(添付5-1) 柏崎刈羽7号機 要件整合報告書(詳細設計)

柏崎刈羽原子力発電所7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)

2023年6月6日 東京電力ホールディングス株式会社

改訂来歷

改訂番号	改訂年月日	改定内容	備考
初版	2023/01/31	新規作成	_
		・2023 年 5 月 15 日「ATENA 運第 14	
1	2023/6/6	号」の気付き事項に対する反映	_
		・記載の適正化	
	-以下余白-		

柏崎刈羽原子力発電所 7 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

		頁
Ι.	文才	• 1
Π.	系付書類 ······	45

I. 本文

柏崎刈羽原子力発電所 7 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,「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 ATENA 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(2023年4月7日)」において「再稼働前に実施」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

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。

【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,以下に示す技術要件書の各要求内容に対して,有効性評価図書(「沸騰水型原子力発電所 デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障影響緩和対策の有効性評価書*」TLR-100, HLR-129,東芝エネルギーシステムズ株式会社,日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,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 ABWR プラントの解析結果及びそれらを基にした BWR プラントの 有効性評価の検討結果を記載しており、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の有効性 評価は包含される。

【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

表1「3.多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(1/9)

	女士 つ・グボル欧州女川」	に困っる	' o. 乡体に欧洲女口Jに対する女口正口IIT唯心衣(1/ º)	
ATENIA社徐田任业		ソフ	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性	
ATENA 仅附务件青	(进) 少中特尼		要件整合性	事 四十字元
要求内容	记取 (7)	判定	理由	双리凶音
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	デジタル安全保護回路の代替機能を有する,多様		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 【技術メモ】KK7 多様化設備の範囲	【技術メモ】KK7 多様化設備の範囲
を有する多様化設備を設置しなければならない。	化設備を設置する。		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	及び要求事項について 3.3 章
		(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	
)	る設備を多様化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、多様化設備の範囲は3.3項にて確	
			割を行う。	
ただし、ソフトウェア CCF が発生するおそれがない場			多様化設備を設置する計画であるため、考慮しない。	干怛
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。				

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(2/9)

			1	
ATENA 技術要件書		7715	ェ/ CCF 对束設備記	
	記載内容(概要)		要件整合性	幸 図 程 程
要求内容		判定	理由	KPI A H
3.2 機能要求				
多様化設備は、運転時の異常な過渡変化又は設計	デジタル型安全保護回路がソフトウェア CCF に	***	多様化設備はデジタル安全保護回路とは異なる動作原理により、原	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
基準事故が発生し、かつソフトウェア CCF により安全	1. コート・アの機能が全て専生し、かつ運転時の異党		子炉緊急停止系、工学的安全施設等を自動又は手動で作動させる	田及び要求事項について 34
機能が専失した場合において、設計基準事故の判		HILL	・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	,
	仏遺優変化人は設計番串事政が発生し 	-		車 (·갓·급
型街井で図43両角へC・シャン、がこかで中米で5、十一歩行行会構設的な中華、ロスト中華が佐華オポスト	基準事故の判断基準を概ね満足することができ			・柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉に
ナロダ 土 加政 中谷 日男)、人(4十男) て「「男) でつこく ぶんみだいせん げかったい	る設備として多様化設備を設ける。			おけるデジタル安全保護回路のソフ
なってのようとこれ、そのような、。	多様化設備は, デジタル安全保護回路とは異なる			トウェア共通要因故障対策設備につ
	動作原理により自動または手動で原子炉緊急停			いて 3.1章
	止系及び工学的安全施設等を作動させる機能及			・原子炉緊急停止系 インターロック
	び警報機能,指示機能を設ける。			ブロック線図 (Sh.34,35)
	·自動作動機能			・ 苛酷事故対策設備 インターロック
	代替制御棒挿入 他			ブロック線図 (Sh.14,16~20)
	(別表1「多様化設備が有する自動作動機能一覧表」			・ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
		C		文字山木 ニン/ コン/ コン/
	· 二十十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二)		フロック線図(Sh.4~8)
	1 岁末广溪的 恒下后, 注头处护曹 在			・ソフトウェアCCF対策設備警報 イ
	同元が、では今次に割り、同一の一個では、「日本の一の「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一個では、「日本の一の「日本の一」」」 「日本の一の「日本の一の「日本の一」」」「日本の一個では、「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一、日本の一の「日本の一、日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一、日本の一の「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一、日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の一の「日本の一」」」「日本の「日本の一」」」「日本の一、日本の「日本の一、日本の「日本の一」」」「日本の一、日本の「日本の「日本の一」」」「日本の「日本の「日本の一」」」」「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の「日本の			ンターロックブロック線図(Sh.3~5)
	· 表			
	n 表 3 2 2 4 4 7 7 7 7 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4			
	AKI 作動(ハート) 他 (別表3.多様化設備が右字ろ整報機能一階表) 参			
	Z Z Z			
	·指示機能			
	原子炉水位			
	原子炉压力 他			
	(別表 4「多様化設備が有する指示機能一覧表」参			
	展)			
さらに, 原子炉停止系統, 工学的安全施設等を手動	原子炉緊急停止系,工学的安全施設等を手動によ	-11	異常な過渡変化または設計基準事故時にソフトウェア CCF が重畳し	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
により作動させる場合には, 運転員が必要な時間内	9作動させる場合には、運転員が必要な時間内に		た場合、デジタル安全保護回路は機能喪失し、原子炉緊急停止系及	囲及び要求事項について 3.4章
に操作を開始し、判断基準を概ね満足した状態で事	操作を開始し、判断基準を概ね満足した状態で事		び工学的安全施設は作動せず, 多様化設備の ARI が作動し, ARI 作	・柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉に
象を収束させることができるよう, 運転時の異常な過	象を収束させることができるよう、運転時の異常	0	動警報が発報する。これにより運転員は事象発生を認知し,定められ	おけるデジタル安全保護回路のソフ
渡変化又は設計基準事故の発生時に安全保護回路	な過渡変化又は設計基準事故の発生時に安全保		た手順書により事象を判断し,必要な操作を実施する。	トウェア共通要因故障対策設備につ
の安全機能動作の異常の発生を認知し, 必要な操	護機能動作の異常の発生を認知し, 必要な操作の	<u> </u>	運転員が必要な時間内に手動操作を開始し, 判断基準を概ね満足	いて 3.1章
作の判断を行える機能を設けなければならない。	判断を行える機能を設ける。	<u> </u>	した状態で事象を収束させることができることの確認は4項で行う。	
	(古用用字) ***	11 11 11	で 5. 女子 14. 女	

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(3/9)

_`	
該当た	
• •	
-	
100	
144	
今有	
7	
松	
٠.	
C	
-	
III	
m'	
ήπ	
(判定記号)	
ńΚ	
স্থা	

			7/1+/	(判圧記分) ○:蟄亡有 一:熨当ぶし
A TENIA 社務田 /h 書		7	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性	
A1 ENA 坟伽安叶青	(用草) 珍玉年品		要件整合性	中区二年7条
要求内容	n 取的合(观 <i>支)</i>	判定	理由	ਲ미스를
3.3 多様化設備の範囲				
多様化設備の範囲は,3.2 機能要求を達成するため	多様化設備の範囲は以下の(1)~(5)である。		多様化設備の範囲が明確に示されていることを設計図書で確認し	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
に必要となる,検出器,操作スイッチ,論理回路,指	(1)検出器		Å	囲及び要求事項について 3.5 章
示計・警報等の計測制御設備とする。	原子炉水位			・柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉に
この計測制御設備の構成要素は,3.5多様化設備	原子炉压力			おけるデジタル安全保護回路のソフ
への要求事項を満足する限り, デジタル安全保護回	D/W 压力			トウェア共通要因故障対策設備につ
路のソフトウェア CCF 影響緩和対策として設けた設	復水 			1.7 3.1 単
備以外の設備(安全保護回路の検出器及び操作スメッチ 由土車払免おの設備等)。 女籍化部億以 ア	HPCF(C)系統流量			・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
- ハン・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	(2)操作スイッチ			路のソフトウェアに起因する共通要
また、多様化設備の範囲は、安全保護回路のデジタ	手動スクラム			因故障への対応方針について
	MSIV MCCB			
の設備を選定したか設計図書で明確にする。	CUW 吸込ライン内側隔離弁操作スイッチ			
	RCIC 蒸気ライン内側隔離弁操作スイッチ			
	HPCF ポンプ(C)操作スイッチ			
	HPCF S/P 側吸込隔離弁(C)操作スイッチ			
	HPCF 注入隔離弁(C)操作スイッチ	(
	HPCF 最小流量バイパス弁(C)操作スイッチ)		
	(3)論理回路			
	代替制御棒挿入			
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ			
	(4)指示計			
	原子炉水位			
	原子炉压力			
	D/W 压力			
	復水貯蔵槽水位			
	HPCF(C)系統流量			
	上記(2)の弁, ポンプの状態表示			
	(5)警報			
	L-2(//)×)			
	原子炉圧力高高(ハード)			
	ARI 作動 (ハード)			

