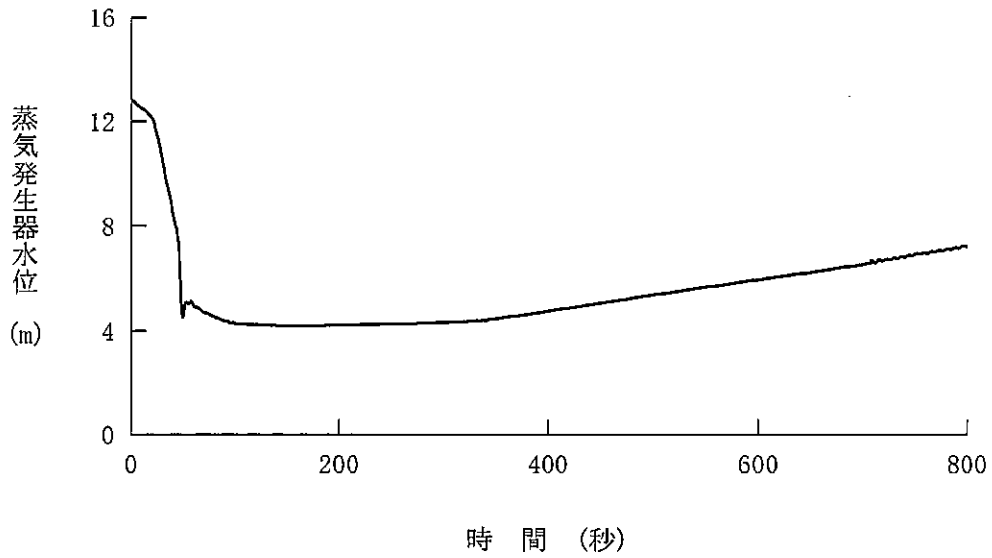
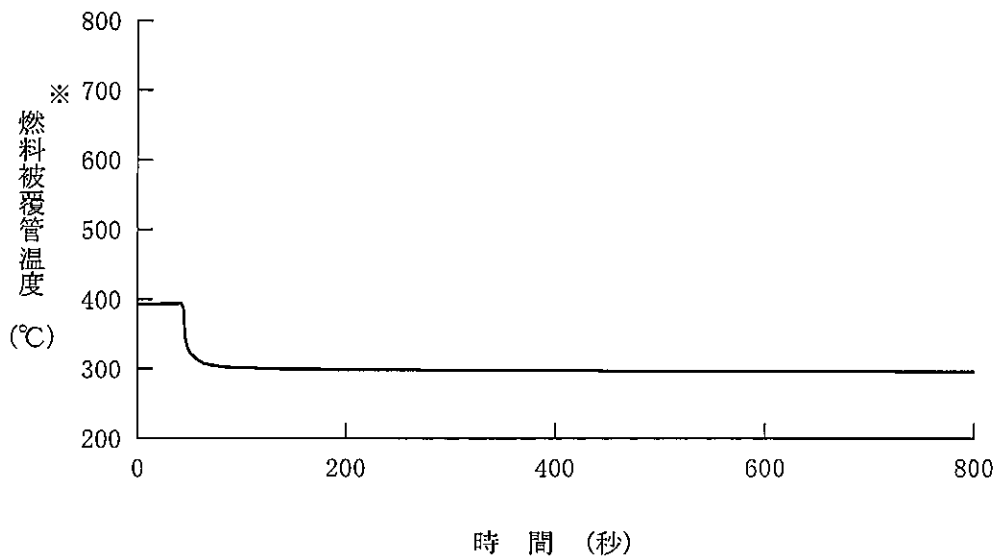


図 4.4.1.1-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)



※：3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4.4.1.1-6 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.4.1.2 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4.4.1.2-1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等との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価（SA 有効性評価）の原子炉停止機能喪失（ATWS）において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも1次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

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、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、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、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも1次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.4.1.2-2に、主要な解析結果を表4.4.1.2-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.4.1.2-1から図4.4.1.2-6に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器2次側保有水量の減少により1次系除熱が悪化し、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す原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生約32秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 44 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蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

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、燃料被覆管温度の最大値は約 397℃にとどまる。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 18.1MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化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。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、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、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4.4.1.2-1 主給水流量喪失+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)

解析コード	添付書類+解析 (設計基準事故)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
	MARVEL	SPARKLE-2	同左	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (加圧器水位) ※1	1 次系圧力	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	同左	
事故条件	すべての蒸気発生器への 給水が停止	同左	同左	
初期	原子炉出力 102% (定格値+定常誤差)	同左	同左	
	1 次冷却材 平均温度 309.3℃ (定格温度+定常誤差)	同左	同左	
条件	15.20MPa [gage] (定格圧力-定常誤差)	15.62MPa [gage] (定格圧力+定常誤差)	同左	蒸気発生器水位低により原子炉 トリップに至る結果であるため、 原子炉圧力の観点でより厳しく なる正側の定常誤差を考慮。
	0.75 % (最大値)			
実効遅発中性子割合	20 μsec (最大値)	同左	同左	
即発中性子寿命		同左	同左	

※1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、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 4.4.1.2-1 主給水流量喪失+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)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
減速材反応度 帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/°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	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%)	同左	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	同左	
単一故障	電動補助給水ポンプ 1 台故障 ^{※3}	なし	同左	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	同左	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	原子炉圧力高 (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。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽¹⁰⁾

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

表 4.4.1.2-2 主給水流量喪失+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)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
主給水流量喪失	0 秒	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 25 秒 (原子炉圧力高)	—	約 32 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
制御棒落下開始	約 27 秒	—	約 44 秒
主蒸気隔離	—	約 48 秒 (ATWS 緩和設備)	約 44 秒 (多様化設備)
補助給水開始	約 87 秒	約 91 秒 (ATWS 緩和設備)	約 92 秒 (多様化設備)

表 4.4.1.2-3 主給水流量喪失+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)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	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 18.0 MPa[gage] (≤ 18.88MPa[gage])	約 19.4 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 18.1 MPa[gage] 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	— —	約 397°C (≤ 1200°C)

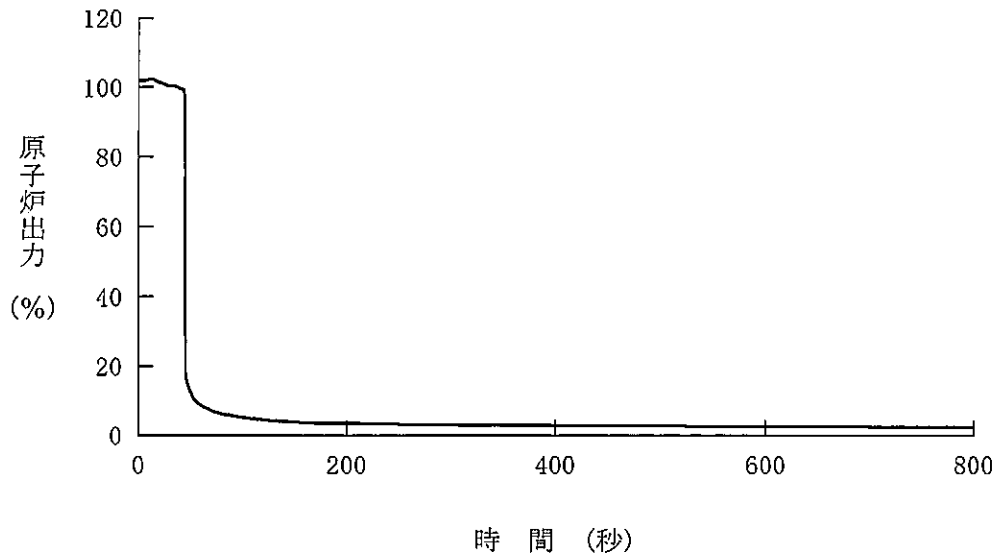


図 4.4.1.2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

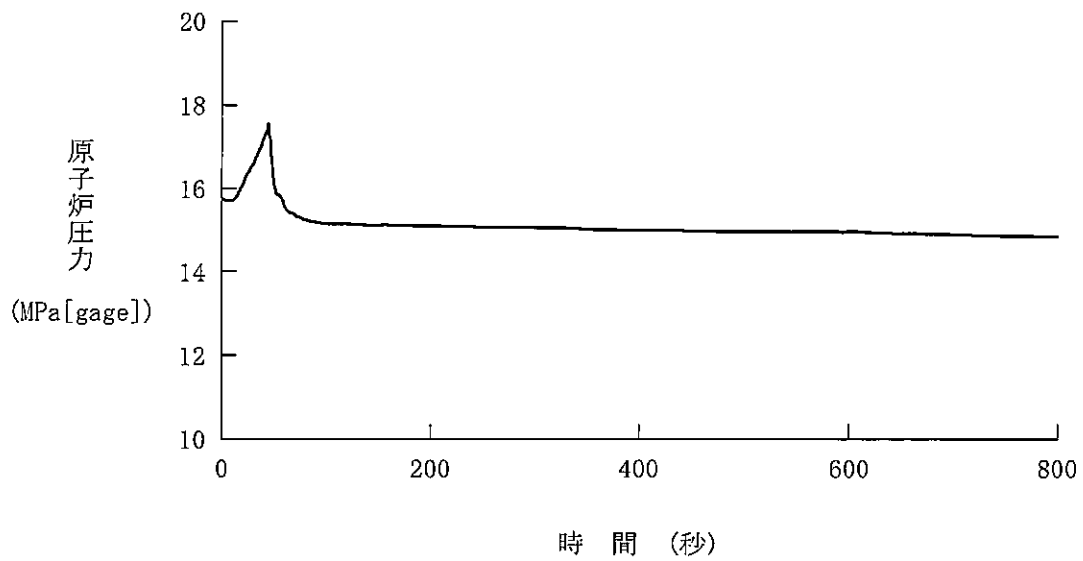


図 4.4.1.2-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

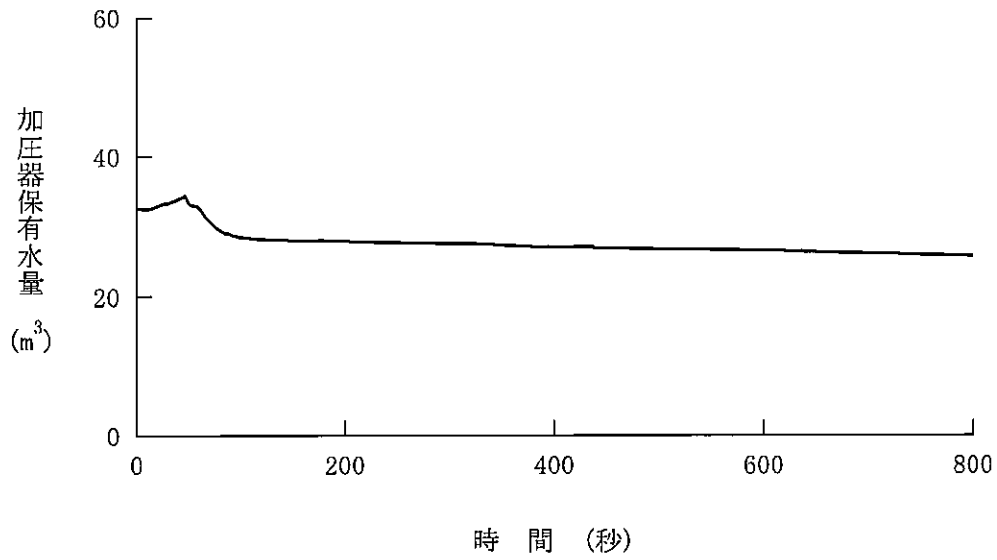


図 4.4.1.2-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

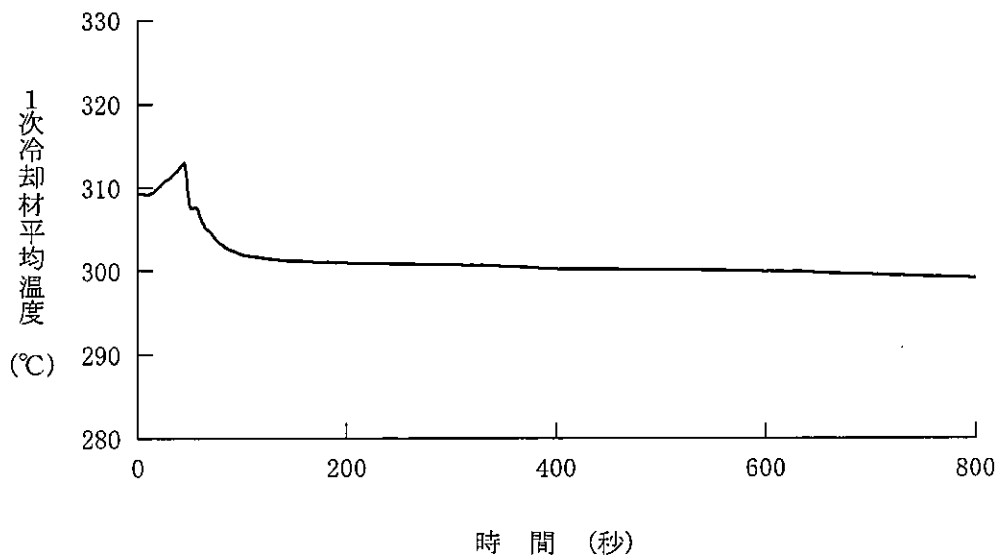


図 4.4.1.2-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

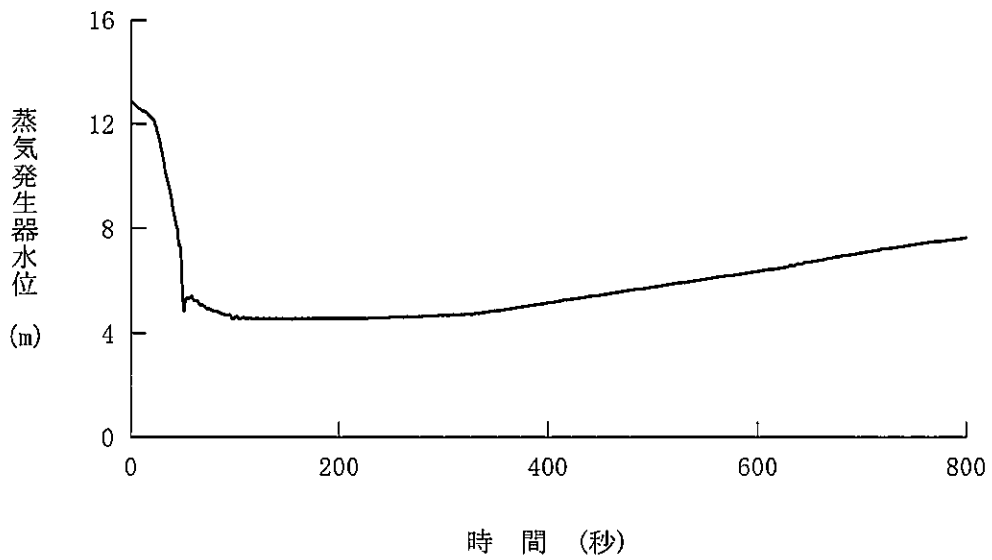
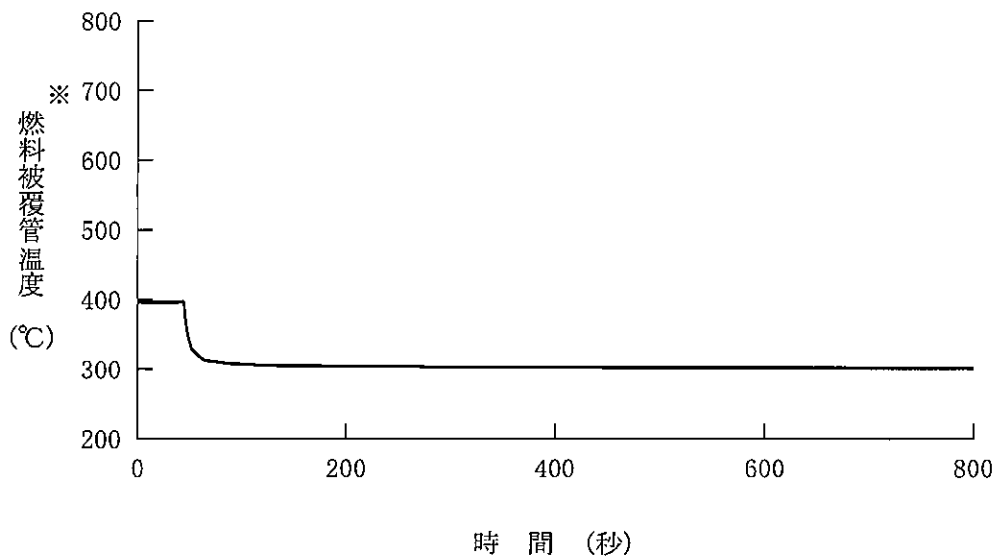


図 4.4.1.2-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)



※：3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4.4.1.2-6 主給水流量喪失+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 設計基準事故

4.5.1 原子炉冷却材喪失(ECCS 性能評価)

4.5.1.1 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、炉心の冷却能力が低下する事象を想定するものである。

この場合、1次冷却材の流出量が少ない場合には、充てんポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、1次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、ECCSの作動により、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 が重畳した場合でも、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 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 4.5.1-1 に示す。

4.5.1.2 解析ケース

添付書類十（設計基準事故）記載のワーストケース（燃料被覆管温度が最も高い破断ケース）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 4.5.1-1～表 4.5.1-2 に示す。

4.5.1.3 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。

炉心の著しい損傷が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。

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。
- (b) 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。

4.5.1.4 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4.5.1-3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）
- ・ 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） [代表3ループプラント]
（原子炉圧力低） [代表4ループプラント]

表 4.5.1-1 ECCS 性能評価 解析ケース (大破断 LOCA)

	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	55GWd/t ウラン
流出係数 (CD 値)	0.4	0.6
破断位置/体様	低温側配管/両端破断	低温側配管/スプリット破断
SG 伝熱管施栓率	10%	0%

表 4.5.1-2 ECCS 性能評価 解析ケース (小破断 LOCA)

	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	55GWd/t ウラン
破断口径	約 25.4cm (10 インチ)	約 25.4cm (10 インチ)
破断位置/体様	低温側配管/スプリット破断	低温側配管/スプリット破断
SG 伝熱管施栓率	10%	0%

表 4.5.1-3 「ECCS 性能評価」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 〔大 LOCA : 低圧注入系 1 系列の不作動〕 〔小 LOCA : ディーゼル発電機 1 台の不作動〕	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	大 LOCA : 高圧×2/2 + 低圧×1/2 小 LOCA : 高圧×1/2 + 低圧×1/2	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	大 LOCA : 2/2 台	大 LOCA : 0/2 台 ^{※4}
	小 LOCA : -	小 LOCA : -
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：各 LOCA 解析における 1 次冷却材ポンプの取り扱いは以下とする。

- ・大 LOCA : ブローダウン期間/運転継続を仮定、リフィル・再冠水期間/軸固着を仮定
- ・小 LOCA : 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（20 分）で手動停止（コストダウン開始）

※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。ただし、解析期間内には作動しないため仮定しない。）

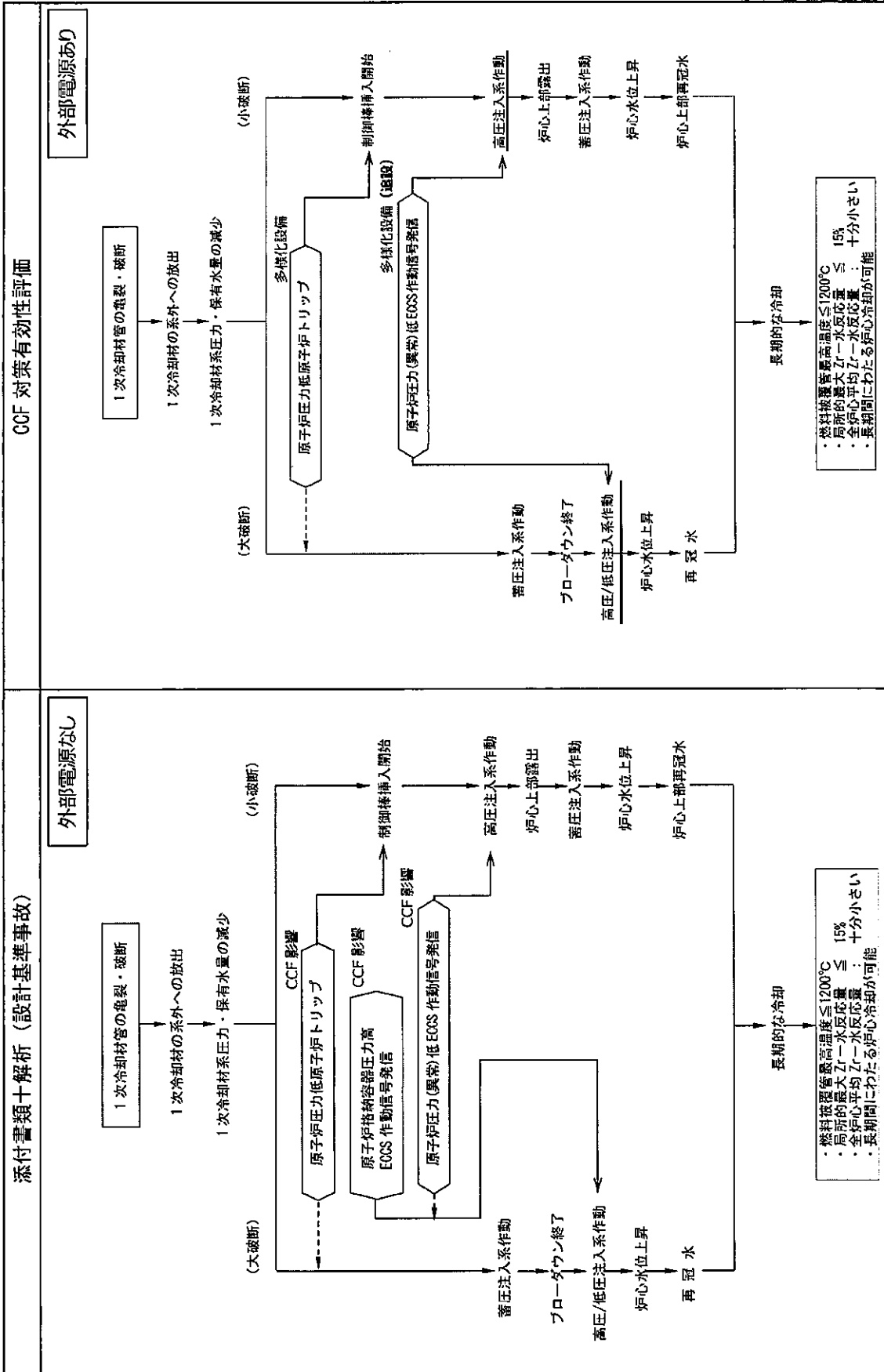


図 4.5.1-1 「原子炉冷却材喪失」の事象過程

4.5.1.5 代表3ループプラント

(1) 大破断 LOCA

a. 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	: 10%
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	: 低温側配管の両端破断
ECCS	
ECCS作動信号	: <u>「原子炉圧力異常低」信号 (多様化設備)</u>
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	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> [※]
蓄圧タンクの作動基数	: 2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>0台</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。

※ 基本ケースの作動遅れ : 32 秒

b. 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 4.5.1-4 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-2～図 4.5.1-7 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生約4秒後に多様化設備の「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達し、約24秒後から高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生約105秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-4 に示すように PCT は約 903°C にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.9% 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基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-4 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果 (大破断)
 (低温側配管両端破断 流出係数:0.4/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%)

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 1,039 (≤ 1,200)	約 903 同左
燃料被覆管最高温度位置 (炉心下端から) (m)	約 2.13	約 2.13
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 105	約 105
局所的最大ジロコウム-水反応量 (判断基準) (%)	約 4.0 (≤ 15)	約 0.9 同左
局所的最大ジロコウム-水反応発生位置 (炉心下端から) (m)	約 1.83	約 2.59
高温燃料棒のバースト時刻 (秒)	約 37	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置 (炉心下端から) (m)	約 1.83	バーストせず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 16	約 16
ブローダウン終了時刻 (秒)	約 31	約 29
安全注入開始時刻 (秒)	約 33	約 24
炉心再冠水開始時刻 (秒)	約 41	約 39
蓄圧注入終了時刻 (秒)	約 48	約 47

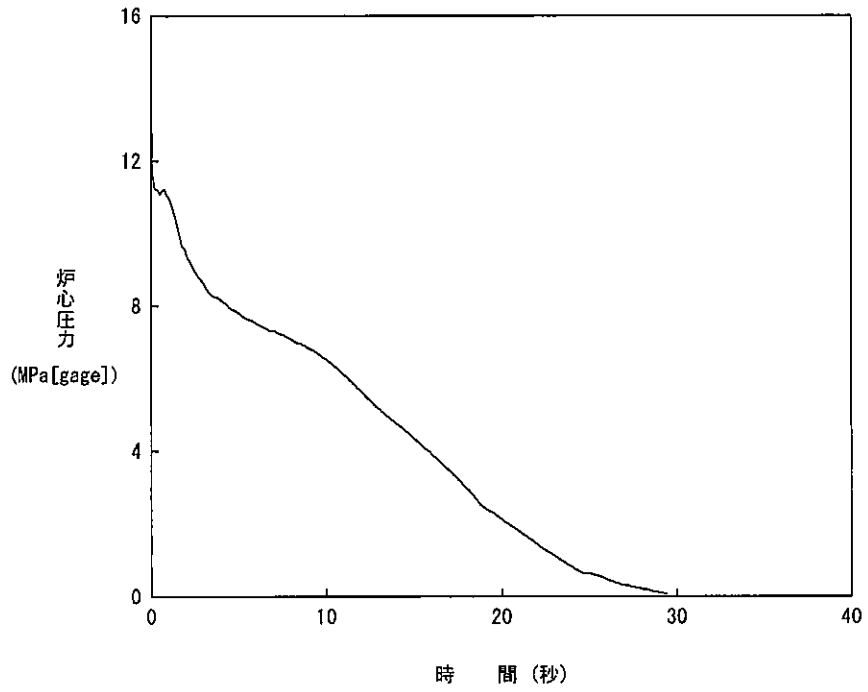


图4.5.1-2 炉心压力 (低温侧配管两端破断 $CD=0.4$)

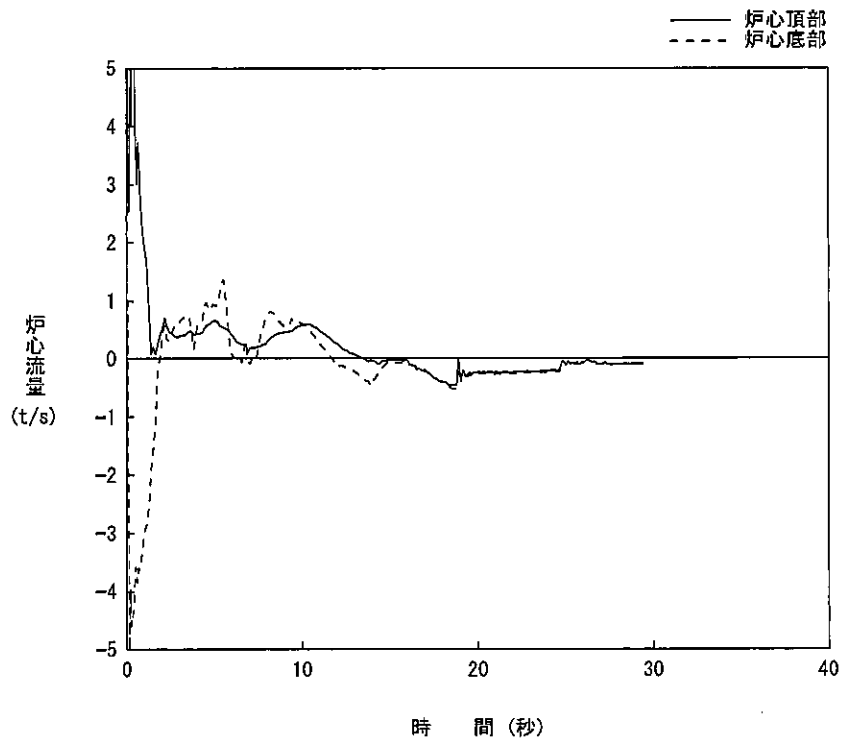


图4.5.1-3 炉心流量 (低温侧配管两端破断 $CD=0.4$)

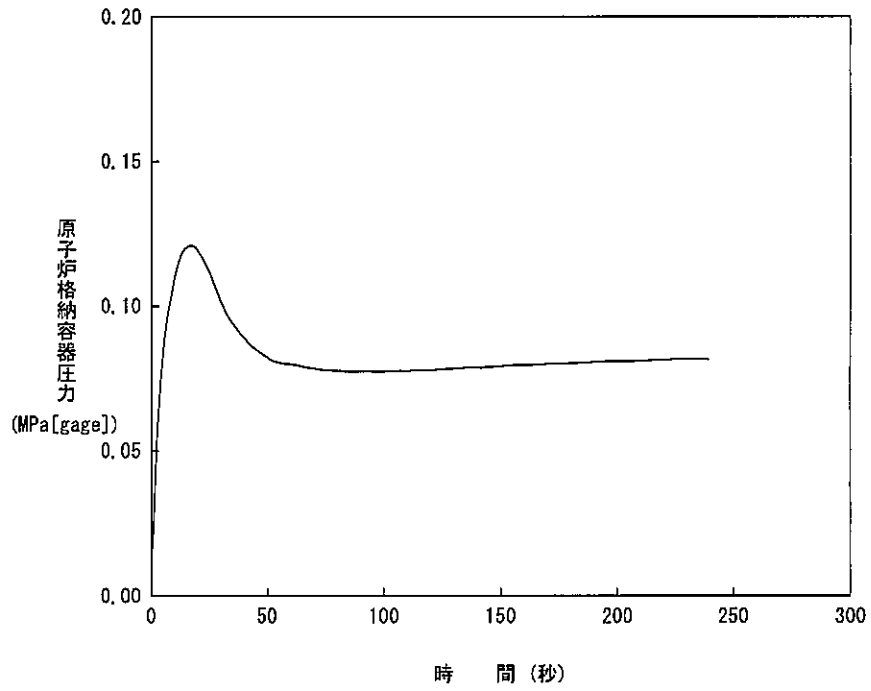


図4.5.1-4 原子炉格納容器圧力 (低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

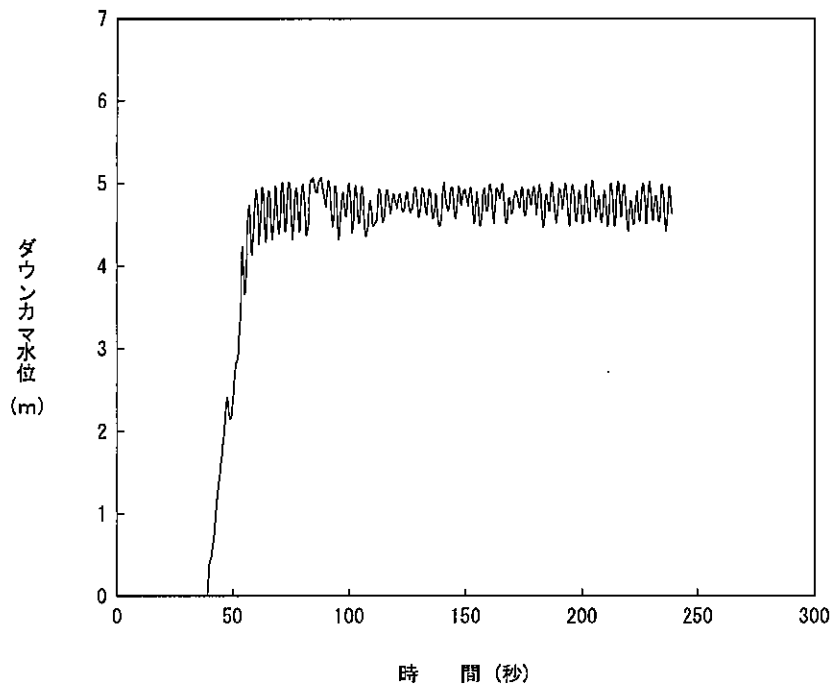


図4.5.1-5 ダウンカマ水位 (低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

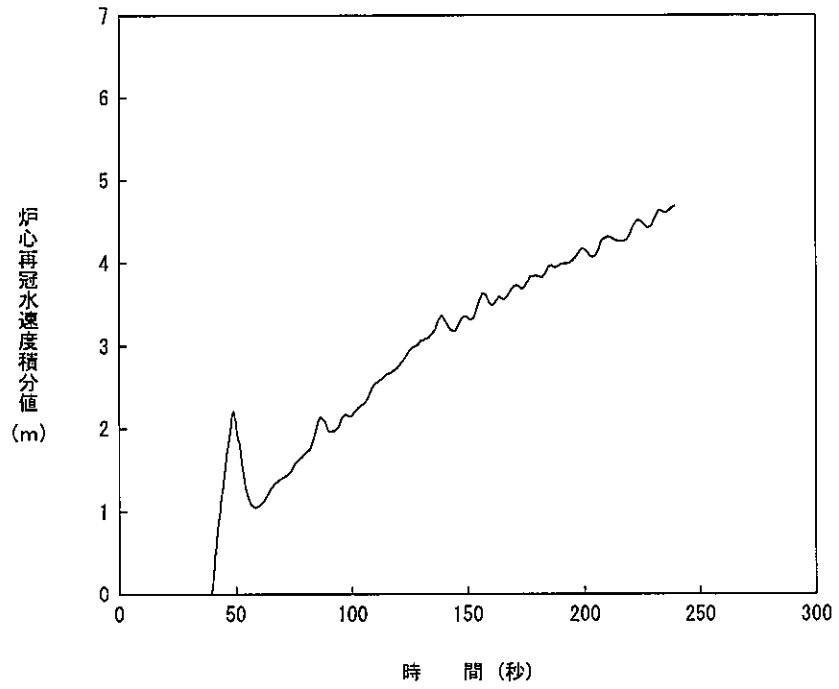


図4.5.1-6 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

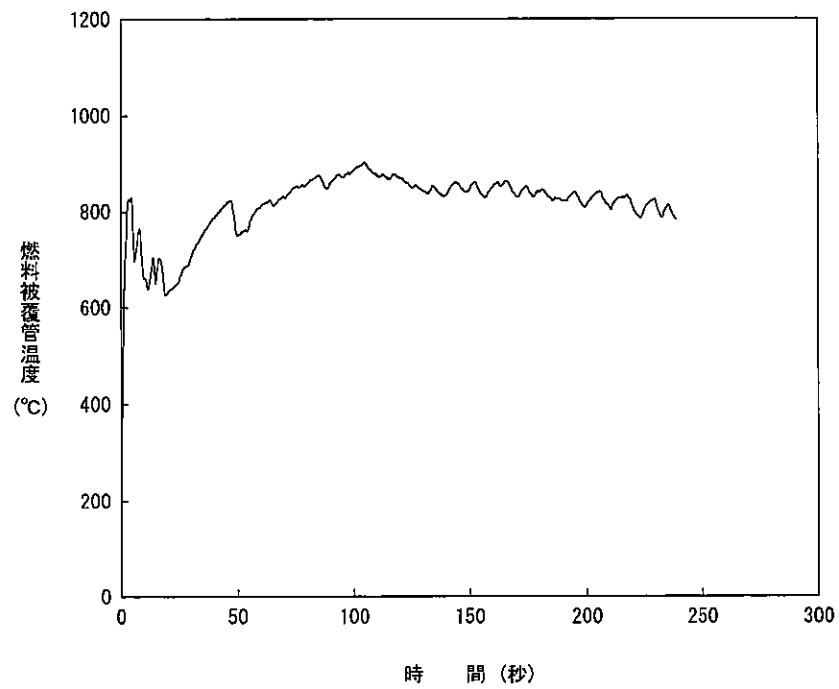


図4.5.1-7 燃料被覆管温度 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

(2) 小破断 LOCA

a. 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	: 10%
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	: 低温側配管のスプリット破断
E C C S	
E C C S 作動信号	: 「原子炉圧力異常低」信号 <u>(多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: 1台
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> [※]
蓄圧タンクの作動基数	: 2基

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。

※ 基本ケースの作動遅れ：25 秒

b. 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 4.5.1-5 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-8～図 4.5.1-13 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約5秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約17秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約7秒後に多様化設備の「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達し、約27秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約509秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇するが、その後、高圧注入系及び低圧注入系からの注入により炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は破断発生の約645秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-5 に示すように PCT は約 567℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.1%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基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-5 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（小破断）

（低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 701 (≤ 1,200)	約 567 同左
燃料被覆管最高温度位置 (炉心下端から) (m)	約 3.66	約 3.66
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 175	約 645
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 0.1 (≤ 15)	約 0.1 同左
原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻 (秒)	約 4.6	約 5.0
制御棒クラスタ落下開始時刻 (秒)	約 6.6	約 17
1 次冷却材ポンプコーストダウン開始 (秒)	約 4.6	約 1209
安全注入開始時刻 (秒)	約 32	約 27
炉心上部露出開始時刻 (秒)	約 49	約 509
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 87	約 112
炉心上部再冠水時刻 (秒)	約 176	約 646