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(4/9)

中と田別は、日常田子中		5	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性	
A1Li\A1Xm 安叶盲	7 年代		要件整合性	477年四年
要求内容	記 取內谷(枫麥)	判定	理由	
3.4 基本設計方針				
デジタル安全保護回路は,十分に高い信頼度でソフ			本項は基本設計方針を記載したものであるため,具体的な設計につ	
トウェア設計がなされており、ソフトウェア CCF が発生			いては「3.5 多様化設備への要求事項」で確認した。	
する可能性は極めて小さく抑えられているため、多様			なお、多様化設備のうち既設の自主設備、設計基準対象施設及び重	
化設備は, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準			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	
事故が発生し、かつソフトウェア CCF により安全機能			いため、既存設備状態を示す図書により確認した。	
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。	l			
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。				
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。				

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(5/9)

ATENA 技術要件書 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。		当いがが	A	設計図書
要求内容 多重性 設備には、多重性は要求しない。 多様性			当 いことから,多重性を要求してい	設計図書
要求内容 後生設備への要求事項 多重性 設備には、多重性は要求しない。 多様性			1 にいことから、多重性を要求してい	Will Dill
様化設備への要求事項 多重性 記機備には、多重性は要求しない。 多様性	の異常な過速変化又は設計基 シソフトウェア CCF により安全 設計基準を超える事象に対応 5, 設計上,単一故障を考慮し 多様性を要求しない。		いことから、多重性を要求してい	
多重性 設備には, 多重性は要求しない。 多様性	の異常な過渡変化又は設計基 シソフトウェア CCF により安全 設計基準を超える事象に対応 う, 設計上, 単一故障を考慮し 多様性を要求しない。		いことから, 多重性を要求してい	
ご設備には、多重性は要求しない。	の異常な過渡変化又は設計基 シソフトウェア CCF により安全 設計基準を超える事象に対応 5, 設計上,単一故障を考慮し 多様性を要求しない。		いことから、多重性を要求してい	
秦 村森	2)フトウェア CCF により安全 設計 基準を超える事象に対応 5, 設計上, 単一故障を考慮し 多様性を要求しない。 エア CCF によってデジタル安			・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
沙 森	5, 設計上, 単一故障を考慮し 8様性を要求しない。 x7 CCF によってデジタル安			囲及び要求事項について 4.1 章
多樣性	多様性を要求しない。 エア CCF によってデジタル安			
3.5.2 多様性	多様性を要求しない。 エア CCF によってデジタル安			
	多様性を要求しない。 エア CCF によってデジタル安			
多様化設備自体には、多様性は要求しない。 多様化設備自体には多様性を	ェア CCF によってデジタル安	O #	多様化設備自体には多様性を要求していないことを設計図書により ・ 確認した。	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範囲及び要求事項について 4.2 章
多様化設備は、ソフトウェアを用いた安全保護回路 多様化設備はソフトウ:		7111	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	于世
に対して多様性を有した設備とすること。なお、多様 全保護回路と同時にその機能を喪失性を有した設備とは、アナログ設備等、ソフトウェア かい・5アナロが設備のなか構成する	全保護回路と同時にその機能を喪失するおそれがだい。フナログ影倫のなか構みする		有する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 1. **	
	06 (75/11) . (2)	0		
能を喪失するおそれがないものをいう。				
また,多様化設備に用いられるソフトウェア及びデジ		+	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。	1回
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。				
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 多様化設備は運転時	多様化設備は運転時の異常な過渡変化,又は設計	7111	多様化設備はソフトウェア CCF に運転時の異常な過渡変化, 又は設	・[技術メモ]KK7 多様化設備の範
の異常な過渡変化又は設計基準事故とソフトウェア 基準事故とソフトウェア	基準事故とソフトウェア CCF が重畳した状態で想定	11111111	計基準事故が重畳した場合での環境下においても所定の安全機能 1	囲及び要求事項について 4.3 章
CCF が重畳する状態で想定される環境条件におい される温度, 湿度, 放	される温度、湿度、放射線等の環境条件においても	0	が果たせることを設計図書により確認した。	·柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉
て、その機能を発揮できる設計とすること。 所定の機能が発揮できる設計とする。	きる設計とする。		1)	におけるテシタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策設備に
			. ,	ついて 3.2 草

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(6/9)

		3		
ATENA 技術更低畫		77	ソフトワエア CCF 対策設備設計図書の要件整合性 ・	
	2 曹公珍(唐田)	-	要件整合性	華岡特礎
要求内容	5. 14 (3. 4)	判定	田田	파이크 -
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,	多様化設備は基準地震動 Ss に対し機能維持する設		多様化設備の内,設計基準対象設備及び重大事故等対処設備と共	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
機能維持する設計とすること。	計とする。		用しておらず,個別の耐震評価が必要なものについては基準地震動	囲及び要求事項について 4.4章
			Ss に対して機能維持することを設計図書により確認した。	格納容器補助盤の耐震性につい
				ての計算書
				・ATWS 緩和設備制御盤の耐震性
				についての計算書
)		・高圧代替注水系制御盤の耐震性
				についての計算書
				・中央運転監視盤の耐震性につい
				ての計算書
				・運転監視補助盤の耐震性につい
				ての計算書
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	多様化設備は外部電源が利用できない場合におい		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	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
いても,非常用電源系又は重大事故等対処設備電	て,非常用電源系又は重大事故等対処設備電源系		事故等対処設備電源系である非常用交流電源設備,直流電源設備	囲及び要求事項について 4.5章
源系のどちらか一方から給電できる設計とすること。	から給電できる設計とする。		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。	・原子炉緊急停止系及び主蒸気隔
				離系 展開接続図
				·原子炉系計装 展開接続図
				·原子炉再循環流量制御系 展開
				接続図
		0		·原子炉冷却材浄化系 展開接続
				X
				·原子炉隔離時冷却系 展開接続
				•高圧炉心注水系 展開接続図
				·高圧代替注水系 展開接続図
				·原子炉系故障表示回路 展開接
				続図
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	多様化設備は二以上の発電用原子炉施設にて共		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	・[技術メモ]KK7 多様化設備の範
て共用しない設計とすること。また,相互に接続しな	用及び相互接続しない設計とする。	0	いることを設計図書により確認した。	囲及び要求事項について 4.6 章
い設計とすること。				

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(7/9)