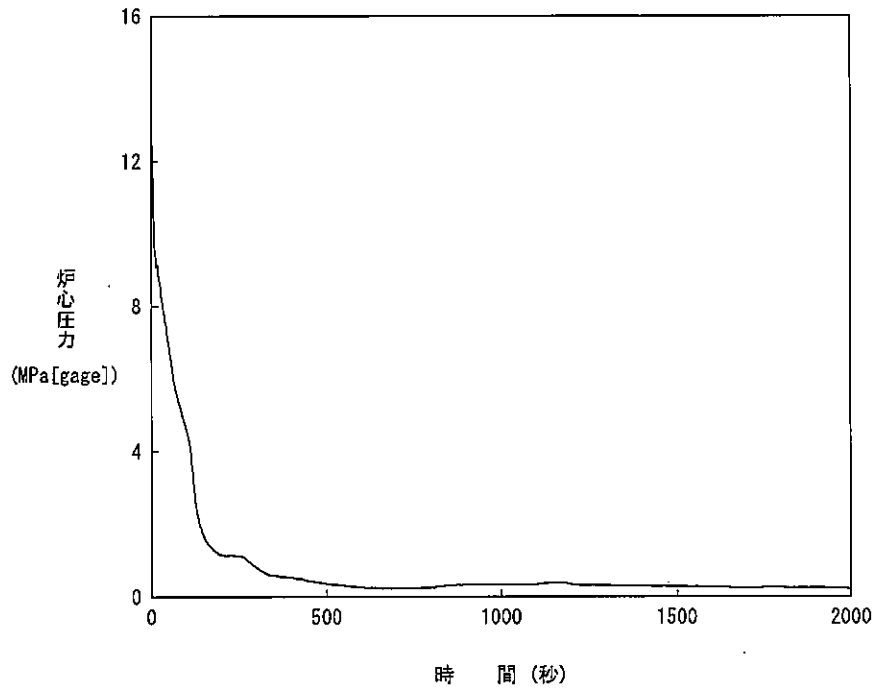


図4.5.1-8 炉心压力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

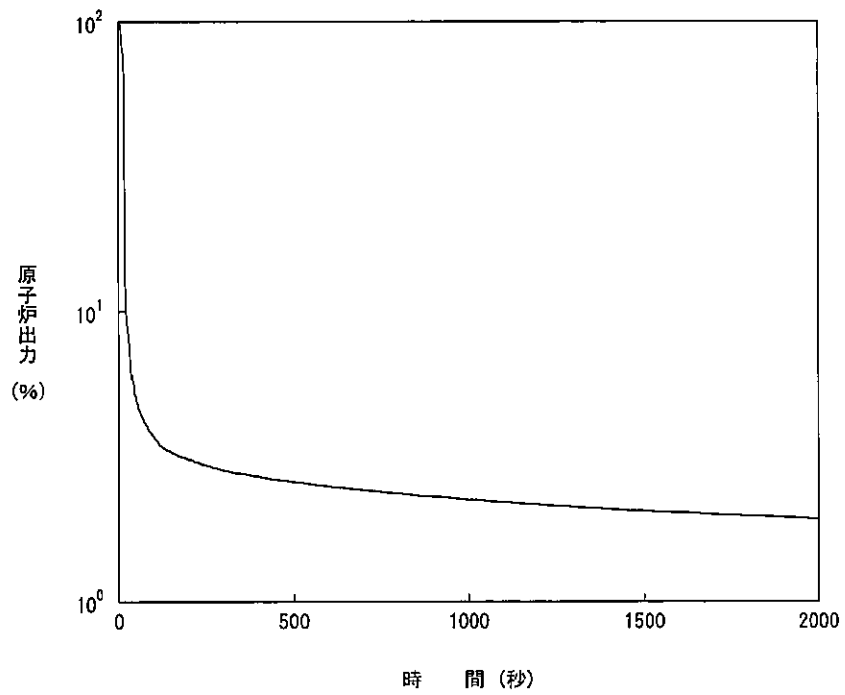


図4.5.1-9 原子炉出力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

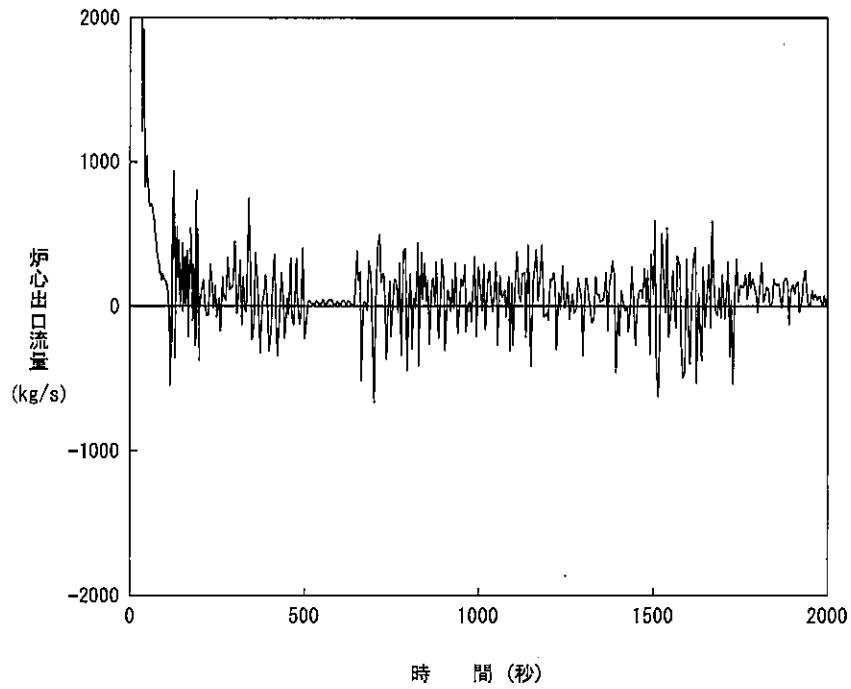


図4. 5. 1-10 炉心出口流量（低温側配管破断 破断口径約25. 4cm）

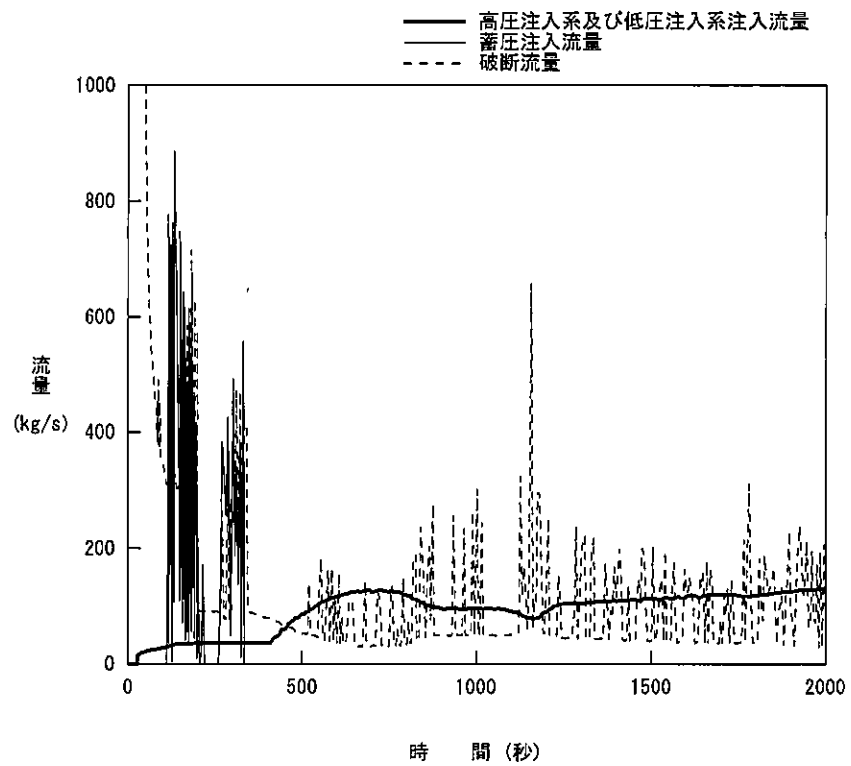


図4. 5. 1-11 ECCS注入流量および破断流量（低温側配管破断 破断口径約25. 4cm）

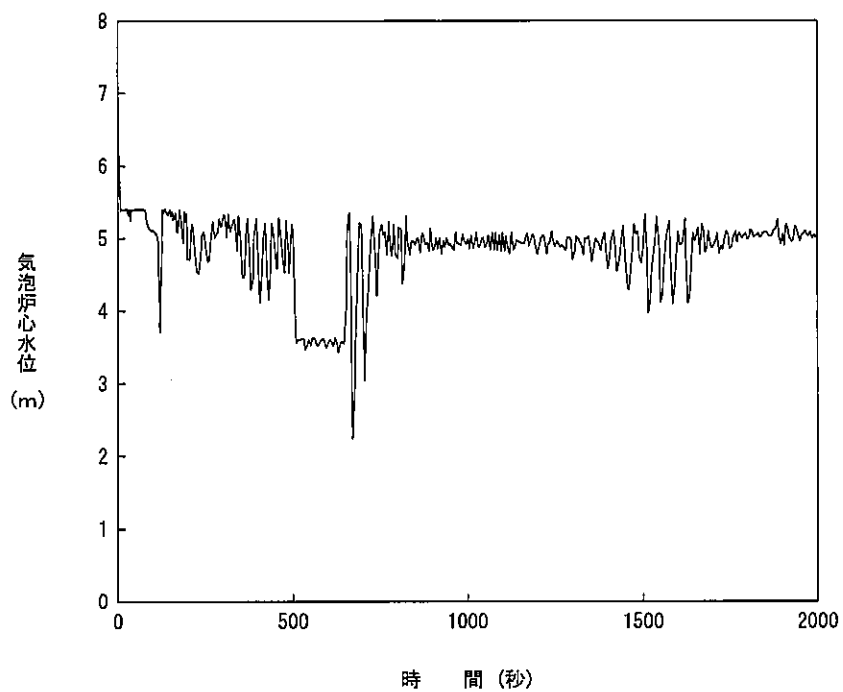


図4.5.1-12 気泡炉心水位 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

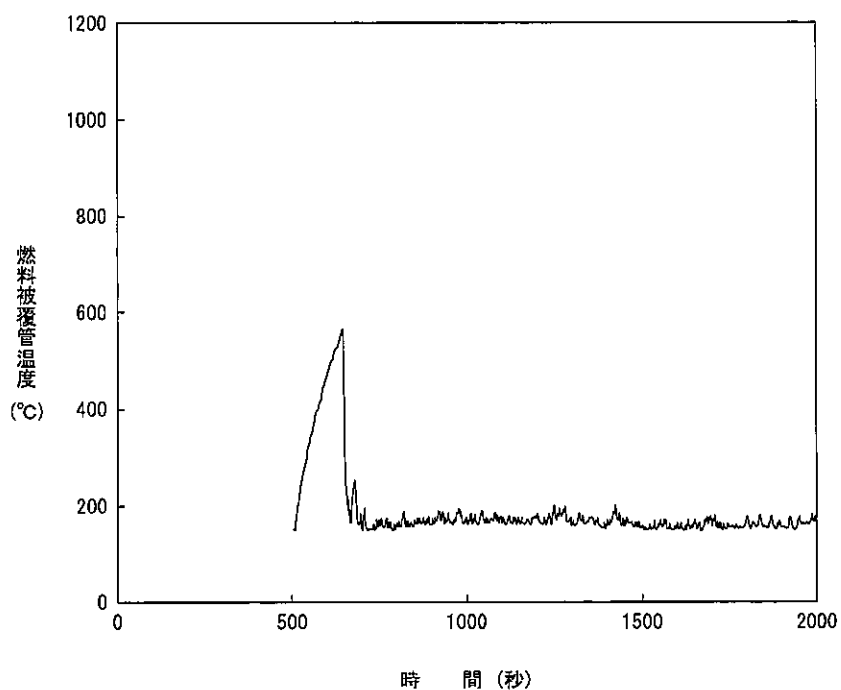


図4.5.1-13 燃料被覆管温度 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

4.5.1.6 代表4ループプラント

(1) 大破断LOCA

a. 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	: 3,411×1.02 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	: 289.2+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 325.5+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 325.5+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管のスプリット破断
ECCS	
ECCS作動信号	: 「 <u>原子炉圧力低</u> 」信号 (多様化設備)
高圧注入ポンプの作動台数	: <u>1</u> 台
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20</u> 秒 [※]
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>0</u> 台

その他の解析条件については、添付 1-2 (代表4ループプラント) に示す。

※ 基本ケースの作動遅れ : 34 秒

b. 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 4.5.1-6 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-14～図 4.5.1-19 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管のスプリット破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇し、約7秒後にピークに達するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生の約6秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約26秒後から高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約37秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。

このようにして、表 4.5.1-6 に示すように PCT は約 928℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.3% 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基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-6 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（大破断）

（低温側配管スプリット破断 流出係数:0.6/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
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 984 (≤ 1,200)	約 928 同左
燃料被覆管最高温度位置 (炉心下端から) (m)	約 1.83	約 1.83
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 6.4	約 7.2
局所的最大ジロコーム水反応量 (%) (判断基準)	約 0.4 (≤ 15)	約 0.3 同左
局所的最大ジロコーム水反応発生位置 (炉心下端から) (m)	約 1.83	約 2.13
高温燃料棒のバースト時刻 (秒)	バーストせず	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置 (炉心下端から) (m)	バーストせず	バーストせず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 15	約 15
ブローダウン終了時刻 (秒)	約 25	約 25
安全注入開始時刻 (秒)	約 35	約 26
炉心再冠水開始時刻 (秒)	約 38	約 37
蓄圧注入終了時刻 (秒)	約 51	約 50

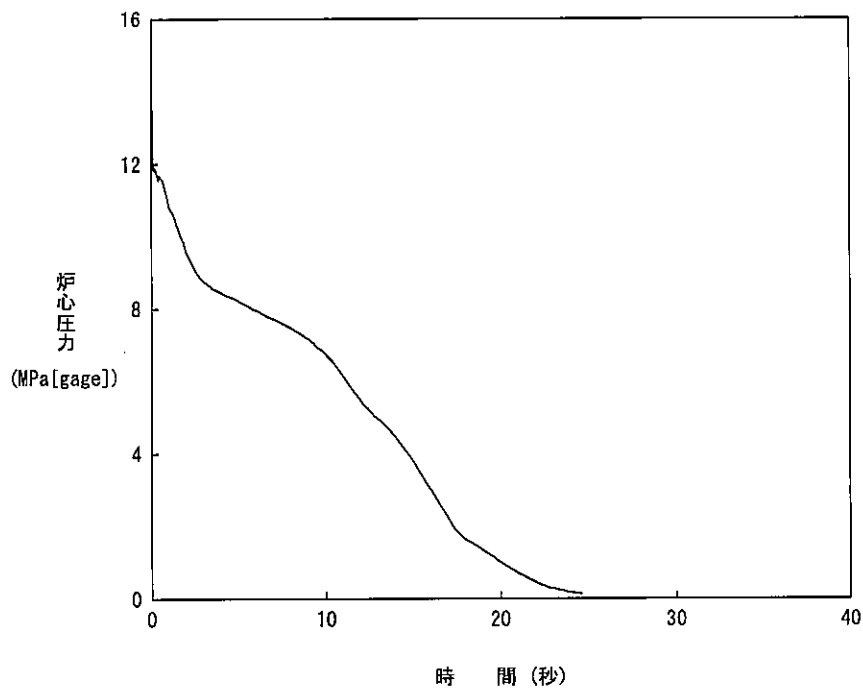


図4.5.1-14 炉心圧力 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

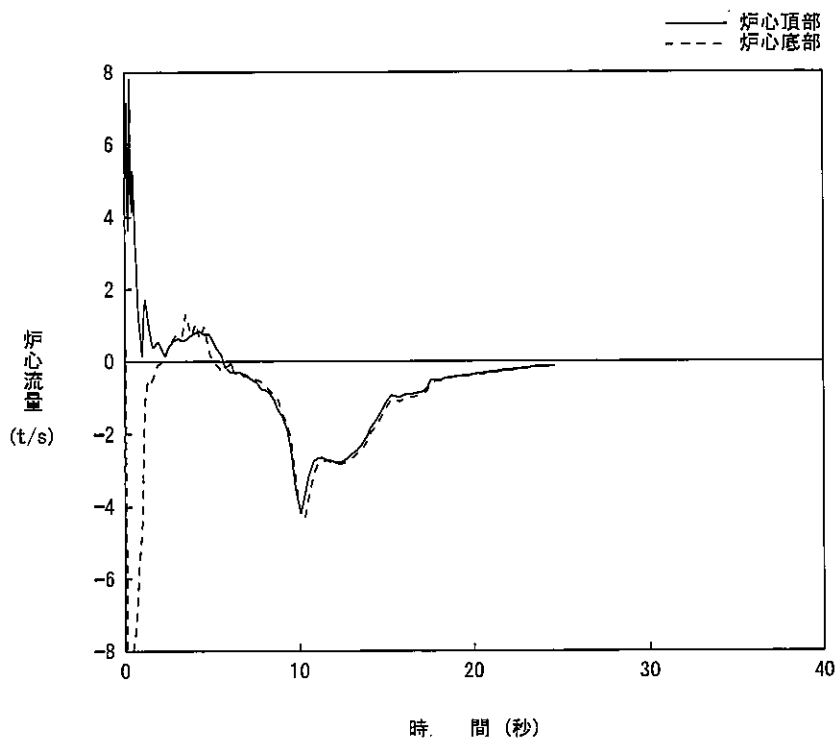


図4.5.1-15 炉心流量 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

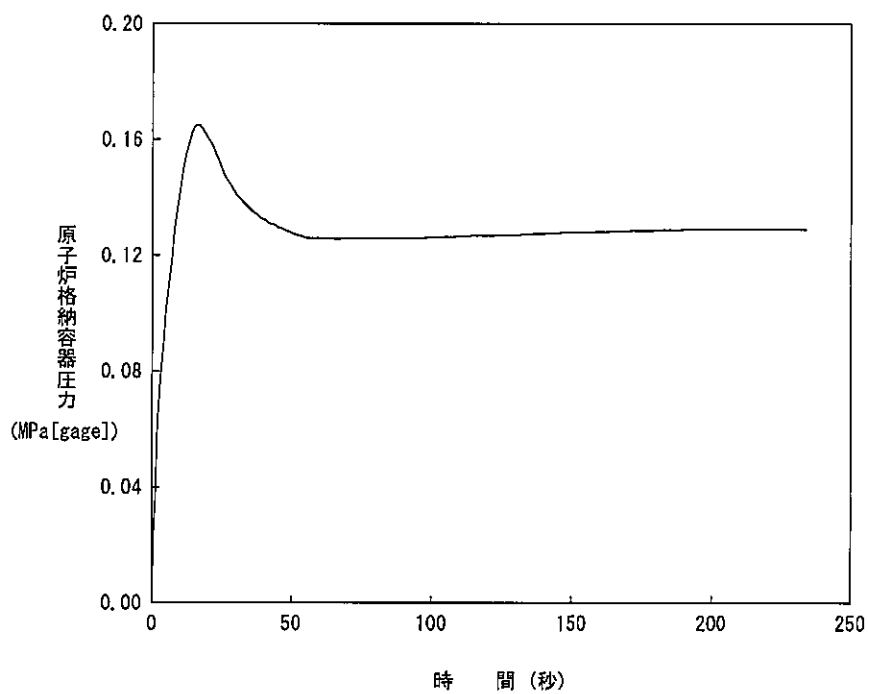


図4.5.1-16 原子炉格納容器圧力 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

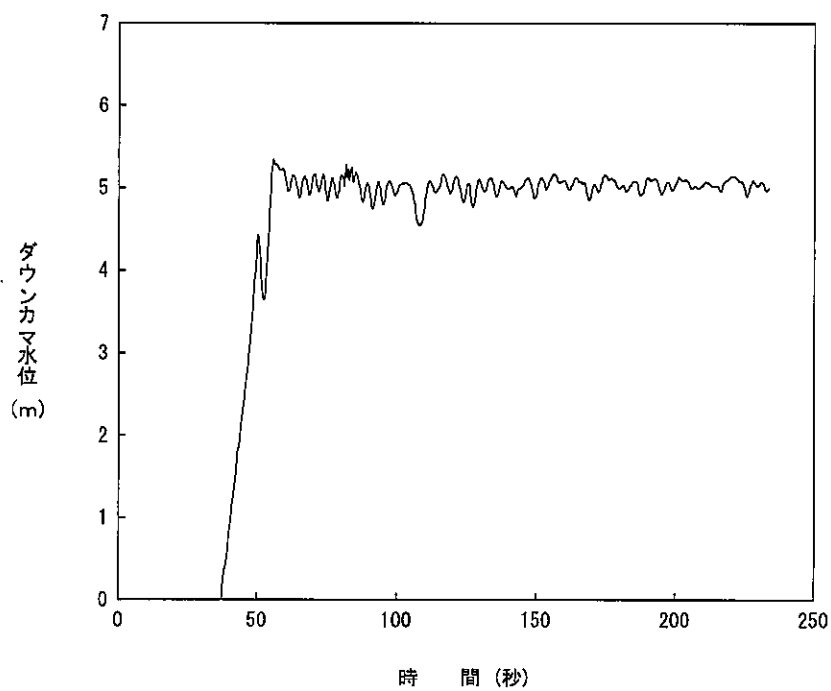


図4.5.1-17 ダウンコマ水位 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

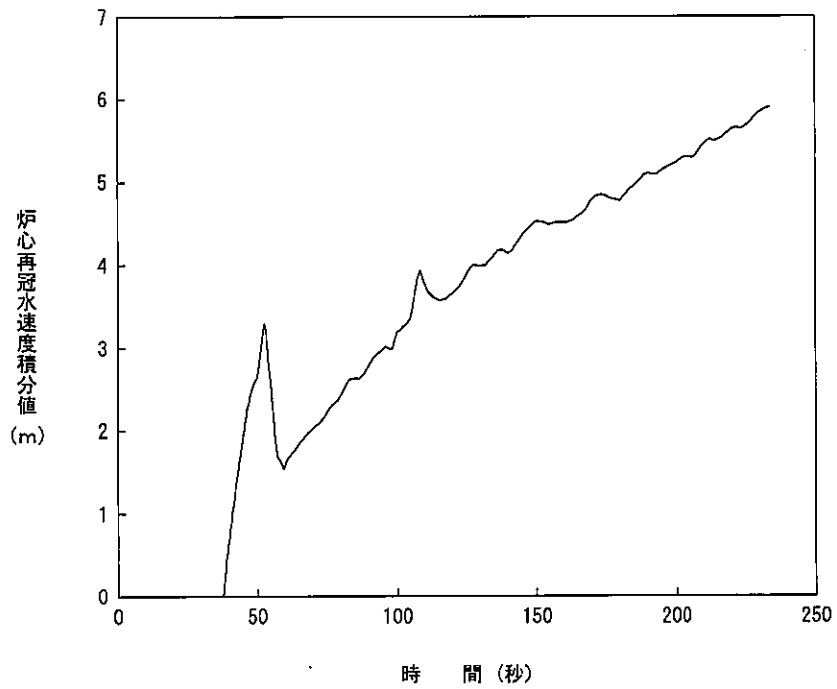


図4.5.1-18 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

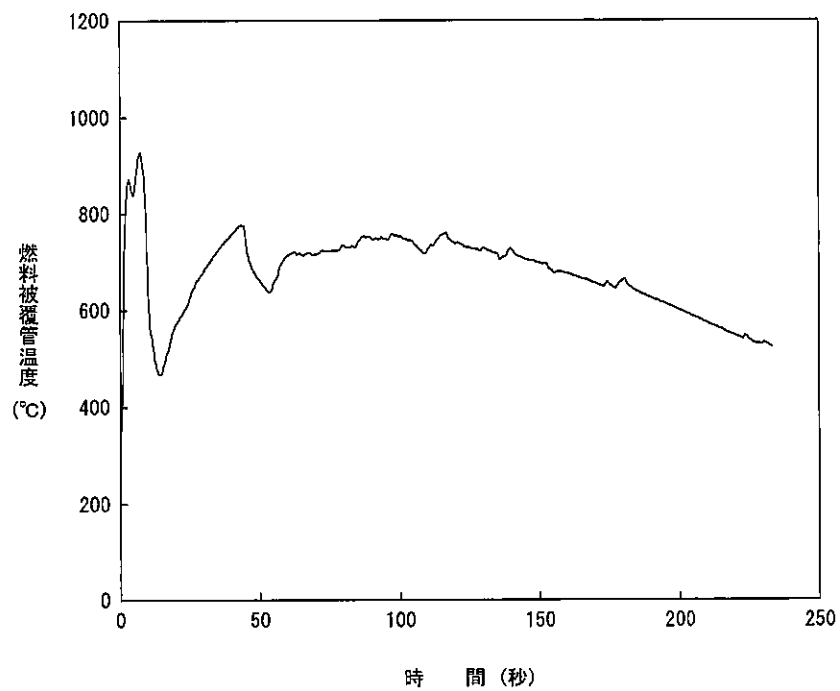


図4.5.1-19 燃料被覆管温度 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

(2) 小破断 LOCA

a. 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	: 3,411×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F ₀) (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	: 289.2+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 325.5+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 325.5+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管のスプリット破断
ECCS	
ECCS 作動信号	: 「原子炉圧力低」信号 <u>(多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: 1台
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> *
蓄圧タンクの作動基数	: 3基

その他の解析条件については、添付 1-2 (代表 4 ループプラント) に示す。

* 基本ケースの作動遅れ: 27 秒

b. 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 4.5.1-7 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-20～図 4.5.1-24 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約7秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約19秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約9秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約29秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

解析期間中、炉心は冠水状態を維持し露出することはない。燃料被覆管温度は、ほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とはならない。

このようにして、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基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-7 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（小破断）

（低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm/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
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 684 (≤ 1,200)	炉心露出せず 同左
燃料被覆管最高温度位置 (m) (炉心下端から)	約 3.20	—
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 138	—
局所的な最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 0.1 (≤ 15)	— 同左
原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻 (秒)	約 6.6	約 7.1
制御棒クラスタ落下開始時刻 (秒)	約 8.6	約 19
1 次冷却材ポンプコーストダウン開始 (秒)	約 6.6	約 1211
安全注入開始時刻 (秒)	約 35	約 29
炉心上部露出開始時刻 (秒)	約 71	炉心露出せず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 115	約 163
炉心上部再冠水時刻 (秒)	約 158	—

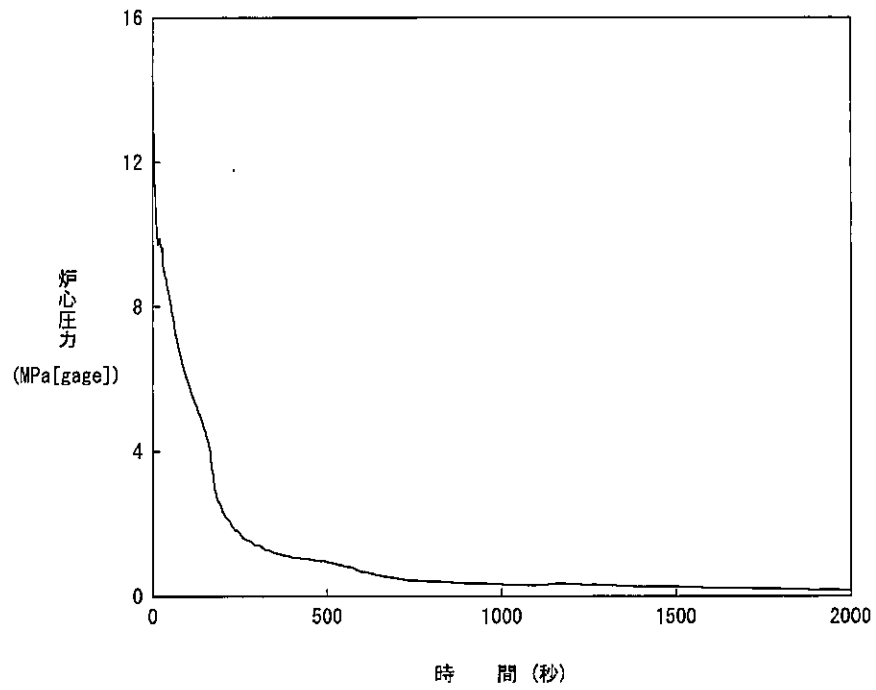


図4.5.1-20 炉心压力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

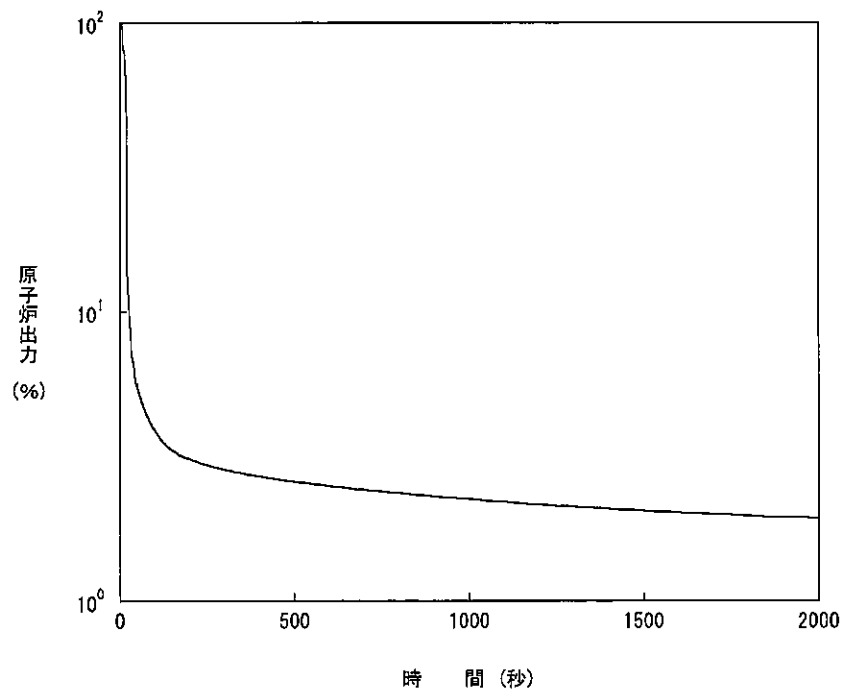


図4.5.1-21 原子炉出力 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

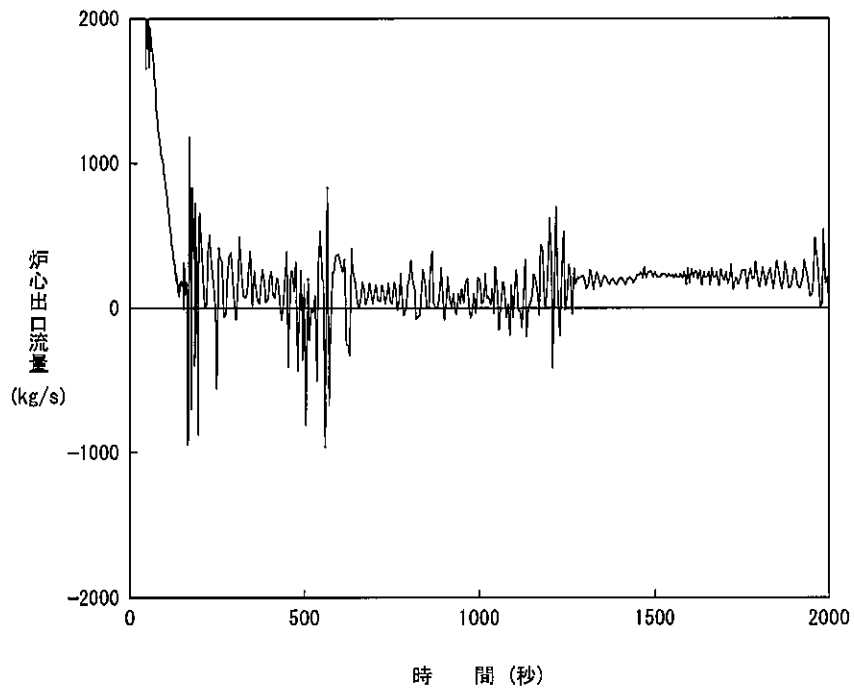


図4.5.1-22 炉心出口流量 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

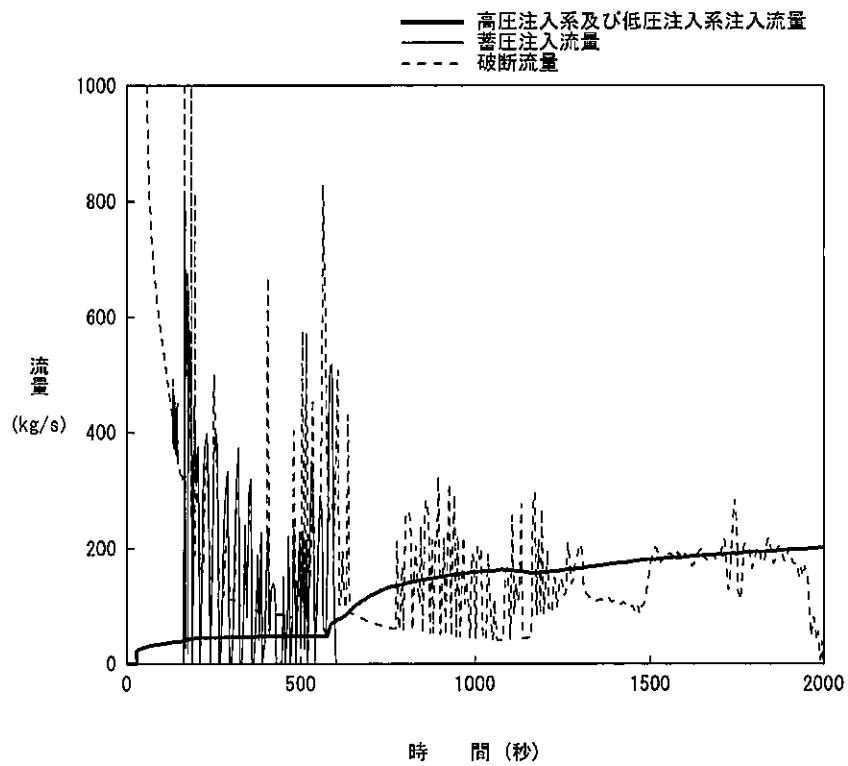


図4.5.1-23 ECCS注入流量および破断流量 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

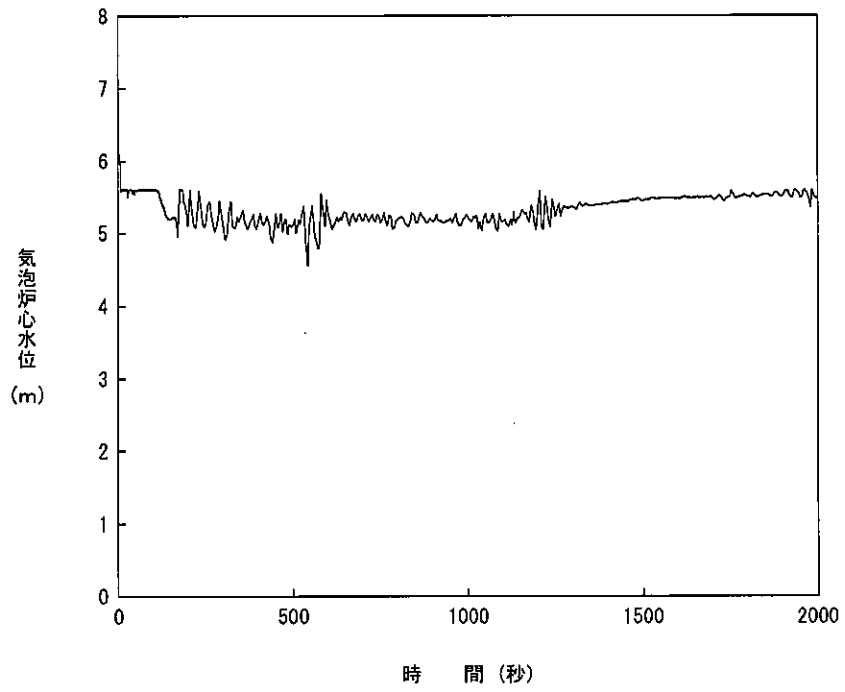


図4.5.1-24 気泡炉心水位（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

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。

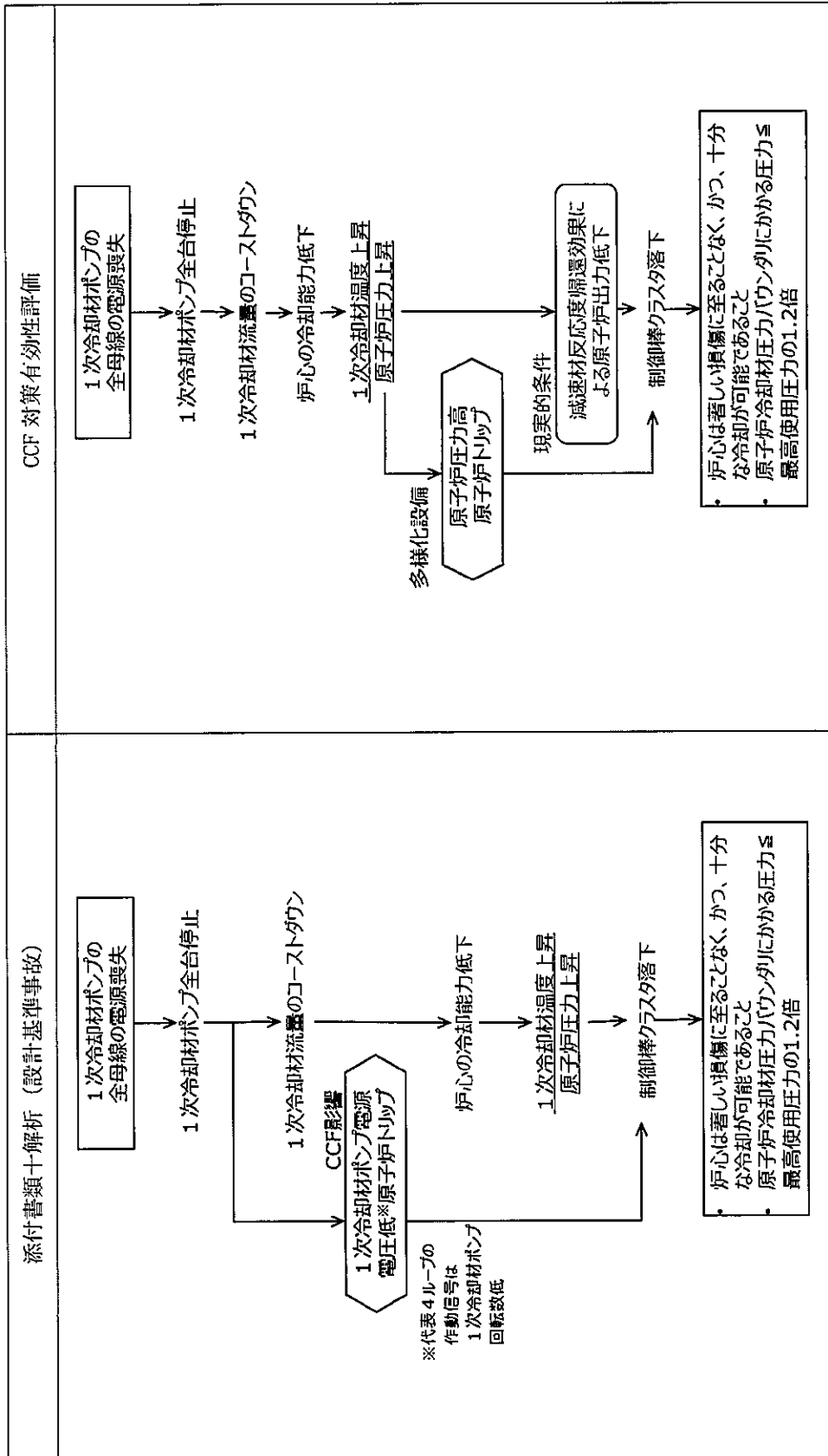


図 4.5.2-1 「原子炉冷却材流量喪失」の事象進展

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_{DH}^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_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グを表 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す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⑩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	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・m ²)	同左	
初期条件	原子炉出力	102% (定格値) (定格値+定格誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定格誤差を考慮。
	1 次冷却材平均温度	302.3°C (定格温度) (定格温度+定格誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定格誤差を考慮。
	原子炉圧力	15.41MPa[Gage] (定格圧力) (定格圧力+定格誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定格誤差を考慮。

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+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/ $^{\circ}$ C	-13pcm/ $^{\circ}$ 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	$F_{\Delta H}^N$ 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (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動作。

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

(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
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

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

(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 16.5 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.6 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 2.01 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

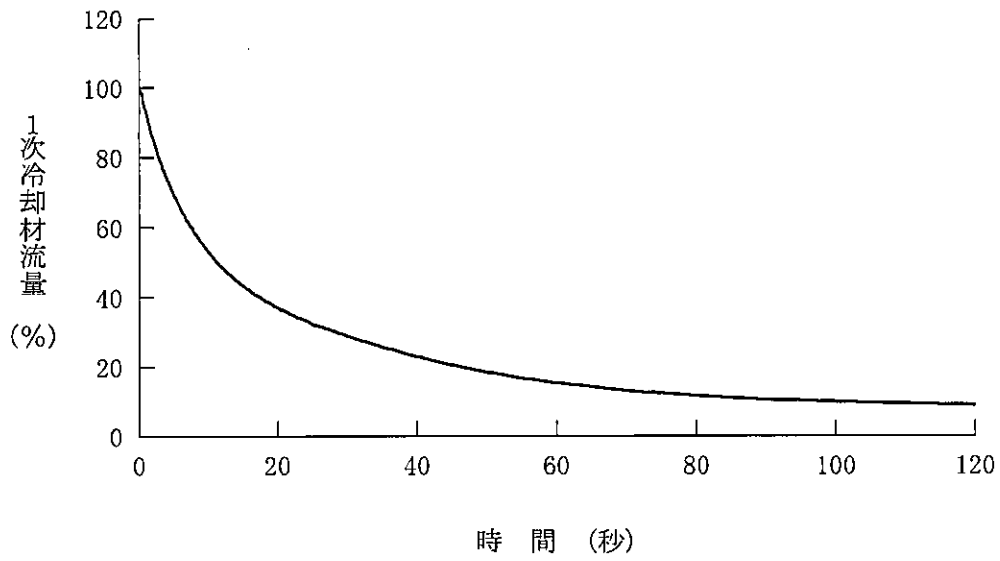


図 4.5.2.1-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

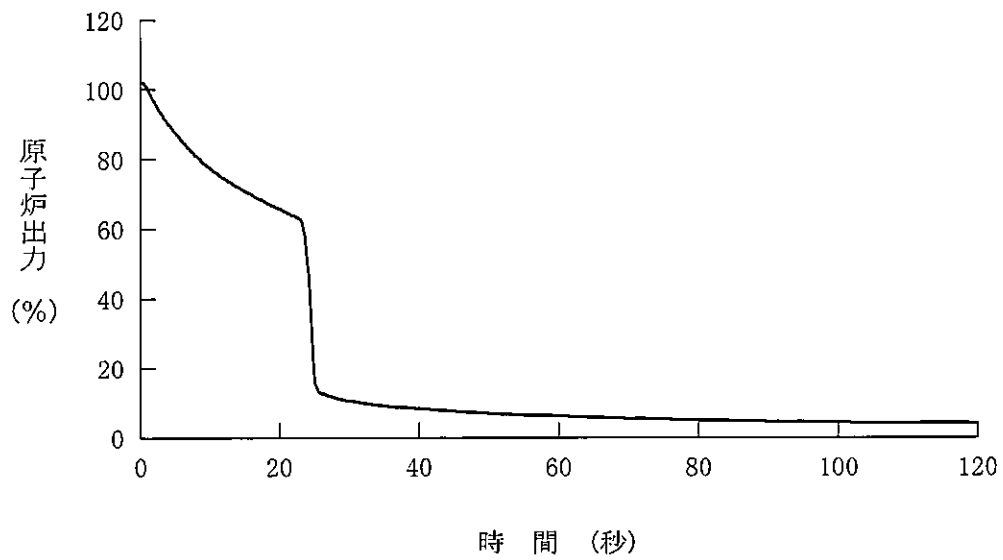


図 4.5.2.1-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

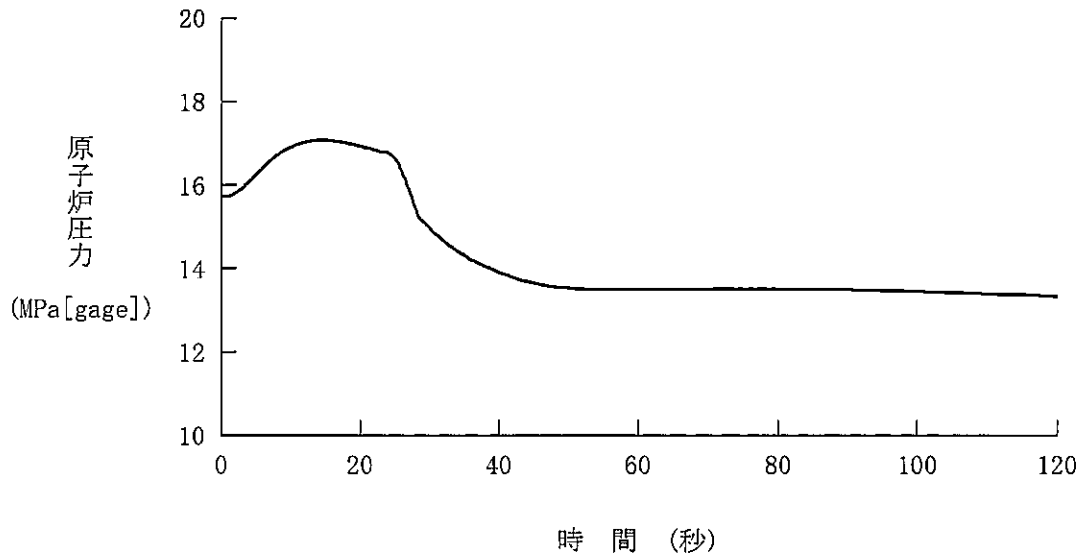


図 4.5.2.1-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

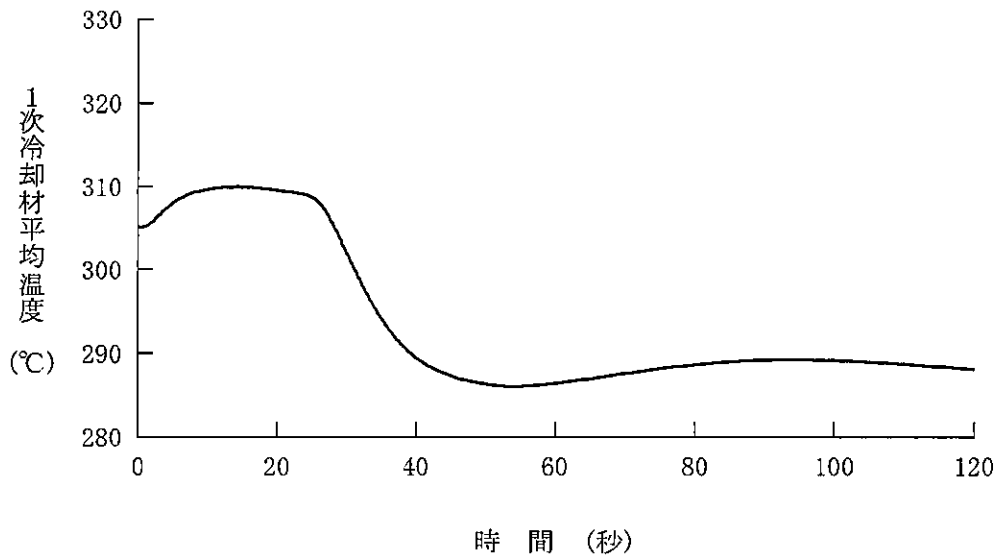


図 4.5.2.1-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

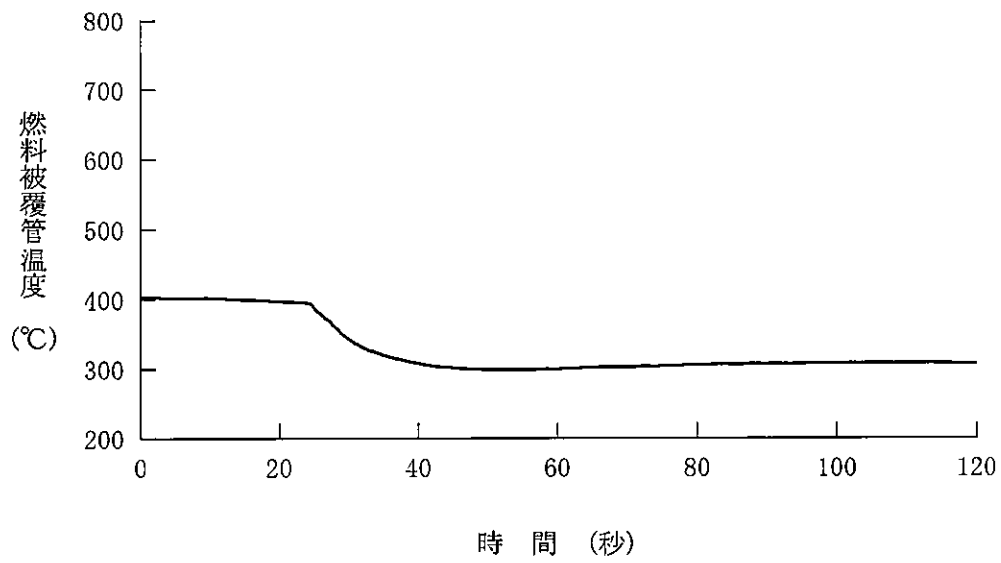


図 4.5.2.1-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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_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4.5.2.2-2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す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+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・m ²)	同左	
初期条件	原子炉出力 (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。
	1 次冷却材平均温度 (定格温度)	309.3°C (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。
	原子炉圧力 (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 4.5.2.2-1 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)
(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/°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	$F_{\Delta H}^N$ 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 (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動作。

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

(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
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

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

(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 16.7 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.6 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.74 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

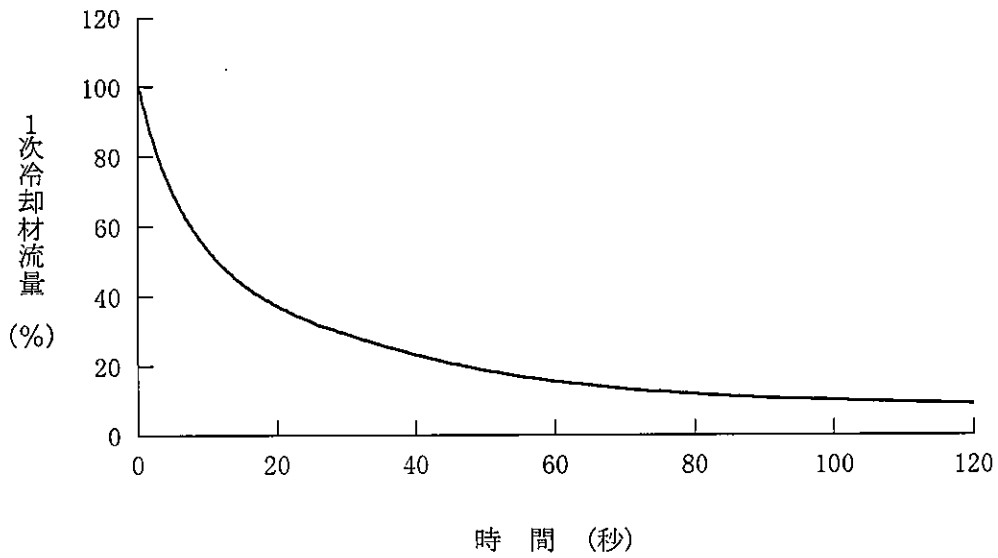


図 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

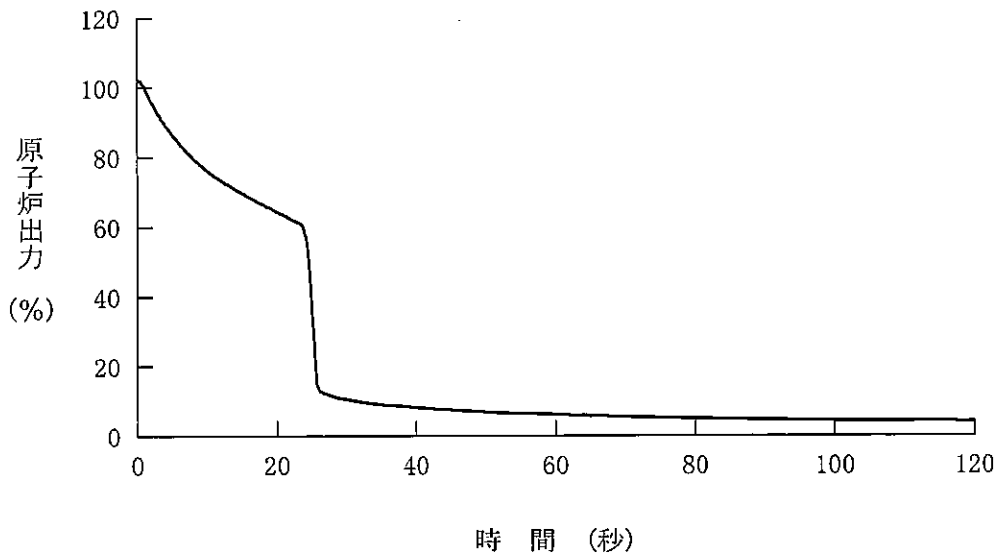


図 4.5.2.2-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

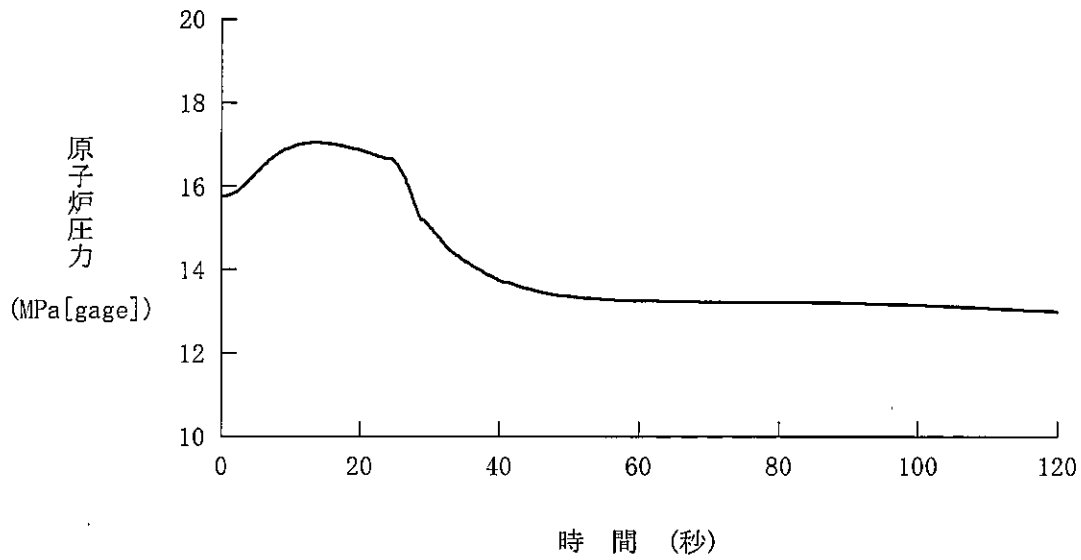


図 4.5.2.2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

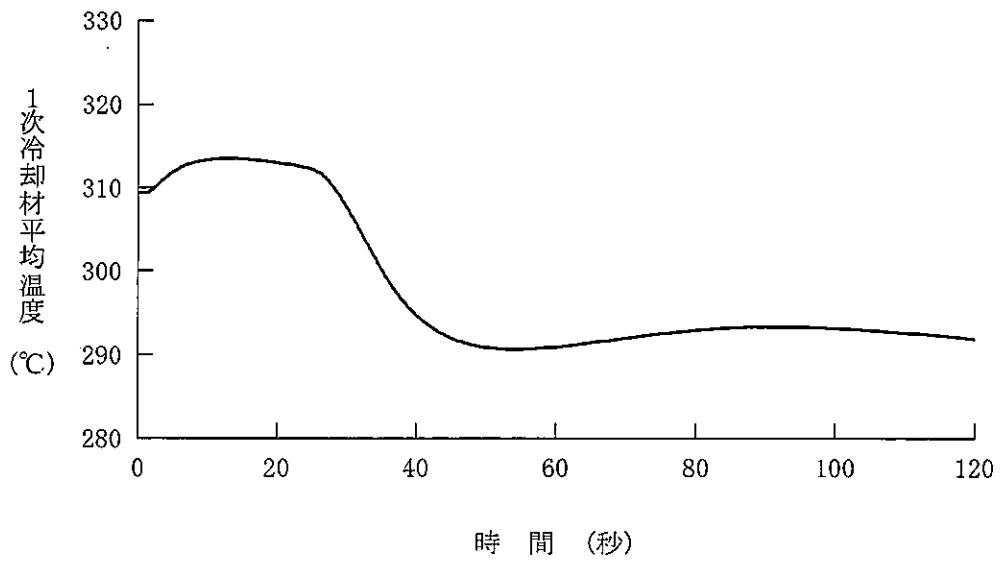


図 4.5.2.2-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

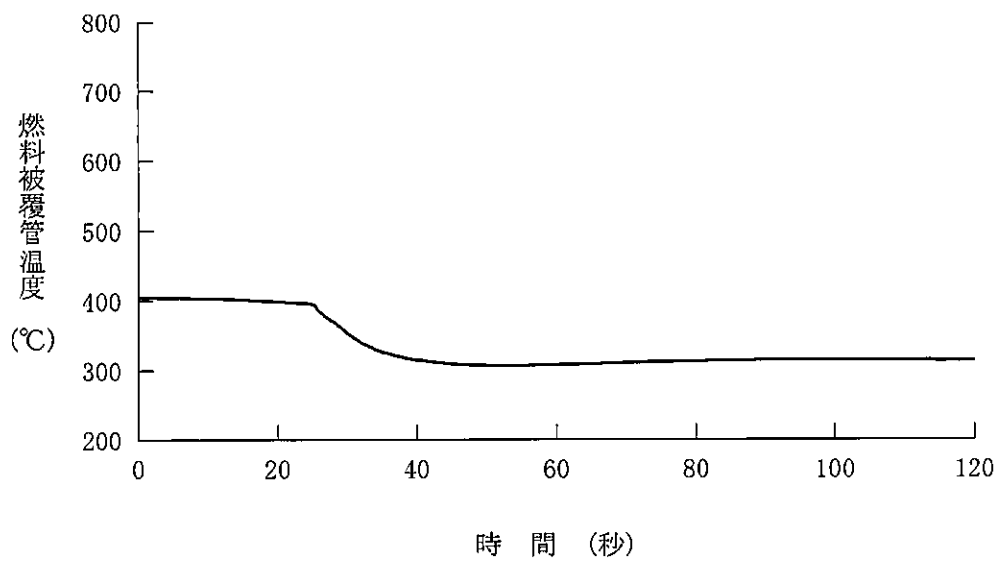


図 4.5.2.2-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

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する。その結果、炉心の冷却能力の低下によって1次冷却材温度、燃料被覆管温度及び原子炉圧力の急激な上昇を起こす事故として考える。

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

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

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

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

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常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。

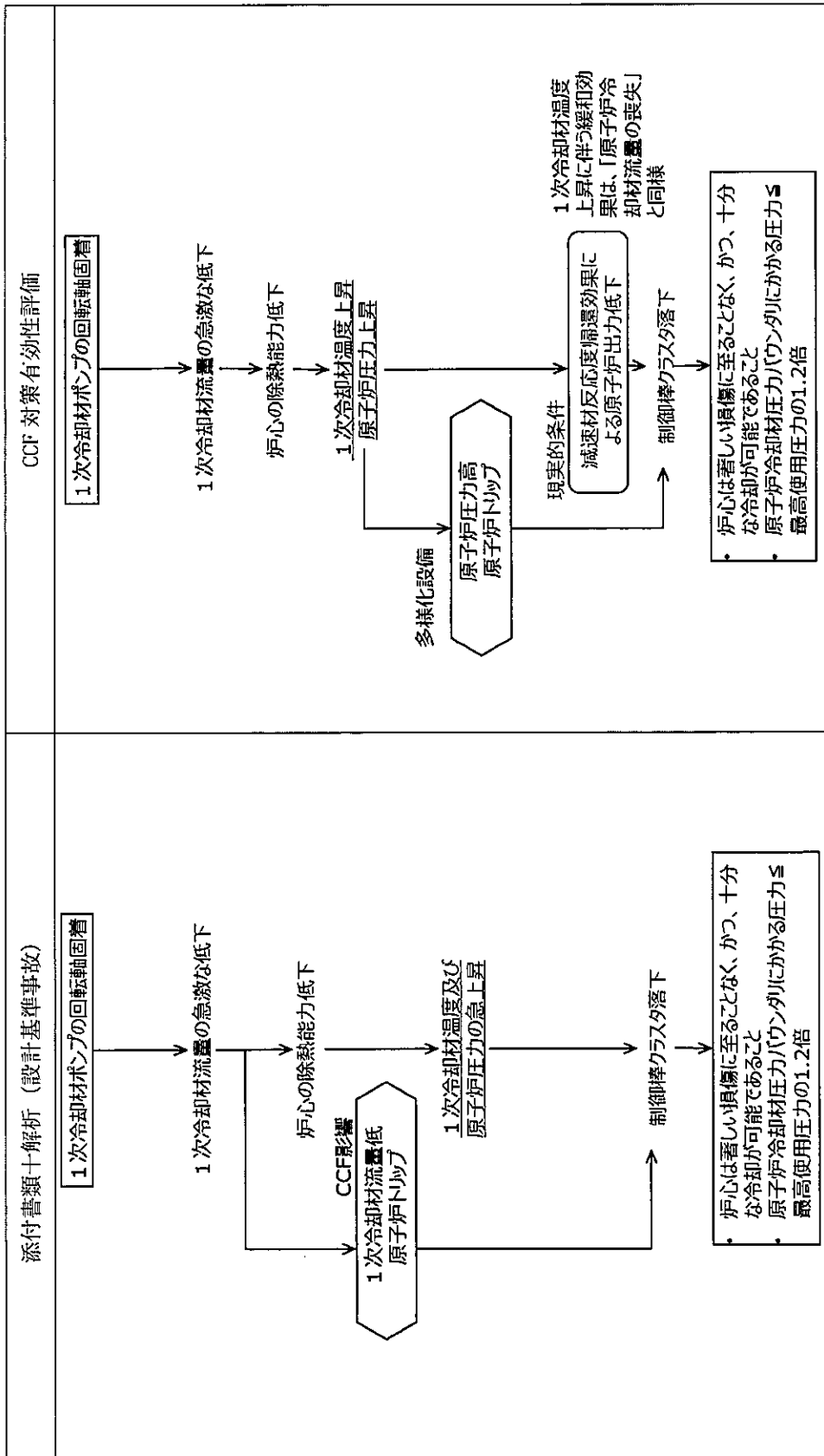


図 4.5.3-1 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象進展

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グを表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す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)

(代表3ループプラント)

	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	(燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1 1 次系圧力	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減	同左	
初期条件	原子炉出力 102% (定格+定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 304.5℃ (定格温度+定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 15.62MPa [gage] (定格圧力+定常誤差)	同左	

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

解析の条件を記載

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

(代表 3 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
突効遅発中性子割合	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/ $^{\circ}$ C	-13pcm/ $^{\circ}$ 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。
ドロッパ反応度帰還効果	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_{DH}^N 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	〔 原子炉圧力高 (多様化設備) 〕	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。

表 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ
(代表 3 ループプラント)

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

表 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析結果
(代表 3 ループプラント)

パラメータ	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 17.7 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.3 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.49 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200°C)

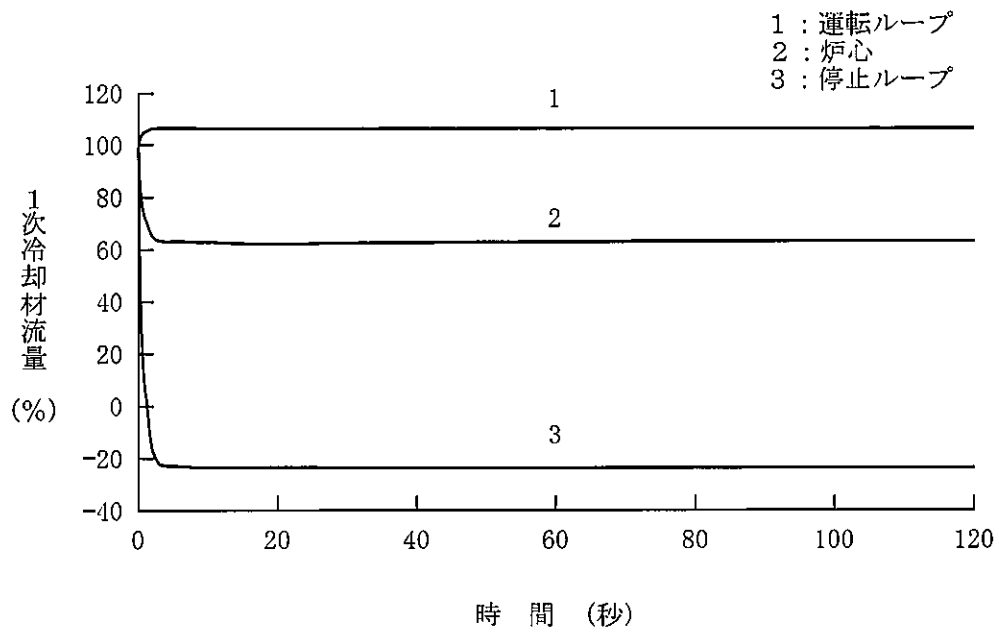


図 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

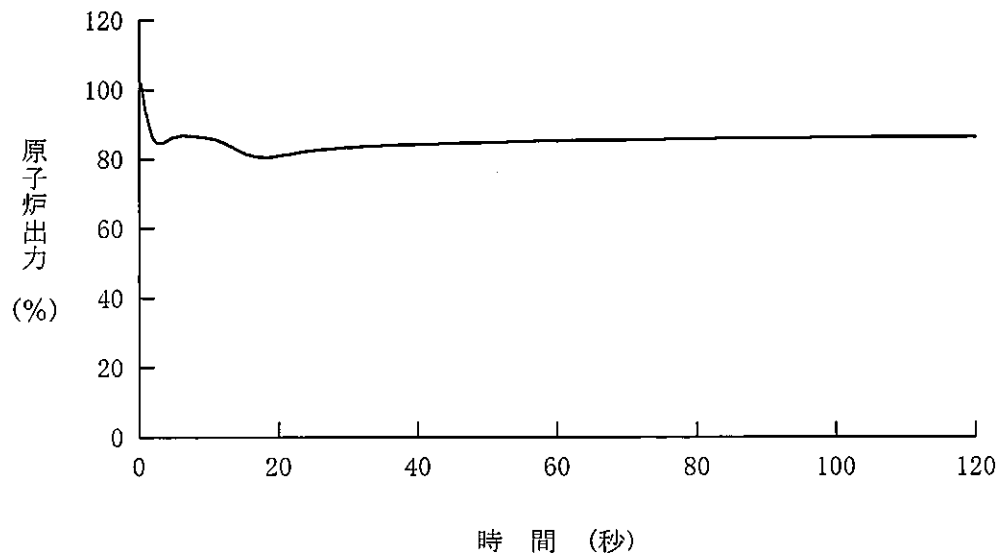


図 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

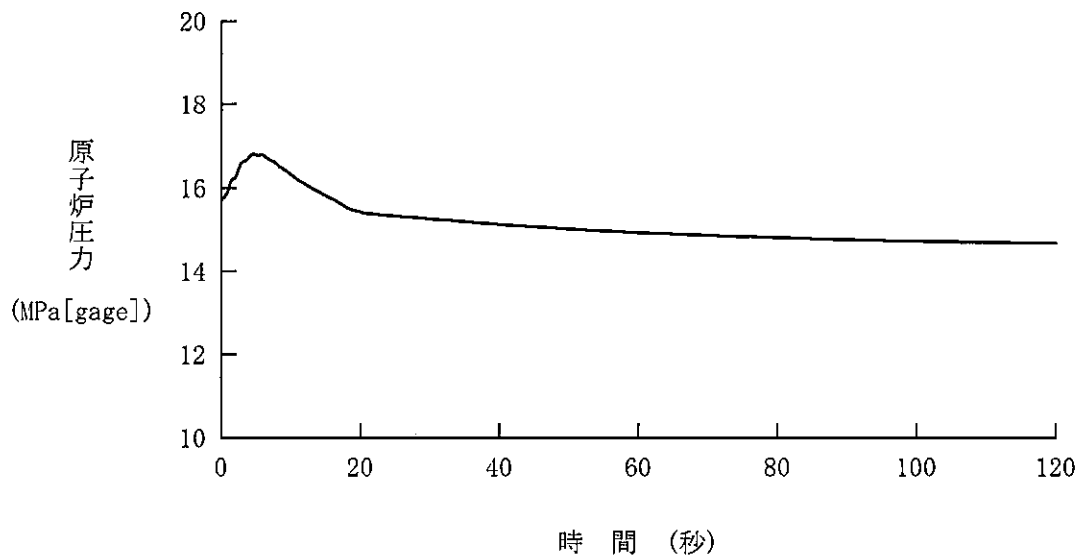


図 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

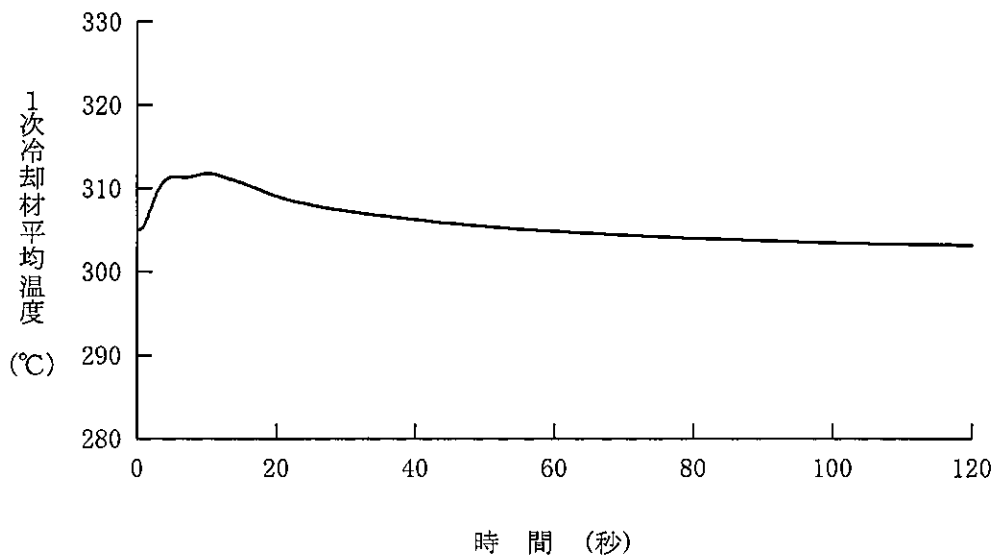


図 4.5.3.1-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

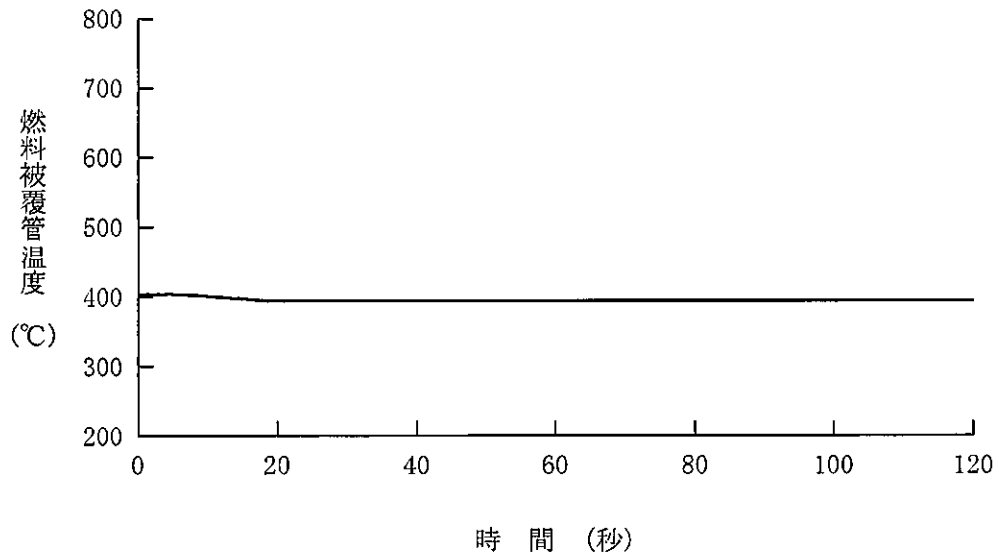


図 4.5.3.1-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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す原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

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

表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)
(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	(燃料健全性 (最小 DNBR)) *1 1 次系圧力	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減	同左	
初期	原子炉出力 102% (定格値+定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 309.3°C (定格温度+定常誤差)	同左	
条件	原子炉圧力 15.62MPa [gage] (定格圧力+定常誤差)	同左	

*1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と最小 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+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効選発中性子割合	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/ $^{\circ}$ C	-16pcm/ $^{\circ}$ 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_{DH}^N 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。

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

(代表 4 ループプラント)

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

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

(代表 4 ループプラント)

パラメータ	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 17.4 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.1 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.51 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