ATENIA TAMENTA		į	いした。アクロ対象には対象の世の世の世の世の対象の対象を	
		11	トノエノ しし! 刈界成哺成計凶音v/安け笠巾!!は	
AIENA X附安叶青	2 年 4 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 年 7 年 1 年 1		要件整合性	華 図 1等 延
要求内容	己載73 在(乾麥)	判定	田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田	双三凶青
3.5.7 就驗可能性				
多様化設備は,原子炉の運転中又は停止中に,試	多様化設備は原子炉の運転中又は停止中に、模擬		多様化設備は,模擬信号あるいは実動作によって設定値・ロジックな	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
験又は検査ができる設計とすること。	信号又は実動作によって機能が確認できる設計とす	0	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。	囲及び要求事項について 4.7 章
	Z ₀			
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	多様化設備の故障等により安全保護回路の安全機		安全保護回路と多様化設備が部分的に設備を共用する場合には,	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
保護回路の安全機能を喪失させない設計とするこ	能を喪失させない設計とする。多様化設備と安全保		多様化設備の影響により安全保護機能を失わないように、多様化設	囲及び要求事項について 4.8 章
વૈ	護回路が部分的に設備を共用する場合には, 電気		備が安全保護回路から隔離デバイス(アイソレータ等) により電気的分	·原子炉系計装 展開接続図
	的・機能的に隔離又は分離した設計とする。		雕を,安全保護回路と多様化設備が部分的に設備を共用しない場合	·原子炉再循環流量制御系 展開
			には、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	接続図
			であることを設計図書により確認した。	·原子炉冷却材净化系 展開接続
		0		X
				·原子炉隔離時冷却系 展開接続
				×
				·高圧炉心注水系 展開接続図
				·高圧代替注水系 展開接続図
				·原子炉系故障表示回路 展開接
				続図
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,	多様化設備が火災, 溢水の影響を受けたとしても,		多様化設備が火災・溢水の影響を受けて機能喪失したとしても,多重	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
安全保護回路の安全機能を喪失させない設計とす	安全保護回路の安全機能を喪失させない設計とす		性を有した安全保護回路のうち、多様化設備と部分的に設備を共用	囲及び要求事項について 4.9 章
316	ν̈́		していない区分の回路があるため,安全保護回路の安全機能は喪失	・KK-7M ソフトウェアCCF対策
		0	しない。	電気工事計画書
			多様化設備は,実用上可能な限9不燃性または難燃性材料を使用	
			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。	

表1 「3. 多様化設備要件」に関する要件整合性確認表(8/9)

	女1 - 9. 夕冷に以届女 -	に 関 り の に 服 り の に に に に に に に に に に に に に に に に に に	o. グR(LL以届女干](L因) の女干街口工権配公(O/ 3)	
ATENA 抹綠面休典		77	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性	
A1ENA1X的安计官	四華 小 (東 田)	•	要件整合性	垂凶乍張
要求内容	心軟厂3台(例.安)	判定	理由	双三凶者
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),	多様化設備は想定される自然現象(地震を除く),人		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,多様化	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
人為による事象, 蒸気タービン, ポンプ, その他の機	為による事象, 蒸気タービン, ポンプ, その他の機器		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	囲及び要求事項について 4.10 章
器又は配管の損壊に伴う飛散物等に対して,多様化	又は配管の損壊に伴う飛散物に対して, それらの影		設備が影響を受けない、または影響を受けたとしても、安全保護回路	
設備がそれらの影響を受けない設計とすること又は	響を受けない設計とすること又は多様化設備がそれ	0	の機能を喪失しないことを別表5「多様化設備の自然現象,外部人為	
多様化設備がそれらの影響を受けたとしても, 安全	らの影響を受けたとしても、安全保護回路の安全機		事象等に対する影響評価整理表」により確認した。	
保護回路の安全機能を喪失させない設計とするこ	能を喪失させない設計とする。			
رُد				
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	手動操作(そのための監視を含む)を要する多様化		製操作防止が図られたハード操作器及び表示を 3.3 項の操作スイッ	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
は、原子炉制御室に設置すること。	設備は,原則として中央制御室に設置する。		チ及び表示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	囲及び要求事項について 4.11章
			書により確認した。	・柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉に
				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対策設備につ
		0		いて 3.3章
				・原子炉緊急停止系及び主蒸気隔
				離系 展開接続図
				·原子炉冷却材浄化系 展開接続図
				·原子炉隔離時冷却系 展開接続図
				·高圧炉心注水系 展開接続図
また、原子炉制御室に設置する場合には、誤操作防	また、中央制御室に設置する場合には、誤操作防止		丁岜	中国
止を考慮した設計とするととない、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。	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。	0		
なお,有効性評価により,原子炉制御室以外での操			ハード操作器は中央制御室に設置済みであるため考慮しない。	干岜
作で対応可能であることが確認できた場合はこの限	1			
りではない。				

表1 [3. 多様化設備要件 | に関する要件整合性確認表(9/9)

	衣1 13. 多体化成佣安件」	に <u>乗</u> 9つ	3. 多体化成備安件 (- 例)の安件整合生催認改(9/ 9)	
ATENIA 社後用作业		77	ソフトウェア CCF 対策設備設計図書の要件整合性	
ALENA IXMI安叶青	2 年早 () 年早 ()		要件整合性	一年 四十年 10年
要求内容	記載四谷(概委)	判定	理由	权 可凶書
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	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故とソフト		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	・【技術メモ】KK7 多様化設備の範
計基準事故とソフトウェア CCF が重畳した事象の発	ウェア CCF が重畳した事象の発生を認知できる警		必要な3.3項の指示計及び警報を中央制御室に設置することを設計	囲及び要求事項について 4.12 章
生を認知できる警報,事象の判定及び対応操作の	報、事象の判定及び対応操作の判断に必要な監視		図書により確認した。	・柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉に
判断に必要な監視設備を原子炉制御室に設置するこ	設備を中央制御室に設置する。			おけるデジタル安全保護回路のソフ
λĴ				トウェア共通要因故障対策設備につ
				いて 3.1章
				・原子炉緊急停止系及び主蒸気隔
				離系 展開接続図
		0		·原子炉系計装 展開接続図
				·原子炉再循環流量制御系 展開接
				第
				·原子炉冷却材浄化系 展開接続図
				•原子炉隔離時冷却系 展開接続図
				•高圧炉心注水系 展開接続図
				•高圧代替注水系 展開接続図
				•原子炉系故障表示回路 展開接続
				X
また、多様化設備が自動で作動した場合には、その	また、多様化設備が自動で作動した場合には、その		于但	同上
作動要因が原子炉制御室に表示される設計とするこ	作動要因が中央制御室に表示される設計とする。	0		
ય				

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(1/19)