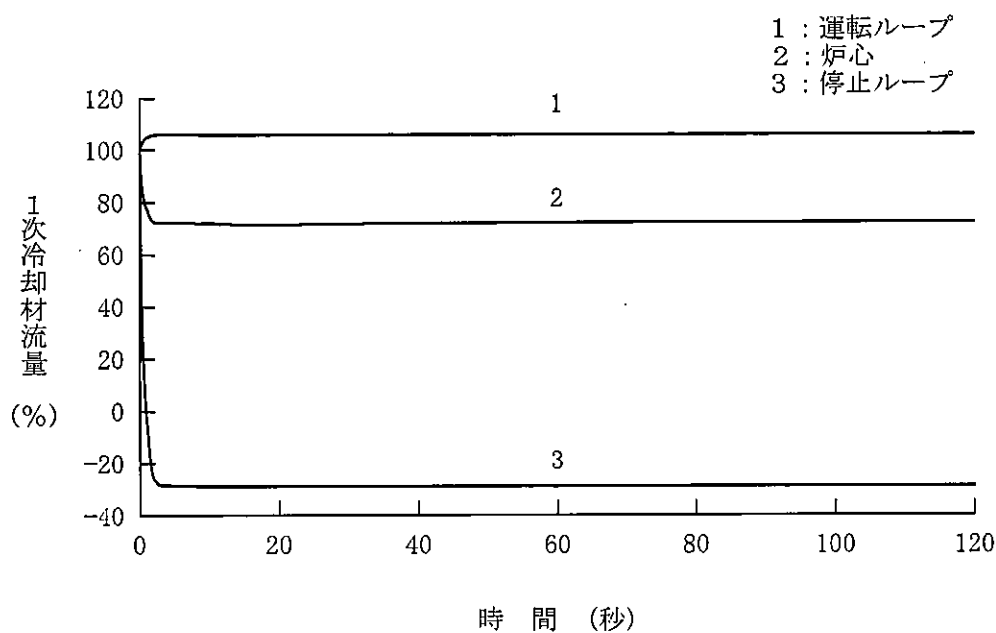


図 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

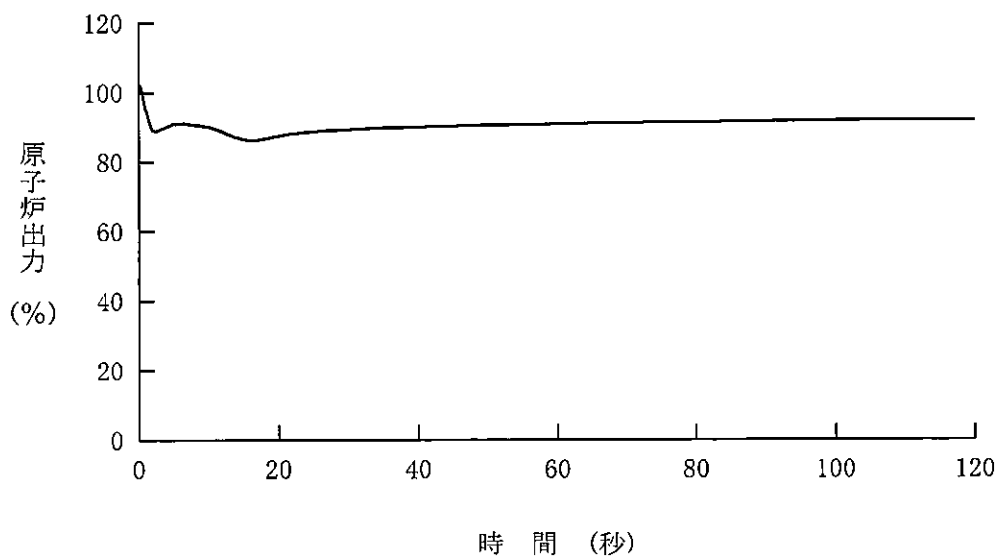


図 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

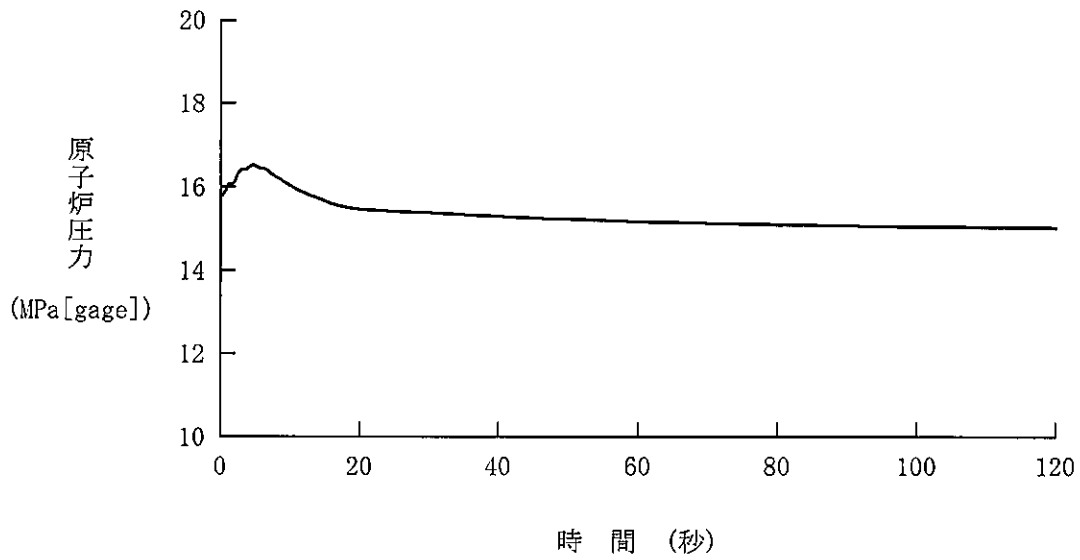


図 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

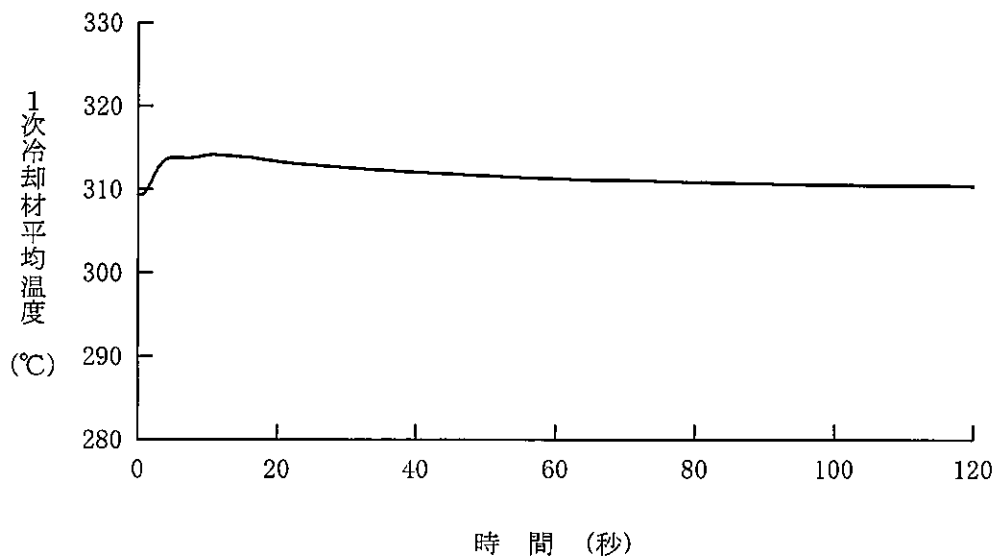


図 4.5.3.2-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

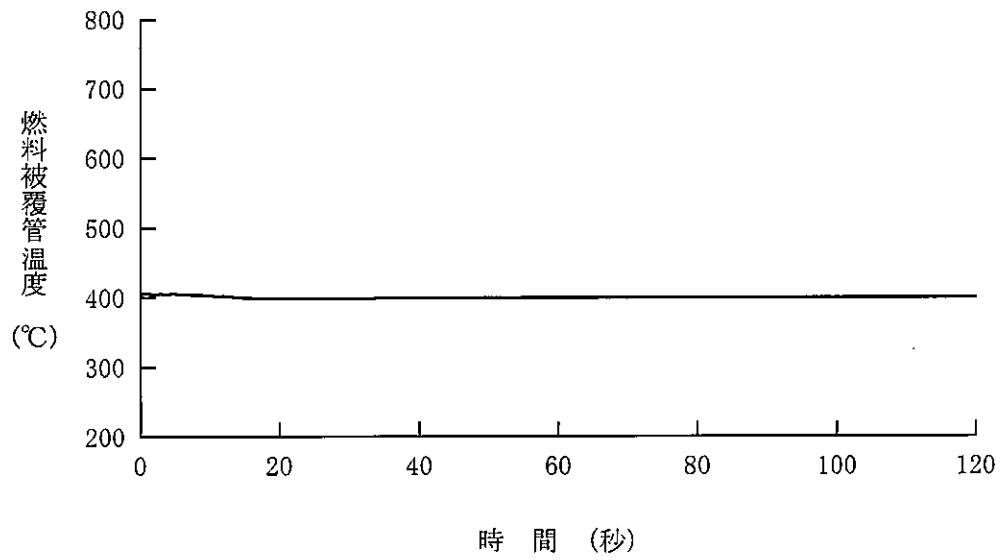


図 4.5.3.2-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.4 主給水管破断

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因で主給水管に破断が起き、蒸気発生器の2次側に液相を保てるだけの十分な給水を送れない程大きな主給水配管の破断により原子炉の冷却能力が低下し1次冷却系の温度、圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。

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

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

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

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

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

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

ること。

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

a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。

a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

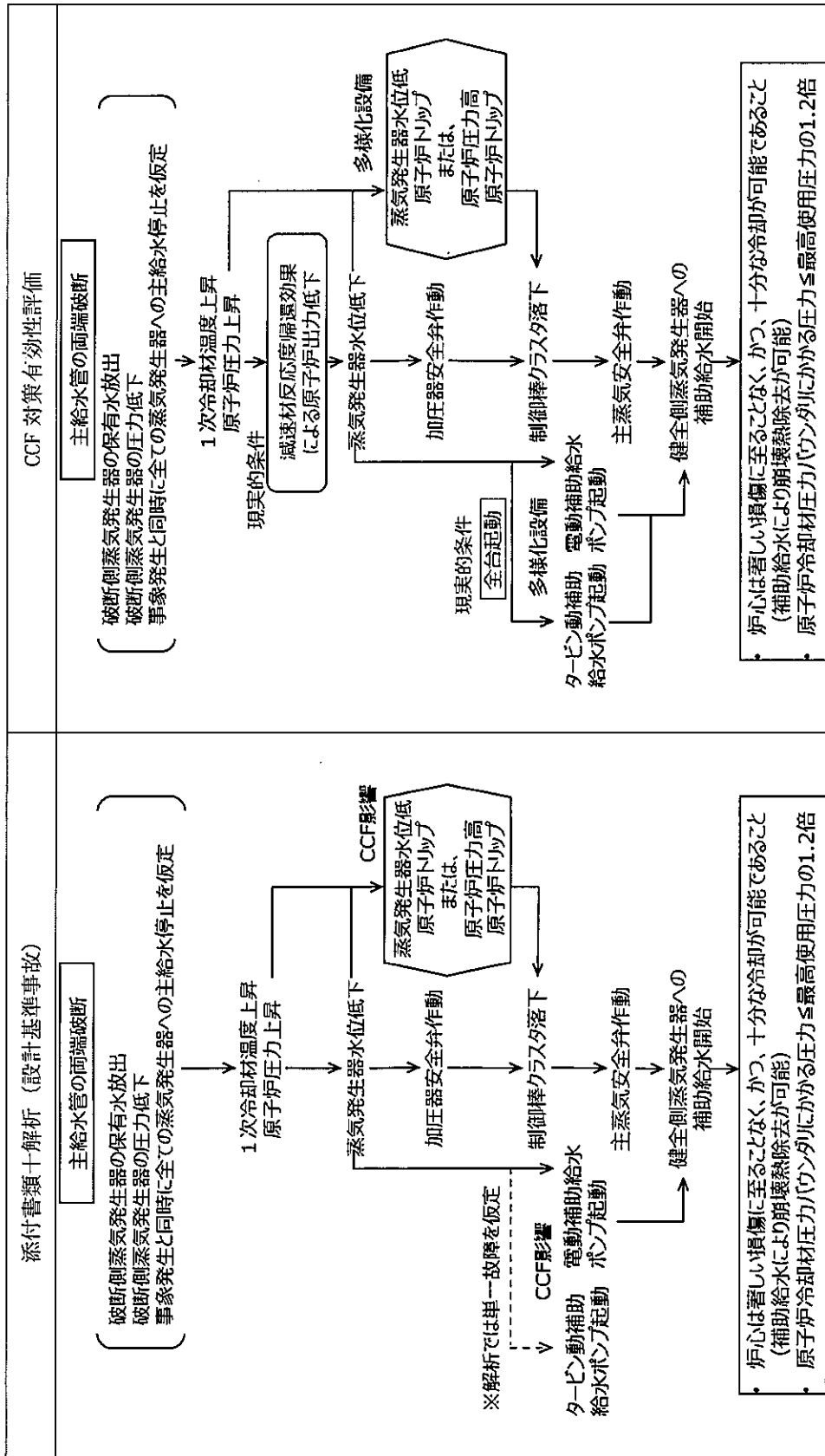


図 4.5.4-1 「主給水管破断」の事象進展

4.5.4.1 代表3ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表4.5.4.1-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料被覆管温度（及び1次系圧力）を評価対象としているため、ペレット発熱量の観点から、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

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

そのほか、設計基準事故の解析では主給水管破断直後の蒸気発生器2次側保有水の流出は液相放出を仮定しているが、CCF 対策有効性評価では現実的な想定として主給水管破断直後から二相状態での放出を考慮している。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.5.4.1-2に、主要な解析結果を表4.5.4.1-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.5.4.1-1から図4.5.4.1-6に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水管破断発生直後は、破断口から蒸気発生器2次側保有水が二相状態にて流出することで1次冷却材が冷却され、減速材反応度帰還効果による正の反応度添加

により炉心出力が上昇する。その後、破断口からの放出が継続して蒸気発生器での除熱能力が低下するため、1次系としては過冷却状態を脱して1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇に転ずる。事故発生約26秒後に破損側および健全側蒸気発生器の狭域水位が「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達することで、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号が発信され、約38秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、1次冷却材温度、圧力の上昇は抑えられる。その後、蒸気発生器の水位低下などから異常を検知し、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の10分後に破損側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行い、健全側蒸気発生器への補助給水が開始される。これにより補助給水による除熱が有効となり、崩壊熱及び他の残留熱を上回る除熱が確保されることで1次冷却材温度、圧力は低下する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、燃料被覆管温度の最大値は約406℃にとどまる。また蒸気発生器2次側保有水の流出として主給水管破断発生直後から二相状態を考慮したことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.1MPa[gage]にとどり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェアCCFが重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.4.1-1 主給水管破断＋ソフウェア 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 FACTRAIN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1	1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	主給水管両端破断 (破断直後は液相放出)	主給水管両端破断 (破断直後から二相放出考慮)	現実的な二相放出を考慮。
初期条件	原子炉出力 (定格値＋定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 (定格温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 (定格圧力＋定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	

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

表 4.5.4.1-1 主給水管破断ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)
(代表 3 ループプラント)

	添付書類十解析 (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	0pcm/°C	-13pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	—	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
炉心崩壊熱	サイクル末期炉心の 保守的な値を設定※2	同左	
単一故障	タービン動補助給水 ポンプ 1 台故障	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	なし	あり	現実的条件として、外部電源ありを想定。
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高、又は 蒸気発生器水位低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
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 (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°C (≤ 1200°C)

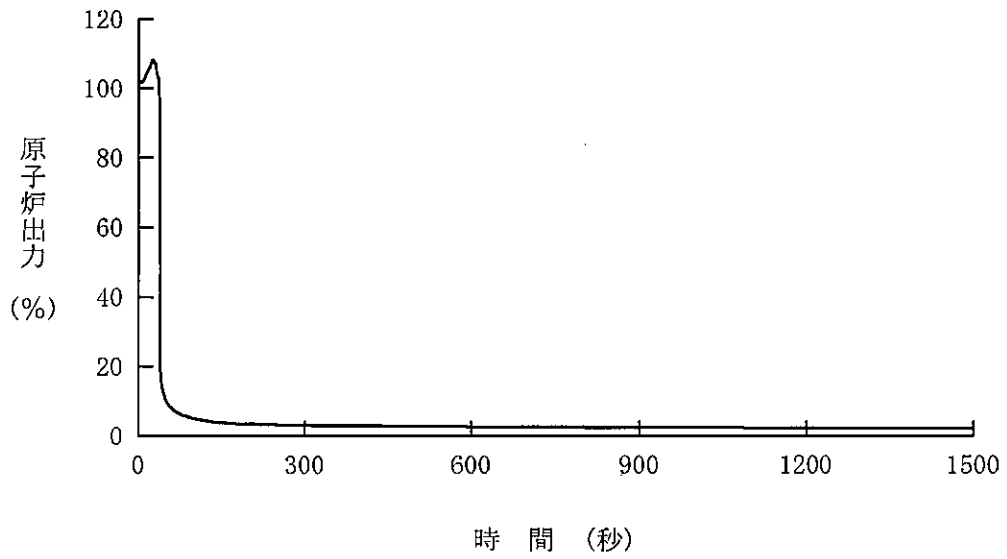


図 4.5.4.1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

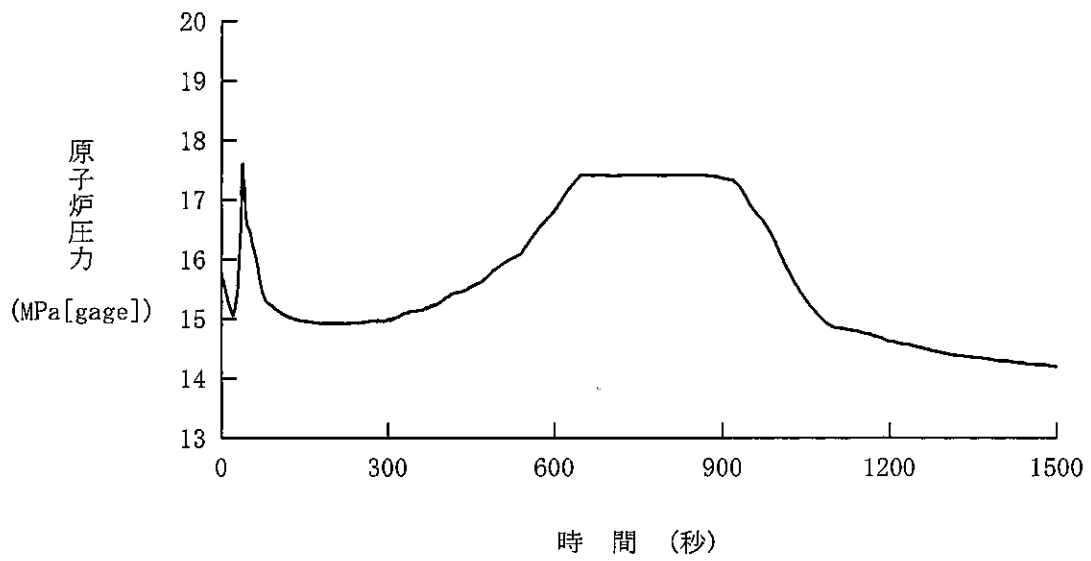


図 4.5.4.1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

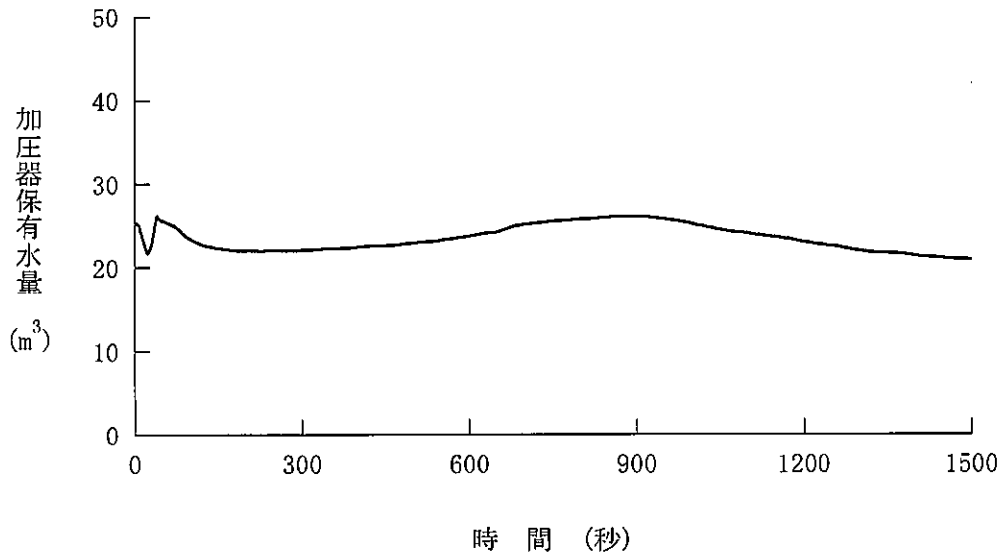


図 4.5.4.1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(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

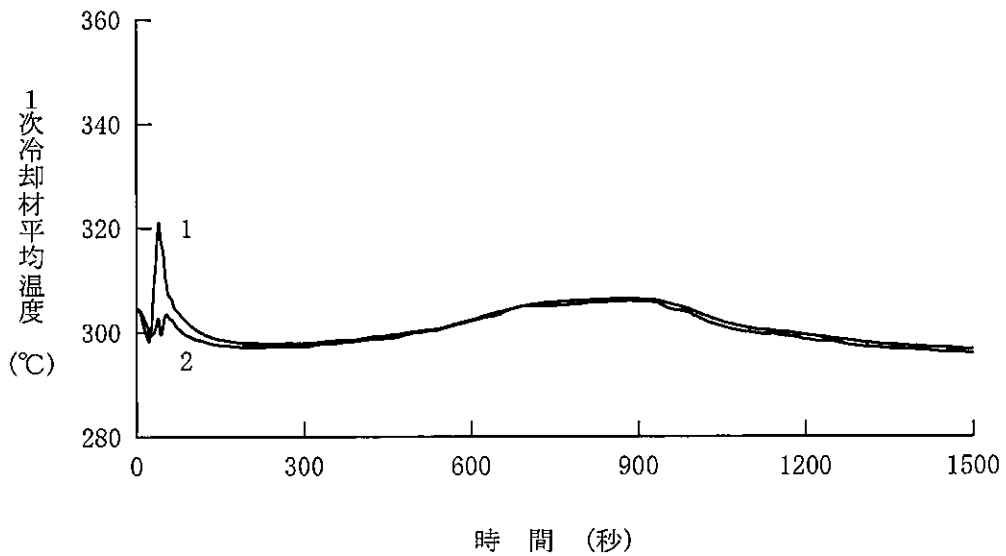


図 4.5.4.1-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

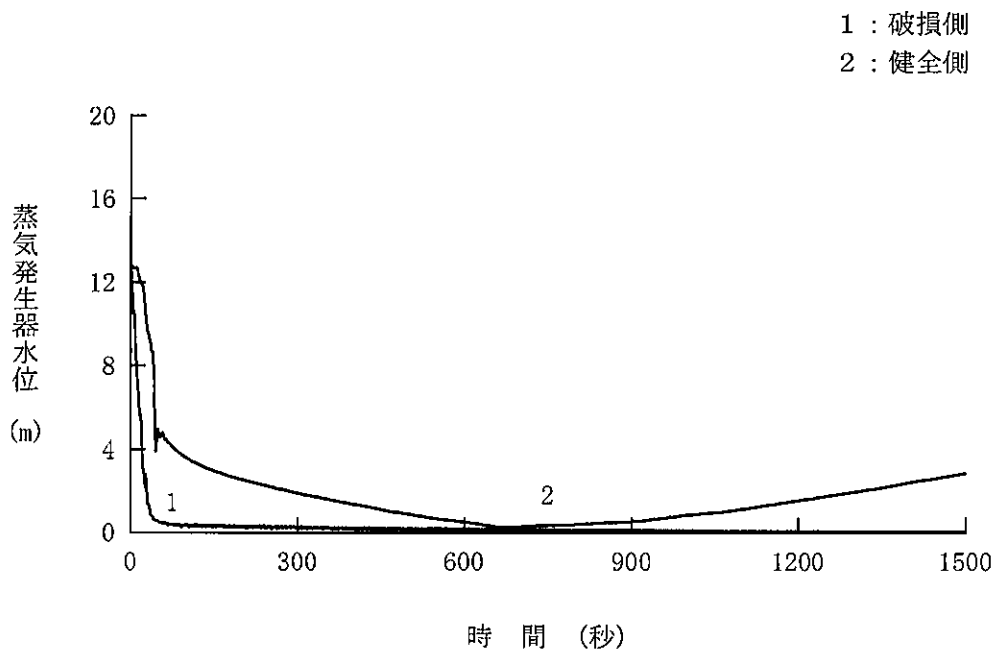


図 4.5.4.1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

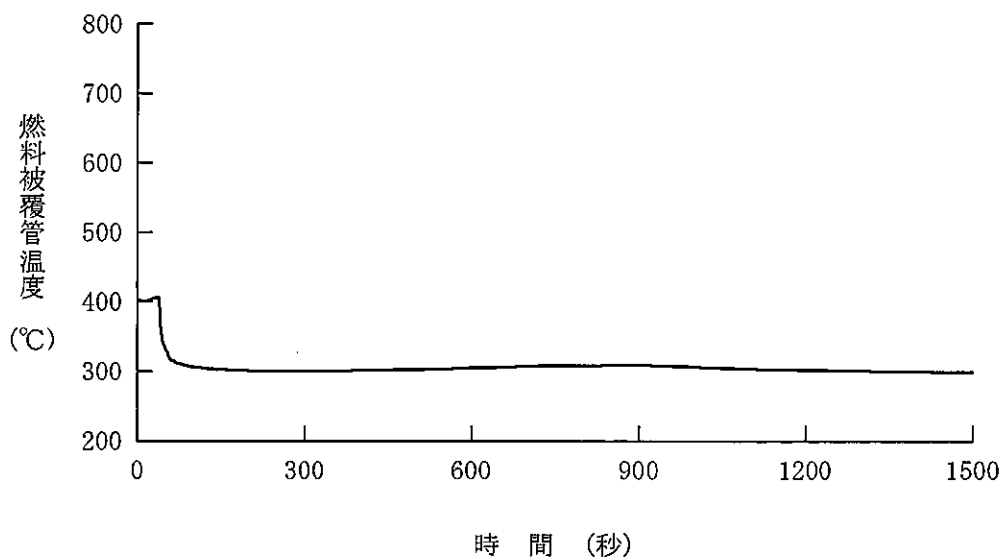


図 4.5.4.1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

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+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 サイクル初期	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		同左	
事故条件	主給水管両端破断 (破断直後は液相放出)	主給水管両端破断 (破断直後から二相放出考慮)	現実的な二相放出を考慮。
初期条件	原子炉出力 (定格値+定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 (定格温度+定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 (定格圧力+定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec (最大値)	同左	

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

表 4.5.4.2-1 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)
(代表 4 ループプラント)

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	—	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
炉心崩壊熱	サイクル末期炉心の 保守的な値を設定※2	同左	
単一故障	タービン動補助給水 ポンプ 1 台故障	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	なし	あり	現実的条件として、外部電源ありを想定。
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高、又は 蒸気発生器水位低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
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°C (≤ 1200°C)

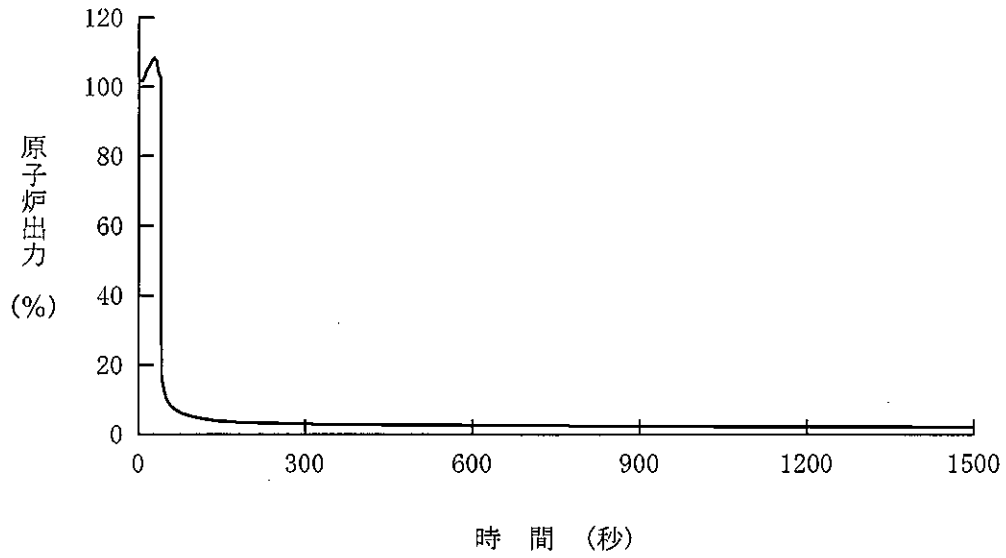


図 4.5.4.2-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

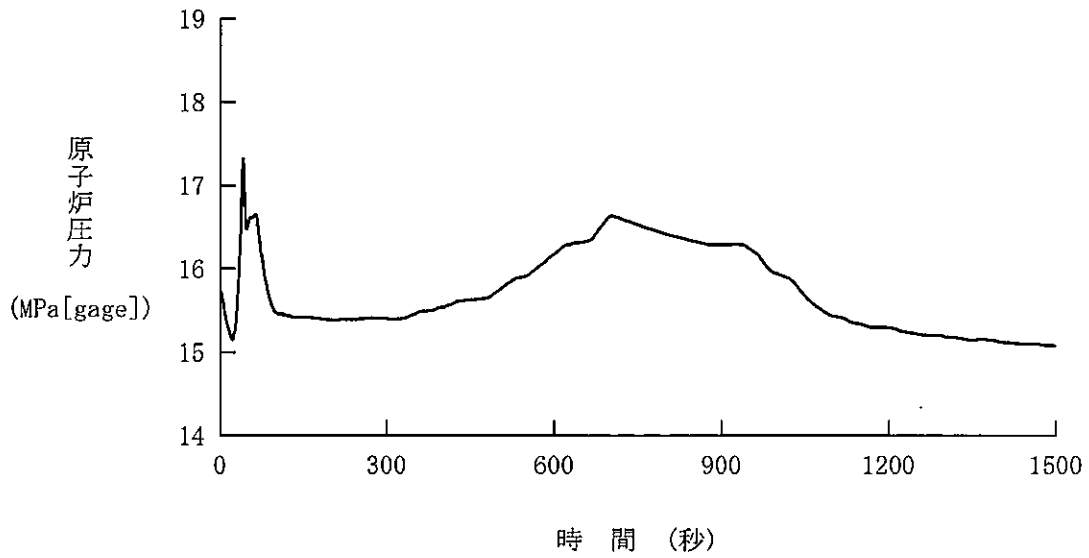


図 4.5.4.2-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

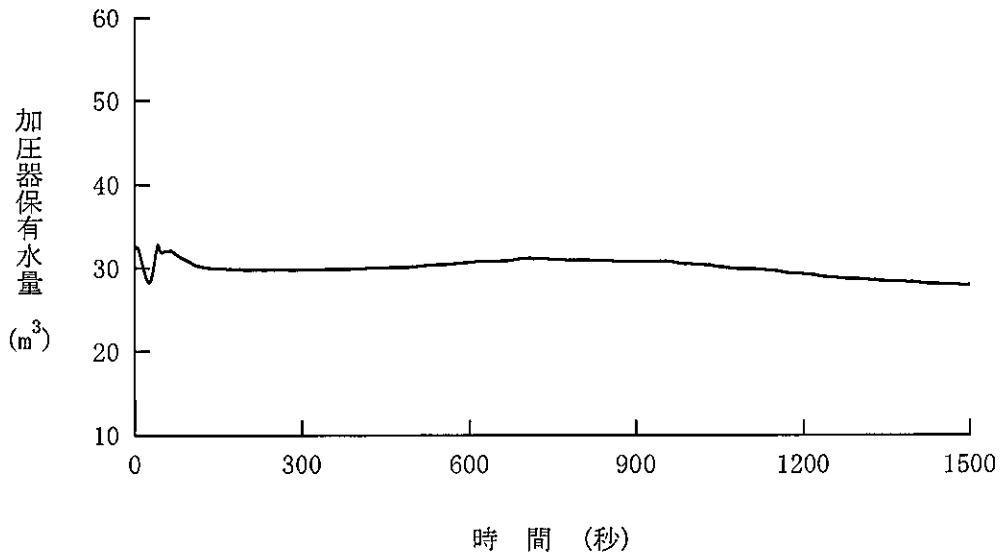


図 4.5.4.2-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側

2 : 健全側

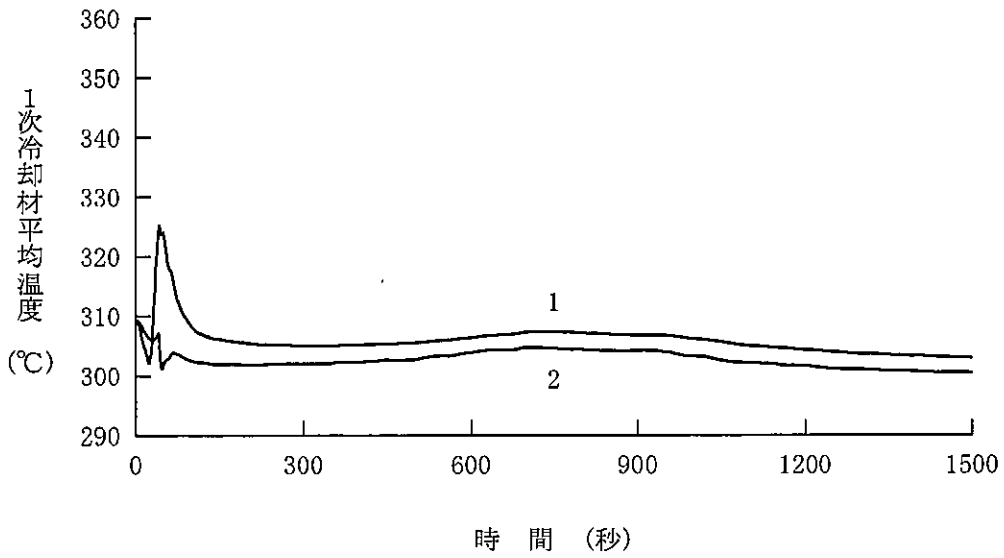


図 4.5.4.2-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

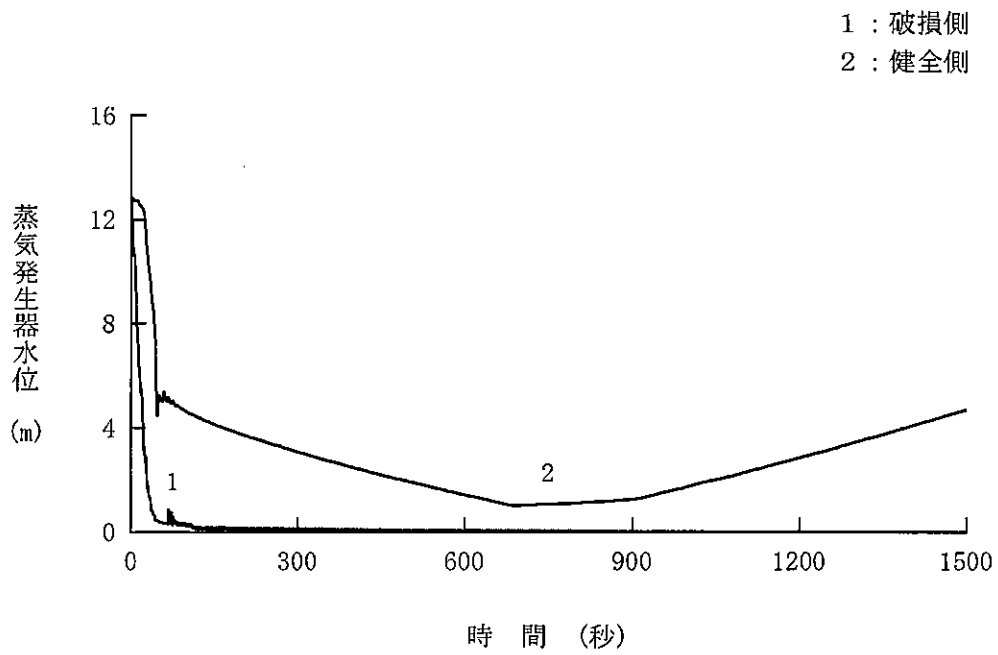


図 4.5.4.2-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)

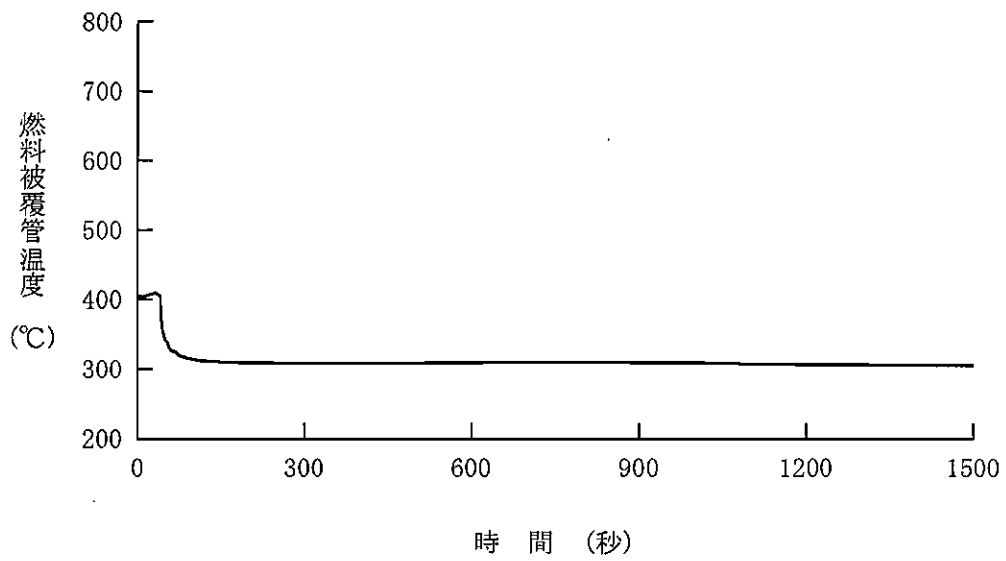


図 4.5.4.2-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.5 主蒸気管破断

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

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

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

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.5-1 に示す。

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

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

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

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である
17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。

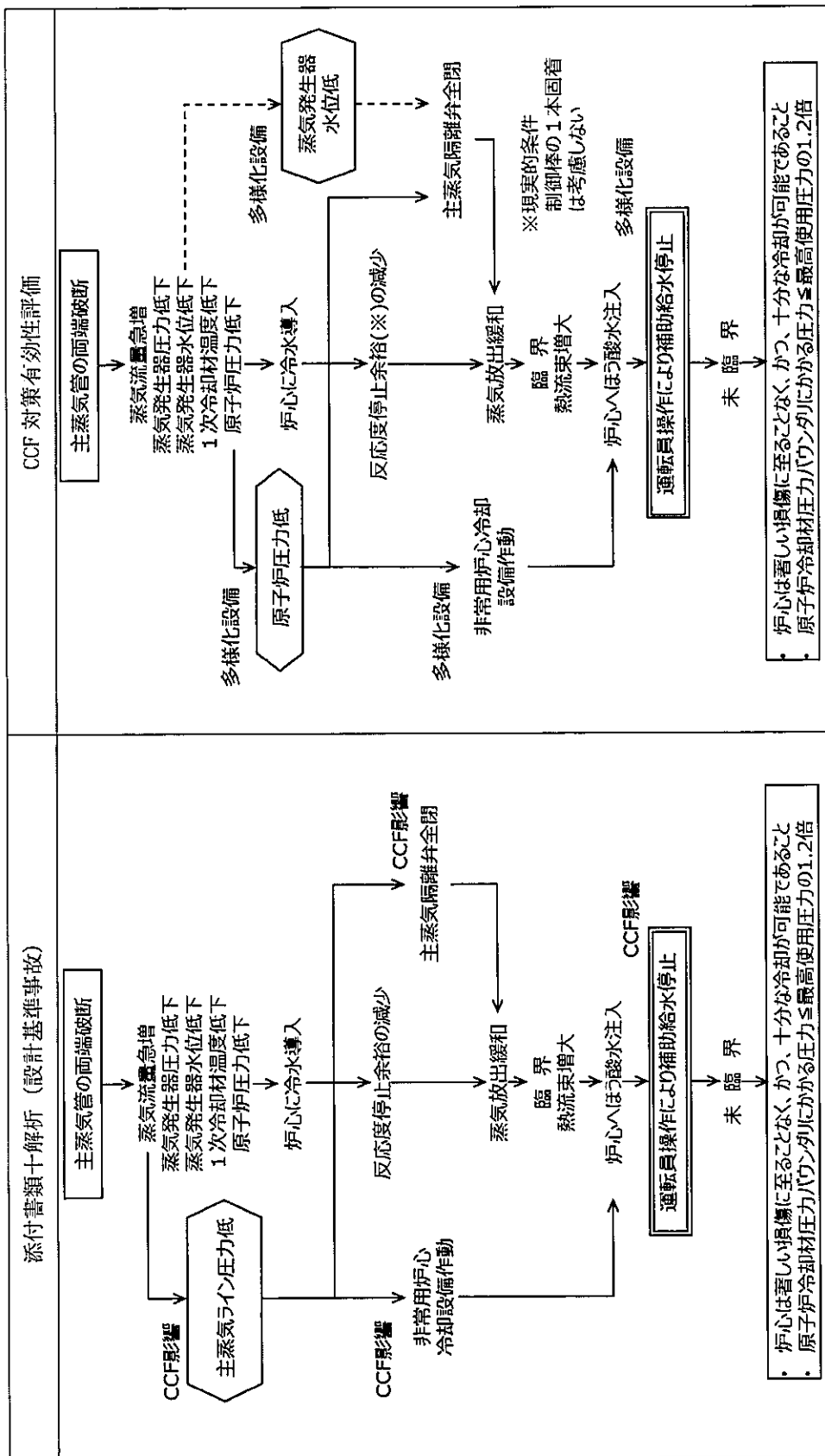


図 4.5-5-1 「主蒸気管破断」の事象進展

4.5.5.1 代表3ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表4.5.5.1-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料健全性に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価される。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

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

(2) 解析結果

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

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

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の1本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約323℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、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 THING-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 1 次冷却材平均温度 原子炉圧力	10 ⁻¹ % (零出力)	
	286.1℃ (無負荷温度)	
	15.4MPa[gage] (定格圧力)	
実効遅発中性子割合	同左	
即発中性子寿命	同左	
減速材反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+25%) 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。
		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	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	解析コードが直接計算 (定格運転状態で F_0 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	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)	現実的条件として、制御棒の全挿入状態を考慮。
単一故障	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	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	原子炉圧力異常低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
主蒸気隔離信号	原子炉圧力低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不作動。
ECCS ほう素濃度	同左	
運転員操作時間	事故検知後 10 分	

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℃)

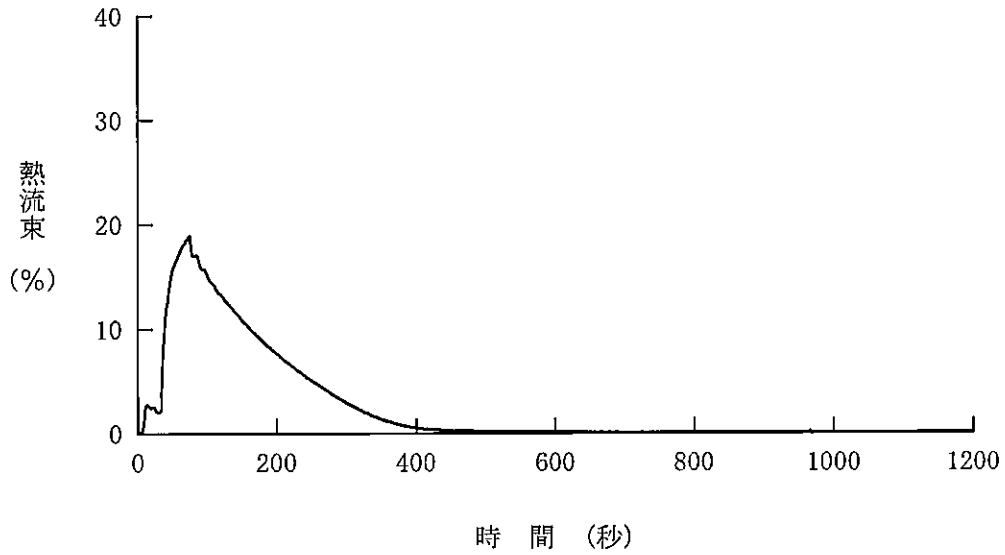


図 4.5.5.1-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、熱流束)

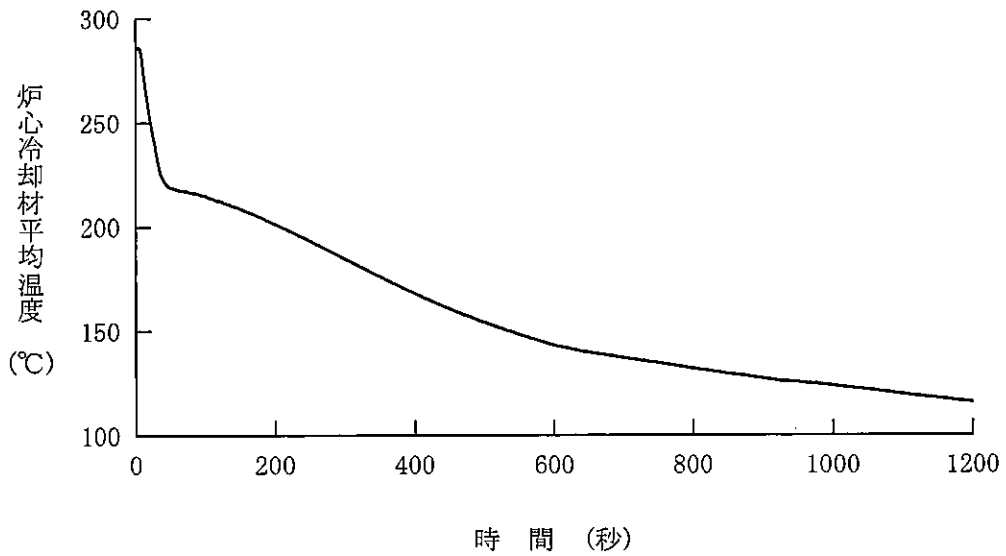


図 4.5.5.1-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

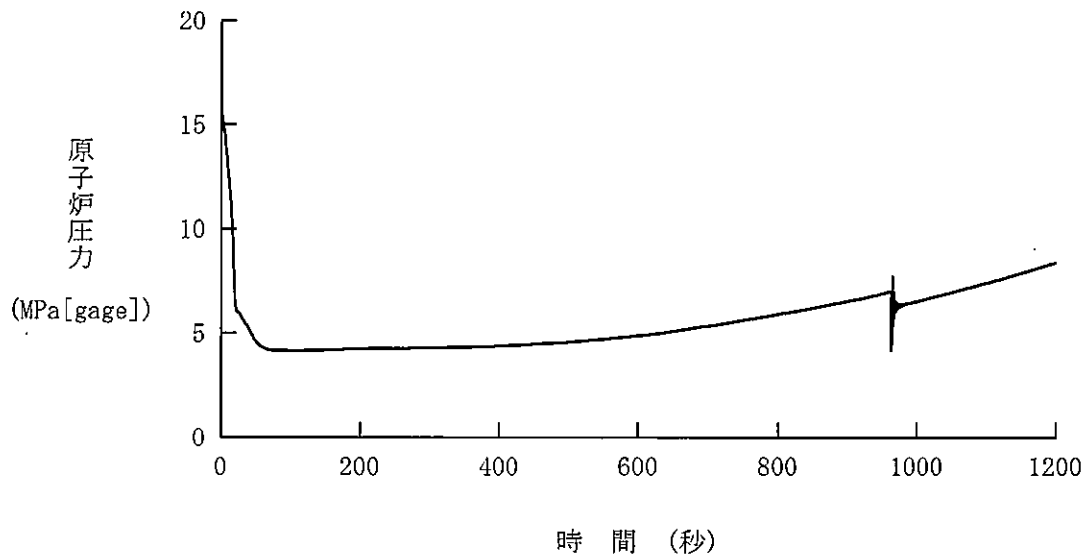


図 4.5.5.1-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

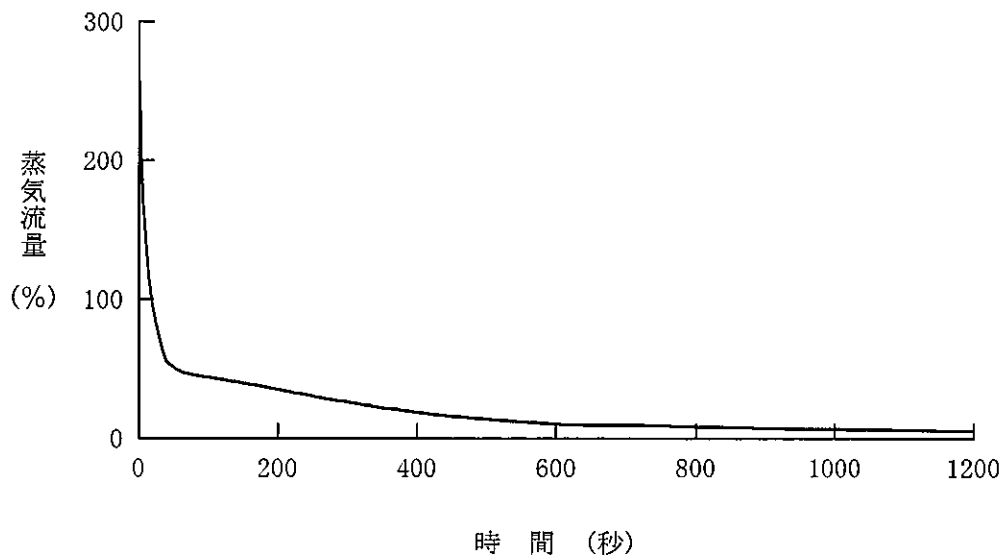


図 4.5.5.1-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気流量)

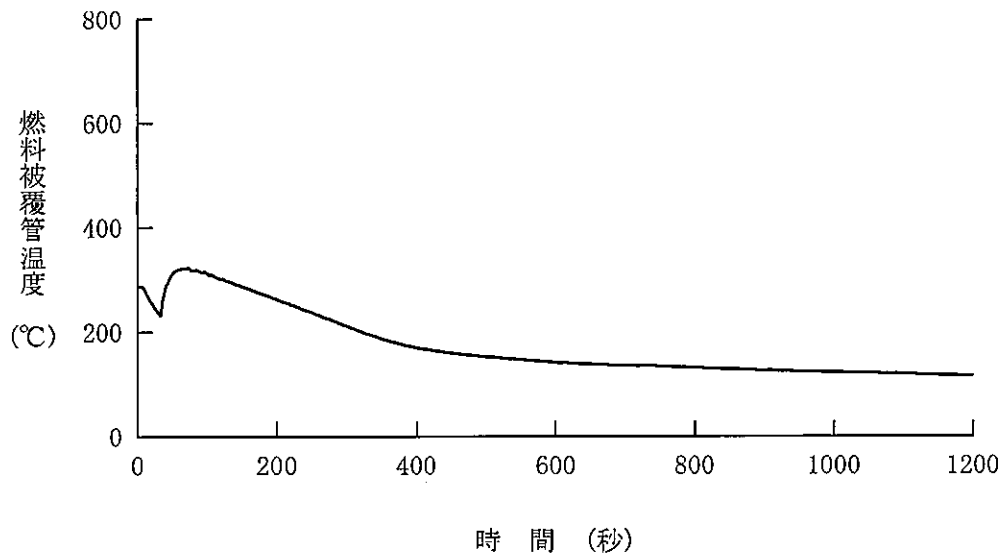


図 4.5.5.1-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF

(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激しくなるように選定している。主要解析条件を表4.5.5.2-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は DNBR を対象とした評価であり、冷却材条件の影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料健全性に関しては燃料被覆管温度を対象とした評価としているため、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価される。また、解析コードの違いは熱水路係数の設定にも影響しており、設計基準事故の添付書類十解析では過渡解析によるパラメータを用いた静的計算により出力分布を評価しているのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは核定数(断面積)変化に基づき出力分布が評価される。

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

(2) 解析結果

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

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

これら事象進展の間、臨界到達後の出力上昇が大きくなる方向ではあるものの、現実的想定により制御棒の 1 本固着を考慮していないこと、及び、現実的な反応度帰還効果により、燃料被覆管温度の最高値は約 348℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、1 次冷却系の冷却により事象初期に圧力が一旦低下するものの、高圧注入系からのほう酸水の注入や、炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力が徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	MARVEL ANC THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	燃料健全性 (最小 DNBR)	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル末期	同左	
事故条件	主蒸気管両端破断	同左	
初期条件	原子炉出力 10 ⁻¹ % (零出力)	同左	
	1 次冷却材平均温度 291.7°C (無負荷温度)	同左	
	原子炉圧力 15.4MPa[gage] (定格圧力)	同左	
実効遅発中性子割合	0.44 % (最小値)	同左	
即発中性子寿命	20 μsec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	減速材密度と反応度の関数 + 反応度荷重係数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心-25%)	現実的条件として、制御棒全挿入状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。

表 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフウェア CCF の主要解析条件 (2)
(代表 4 ループプラント)

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

表 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

事象	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
主蒸気管の破断	0 秒	0 秒
ECCS 作動限界値到達	約 2 秒 (主蒸気ライン圧力低)	約 13 秒 (多様化設備 : 原子炉圧力低)
主蒸気隔離弁全閉	約 10 秒	約 28 秒
高圧注入ポンプ作動	約 17 秒	約 33 秒
破損側蒸気発生器への 補助給水停止	約 644 秒	約 655 秒

表 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

パラメータ	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
熱流束最大値	定格出力の約 20 %	定格出力の約 30 %
最小 DNBR (判断基準)	約 1.55 (> 1.30)	— —
燃料被覆管温度最大値 (判断基準)	— —	約 348℃ (≤ 1200℃)

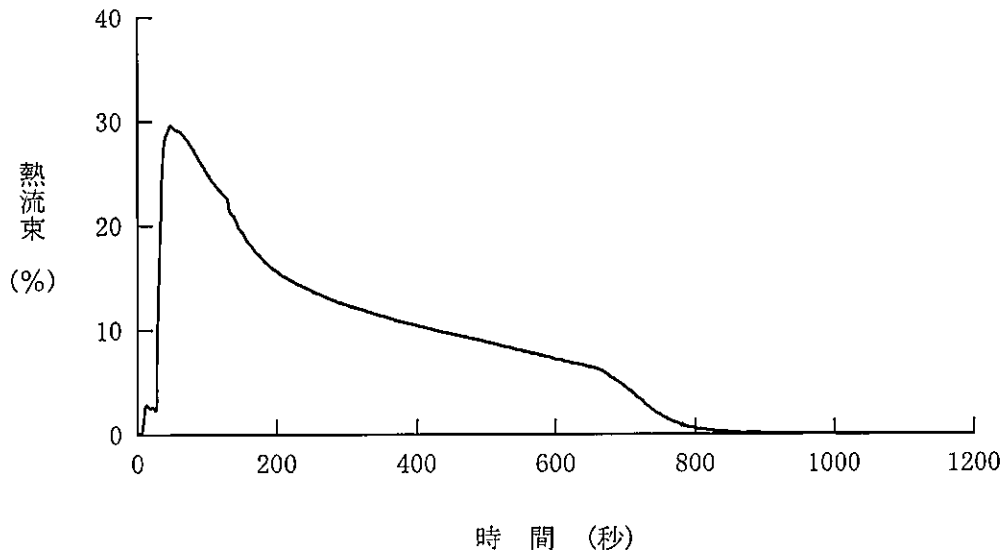


図 4.5.5.2-1 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、熱流束)

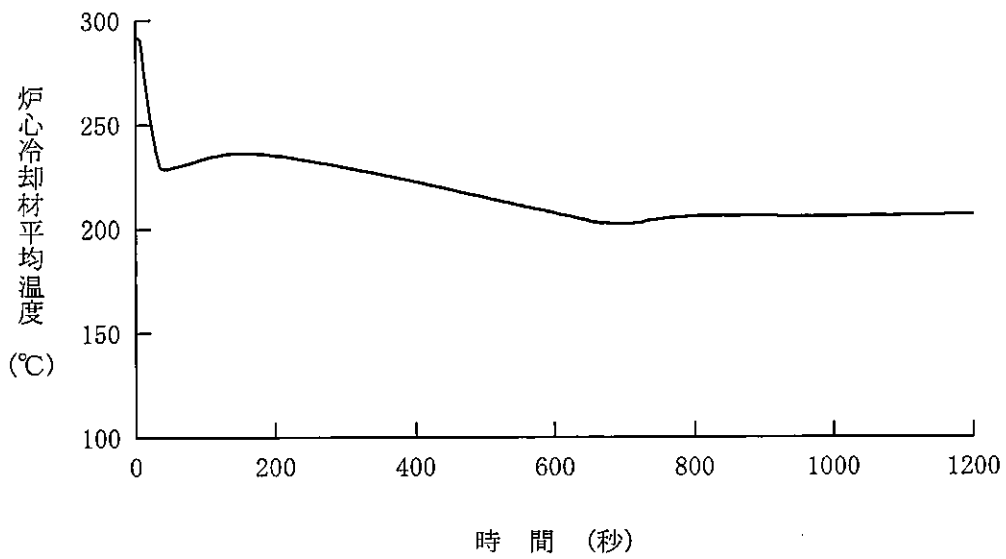


図 4.5.5.2-2 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、炉心冷却材平均温度)

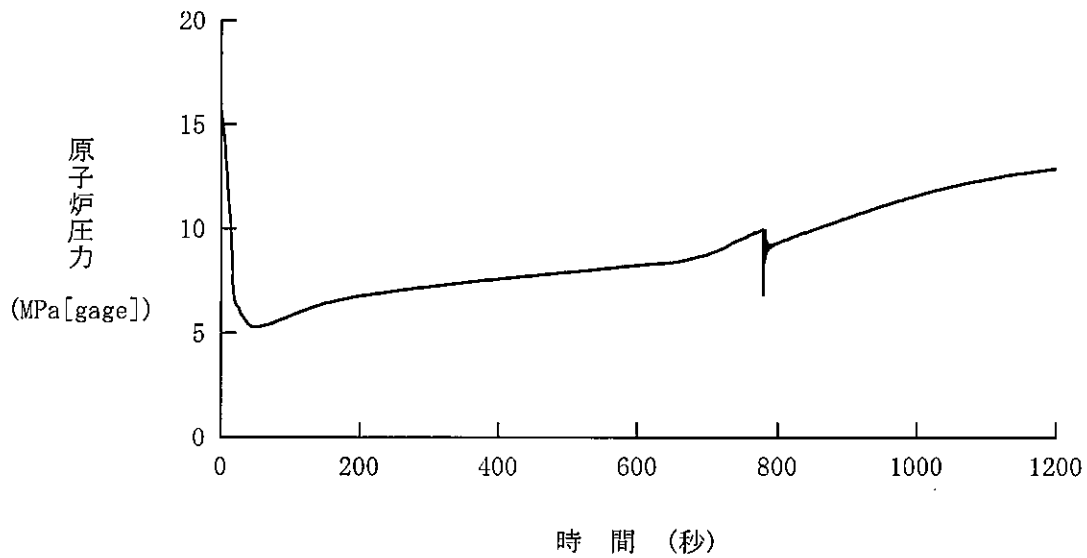


図 4.5.5.2-3 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

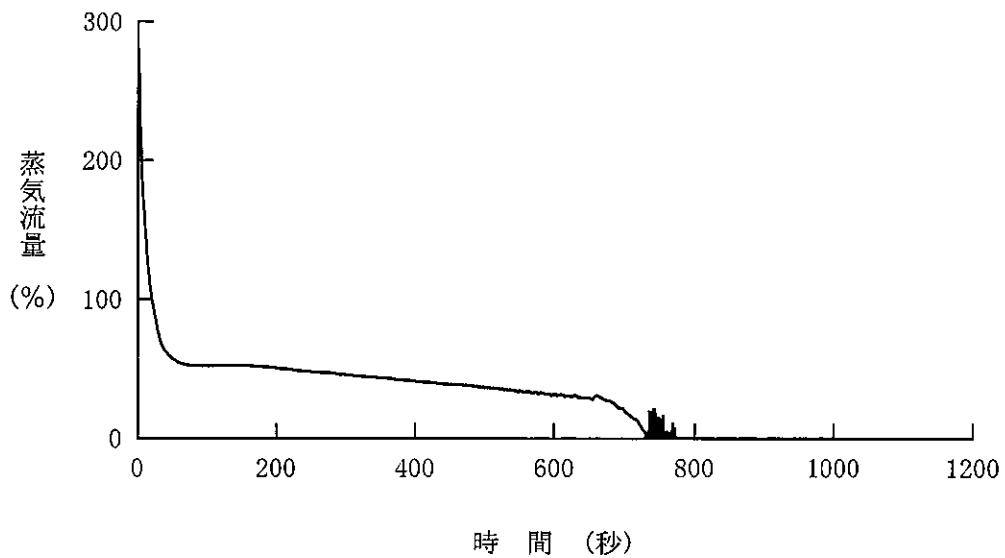


図 4.5.5.2-4 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、蒸気流量)

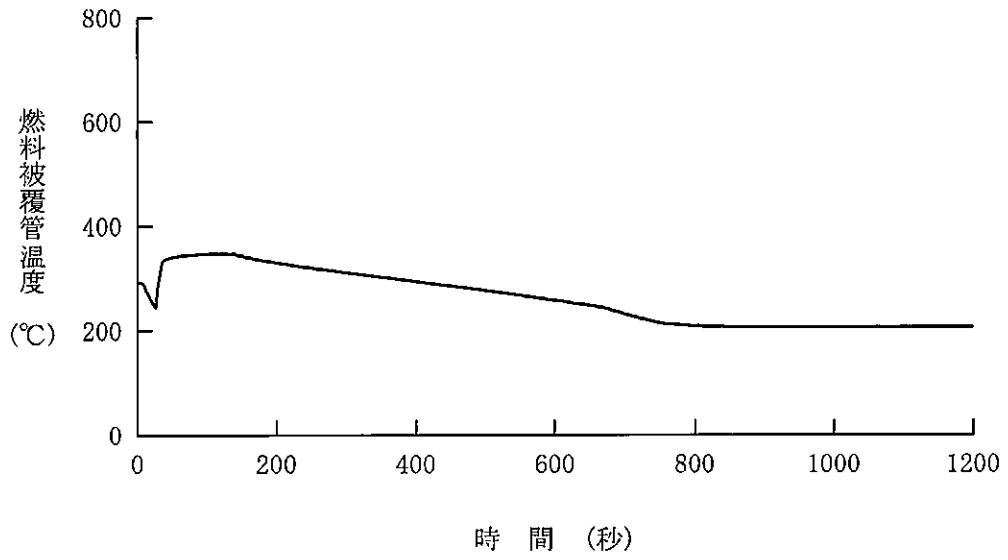


図 4.5.5.2-5 主蒸気管破断+ソフトウェア CCF
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.6 制御棒飛び出し

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

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

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

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.6-1 に示す。

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

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

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

示された、以下の判断基準も適用する。

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

これらに加え、被覆管形状維持の確認として、

- e. 被覆管最高温度は 1,200°C 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)

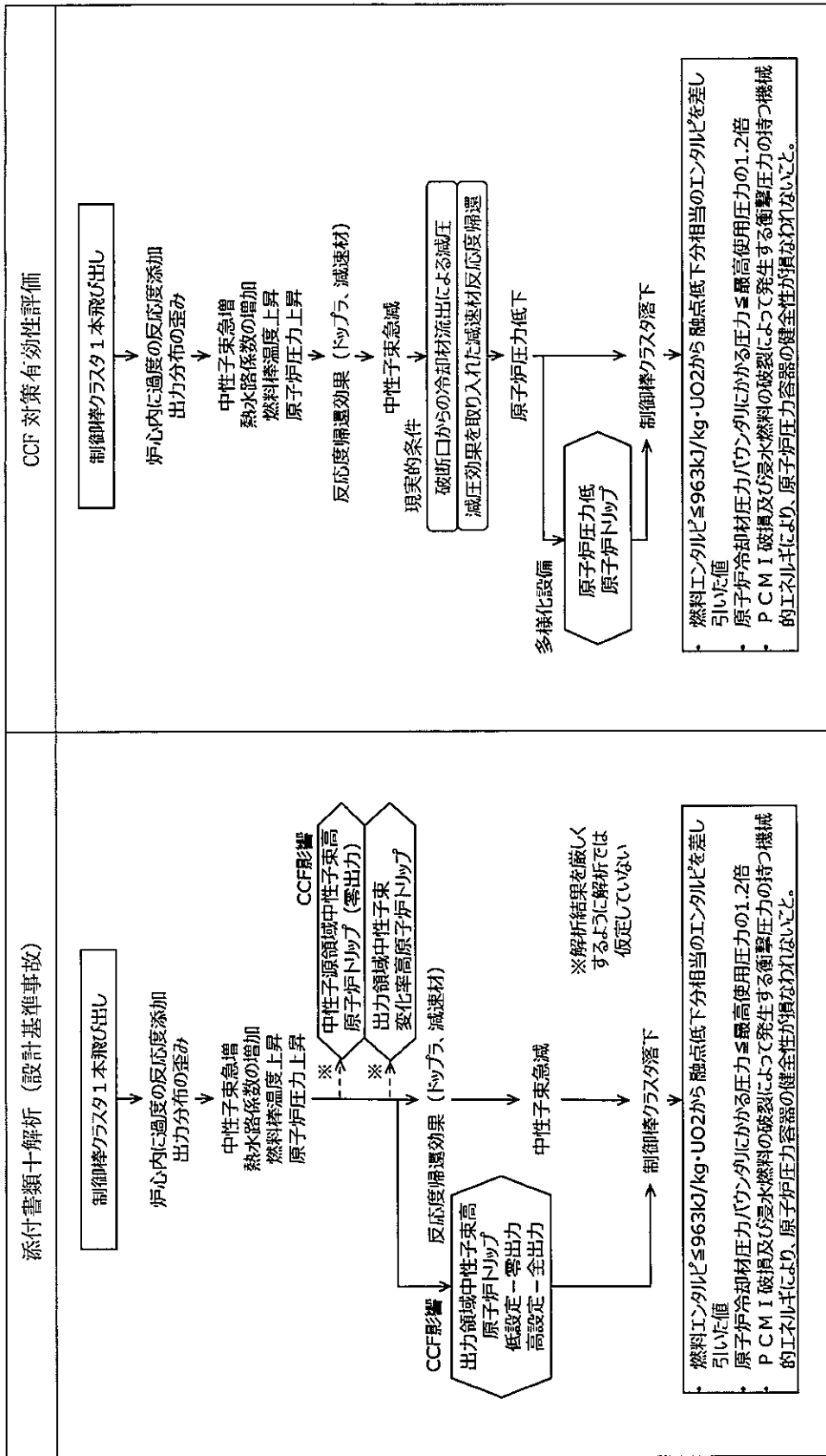


図 4.5.6-1 「制御棒飛び出し」の事象進展

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

主要な事象クロノジを表 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 $2376^{\circ}C$ 、 MOX 燃料で約 $2350^{\circ}C$ 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、燃料ペレットの熔融は起こらない（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 $408^{\circ}C$ 、 MOX 燃料で約 $408^{\circ}C$ 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、ペレットの熔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、燃料被覆管の熔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 $878^{\circ}C$ 、 MOX 燃料で約 $890^{\circ}C$ であり判断基準（4.5.6 e 項）を満足している。

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

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

このように、本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)
(代表3ループプラント)

	添付書類+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
初期条件	原子炉出力 ----- 102% (高温全出力) (定格値+定常誤差) ----- 10 ⁻⁷ % (高温零出力) (零出力)	同左	
	1次冷却材平均温度 ----- 304.5℃ (高温全出力) (定格温度+定常誤差) ----- 288.3℃ (高温零出力) (無負荷温度-定常誤差)	同左	
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	
	----- 0.43% (最小値) (高温全出力) ----- 0.40% (最小値) (高温零出力)	同左	
即発中性子寿命	5 μ sec (最小値) (高温全出力) ----- 6 μ sec (最小値) (高温零出力)	同左	

表 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (3)
(代表 3 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
減速材反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	-13pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)	同左	
ドップラ反応度帰還効果	解析コードが直接計算 (高温全出力) (基準とする平衡炉心-20%)	同左	
	解析コードが直接計算 (高温零出力) (基準とする評価用炉心-20%)	同左	
飛び出し後の熱水路係数	5.0 (高温全出力)	同左	
	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。
	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)			
原子炉トリップ信号			

表 4.5.6.1-2 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ（代表 3 ループプラント）

事象	添付書類＋解析 （設計基準事故）	CCF 対策有効性評価
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 （出力領域 中性子束高（高設定））	約 68 秒 （多様化設備： 原子炉圧力低）
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 80 秒

表 4.5.6.1-3 制御棒飛び出し（サイクル末期高温零出力）＋
ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ（代表 3 ループプラント）

事象	添付書類＋解析 （設計基準事故）	CCF 対策有効性評価
制御棒クラスタ 1 本の飛び出し	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.1 秒 （出力領域 中性子束高（低設定））	約 63 秒 （多様化設備： 原子炉圧力低）
制御棒落下開始	約 0.6 秒	約 75 秒

表 4.5.6.1-4 制御棒飛び出し（サイクル初期高温全出力）＋
ソフトウェア CCF の主要解析結果（代表 3 ループプラント）

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

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

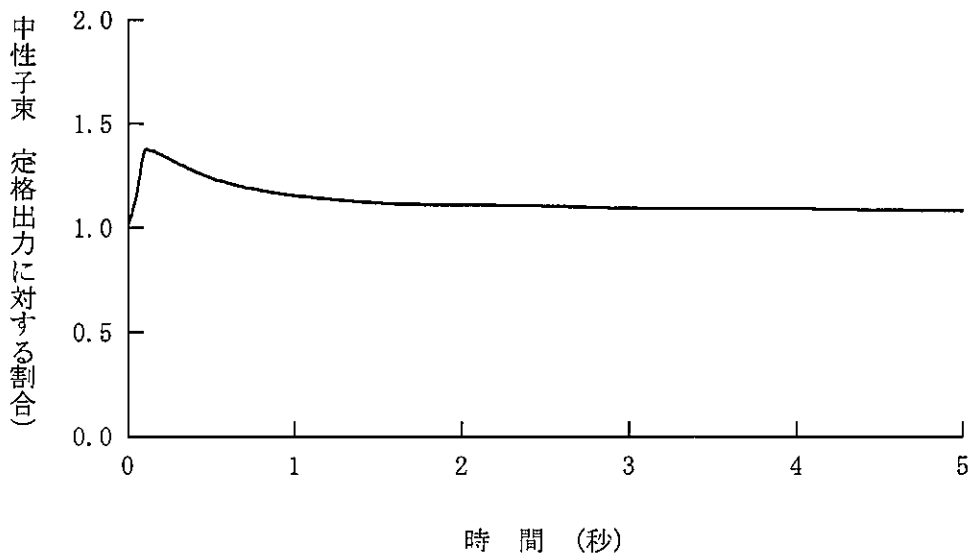


図 4.5.6.1-1 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束 (短期応答))

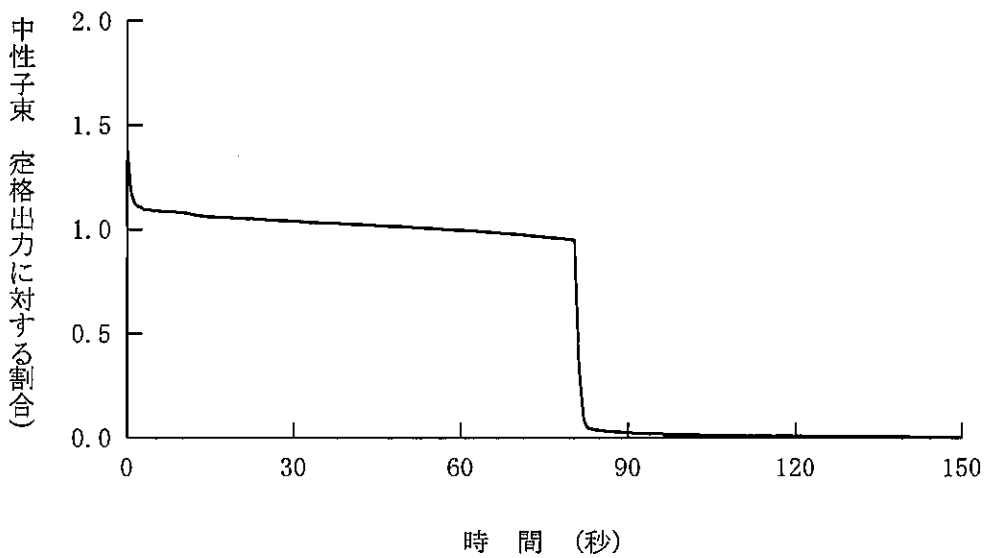


図 4.5.6.1-2 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束)

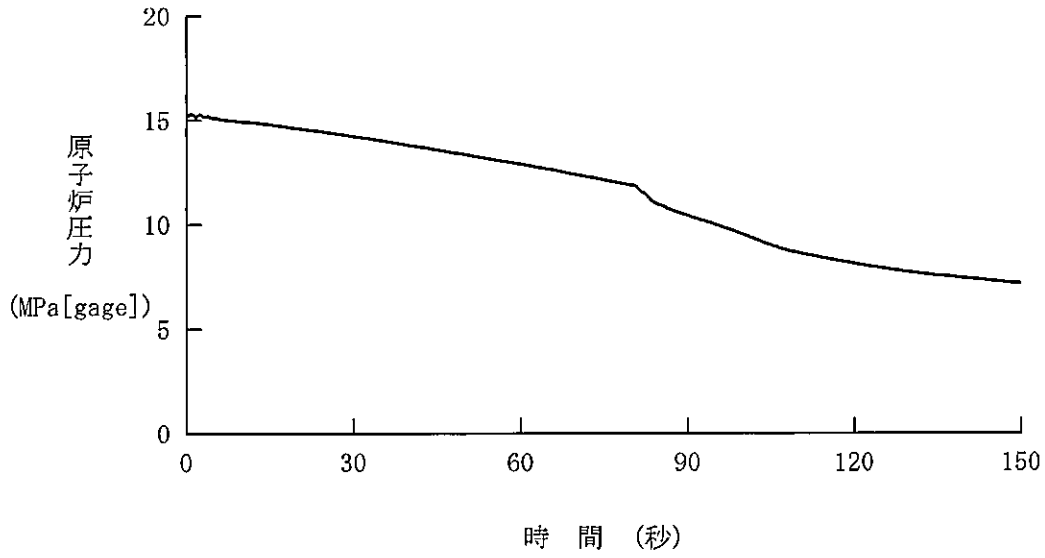


図 4.5.6.1-3 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

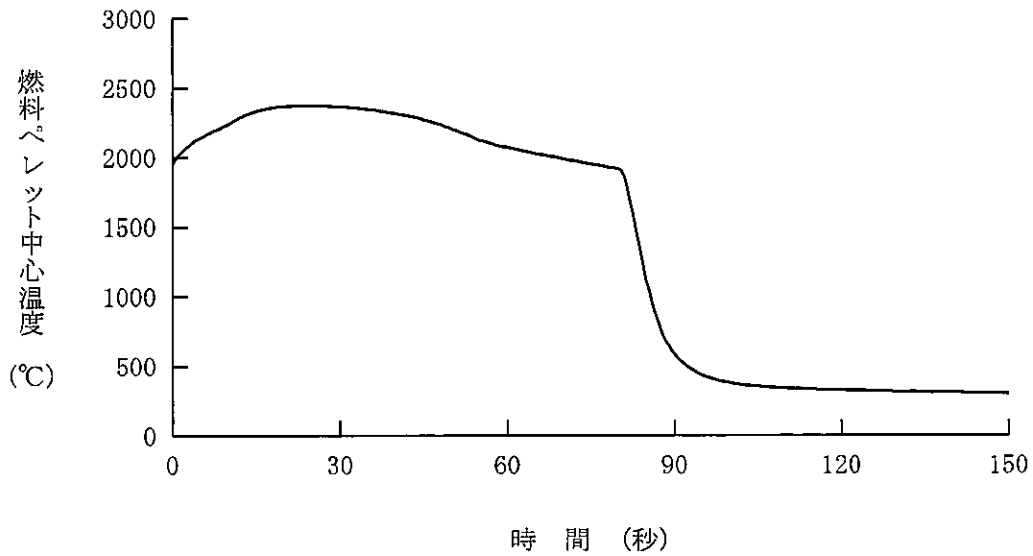


図 4.5.6.1-4 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度—UO₂燃料)

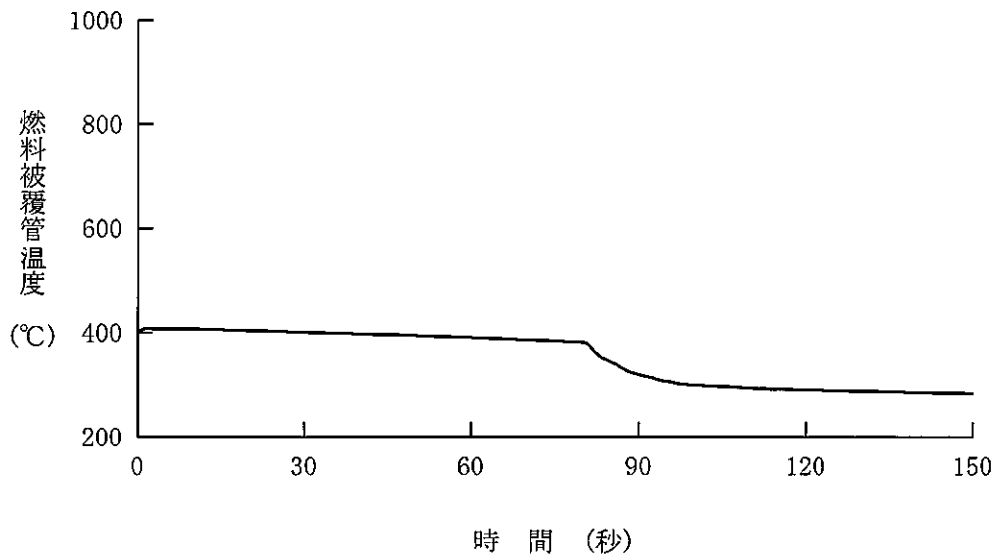


図 4.5.6.1-5 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度-UO₂燃料)

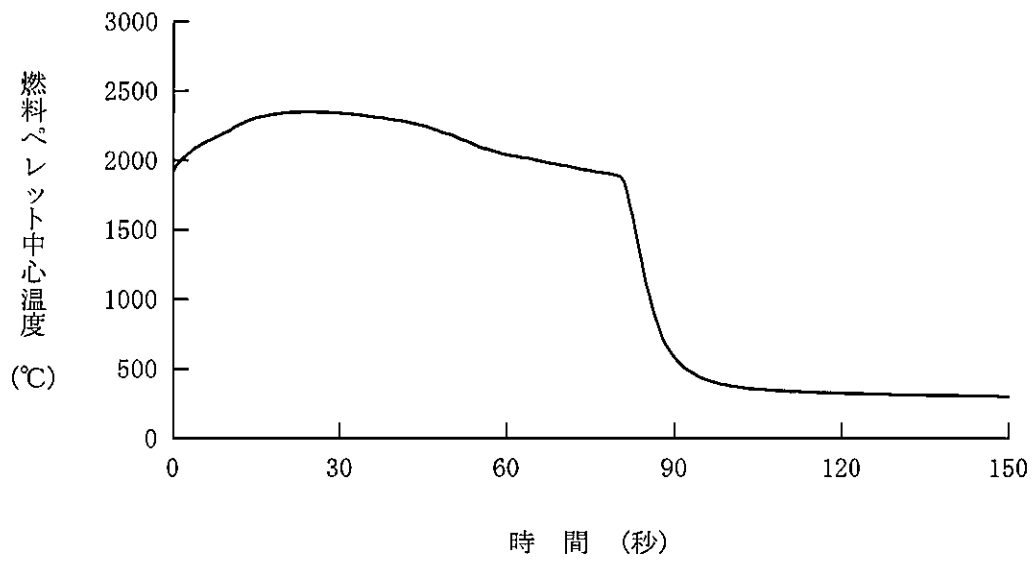


図 4.5.6.1-6 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料ペレット中心温度-MOX燃料)