記載内容(概要) 判 理由	中刊用於什 (1700)	ソフトウェア(CCF 対	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) 判	AIENA 技術要件書 			要件整合性	
群価子べき事象 時の異常な過渡変化及び設計基 数の全事象を対象に評価。 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で設計基準事 がレービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がレービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がレービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がルービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がルービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がルービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がルービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がアービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 がアービングを行う場合は、代表シープを行い、以下の事象を解析対 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き 状き ・・原子が圧力制御棒の異常な引き なき ・・一流気隔離弁の説別止 ・・原子が圧力制御系の故障 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	要求内容	記載內容(概要)	判	理由	有効性評価図書
多様化設備は安全保護回路の代替機 運転時の異常な過渡変化及び設計 能を有する設備であるため,「運転時 基準事故の全事象を対象としている。 故」の全事象を対象としている。 発生性を示している。 カノアトウェア CCF の影響を踏まえグルーピングを行い,以下の事象を解析対象としている。 発生性を示している。 一ピングを行い,以下の事象を解析対象としている。 受当性を示している。 第としている。 ・原子・ナリオの包給性を確認し、そのよりですがあるできます。 ・原子が起動時における制御棒の異常な引きなきまる場所をの異常な引きなきまる場所をの表情をの異常な引きなきまる情報をの異常な引きなきままる場所をの表情を表している。 ・出力運転中の制御棒の異常な引き ・出力運転中の制御棒の異常な引き ・出力運転中の制御棒の異常な引き ・完素気隔離弁の誤閉止 ・原子が圧力制御系の故障 ・原子が圧力制御条の故障 ・給水流量の全種を	4.2 評価すべき事象				
能を有する設備であるため、「運転時 基準事故の全事象を対象としている。 の異常な過渡変化」及び「設計基準事 ○ (運転時の異常な過渡変化及び設計基			運転時の異常な過渡変化及び設計	4.1 評価対象の整理
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。 ンフトウェア CCF の影響を踏まえグル ーピングを行い、以下の事象を解析対 象としている。 ()運転時の異常な過渡変化 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き おな引き抜き ・出力運転中の制御棒の異常な引き 大法シナリオの包絡性を確認し、その ・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 大法シナリオの包絡性を確認し、その を当性を示している。 シ原子が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 ・原子炉圧力制御系の故障 ・原子炉圧力制御系の故障	準事故の全事象を対象に評価。	能を有する設備であるため,「運転時		基準事故の全事象を対象としている。	(P.4-1)
故」の全事象を対象としている。 ツフトウェア CCF の影響を踏まえグル ーピングを行い,以下の事象を解析対 象としている。 ○運転時の異常な過渡変化 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き なき ・出力運転中の制御棒の異常な引き 技き 大き・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・総水流量の全専失		の異常な過渡変化」及び「設計基準事	(添付 1 評価対象事象
ンフトウェア CCF の影響を踏まえグル ーピングを行い、以下の事象を解析対 象としている。 ○運転時の異常な過渡変化 ・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 ・正蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・統水流量の全恵失		故」の全事象を対象としている。)		211021
ソフトウェア CCF の影響を踏まえグル ーピングを行い,以下の事象を解析対 象としている。 ○運転時の異常な過渡変化 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き 状き ・出力運転中の制御棒の異常な引き 大彦 ・原子炉圧力制御系の故障 ・原子炉圧力制御系の故障 ・原子炉圧力制御系の故障					(添付表 1-1, 1-2, 1-
グフトウェア CCF の影響を踏まえグル 代表シナリオの包絡性を確認し、その ととングを行い、以下の事象を解析対 象としている。 ()運転時の異常な過渡変化 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き なき ○ ・出力運転中の制御棒の異常な引き なき ○ ・出力運転中の制御棒の異常な引き 抜き ○ ・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・ ・原子炉圧力制御系の故障 ・ ・給水流量の全轉失 ・					3)
中ビングを行い、以下の事象を解析対象としている。 妥当性を示している。 象としている。 受当性を示している。 の運転時の異常な過度変化常な引き抜きまな引き抜きな引き抜きない。 ○ ・出力運転中の制御棒の異常な引きなきまる場合を要ける。 ・ ・	ソフトウェア CCF が同じ影響を与える事			代表シナリオの包絡性を確認し, その	4.1 評価対象の整理
象としている。 ・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 技き ・ ・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・ ・絡水流量の全轉失 ・	象はグルーピングすることができる。な			妥当性を示している。	(P.4-1)
給性を確認し, その妥当性 ○運転時の異常な過渡変化 ・原子炉起動時における制御棒の異常な引き ○ ・出力運転中の制御棒の異常な引き 技き ・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・原子炉圧力制御系の故障 ・給水流量の全轉失	お,グルーピングを行う場合は,代表シ	象としている。			添付 1 評価対象事象
 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 ・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・給水流量の全聴失 	ナリオの包絡性を確認し,その妥当性	○運転時の異常な過渡変化			といっこ
き抜き 転中の制御棒の異常な引き 隔離弁の誤閉止 玉力制御系の故障	を示すこと。				
		常な引き抜き	0		
・主蒸気隔離弁の誤閉止 ・原子炉圧力制御系の故障 ・鈴水流量の全車失					
・主蒸気隔離弁の誤閉止・原子炉圧力制御系の故障・絡水流量の全専失		抜き			
・原子炉圧力制御系の故障・鈴水流量の全轉失		主蒸気隔離弁の誤閉止			
・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・		・原子炉圧力制御系の故障			
ノンプラー・・田のからでは、		・給水流量の全喪失			

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(2/19)

-111		有効性評価図書																		
ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	要件整合性	理由 理由																		
CCF 対領		単定																		
ソフトウェア(記載內容(概要)	双重 東 軍 提 径 ○	・原子炉冷却材喪失(原子炉冷却材の	喪失又は炉心冷却状態の著しい変	化)(主蒸気管破断,給水配管破	断, RHR 出口配管破断)	・原子炉冷却材流量の喪失	・制御棒落下(反応度の異常な投入又	は原子炉出力の急激な変化)	上記解析対象事象のうち, 以下の事	象を代表シナリオとして設定している。	主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁の誤閉止は、ソフトウェ	ア CCF が重畳した場合において,負	荷の喪失や外部電源喪失と比較して,	再循環ポンプトリップタイミングが遅く,	原子炉圧力上昇が最も高くなるため,	圧力上昇過渡に分類される事象の代	表シナリオとして選定する。
A TOTAL THE ATTENTION	AIENA 坟が安件書	要求內容																		

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(3/19)

ATENA 柱线面体兼)	CCF 対	CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
AIEINA技M安计青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	判定	理由	有効性評価図書
	・原子炉冷却材流量の喪失(APTA)			
	APTA は, ソフトウェア CCF が重畳した			
	場合において, 流量急減事象に分類			
	される事象のうち原子炉冷却材喪失以			
	外の事象の代表シナリオとして選定す			
	vô			
	・原子炉冷却材喪失(原子炉冷却材の			
	喪失又は炉心冷却状態の著しい変			
	化)(主蒸気管破断,給水配管破断,			
	RHR 出口配管破断)			
	主蒸気管破断,給水配管破断,RHR			
	出口配管破断は、ソフトウェア CCF が			
	重畳した場合において,よ9破断面積			
	が小さい原子炉冷却材喪失事象			
	(LPFL 配管破断, HPCF 配管破断, ド			
	レン配管破断)を包絡するため, 代表			
	シナリオとして選定する。			
以下に該当する場合は解析を省略で				

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(4/19)

ATENIA 井徐用伊申	ノエケイとん	CCF 対	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
AIDNA仅似安件青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	判定	理由	有効性評価図書
\$\$°				
・判断基準に対して影響の程度が軽微	以下の事象は判断基準に対して影響		対象事象は判断基準に対して影響が	4.1 評価対象の整理
である事象	の程度が軽微であるため,解析を省略		軽微であることを示している。	(P.4-1)
	している。			添付 1 評価対象事象
	○運転時の異常な過渡変化			について(添付表 1-1,
	•給水加熱喪失			添付表 1-3)
	・原子炉冷却材流量制御系の誤動作			
	・給水制御系の故障			
	〇設計基準事故			
	・原子炉冷却材喪失(環境への放射性	0		
	物質の異常な放出) (原子炉格納容			
	器内圧力, 雰囲気等の異常な変化)			
	・主蒸気管破断(環境への放射性物質			
	の異常な放出)			
	・燃料集合体の落下			
	・制御棒落下(環境への放射性物質の			
	異常な放出)			
	・可燃性ガスの発生			

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(5/19)

		有効性評価図書																		
ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	要件整合性	理由																		
CCF 対		判 定																		
) イェケイてく		記載內容(概要)	・動荷重の発生	給水加熱喪失, 原子炉冷却材流量制	御系の誤動作, 給水制御系の故障は	いずれも, ソフトウェア CCF が重畳した	場合において,主蒸気隔離弁閉に至	らず、原子炉圧力上昇は緩やかなた	め、影響の程度は軽微として解析は省	略する。	原子炉冷却材喪失(環境への放射性	物質の異常な放出) (原子炉格納容器	内圧力,雰囲気等の異常な変化)は,	ソフトウェア CCF が重畳した場合にお	いても,事象進展,緩和操作に対する	影響の程度は軽微として解析を省略	する。	主蒸気管破断(環境への放射性物質	の異常な放出)は,ソフトウェア CCF が	重畳した場合においても,現実的な評
ATENIA 社绘用体兼	AI DINA 坟My安''中青	要求内容																		

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(6/19)

ATENA 技術 要件	 記載内容(概要) 判 要件整合性 雇 単り 理由 定 雇 雇	新 他	要件整合性 理由	有効性評価図書
CCI H972	CCF が重畳した場合においても,現実的な評価条件を考慮することで判断基			

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(7/19)

ATENIA #AEEE#	ソフトウェア (CF 对	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
A1 DINA 仅加安计青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	単 党	理由	有効性評価図書
	準を満足すると判断できることから, 影			
	響の程度は軽微として解析は省略す			
	Š			
	動荷重の発生は、ソフトウェア CCF が			
	重畳した場合においても, 事象進展,			
	緩和操作に対する影響の程度は軽微			
	として解析は省略する。			
・グルーピングしたグループ内の代表	以下の事象は代表事象に包絡される		対象事象が代表事象に包絡されてい	4.1 評価対象の整理
事象に包絡される事象	ため、解析を省略する。		ることを示している。	(P.4-1)
	・外部電源喪失及び負荷の喪失			添付 1 評価対象事象
	外部電源喪失及び負荷の喪失は,			について(添付表 1-1,
	代表事象と比較して, 再循環ポンプ			添付表 1-2)
	トリップタイミングが早く, 原子炉圧	0		
	力上昇が低い傾向になるため, 代			
	表事象である主蒸気隔離弁の誤閉			
	止に包絡される。			
	·原子炉冷却材喪失(LPFL 配管破			
	断, HPCF 配管破断,ドレン配管破			

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(8/19)

ATENIA 共総面/h 圭	774461	CF 対	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
AICINAIXINATE			要件整合性	
· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	記載內容(概要)	計	# -	有効性評価図書
w % 乙 伞		定	田田田	
	(上解			
	より破断面積が大きい原子炉冷却材			
	喪失(主蒸気管破断,給水配管破			
	断, RHR 出口配管破断) に包絡され			
	νô			
・デジタル安全保護回路の動作を期待	以下の事象はデジタル安全保護回路		対象事象がデジタル安全保護回路の	4.1 評価対象の整理
しない事象	の動作を期待しないため, 解析を省略		動作に期待していないことを示してい	(P.4-1)
	する。	0	%	添付 1 評価対象事象
	・原子炉冷却材流量の部分喪失			について(添付表 1-1,
	・放射性気体廃棄物処理施設の破損			添付表 1-3)

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(9/19)

ATENIA 共添 西	ソフトウェア (CCF 対	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
AIENA XM安计自			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	判 定	田田	有効性評価図書
4.3 判断基準				
全事象に対して判断基準は設計基準	判断基準として「設置許可基準規則」		設計基準事故において使用される判	4.2 判断基準
事故において使用される判断基準を準	第十三条第一項第二号を準用し、解		断基準を準用し、解析結果は「設置許	(P.4-1, 4-2)
用し、その判断基準を概ね満足すること	析によりその判断基準を概ね満足する		可基準規則」を概ね満足している。	5. 運転時の異常な過
の確認を行う。	ことを確認している。			渡変化+ソフトウェア
		(CCF の解析(各表,各
)		X
				6. 設計基準事故+ソ
				フトウェア CCF の解析
				(各表, 各図)
				7. まとめ(P.7-1)
設備の健全性が別途確認されている原			他の判断基準は使用していない。	
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	l			I
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。				

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(10/19)

ATTENT X M X II III	(ナ/・) / /	CCF X	ソフトワエア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	11 1
1			要件整合性	
w 米乙谷	記載内容(概要)	判 定	華	有効性評価図書
4.4 解析に当たって考慮すべき事項	1			
最適評価コードにより, 運転時の異常な 最	最適評価コードである TRAC 系コー		最適評価コードによる評価を実施して	4.3 解析に当たって考慮
過渡変化又は設計基準事故に対する	ドを使用し評価を実施している。		615.	する事項(P.4-2)
評価を行うこと。		0		4.4 解析に使用する計
				算プログラム(P.4-4~4-
				(9)
保守的評価によって解析した結果が余			従来より使用している保守的な評価コ	
裕をもって判断基準を満足する場合に	I		一ド(許認可解析コード)による評価は	I
は,保守的評価を採用してもよい。			実施していない。	
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 中	サイクル期間中の炉心燃焼変化,燃		全ての運転範囲及び運転期間を対象	4.3.1 解析にあたって考
状態として,通常運転範囲及び運転期 料	料交換等による長期的な変動及び		に解析条件を設定している。	慮する範囲(P.4-2)
間の全域を対象とすること。	運転中に予想される運転状態を考	0		4.5 解析条件
长	慮し、全ての運転範囲及び運転期間			(表 4-3~表 4-8)
W	を対象に解析条件を設定した。			

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(11/19)

中也用沙什小八五小	アエウイてく		CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	-1-1
AI EINA 技が要件書			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	地定	理由	有効性評価図書
解析は, 想定した事象が, 判断基準を	各事象の解析範囲は, 事象発生から		事象発生から,主要ペラメータが判断	4.3.1 解析にあたって考
概ね満足しながら, 過渡状態が収束	多様化設備の作動によって事象進		基準を満足しながら,安定状態へ支	慮する範囲(P.4-2)
し,その後原子炉は支障なく安定状態	展が収束しプラント状態が整定する		障なく移行出来ると合理的に推定でき	5. 運転時の異常な過渡
へ移行できることが合理的に推定でき	までを基本とし、安定状態へ支障な		る時点まで解析を実施している。	変化+ソフトウェア CCF
る時点までを包含すること。	く移行できると合理的に推定できる	0		の解析(各表,各図)
	時点までの解析結果(グラフ)を示し			6. 設計基準事故+ソフト
	ている。			ウェア CCF の解析(各
				表, 各図)
4.4.2 解析で想定する現実的な条件等	件等			
最適評価で想定する現実的な条件の				
例を以下に示す。				
・事象発生前のプラント初期条件は, 設	解析条件として,解析のプラント初期		プラント初期条件及び設定根拠が示	4.3.2 解析で想定する現
計値等に基づく現実的な値を用いる	条件と設定根拠及び安全設計の妥		されている。	実的な条件等(P.4-2)
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との差			4.5 解析条件
当性確認に用いる安全解析における	異を示している。	0		(表 4-3, 表 4-5~表 4-
解析条件との差異及び根拠を明確				8)
にすること。				

表 2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(12/19)

ATENIA 井松用伊事	てエウイてい	CCF 🛪	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	#1
AIENA仅附安计青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	地	理由	有効性評価図書
・事象発生によって生じる外乱の程度,	事象発生による外乱の程度, 炉心状		解析条件及び根拠が示されている。	4.3.2 解析で想定する現
炉心状態(出力分布,反応度係数	態、機器の容量などの解析条件と設			実的な条件等(P.4-2)
等),機器の容量等は,設計値等に	定根拠及び安全設計の妥当性確認			4.5 解析条件
基づく現実的な値を用いること。その	に用いる安全解析との差異を示して	0		(表 4-4~表 4-8)
場合には,安全設計の妥当性確認	7.7%			
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。				
・作動設定点等については計装上の誤	自動作動を期待する設備の作動設		自動作動を期待する設備の動作条件	4.3.2 解析で想定する現
差は考慮しなくともよい。	定点として設計値を設定し,解析条		として, 計装上の誤差を考慮しない,	実的な条件等(P.4-2)
	件として示している。)	設計値を設定している。	4.5 解析条件
				(表 4-4~表 4-8)
・誤操作が起因事象となる評価では、	原子炉起動時における制御棒の異		運転操作手順に基づく現実的な投入	4.3.2 解析で想定する現
運転手順に基づく現実的な操作条	常な引き抜きの解析においては, 保		反応度を考慮している。	実的な条件等(P.4-3)
件を用いること。	安規定に基づき作成された制御棒			4.5 解析条件
	引抜操作手順を考慮し, 現実的な操	0		(表 4-6)
	作条件を想定した投入反応度として			5.1.1 原子炉起動時に
	~ ~~			おける制御棒の異常な
				引き抜き(P.5-1)

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(13/19)

ATFNA 技統亜化圭	ソフトウェア	CCF ≰	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	111
AIENAIXM女叶青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	単 定	田田	有効性評価図書
4.4.3 安全系機能に対する仮定				
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				
状態については,以下を仮定すること。				
・ソフトウェア CCF によりデジタル安全	各事象においてデジタル安全保護		ソフトウェア CCF による機能喪失を解	4.3.3 安全系機能に対
保護回路の機能が喪失し、原子炉停	回路の機能が喪失し原子炉停止系		析条件に反映している。	する仮定(P.4-3)
止系統及び工学的安全施設が自動	統及び工学的安全施設が動作しな			4.5 解析条件
作動しない。	いことを解析条件として設定してい			(表 4-4~表 4-6, 表 4-
	νô			8)
				5. 運転時の異常な過渡
)		変化+ソフトウェア CCF
				の解析(各クロノロジー
				秦)
				6. 設計基準事故+ソフト
				ウェア CCF の解析(各ク
				ロノロジー表)

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(14/19)