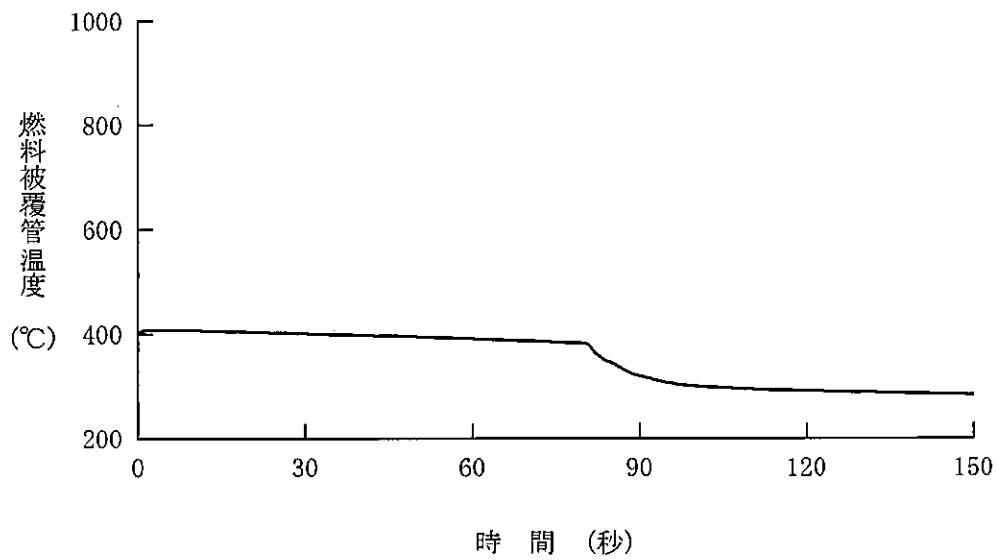


図 4.5.6.1-7 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度-MOX燃料)

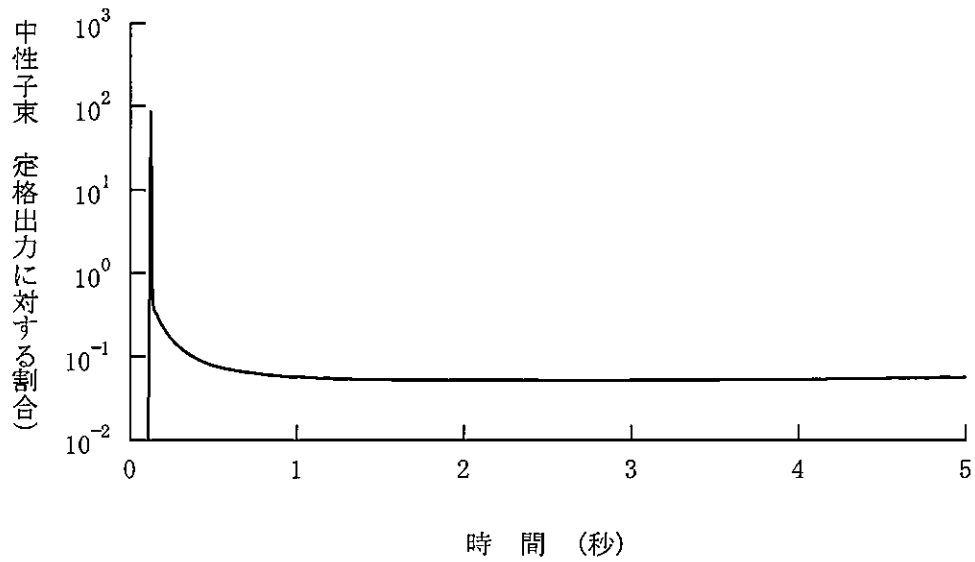


図 4.5.6.1-8 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束 (短期応答))

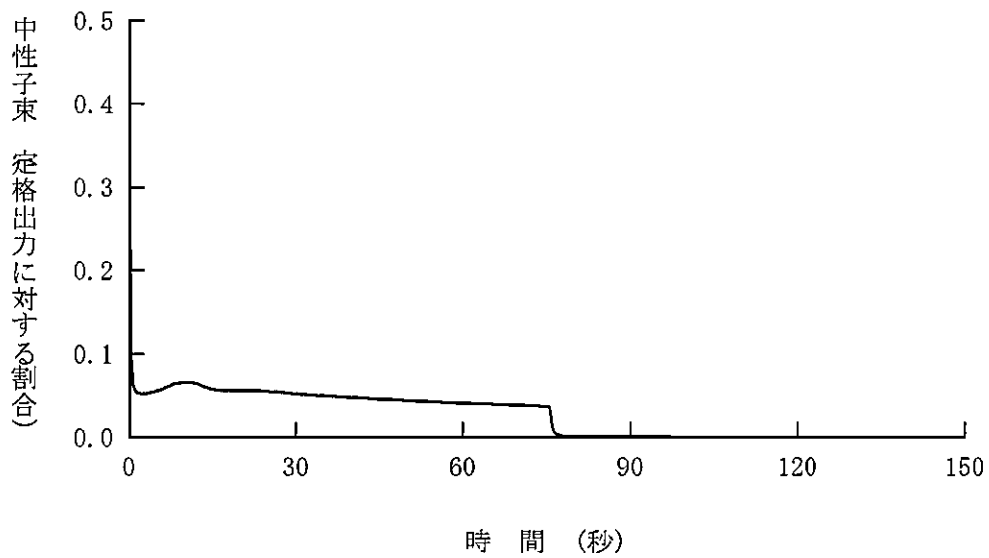


図 4.5.6.1-9 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、中性子束)

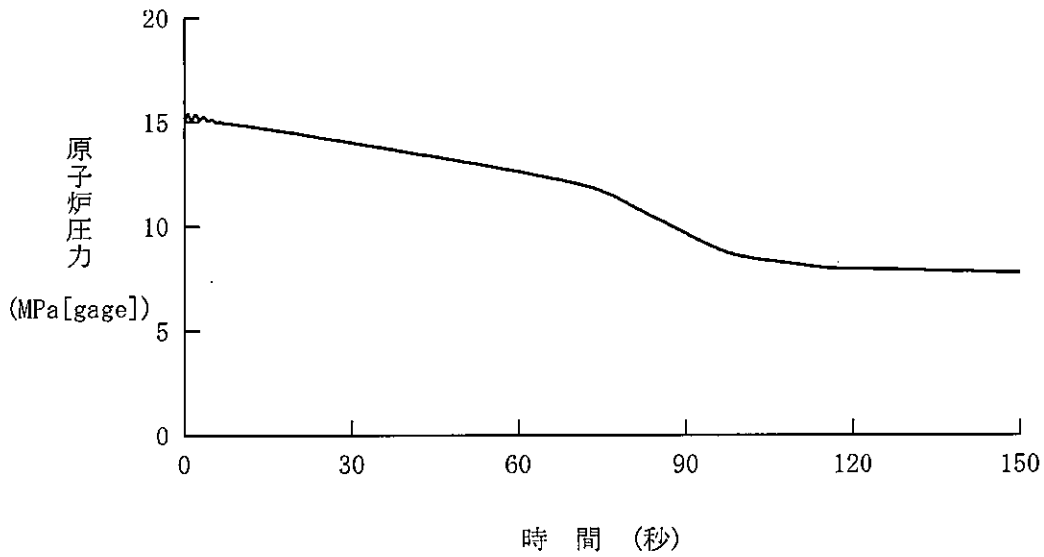


図 4.5.6.1-10 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

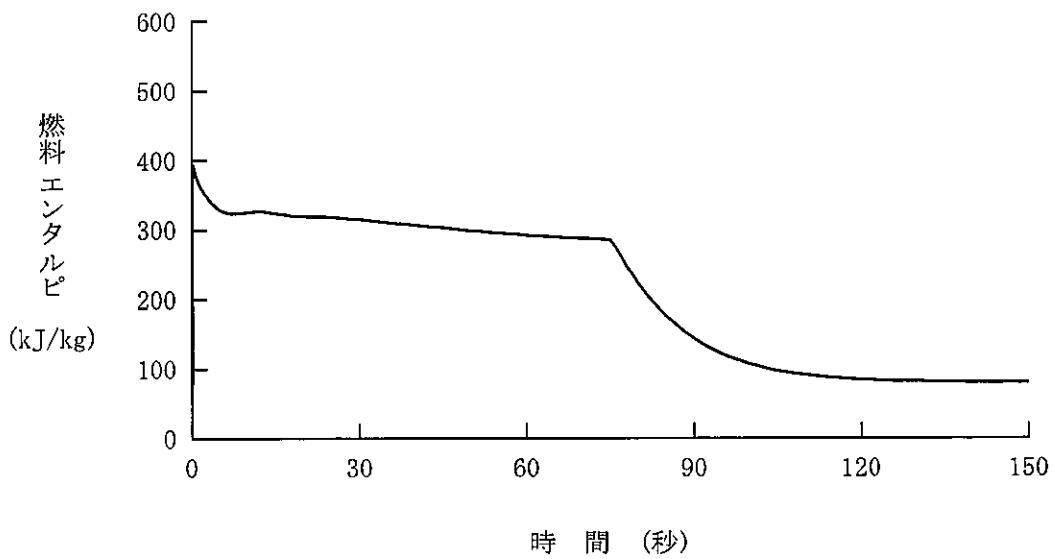


図 4.5.6.1-11 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー-UO₂燃料)

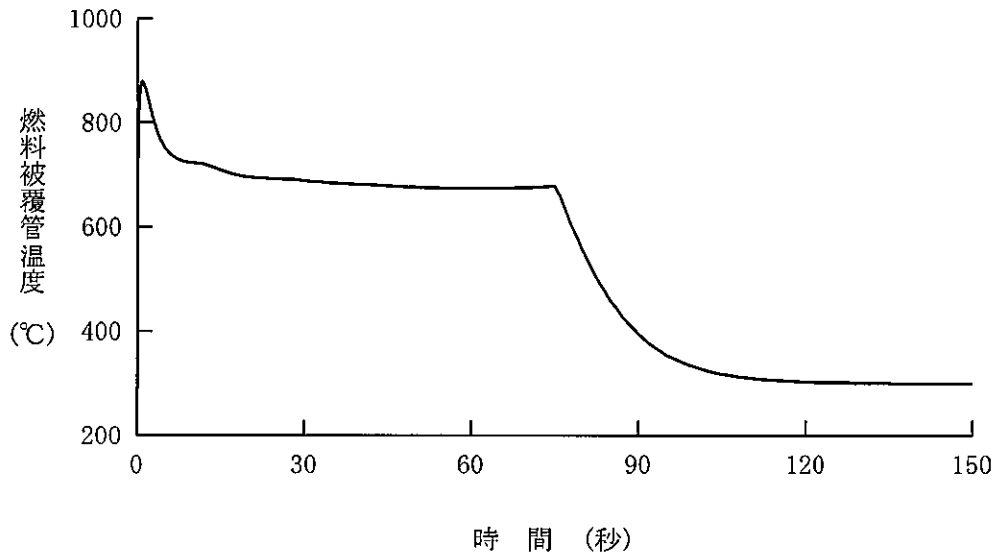


図 4.5.6.1-12 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度-UO₂燃料)

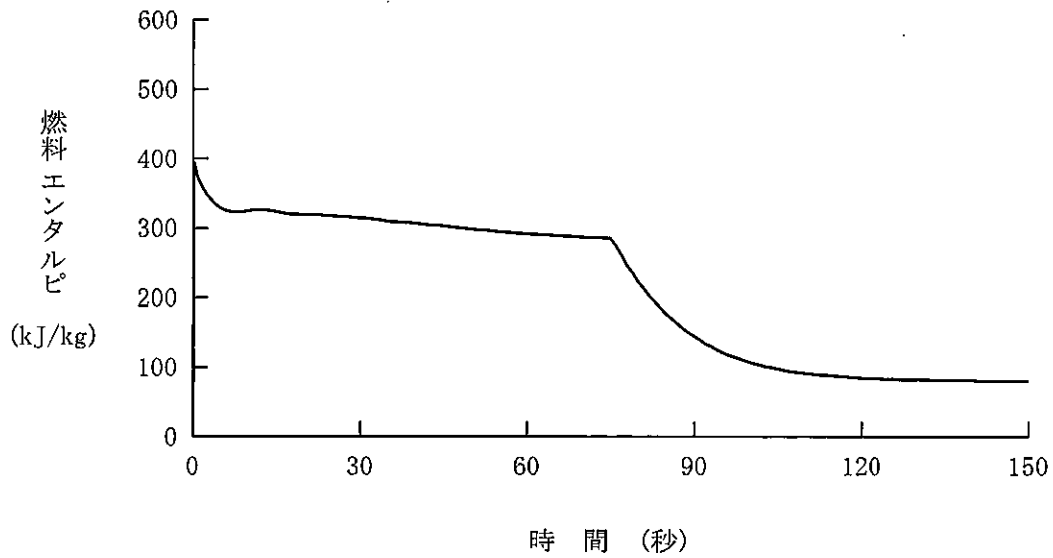


図 4.5.6.1-13 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料エンタルピー-MOX燃料)

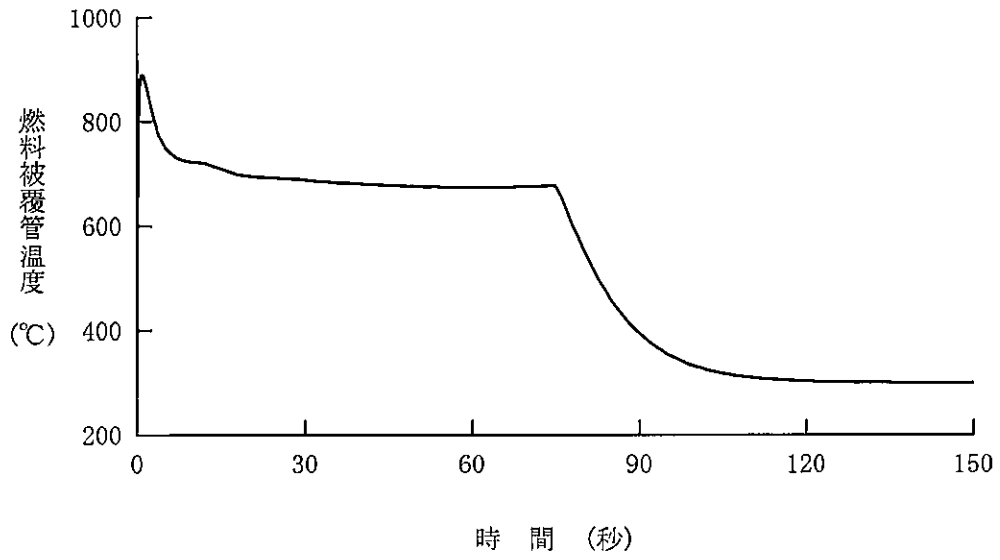


図 4.5.6.1-14 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) + ソフトウェア CCF
 (代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度 - MOX 燃料)

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+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 による止の反応度添加	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
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	
	原子炉圧力 ----- 15.20MPa [gage] (高温全出力) (定格圧力-定常誤差) ----- 15.20MPa [gage] (高温零出力) (定格圧力-定常誤差)	同左	
実効遅発中性子割合	----- 0.48% (高温全出力) ----- 0.44% (高温零出力)	同左	
即発中性子寿命	----- 9 μ sec (高温全出力) ----- 9 μ sec (高温零出力)	同左	

表 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し+ソフトラウェア 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%)	同左	
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)	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。
	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)			
原子炉トリップ信号			

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

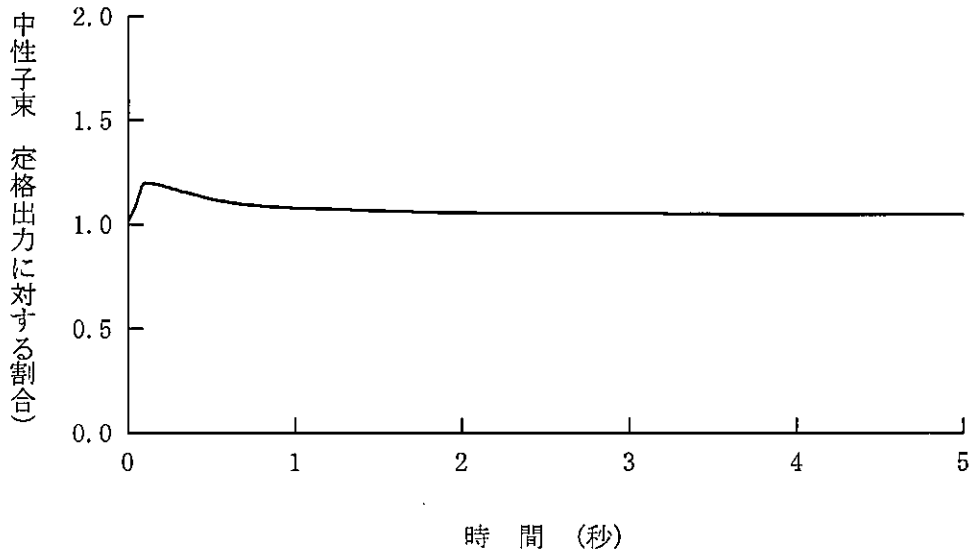


図 4.5.6.2-1 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束 (短期応答))

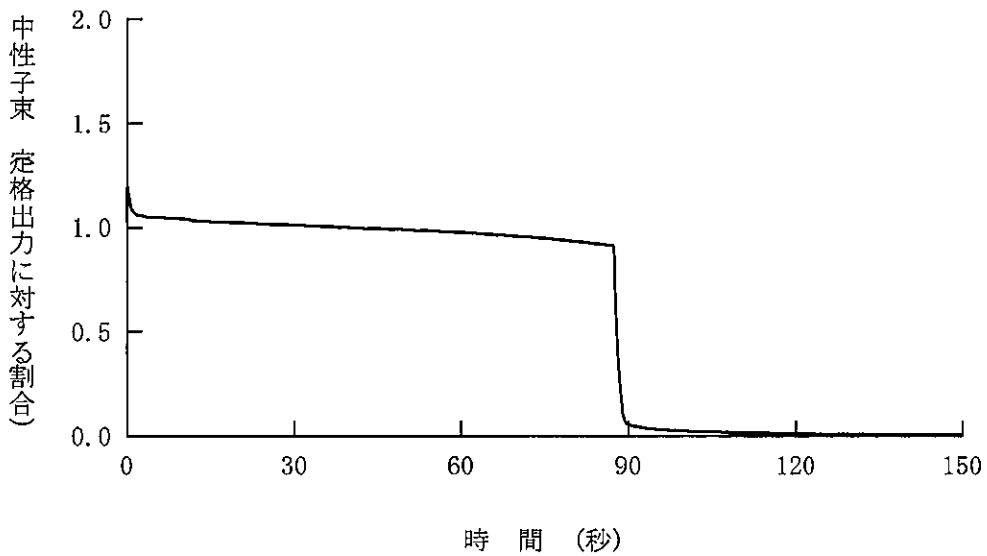


図 4.5.6.2-2 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束)

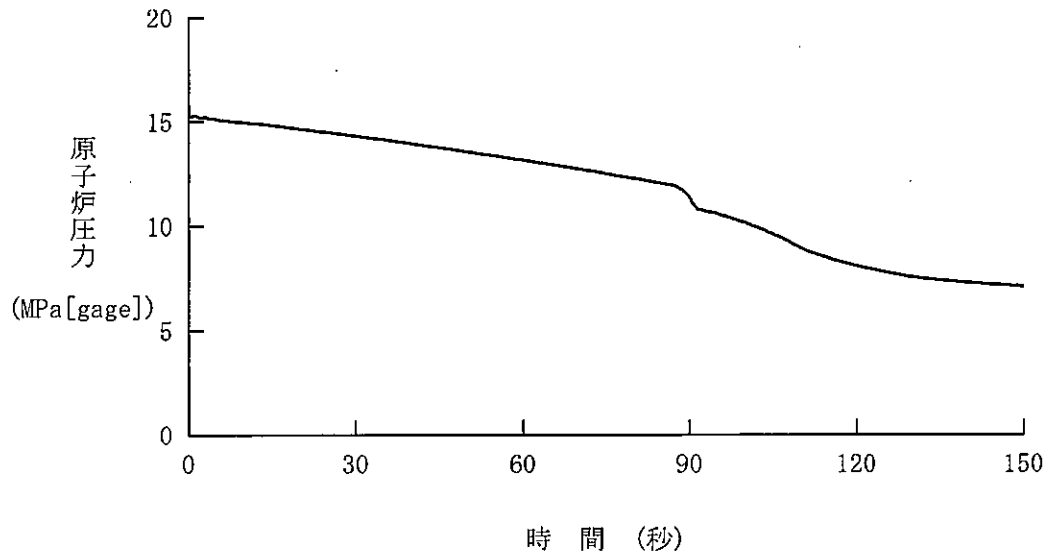


図 4.5.6.2-3 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) + ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

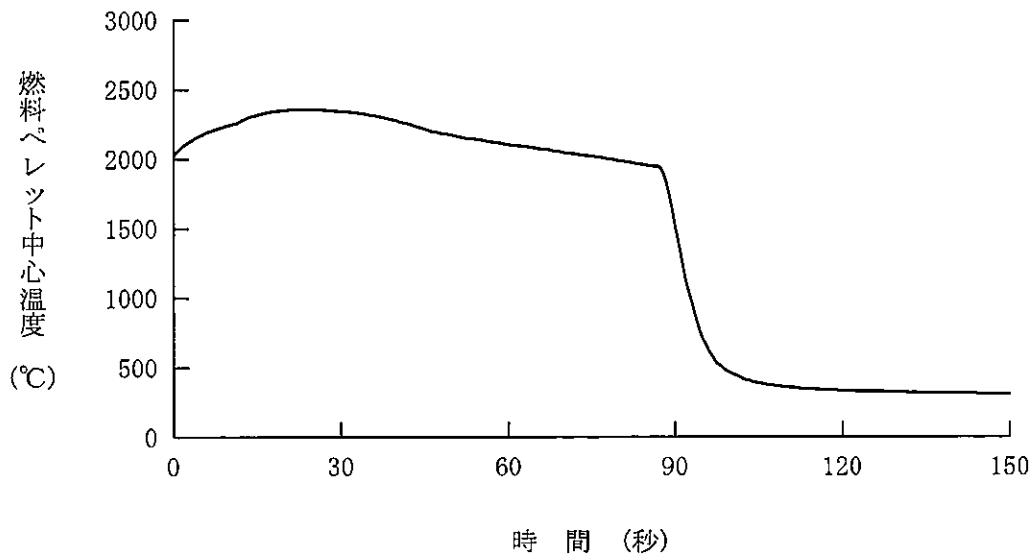


図 4.5.6.2-4 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) + ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料ペレット中心温度)

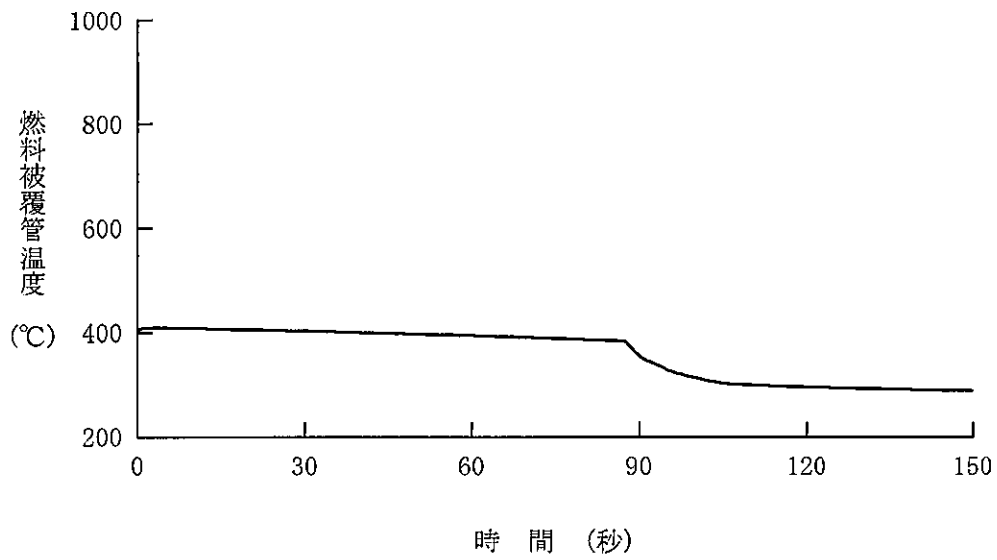


図 4.5.6.2-5 制御棒飛び出し (サイクル初期高温全出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

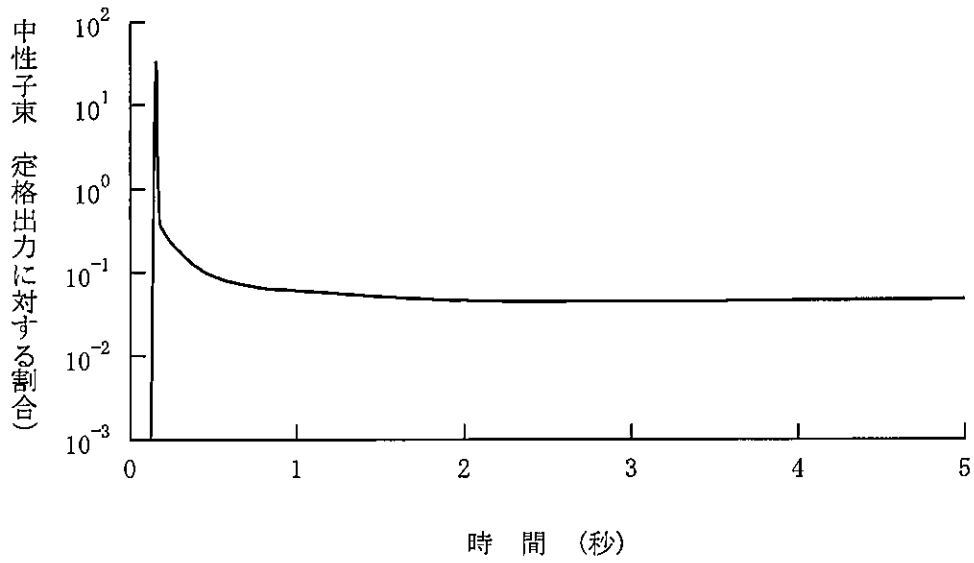


図 4.5.6.2-6 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) + ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束 (短期応答))

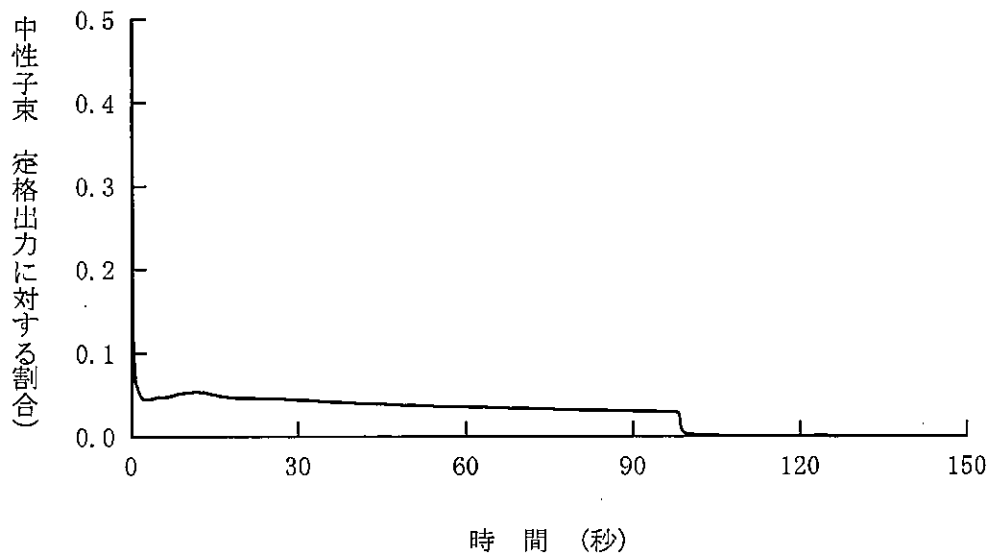


図 4.5.6.2-7 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) + ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、中性子束)

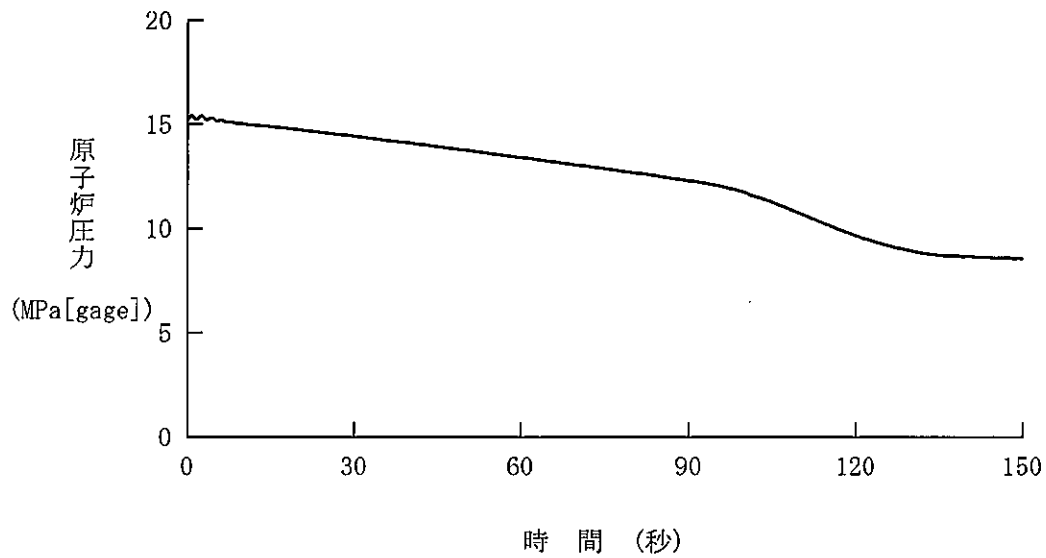


図 4.5.6.2-8 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

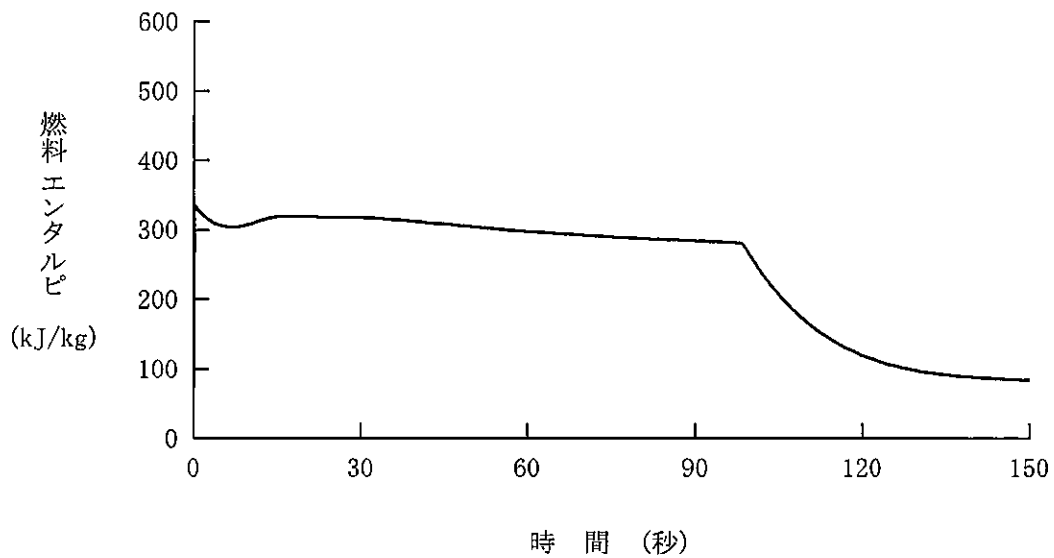


図 4.5.6.2-9 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) +ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料エンタルピー)

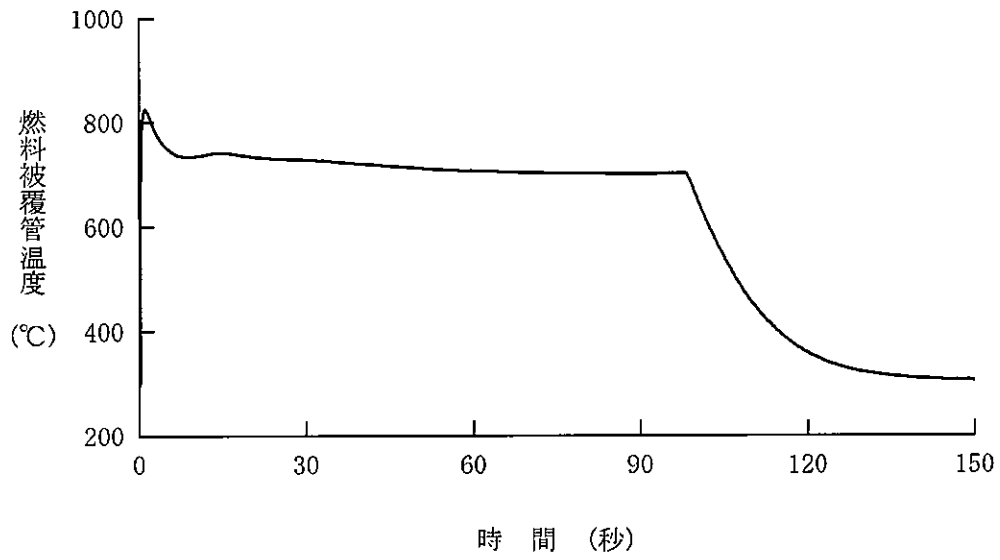


図 4.5.6.2-10 制御棒飛び出し (サイクル末期高温零出力) + ソフトウェア CCF
 (代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

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。

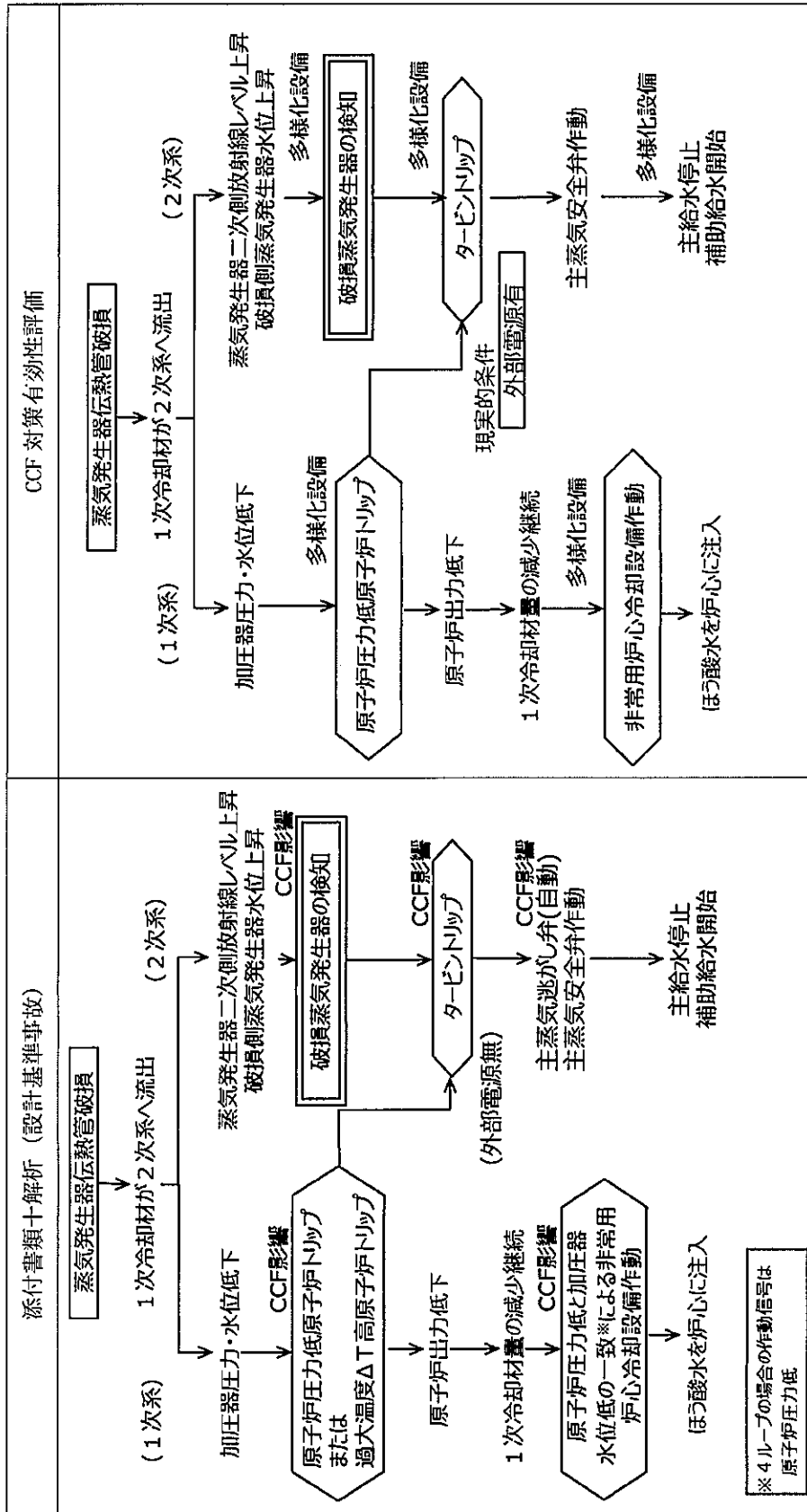


図 4.5.7-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象進展 (1)