ATTNIA 社线面体	ソフトウェア	CCF ★	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	11 1
A1ENA 仅M 安计青			要件整合性	
要求内容	記載内容(概要)	判定	田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田	有効性評価図書
・デジタル安全保護回路を経由しない,	各事象においてデジタル安全保護		デジタル安全保護回路を経由しな	4.3.3 安全系機能に対
自動起動信号又は運転員が事象の	回路の機能が喪失し, 動作しない原		い, 自動起動信号(代替制御棒挿	する仮定(P.4-3)
発生を認知した場合の手動起動信	子炉停止系統及び工学的安全施設		入, 代替再循環ポンプトリップ)及びツ	4.5 解析条件
号により, 原子炉停止系統及び工学	について, デジタル安全保護回路を		フトウェアCCFによる機能喪失の対応	(表 4-4~表 4-5, 表 4-
的安全施設は作動可能とする。	経由しない, 自動起動信号(代替制		操作として手動起動(高圧炉心注水	(2)
	御棒挿入, 代替再循環ポンプトリッ		系)を解析条件として反映している。	5. 運転時の異常な過渡
	プ)及び手動操作(高圧炉心注水)		変化+ソフトウェア CCF
	系)を解析条件として設定している。			の解析(各クロノロジー
				表)
				6. 設計基準事故+ソフト
				ウェア CCF の解析(各ク
				ロノロジー表)
・自動起動信号又は運転員の手動操	各事象において,起因事象による影		起因事象の影響を受けない安全機能	4.3.3 安全系機能に対
作による,最も確からしいプラント応	響を受けない, 安全機能を有する機	(を有する機器の単一故障を解析条件	する仮定(P.4-3)
答を評価するため,安全機能を有す	器の単一故障は想定していない。)	としていない。	4.5 解析条件
る機器の単一故障は想定しない。				(表 4-5)

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(15/19)

 記載内容(概要) 第4	ATENIA 井松田伊華	アエウイてく		CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	44
記載内容(概要)	AIDINA 坟M 安叶青			要件整合性	
 6 事象において、起因事象との従属 2 性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けないことを確認して いる。 2 他がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けないことを確認して いる。 3 (電源系、冷却系、空調系等)は、起 いる。 3 をでは外部電源喪失以外の事 ない。 4 集発を生前から機能している常用系 解析条件において、起因事象に関係 取析条件において、起因事象に関係 取析条件において、起因事象に関係 にもい。 5 設備の機能喪失は仮定していない。 6 をは、解析条件において、外部電	要求内容	記載内容(概要)	判定	理由	有効性評価図書
 性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けないことを確認して (電源系・冷却系、空調系等)は、起 いる。 (電源系・冷却系、空調系等)は、起 いる。 超耳象が外部電源喪失以外の事 起因事象が外部電源喪失以外の事 なでは外部電源喪失以外の事 がでは外部電源喪失以外の事 なでは外部電源喪失以外の事 がでは外部電源喪失は仮定している常用系 解析条件において、起因事象に関係 とない。 事象発生前から機能している常用系 解析条件において、起因事象に関係 しない常用系設備の機能喪失は仮定していない。 シロントウェア CCF の影響を受けないことを確認している。 	・安全機能のサポート系(電源系,冷却	各事象において,起因事象との従属		必要な安全機能に対するサポート系	4.3.3 安全系機能に対
#を受けない安全機能のサポート系				について, 起因事象及びソフトウェア	する仮定(P.4-3)
(電源系, 冷却系, 空調系等)は, 起 因事象が発生する前の作動状態を 維持することを想定している。 起因事象が外部電源喪失以外の事 なでは外部電源喪失は仮定してい 事事象発生前から機能している常用系 事象発生前から機能している常用系 野備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定 していない。	属性がなく、かつソフトウェア CCF の	響を受けない安全機能のサポート系		CCFの影響を受けないことを確認して	添付 4 多様化設備が作
田事象が発生する前の作動状態を 維持することを想定している。 起因事象が外部電源喪失以外の事 ない。 事象発生前から機能している常用系 対験失を仮定していない。 関析条件において、外部電 源喪失を仮定していない。 解析条件において、起因事象に関係 しない常用系設備の機能喪失は仮定 しない常用系設備の機能要失け仮定	影響を受けない場合は, 起因事象が)	\\Z.	動させる設備に対するサ
維持することを想定している。 起因事象が外部電源喪失以外の事 起因事象が外部電源喪失以外の事 急では、解析条件において、外部電 源喪失を仮定していない。 すい。 解析条件において、起因事象に関係 関係を使にないて、起因事象に関係 しない常用系設備の機能喪失は仮定していない。 支い。 しない常用系設備の機能喪失は仮定 していない。 していない。	発生する前の作動状態を維持する。	因事象が発生する前の作動状態を			ポート系の機能確保
 起因事象が外部電源喪失以外の事 2 起因事象が外部電源喪失以外の事 2 なでは外部電源喪失以外の事 2 ない。 3 までは、解析条件において、外部電 3 事象発生前から機能している常用系 4 解析条件において、起因事象に関係 5 設備の機能喪失は仮定していない。 6 していない。 7 していない。 		維持することを想定している。			
起因事象が外部電源喪失以外の事 象では外部電源喪失以外の事 ない。 事象発生前から機能している常用系 設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定	4.4.4 常用系機能に対する仮定				
 ごて外部電源の喪失を仮 起因事象が外部電源喪失以外の事 起因事象が外部電源喪失以外の事 ない。 が合機能しており、かつ事 事象発生前から機能している常用系 解析条件において、起因事象に関係 機能し続ける設備は、故 設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定していない。 	常用系設備の機能については, 以下を				
起因事象が外部電源喪失以外の事 象では外部電源喪失は仮定してい 。 象では、解析条件において、外部電 ない。	仮定すること。				
象では外部電源喪失は仮定している 象では、解析条件において、外部電力ない。 事象発生前から機能している常用系 解析条件において、起因事象に関係しない常備の機能喪失は仮定していない。 設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定 ○ していない。	・起因事象として外部電源の喪失を仮	起因事象が外部電源喪失以外の事		起因事象が外部電源喪失以外の事	4.3.4 常用系機能に対
ない。	定する事象以外は,外部電源は利用	象では外部電源喪失は仮定してい	0	象では,解析条件において,外部電	する仮定(P.4-3)
事象発生前から機能している常用系 解析条件において,起因事象に関係 設備の機能喪失は仮定していない。 しない常用系設備の機能喪失は仮定 していない。	可能とする。	ない。		源喪失を仮定していない。	4.5 解析条件(表 4-5)
5 設備は、故 設備の機能喪失は仮定していない。	・事象発生前から機能しており、かつ事	事象発生前から機能している常用系		解析条件において, 起因事象に関係	4.3.4 常用系機能に対
C-70 v20 v	象発生後も機能し続ける設備は,故	設備の機能喪失は仮定していない。		しない常用系設備の機能喪失は仮定	する仮定(P.4-3)
	障の仮定から除外する。			していない。	4.5 解析条件
6.3 環境への放射性 6.3 環境への放射性 質の異常な放出)		(表 4-4~表 4-5)
					6.3 環境への放射性物
					質の異常な放出

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(16/19)

	(i) Eとなる事 能には期	新 他 O	要件整合性 理由 常用系機能の喪失が前提となる事象 では,事象発生以降,その機能には 期待していない。	有効性評価図書
要求内容 系機能の喪失が起因となる事象 1提である場合は、当該事象を評 7-5際にはその機能を期待しな 2を様化設備に関連する条件 2設備に関連する条件を以下に 8-8条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 配する観点から、多重性を要求	(i) Eとなる事 能には期	<u> </u>	理由 常用系機能の喪失が前提となる事象 では,事象発生以降,その機能には 期待していない。	有効性評価図書
系機能の喪失が起因となる事象 1提である場合は、当該事象を評 下る際にはその機能を期待しな 2を様化設備に関連する条件を以下に 出条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 記する観点から、多重性を要求	是となる事能には期	0	常用系機能の喪失が前提となる事象では,事象発生以降,その機能には 期待していない。	다 Wilthiam 는 Im (는 i E
系機能の喪失が起因となる事象 1提である場合は、当該事象を評 下る際にはその機能を期待しな 多様化設備に関連する条件を以下に 器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 認する観点から、多重性を要求	是となる事 能には期	0	常用系機能の喪失が前提となる事象では、事象発生以降、その機能には 期待していない。	$(P.6-15\sim P.6-16)$
1提である場合は,当該事象を評	能には期		では,事象発生以降,その機能には期待していない。	4.3.4 常用系機能に対
Fる際にはその機能を期待しな 待している 多様化設備に関連する条件を以下に 器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 多様化設 認する観点から,多重性を要求 いない。			期待していない。	する仮定(P.4-3)
多様化設備に関連する条件を以下に 器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 認する観点から、多重性を要求 いない。				
多様化設備に関連する条件を以下に 器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 認する観点から、多重性を要求 いない。		<u>V</u>		
ご設備に関連する条件を以下に 器条件 器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 多様化設 認する観点から,多重性を要求 いない。		_		
器条件 化設備がもつ緩和機能の有効性 多様化設 認する観点から,多重性を要求 いない。				
多様化設いない。				
多様化設いない。				
	は想定して		多重性が要求されない多様化設備の	4.3.5 多様化設備に関
			単一故障を想定していない。	連する条件(P.4-3)
しない多様化設備の単一故障は想)		4.5 解析条件(表 4-5)
定しない。				
・多様化設備がもつ緩和機能の有効性 多様化設備が代替作動させる原子	せる原子		多様化設備が代替作動させる設備の	4.3.5 多様化設備に関
を確認する観点から,多様化設備が 炉停止系統,工学的安全施設等	全施設等		故障及び誤動作が起因となる事象は	連する条件(P.4-3)
代替作動させる原子炉停止系統, エ は,そのサポート系が使用できない	引できない	0	想定していない。	
学的安全施設等の故障及び誤動作 場合を除き,代替作動させる設備の	FS設備の			
が起因となる事象は想定しない。 故障及び誤動作は想定していない。	こいない。			

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(17/19)

TLENA XXMS 叶音 記載内容(概要)	A TIVIA 计线用件事	イエケイア	CCF 🛠	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	44
記載内容(概要) 判 理由 多様化設備が作動させる原子炉停 サボート系が起因事象及びソフトウェール系統及び工学的安全施設等は, るかを確認している。 生した状態において、そのサポート の利用を前提として期待していることを確認し、その利用を前提として期待していることを確認し、その利用を前提として期待しているが、多様化設備の警 かれた運転員操作手順書及び教育訓練作を行うことを記載している。 建築に応じ、運転員による手動操作 解析上期待している運転員の手動操作を行うことを記載している。 は計画により事象の認知が可能である上で表別を作っているが、多様化設備の警 かれた運転員操作手順書及び教育訓練に合けらことを記載している。 いる。 いる。 いる。 は対策完了までに整備される運転 は対策完了までに整備される運転 は対策完了までに整備される運転 はいている。 いる。 いる。 いる。 いる。 は対策完了までに整備される運転 は対策については、ハ ード対策完了までに整備される運転 は いる。 いる。 いる。 いる。 いる。 いる。 いる。 いる。 いる。 は、 いる。 いる。 は、 いる。	A1ENA 技物安计青			要件整合性	
多様化設備が作動させる原子炉停 サポート系が起因事象及びソフトウェ 正系統及び工学的安全施設等は, るかを確認している。 生した状態において、そのサポート	要求内容	記載內容(概要)	斯河	理由	有効性評価図書
LT系統及び工学的安全施設等は, アCCFの影響を受けず利用可能であるととを確認している。 全した状態において、そのサポート 系が使用可能であることを確認し、その利用を前提として期待していることを確認し、全記載している。 事象に応じ、運転員による手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 された運転員操作手順書及び教育訓制を行うことを記載している。 また、上記手動操作については、ハード対策完了までに整備される運転 真操作手順書及び教育訓練計画に 適切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。 通りに反映することを記載している。 おお、 においる。 においるである言言を表れる運転 においるである言言を表れる運転 においるである言言を表れる運転 においるである言言を表れるである。 においるである言言を表れるである においるである においるでは、 においるには、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるでは、 においるにないまには、 においるでは、 においるには、 にお	・多様化設備が作動させる原子炉停止	多様化設備が作動させる原子炉停		サポート系が起因事象及びソフトウェ	4.3.5 多様化設備に関
(4) (1) (1) (2) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (5) (5) (6) (6) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7	系統, 工学的安全施設等は, そのサ	止系統及び工学的安全施設等は,		アCCFの影響を受けず利用可能であ	連する条件(P.4-3)
# にた状態において、そのサポート	ポート系(電源系,冷却系,空調系	起因事象及びソフトウェア CCF が発		るかを確認している。	添付 4 多様化設備が作
系が使用可能であることを確認し、そ の利用を前提として期待していること を記載している。 事象に応じ、運転員による手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 報等により事象の認知が可能であ り、予め定める手順書に基づき手動 関作を行うことを記載している。 また、上記手動操作については、ハ 一下対策完了までに整備される運転 員操作手順書及び教育訓練計画に 適切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。	等)が利用可能であることを確認し,	生した状態において, そのサポート	0		動させる設備に対するサ
の利用を前提として期待していること を記載している。 事象に応じ、運転員による手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 報等により事象の認知が可能であ り、予め定める手順書に基づき手動 操作を行うことを記載している。 また、上記手動操作については、ハ 一ド対策完了までに整備される運転 員操作手順書及び教育訓練計画に 適切に反映することを記載している。	使用できない場合原子炉停止系統,	系が使用可能であることを確認し, そ			ポート系の機能確保
を記載している。 事象に応じ、運転員による手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 報等により事象の認知が可能であ り、予め定める手順書に基づき手動 操作を行うことを記載している。 1、一下対策完了までに整備される運転 員操作手順書及び教育訓練計画に 適切に反映することを記載している。	工学的安全施設等は利用できないも	の利用を前提として期待していること			
事象に応じ、運転員による手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 報等により事象の認知が可能であ り、予め定める手順書に基づき手動 操作を行うことを記載している。 また、上記手動操作については、ハ 一ド対策完了までに整備される運転 直切に反映することを記載している。 適切に反映することを記載している。	0243.	を記載している。			
事象に応じ、運転員による手動操作 解析上期待している運転員の手動操作 を期待しているが、多様化設備の警 の成立性は、有効性評価の知見が反映 なれた運転員操作手順書及び教育訓 り、予め定める手順書に基づき手動 練計画により裏付けられることを示して 操作を行うことを記載している。	(2) 操作条件				
を期待しているが、多様化設備の警報等により事象の認知が可能であまれた運転員操作手順書及び教育訓費作を行うことを記載している。 いる。 いる・いる・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	・運転員による手動操作をソフトウェア	事象に応じ、運転員による手動操作		解析上期待している運転員の手動操作	4.3.5
報等により事象の認知が可能であ	CCF 対策として期待することができ	を期待しているが、多様化設備の警		の成立性は, 有効性評価の知見が反映	連する条件(P.4-4)
と期待する場合 り、予め定める手順書に基づき手動 練計画により裏付けられることを示してこれで運転員 こおいて運転員 操作を行うことを記載している。 いる。 可能であり、そ また, 上記手動操作については, ハ書が整備され、一下対策完了までに整備される運転に行われること 自操作手順書及び教育訓練計画に ご適切に実施さ 適切に反映することを記載している。	る。ただし,有効性評価において運	報等により事象の認知が可能であ		された運転員操作手順書及び教育訓	添付 5 有効性評価で仮
において運転員 操作を行うことを記載している。 いる。 可能であり、そ また、上記手動操作については、ハ 書が整備され、 ード対策完了までに整備される運転 に行われること 員操作手順書及び教育訓練計画に ぶ適切に実施さ 適切に反映することを記載している。	転員による手動操作を期待する場合	り, 予め定める手順書に基づき手動		練計画により裏付けられることを示して	定する運転員対応操作
可能であり、そ また、上記手動操作については、ハ書が整備され、 一下対策完了までに整備される運転に行われること 員操作手順書及び教育訓練計画に3適切に戻映することを記載している。	には、原子炉制御室において運転員	操作を行うことを記載している。		، کرر	とういて
書が整備され, に行われること が適切に実施さ	による事象の認知が可能であり,そ	また、上記手動操作については、ハ)		
に行われること、適切に実施さ	れに基づく操作手順書が整備され,	一ド対策完了までに整備される運転			
5適切に実施さ	運転操作訓練が適切に行われること	員操作手順書及び教育訓練計画に			
れることが前提となる。	によって, 手動操作が適切に実施さ	適切に反映することを記載している。			
	れることが前提となる。				