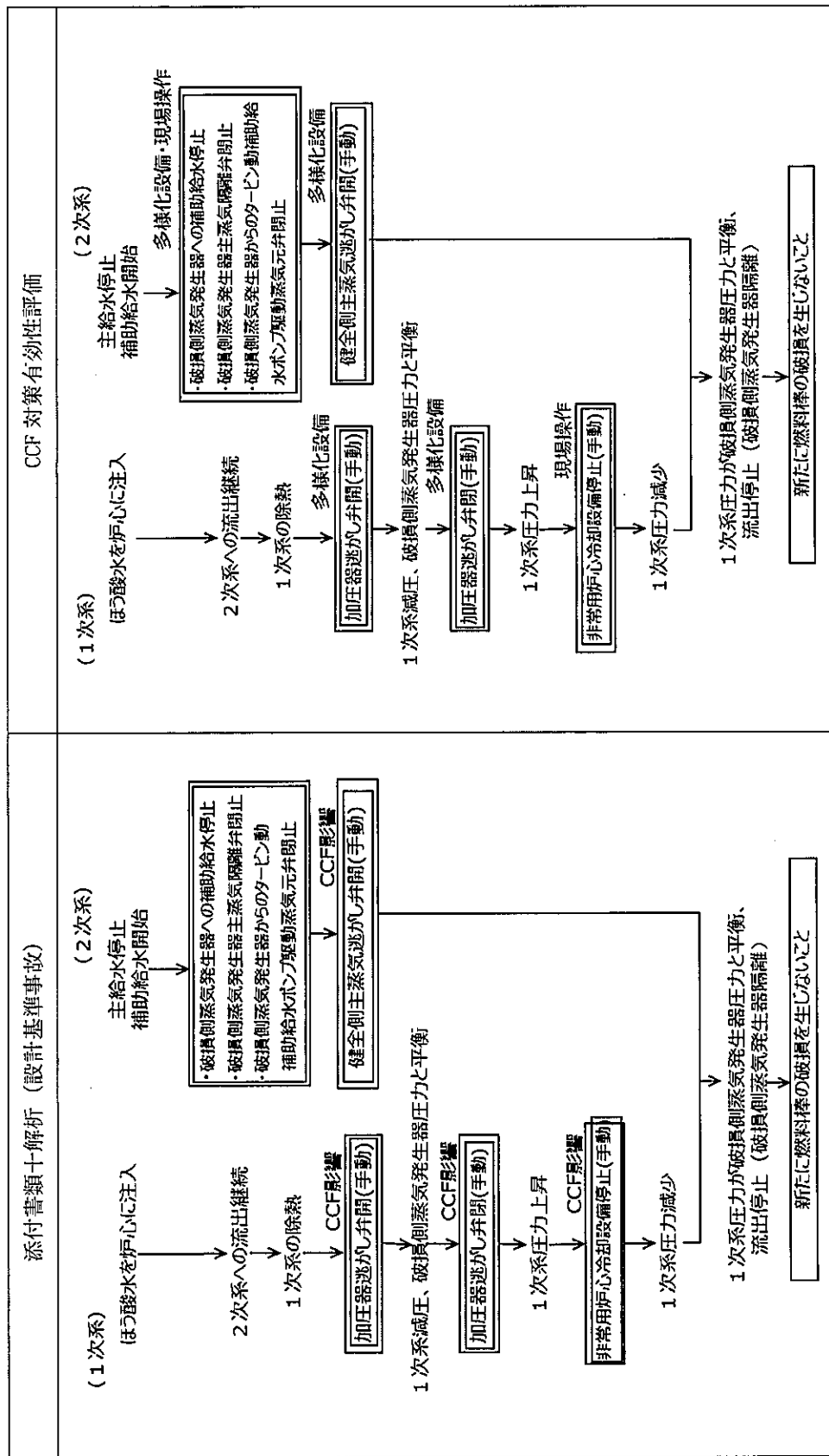


図 4.5.7-2 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象進展 (2)

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 4.5.7.1-2 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余裕があるため、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。

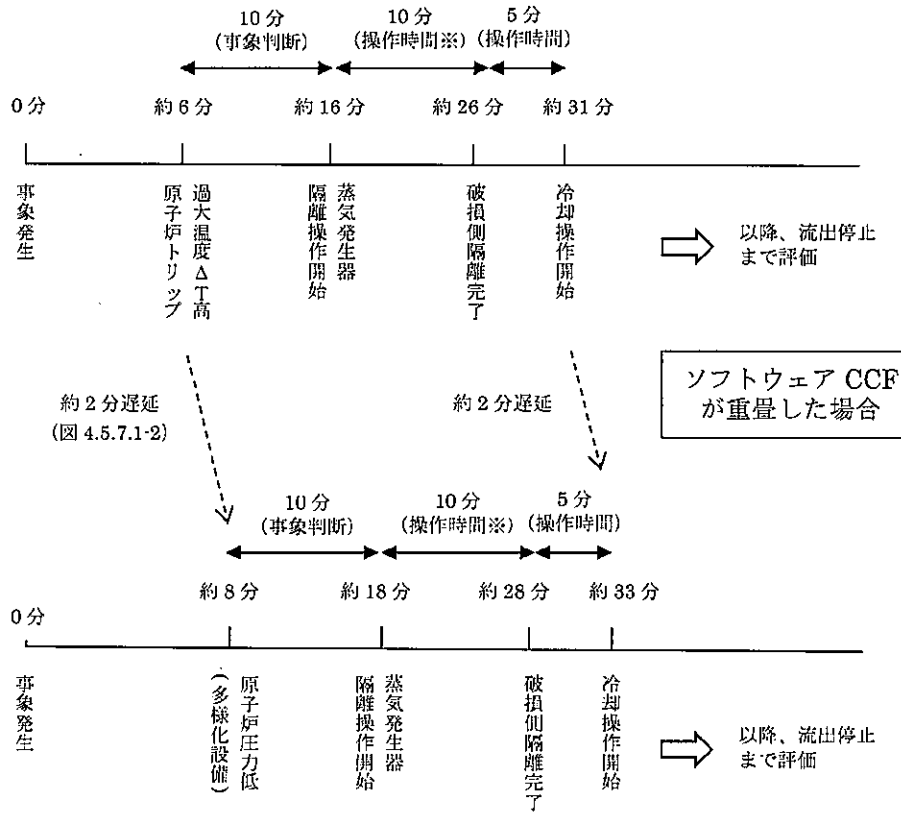
表 4.5.7.1-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の主要な解析条件および運転操作の想定
(代表3ループプラント)

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	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)	蒸気発生器水位 異常低	
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)

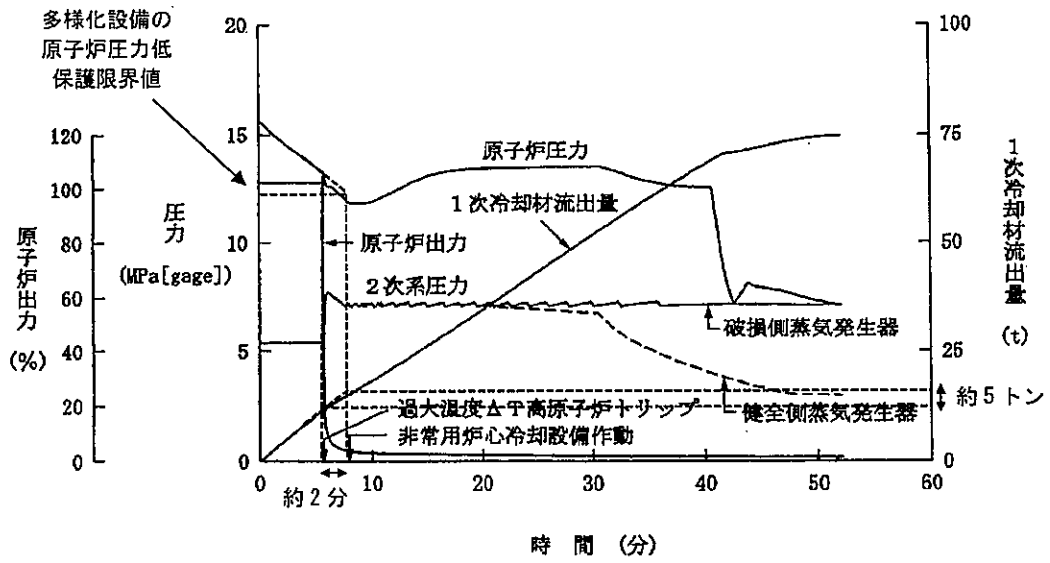


図 4.5.7.1-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果 (代表 3 ループプラント)

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)

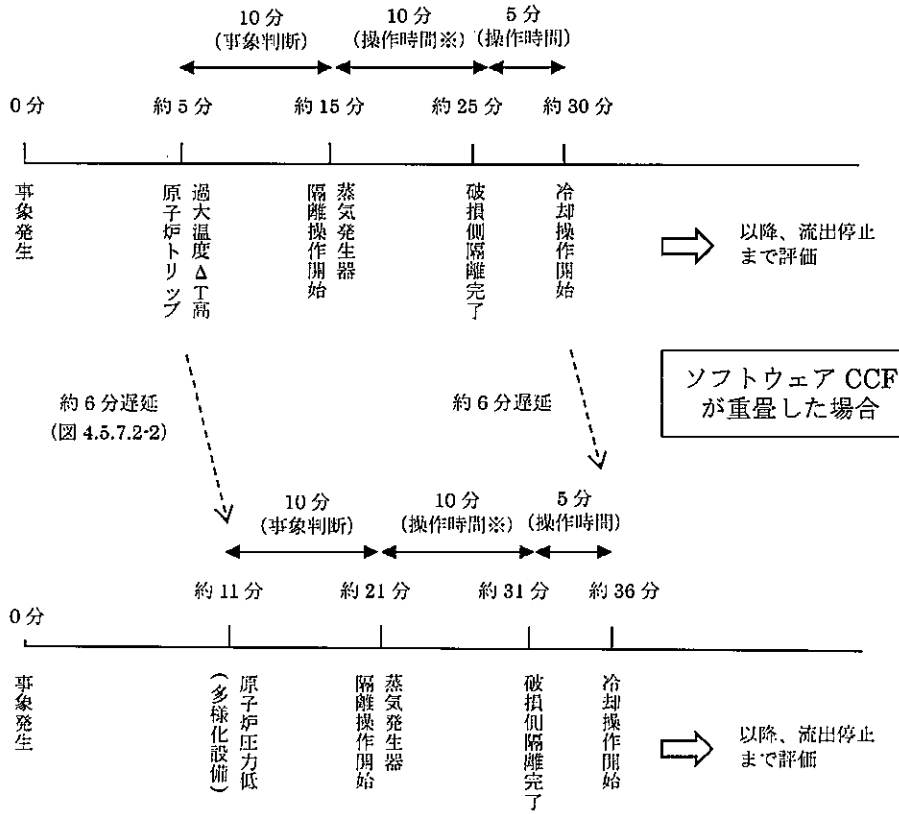
項目	添付書類十解析	ソフトウェア CCF が 重畳した場合	備考
原子炉トリップ信号	過大温度 ΔT 高	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 原子炉トリップに至る時刻 は遅くなる。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低	多様化設備による 原子炉圧力低	ソフトウェア CCF により、 ECCS が作動する時刻は遅く なる。
高圧注入ポンプ台数	2 台	1 台	多様化設備からの自動起動 は 1 台のみ。
電動補助給水ポンプ 起動信号	ECCS 作動	多様化設備による	
タービン動助給水ポ ンプ起動信号	不作動 (単一故障)	蒸気発生器水位 異常低	
破損側 SG 隔離操作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

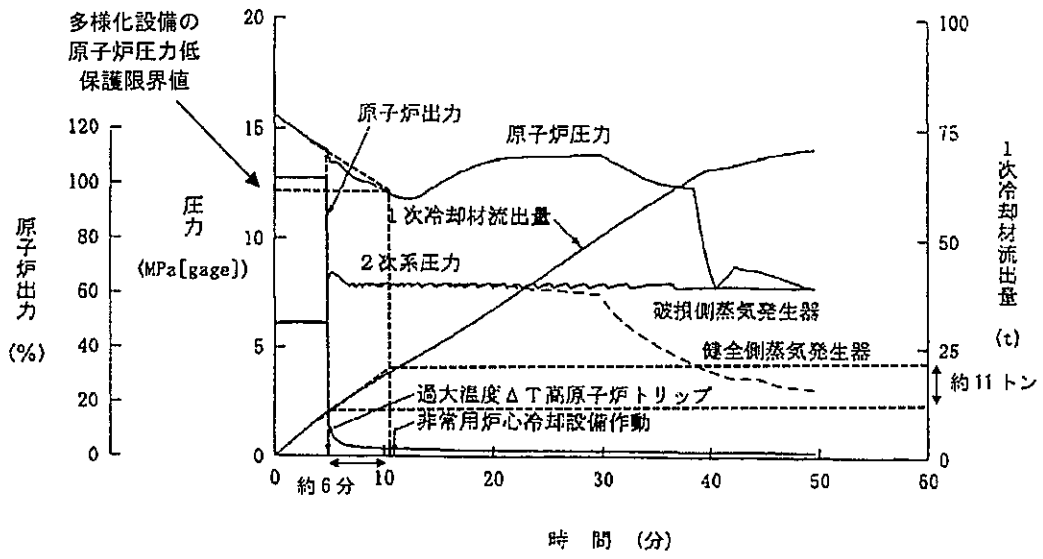


図 4.5.7.2-2 蒸気発生器伝熱管破損の添付書類十解析結果 (代表 4 ループプラント)

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°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には以下とする。

- ・ 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。

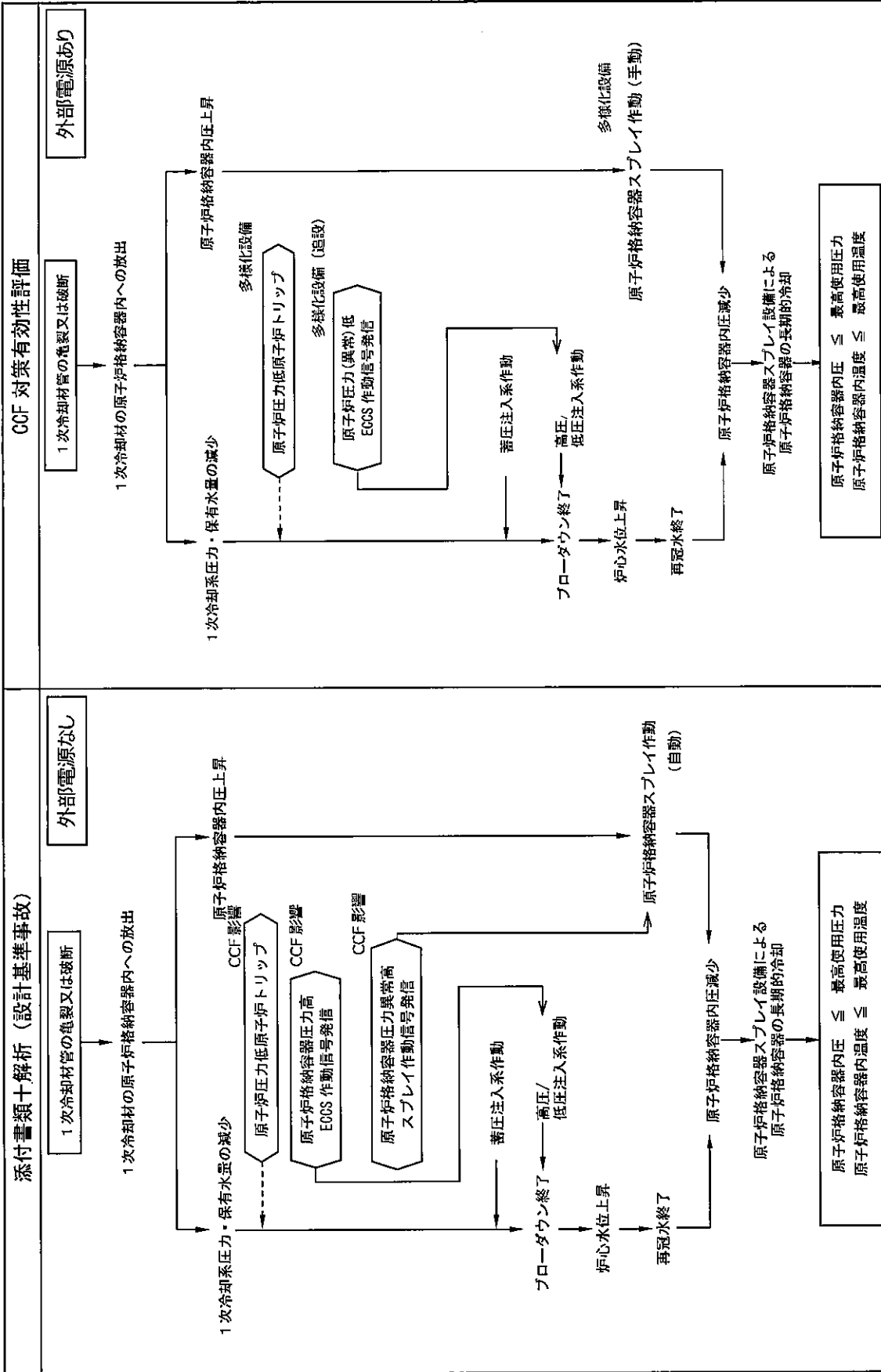


図 4.5.8-1 「原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)」の事象過程

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

ECCS

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: 1台 (事象発生検知後 30分で手動起動)

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°C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°C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°C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

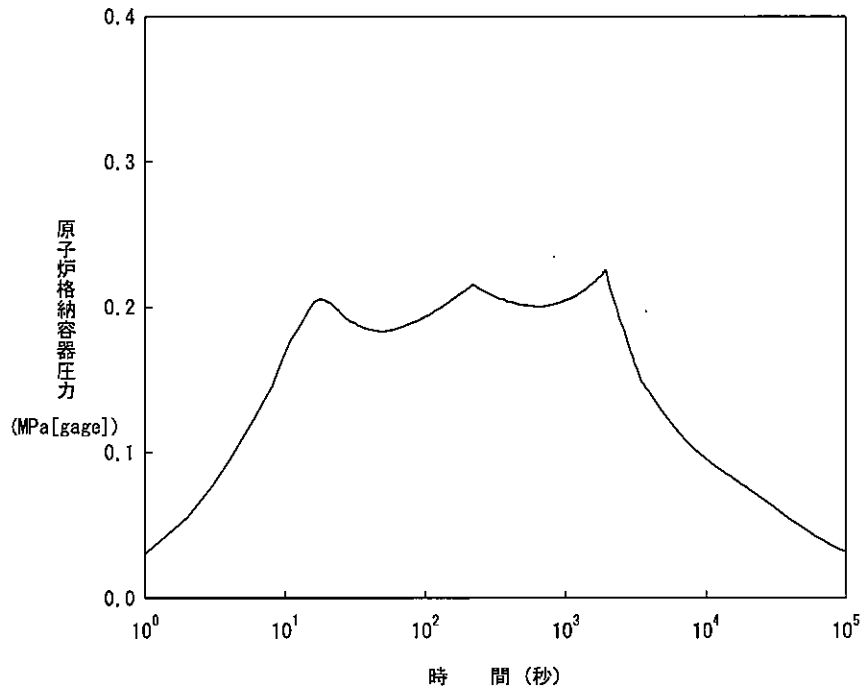


図4.5.8-2 原子炉格納容器圧力 (蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

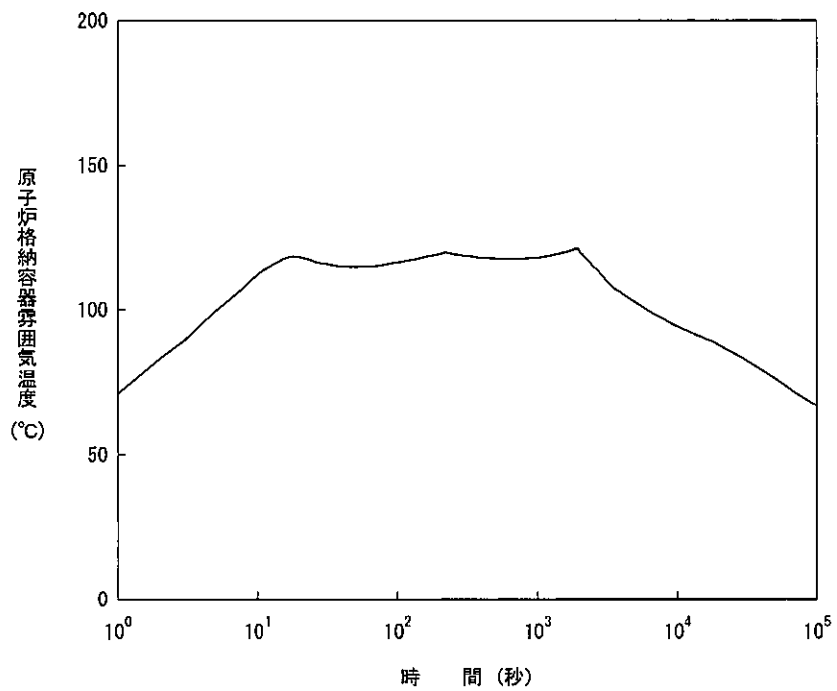


図4.5.8-3 原子炉格納容器雰囲気温度 (蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

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) 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ー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、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に上昇に転じ、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圧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 および局所的な最大ジルコニウム-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。

- ・ 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の約 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の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量やサンプ水中の放射線量に依存する。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量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量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℃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。

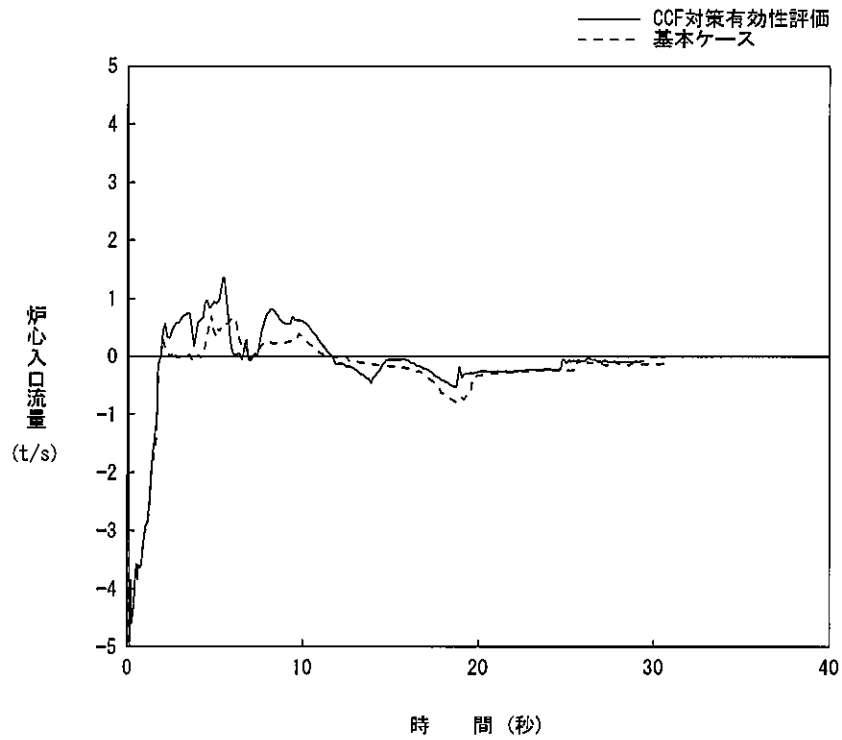


図4.6.2-1 代表3ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

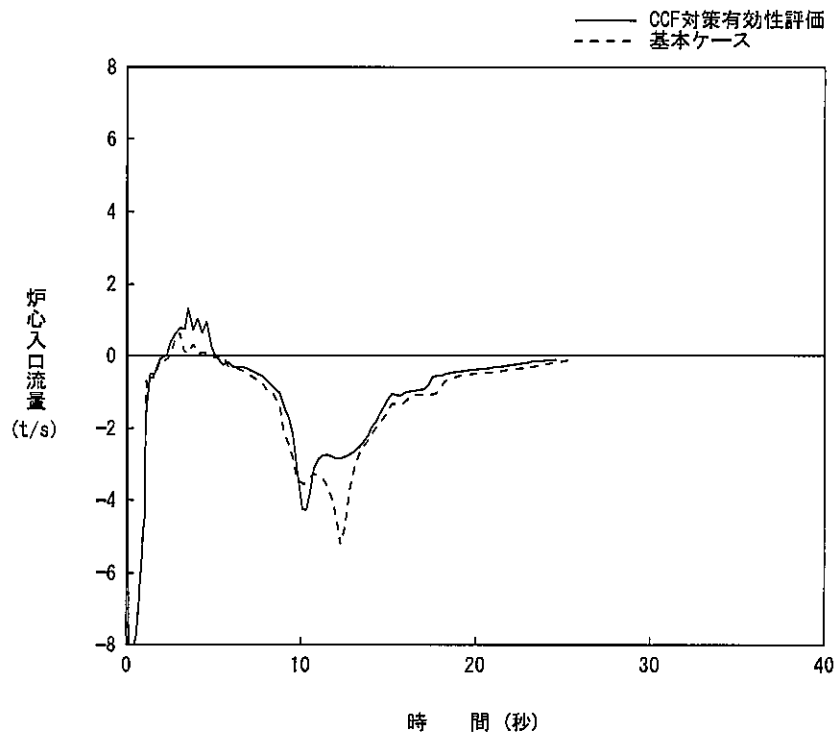


図4.6.2-2 代表4ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

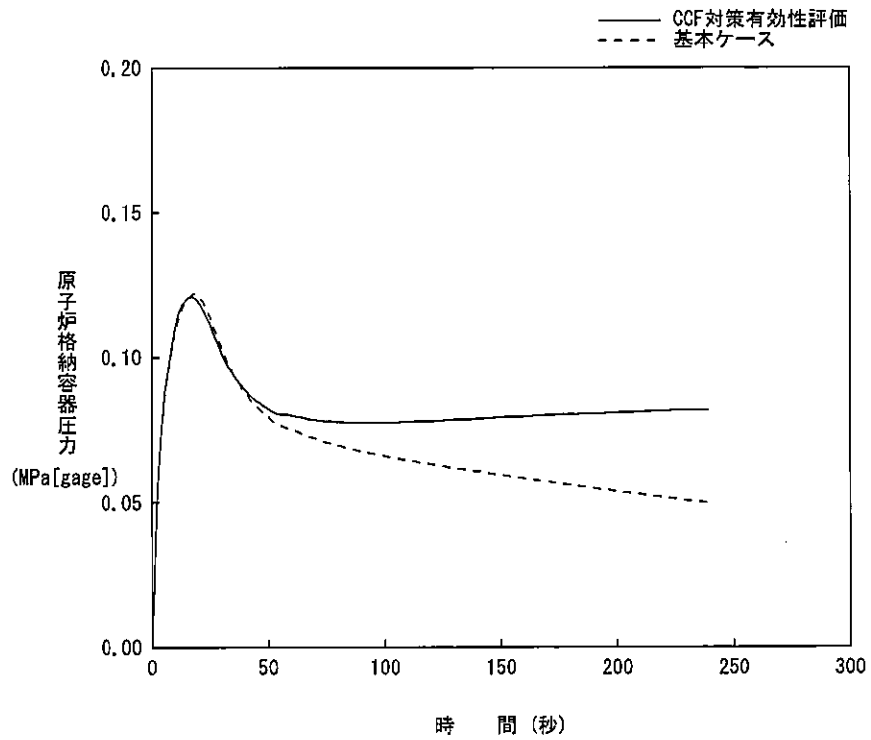


図4.6.2-3 代表3ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

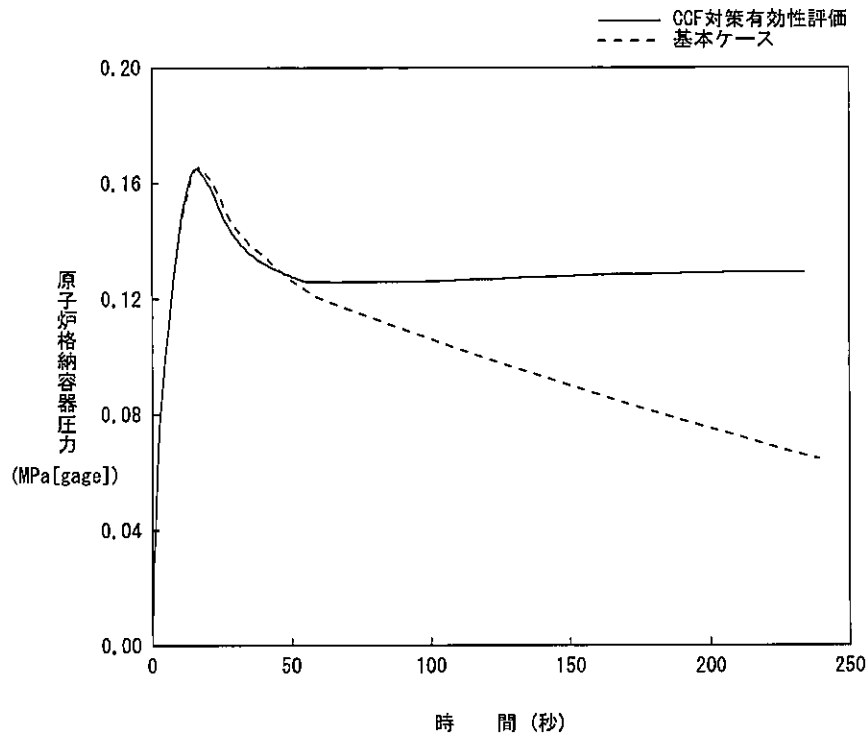


図4.6.2-4 代表4ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管スプリット破断 $CD=0.6$)

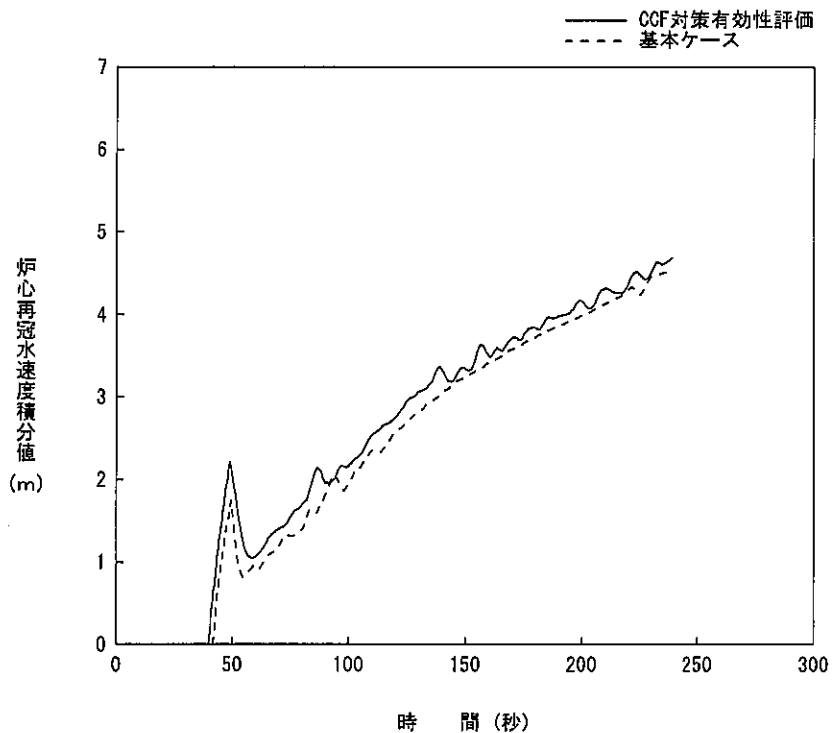


図4.6.2-5 代表3ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

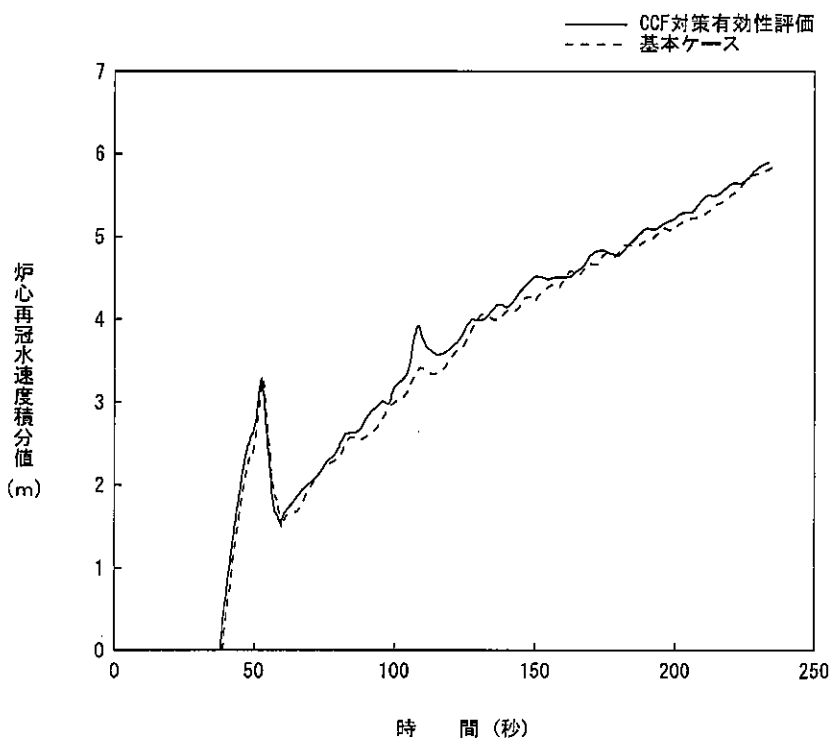


図4.6.2-6 代表4ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管スプリット破断 $CD=0.6$)

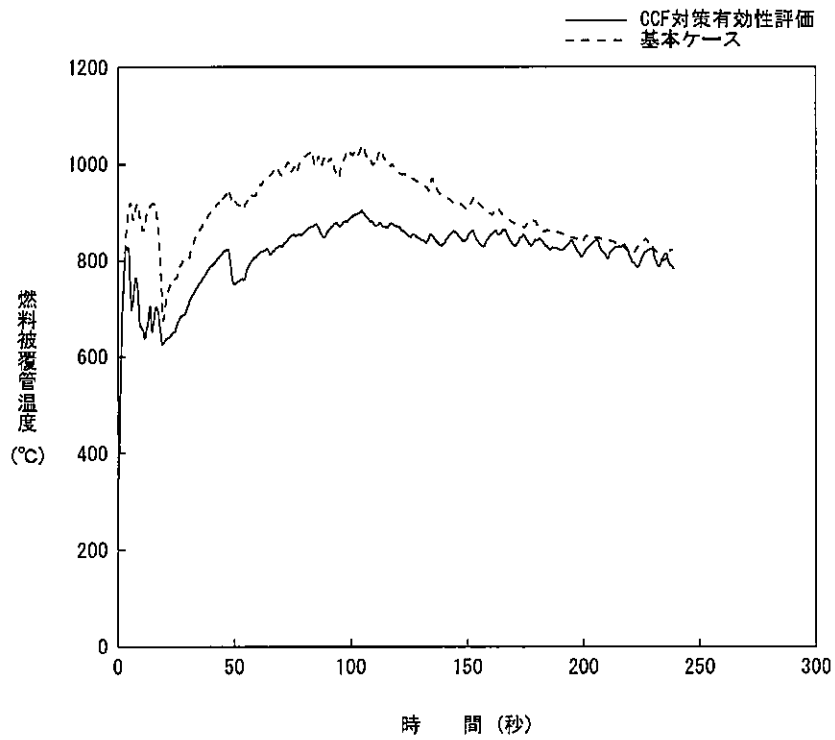


図4.6.2-7 代表3ループプラント 燃料被覆管温度
 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

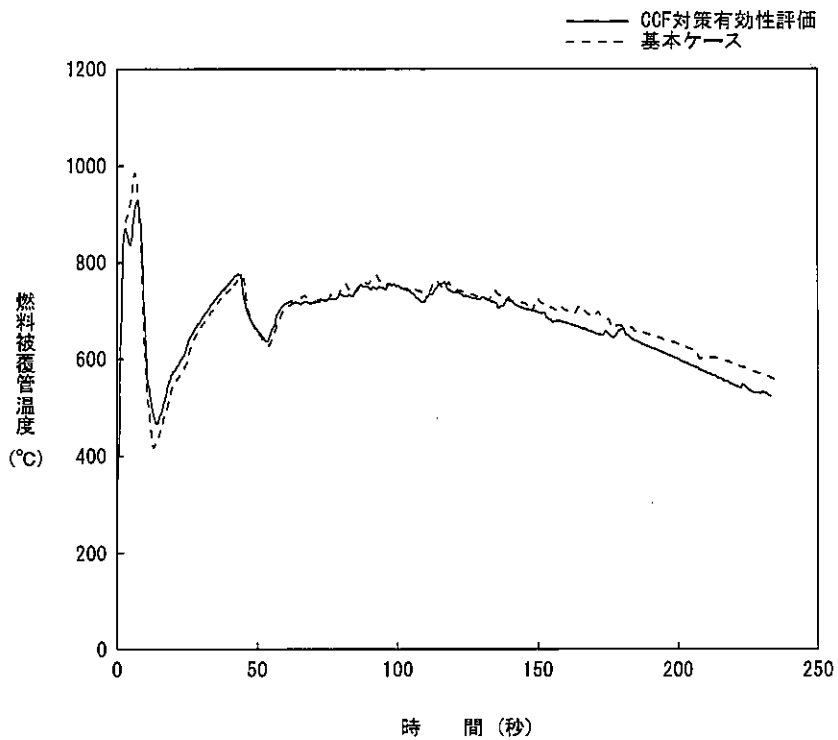


図4.6.2-8 代表4ループプラント 燃料被覆管温度
 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

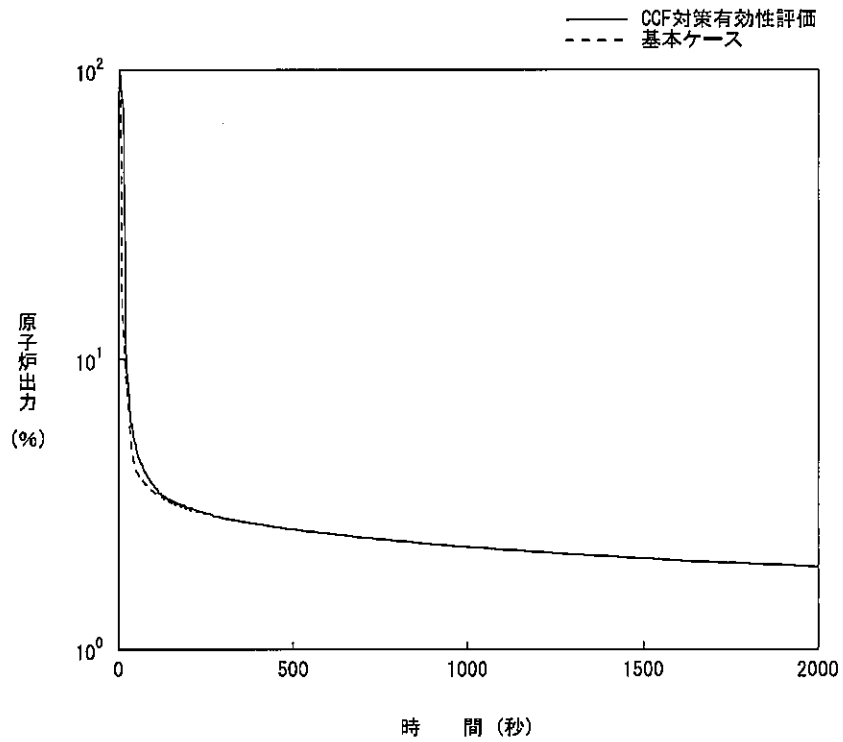


図4.6.2-9 代表3ループプラント 原子炉出力
 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

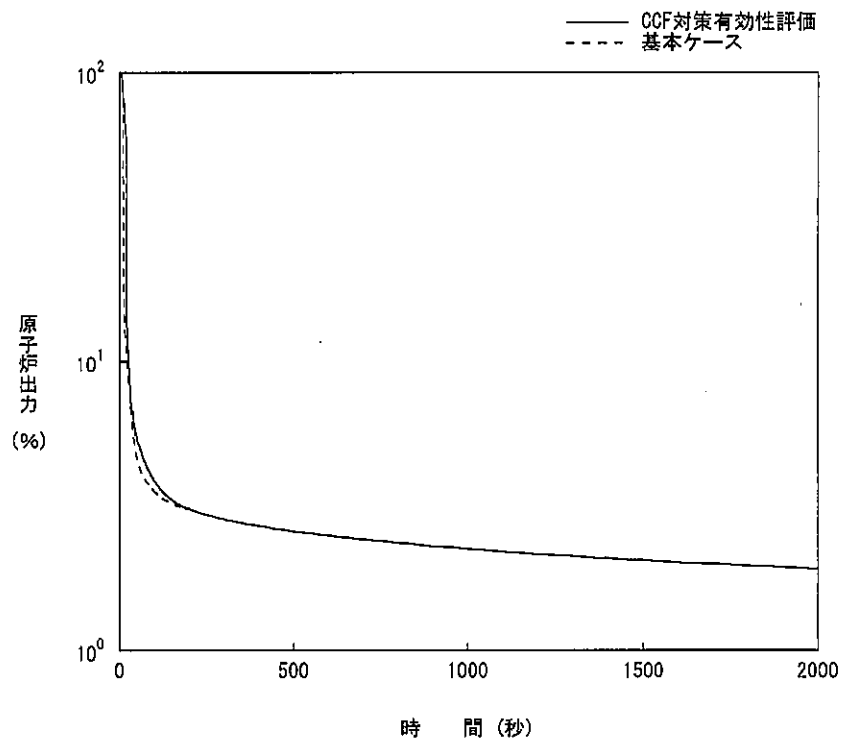


図4.6.2-10 代表4ループプラント 原子炉出力
 (低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

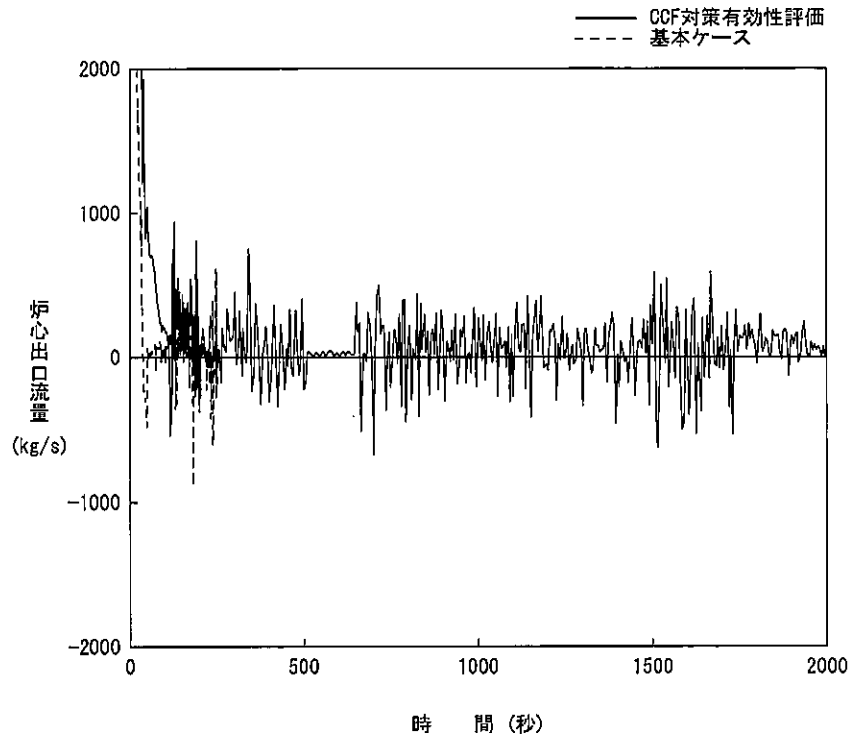


図4.6.2-11 代表3ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

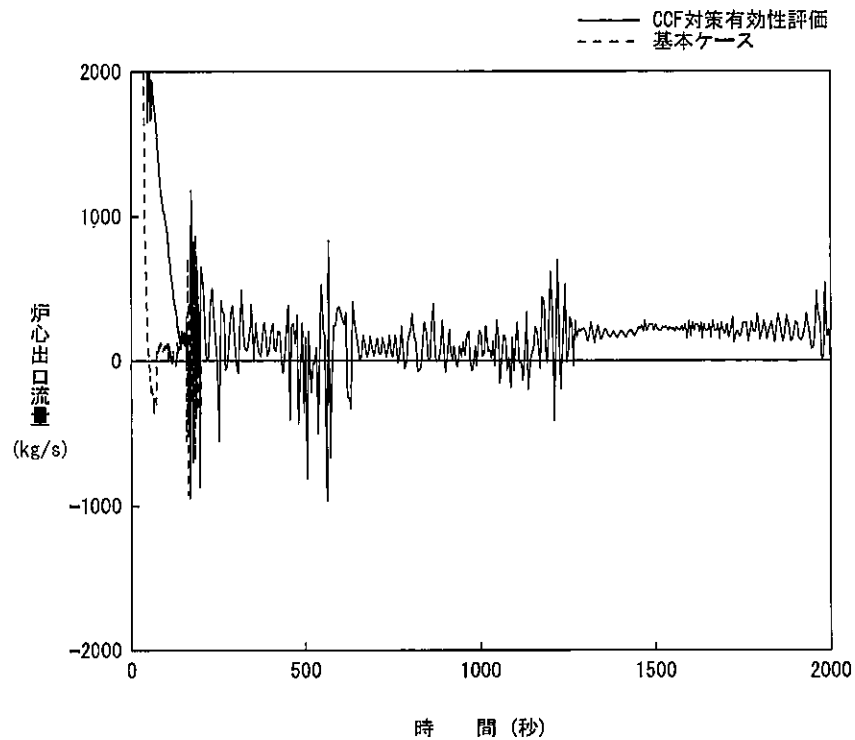


図4.6.2-12 代表4ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

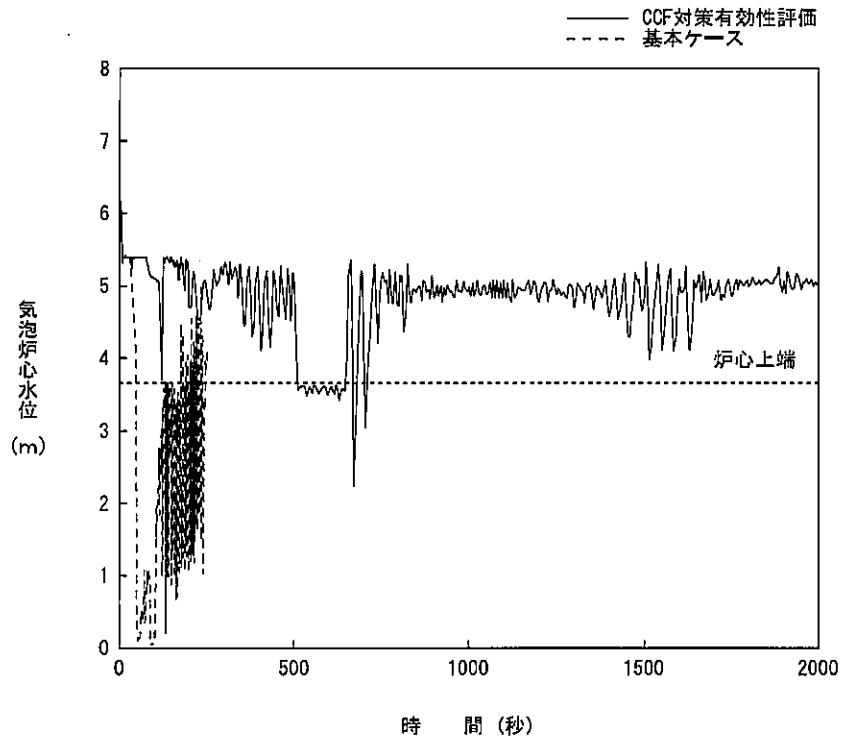


図4.6.2-13 代表3ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

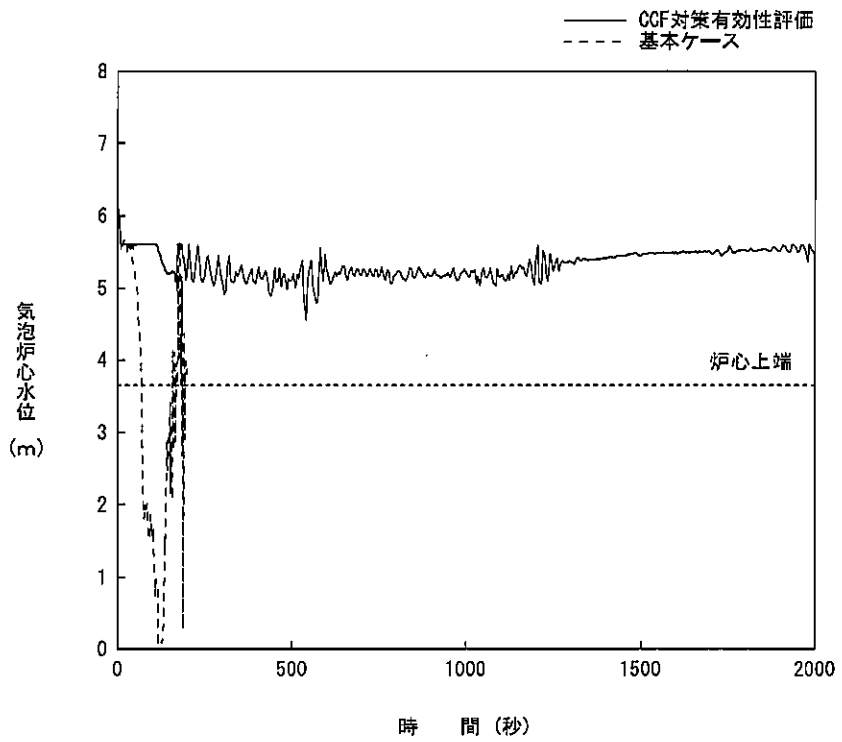


図4.6.2-14 代表4ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

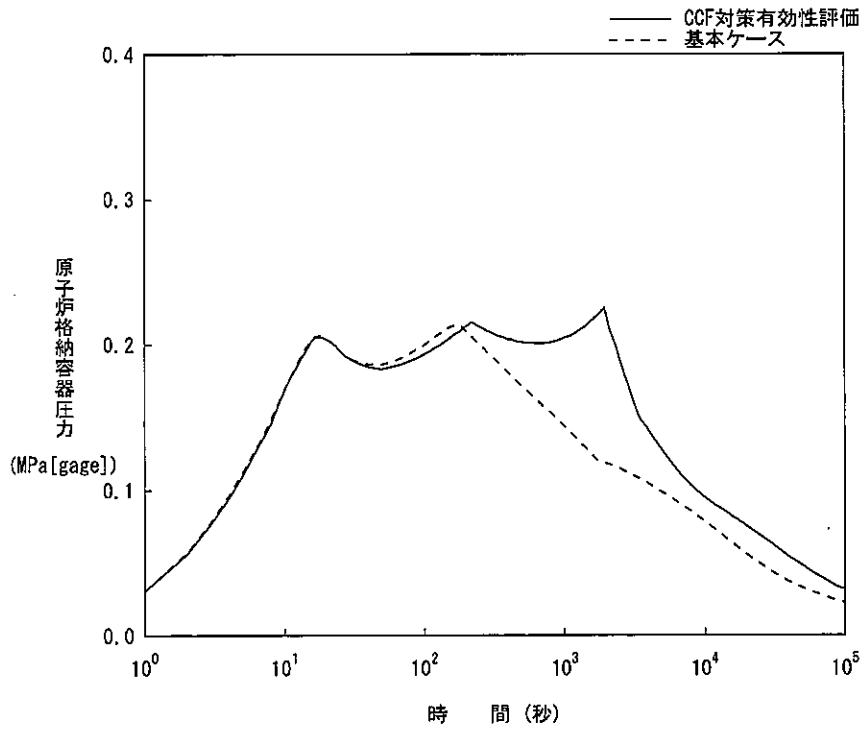


図4.6.2-15 代表3ループプラント 原子炉格納容器圧力
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)

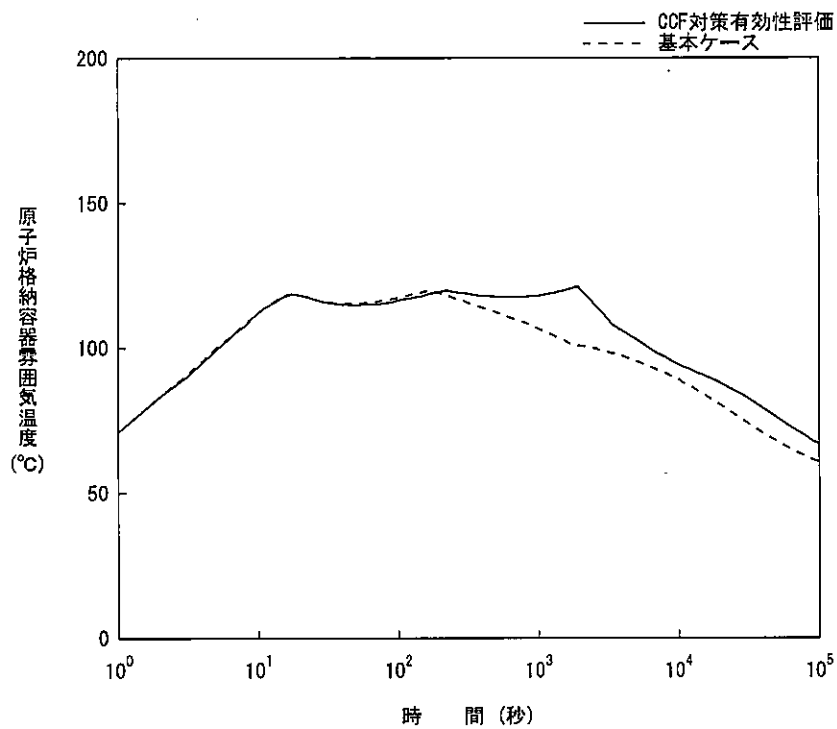
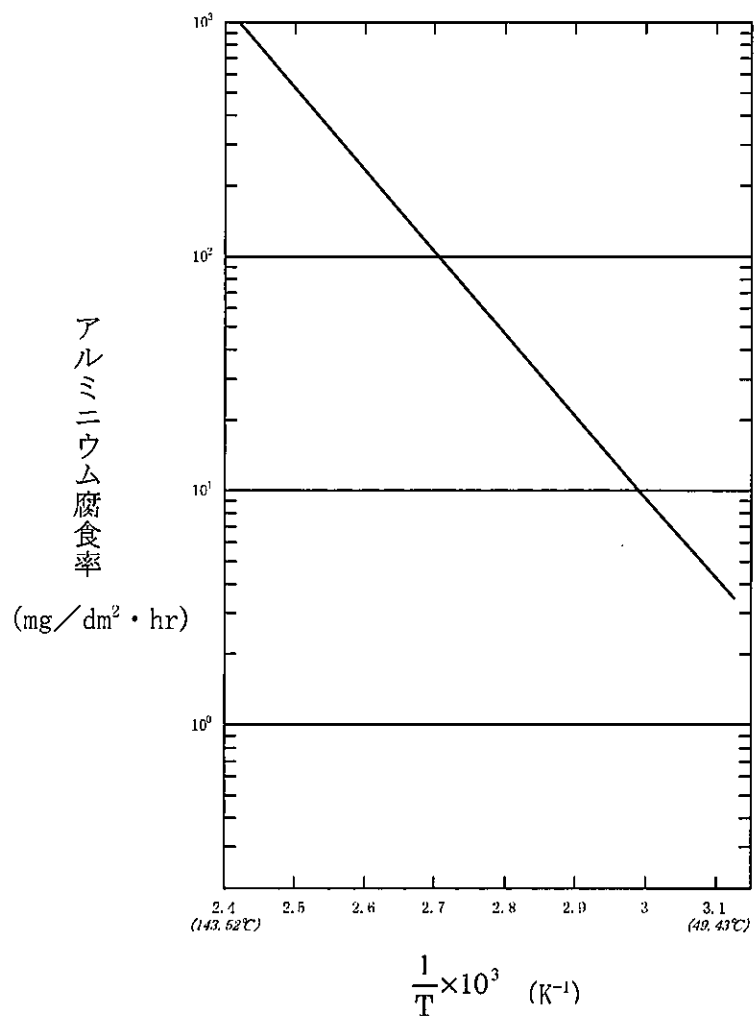


図4.6.2-16 代表3ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0)



[RESAR-414, Figure 15.4-17 より引用]

図 4.6.2-17 アルミニウム腐食率

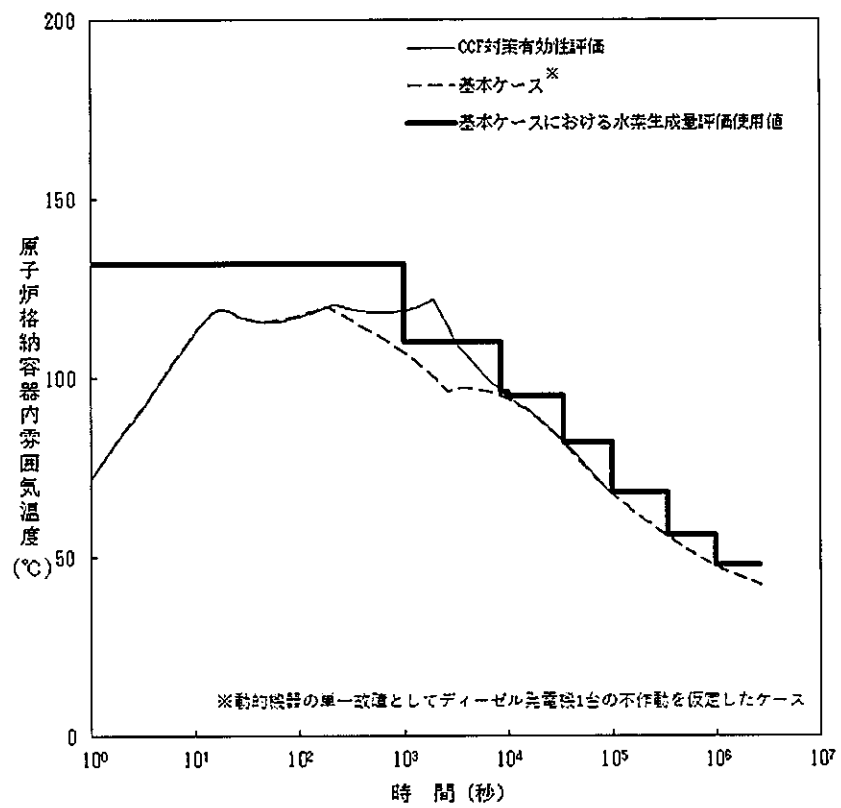


図 4.6.2-18 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

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ているため、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含まれる。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、判断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 桁程度激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 x/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、判断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ため、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

問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。

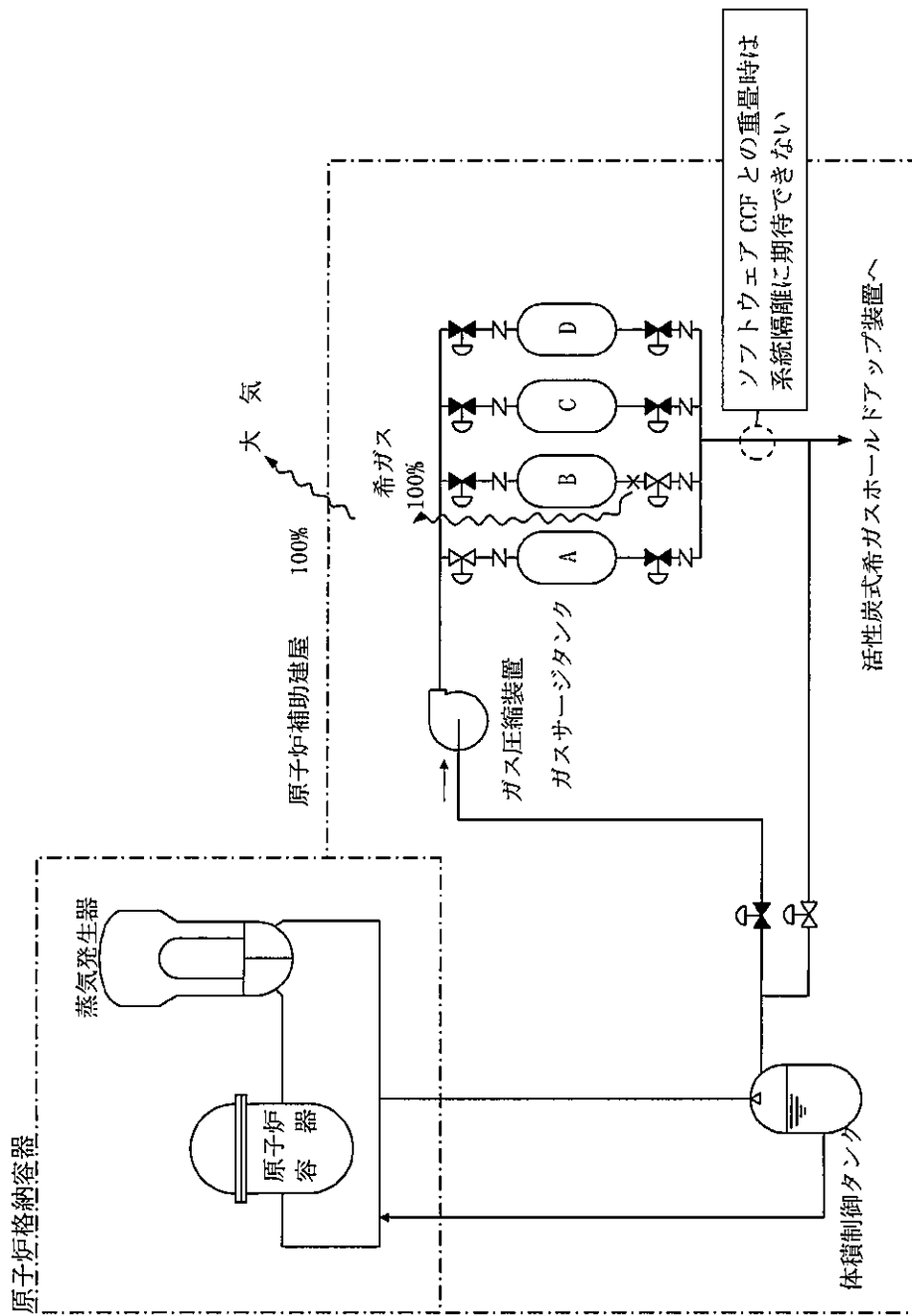


図 4.6.3-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

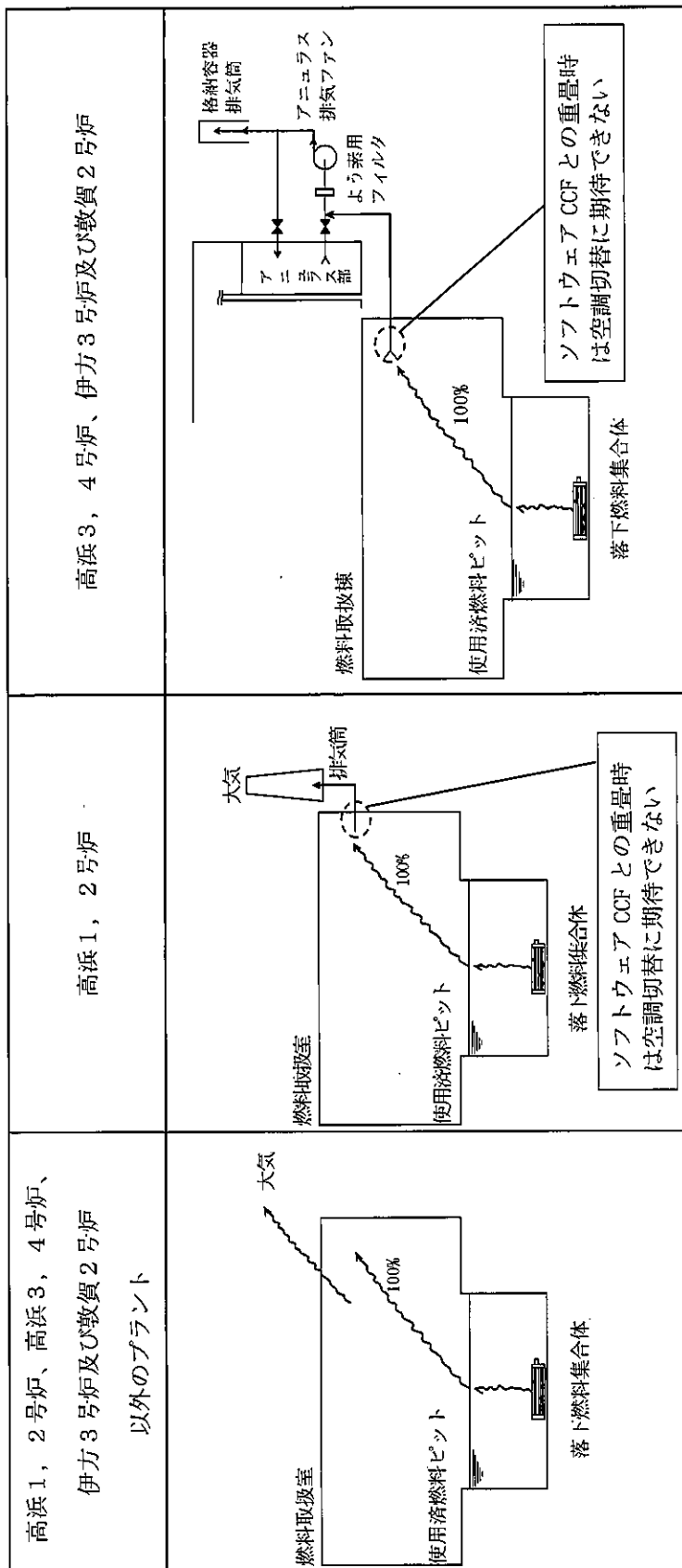


図 4.6.3-2 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

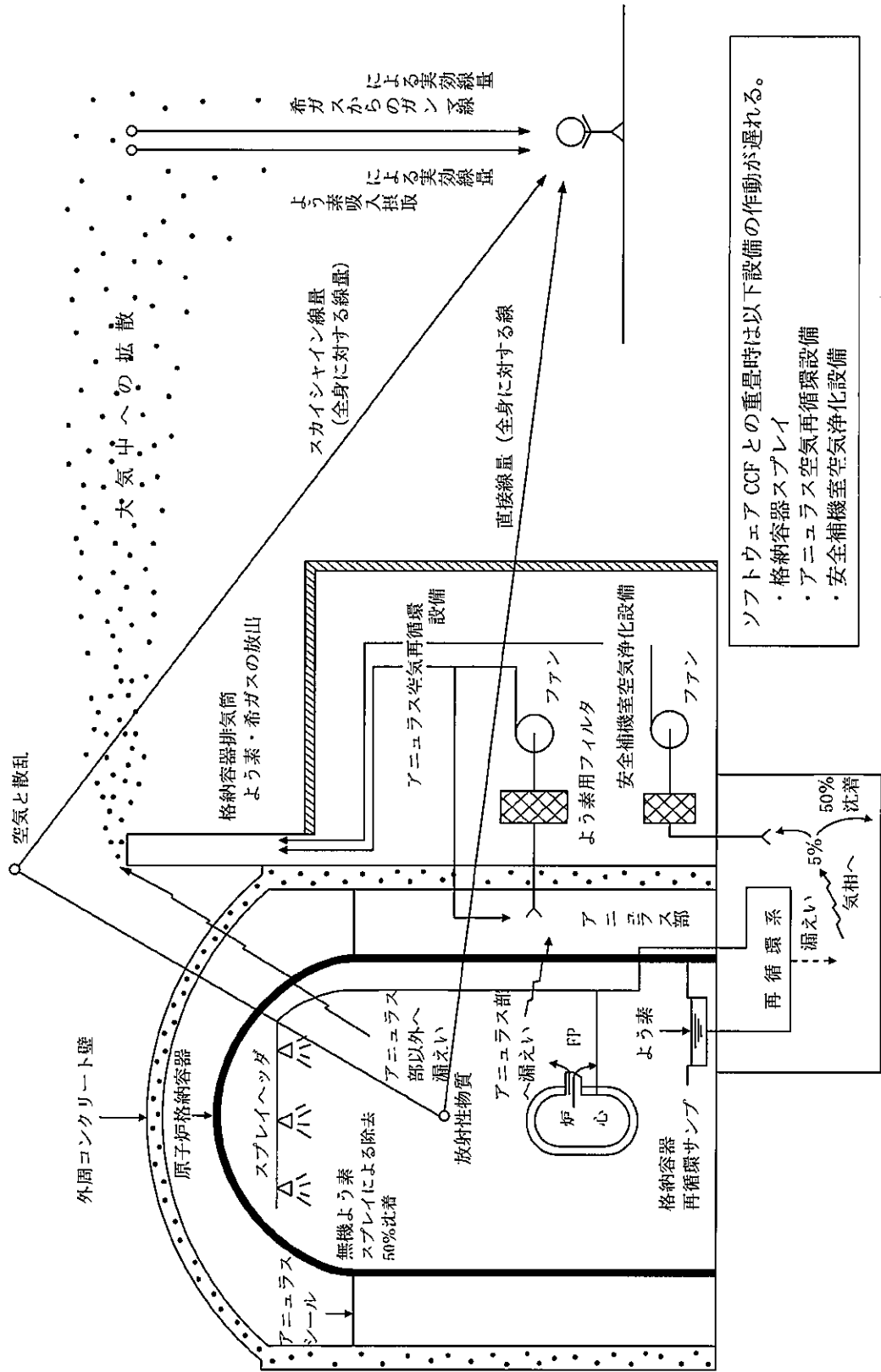


図 4.6.3-3 (1/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (鋼製格納容器の例)

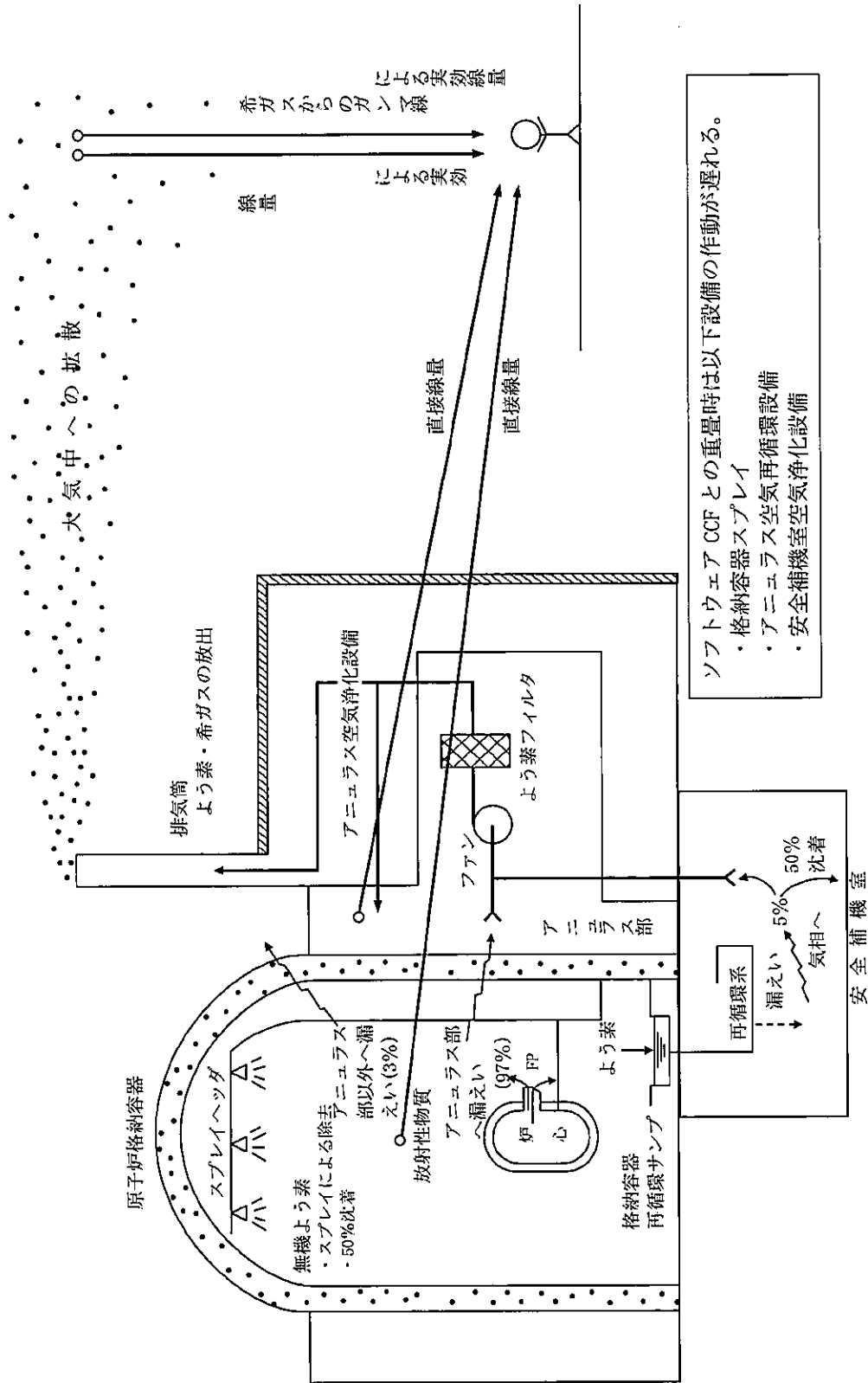


図 4. 6. 3-3 (2/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (プレストレストコンクリート製格納容器の例)

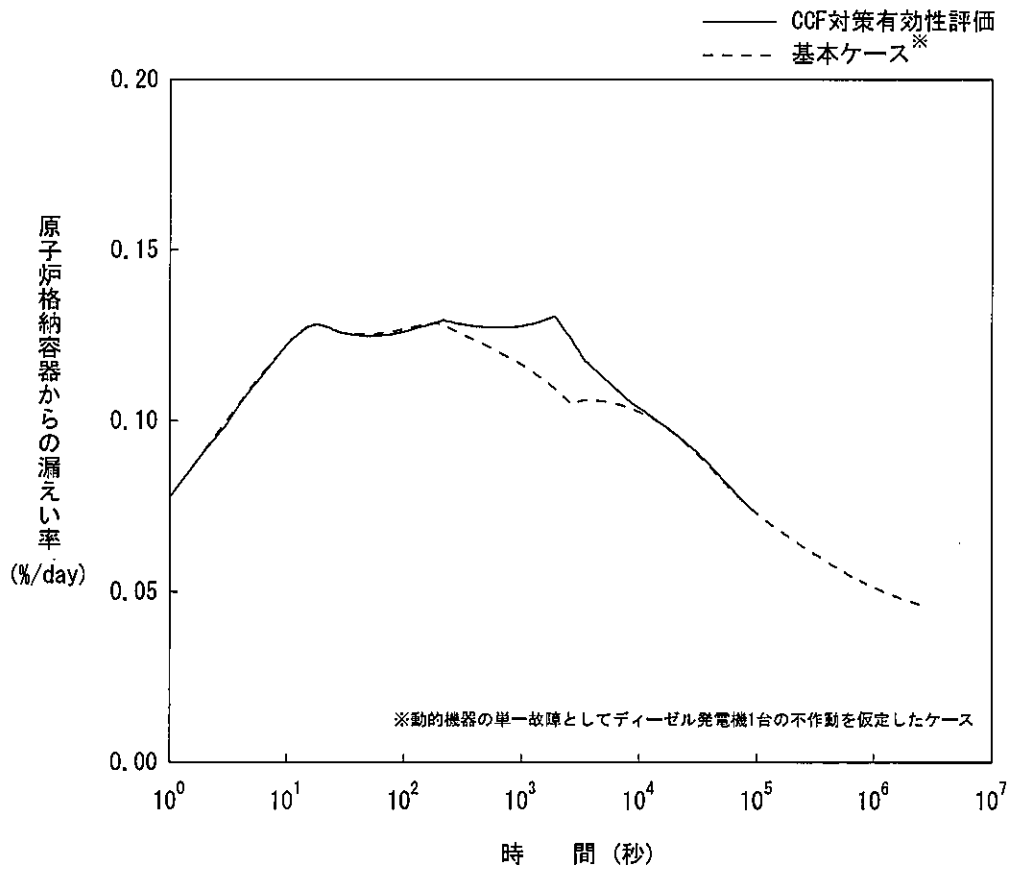


図 4.6.3-4 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器からの漏えい率
(動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

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
高温炉心半径方向ヒートアップ係数		1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向ヒートアップ係数		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			
	SG伝熱管0%プラグ時	3,382	設計値
	SG伝熱管10%プラグ時	3,044	
伝熱面積 (m ²)			
	SG伝熱管0%プラグ時	4.87×10 ³	設計値
	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
高温炉心半径方向ヒートンク係数		1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向ヒートンク係数		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
伝熱面積	(m ²)	4.87×10 ³	設計値
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、起回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、特定の起回事象を除けば、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回事象についても、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>起回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>起回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、起回事象との従属性がなく起回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、起回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、各々の起回事象との従属性がなく起回事象の影響を受けないサポート系は、各々の起回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、起回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>