表2「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(18/19)

ATFNA 持術要体書	アナウィア		CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	-111
		-	要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	地定	理由	有効性評価図書
・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。	事象に応じ、中央制御室での運転員 による手動操作を期待しており、運 転員による事象の認知から運転操作 開始までの各所要時間を適切に設 定している。	0	事象認知から移動や操作にかかる各操作の所要時間を計測し,根拠を明確にしたうえで成立性を確認している。	4.3.5 多様化設備に関連する条件(P.4-4) 派付 5 有効性評価で仮定する運転員対応操作 について
・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。		I	中央制御室以外での現場操作を想定していない。	

表2 [4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(19/19)

ATENIA 社務用小事	ソフトウェア	CCF ⋠	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	44
AIDNA 仅加安计青			要件整合性	
要求内容	記載內容(概要)	判定	番田	有効性評価図書
4.4.6 解析に使用する計算プログラム及びモデル	ラム及びモデル			
有効性評価を行う場合は, 運転時の異	最適評価コード及び現実的な計算		最適評価コード及び現実的な計算モ	4.3 解析に当たって考慮
常な過渡変化又は設計基準事故の解	モデルを使用している。また,有効性		デルを使用しており、詳細は引用した	する事項(P.4-2)
析で用いる計算プログラム及びモデ	評価に用いた計算プログラム及びモ		他の資料から確認できる。	4.4 解析に使用する計
ル,又は最適評価コード及び現実的な	デルについて詳述した他の資料を引)		算プログラム
計算モデルを使用すること。	用する形で記載している。			$(P.4-4\sim4-6)$
				8. 参考文献(P.8-1)
使用する計算プログラム及びモデル	有効性評価に用いた計算プログラム		解析で用いた計算プログラム, モデル	4.4 解析に使用する計
は, 適用範囲について, 妥当性確認及	及びモデルについて, 妥当性確認		の妥当性確認及び検証を行ってお	算プログラム
び検証が行われたものであること。な	及び検証を行っている。		り,詳細は引用した他の資料から確認	(P.4-4)
お, 許認可での使用実績により, 計算	各コード, 解析モデルの妥当性を詳	0	できる。	8. 参考文献(P.8-1)
プログラム及びモデルの確認が行われ	述した他の資料を引用する形で示し			
ている場合には,妥当性確認及び検証	ている。			
は不要である。				

別表1 多様化設備が有する自動作動機能一覧表

	牵		各検出器は重	大事故等対処	政備と共用
	工学的安全施設等の起動信号を発信さ (せない 条件		1	1 11	
#	直		八尺十	cm ∓†⁄≋	# # 1 # # 1
≪	罚		7.48MPa 以下	1165cm (商子柏压力滚	(ストル・エンユ 器 零レベル・*3より) 以上
●	原子炉非常停止に要する信号の個数		87		01
#	所		· 是 30mm		:
3	細	I	原子炉建屋 T.M.S.L 4800mm	I	原子炉建屋 T.M.S.L 4800mm
及	th	系統名	設置床	系統名	設置床
器					
田田田	類 数		က ———		.*2
横	検 出器 (種	原子炉压力*1	検出器		原子炉水位**
	工学的安全施設等の起動信号の種類	原子炉	压力高	马士里	水位低 (L-2)
	T の 聞	¥	幸 副	毎 #	摩 挿 入

別表1 多様化設備が有する自動作動機能一覧表

ハング・エ	<u>y</u>	N XHUI		ジートコ	37% 店 克久					
			檢田田田		器及	ろ	作動	条件		
· 注	1. 1. 1. 1. 1. 1. 1.	二二九 体					原子炉		工学的安全施設等	
上子的女用酒ણ中令 中華 中華 中華	文 王 I	n k k k m m m m m m m m m m m m m m m m	検出器の	匣		AAA.	非常停止に	-[1	の起動信号を発信さ	舗券
の起動信方の種類		ノ性類 	種類	燅	· ·	国	要 す る		せない条件	
							信号の個数			
4		년 년	五八五二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二		系統名	l		7 40MB, NE		
本 \$	× L	京 子 子 子	(大学) 大学 (大学) (大学) (大学) (大学) (大学) (大学) (大	3	计量证	原子炉建屋	2	(.40™a 火)	I	
<u></u> 作 罪	7	 国 ()	(英王 年		双直小	T.M.S.L 4800mm				
	(1)*4				系統名			1285cm		
T 		原子炉	百乙后步在					(原子炉压力容		各検出器は設
循	7.	水位低	(水) アイアド 本土 格 本土 格 土 本 土 格 土 本 土 格	3	出	原子炉建屋	2	器	1	計基準対象施
野 引		(L-3)	(英王 年		双直小	T.M.S.L 4800mm		零レベル*3より)		設,重大事故
<i></i>								以上		等対処設備と
, h					系統名	I		1165cm		共用
•		原子炉	四十五十八五					(原子炉压力容		
۲ = 2	$(2)^{*5}$ \nearrow	水位低	以 十	4	出土	原子炉建屋	2	器	I	
ر (ر		(L-2)	(英田(4)		双巨小	T.M.S.L 4800mm		零レベル*3より)		
· %								以上		
]	00111/4	001								

*1:同一検出器

*2: 同一検出器

*3:原子炉圧力容器零レベルは,蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm 下。

*4:本信号により, 原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止させる。

*5:本信号により, 原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止させる。

別表2 多様化設備が有する手動操作機能一覧表

	器 個数 類	取 付 箇 所 (設 置 床)	備考
手動スクラム	2		各操作器は設計基準対象施設、
MSIV MCCB	8		重大事故等対処設備と共用
CUW 吸込ライン内側隔離弁 操作スイッチ	1		
RCIC 蒸気ライン内側隔離弁 操作スイッチ	1	コントロール建屋 T.M.S.L	
HPCF ポンプ(C) 操作スイッチ	1	17300mm (中央制御室)	各操作器は設計基準対象施設, 重大事故等対処設備とは異なる
HPCF S/P 側吸込隔離弁(C) 操作スイッチ	1		設備として格納容器補助盤に設置
HPCF 注入隔離弁(C) 操作スイッチ	1		
HPCF 最小流量バイパス弁(C) 操作スイッチ	1		

別表3 多様化設備が有する警報機能一覧表

警 報 の 種 類	個数	取 付 箇 所 (設 置 床)	備考
L-2 (ハード)	1		設計基準対象施設,重
原子炉圧力高高 (ハード)	1	コントロール建屋 T.M.S.L 17300mm (中央制御室)	大事故等対処設備とは 異なる設備として,運転 監視補助盤に設置す
ARI 作動 (ハード)	1		る。

別表4 多様化設備が有する指示機能一覧表

	- ミE/-く	₹ } `	火 2.7.1	く こうしょう こうしょう こうしょう しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょ しょうしょう しょう					
名	後の	出 種 類	- H	測範囲	目 個数	女 取	付	簡所	備
						胀	統	名 -	
五十五十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二	· 崇	差压式水位		$-3200 \sim +3500 \mathrm{mm}^{*1}$	-	亞	蒯	床 原子炉建屋 T.M.S.L 4800mm	
原丁炉水14	—— 検	検出器				迷	統	名 —	各検出器~指示計 (計設計基準対象権
				$-8000 \sim +3500 \mathrm{mm}^{*1}$	1	読	蒯	床 下M.S.L -1700mm	tatk
	补 規	出一件工				迷	統	名 —	
原子炉压力	(英)	中にたろ検出器		$0 \sim 11 \mathrm{MPa}$	1	彭	蒯	床 T.M.S.L 4800mm	
						迷	統	名 —	検出器は設計基準
D/W 压力	華 檢	弹性压力 検出器		$-10.00\!\sim\!20.00\mathrm{kPa}$	П	弘	脚	床 T.M.S.L 23500mm	対象施設,重大事 故等対処設備と共 用
						账	統	名 復水補給水系	検出器~指示計は
復水貯蔵槽 水位	当 五 後	差压式水位 検出器		0^{+17} m*2		蓝	腘	床 床 T.M.S.L -6100mm	設計基準対象施設,重大事故等対処設備2共用
						类	統	名 高圧炉心注水系 C	検出器は設計基準
高圧炉心注水系系統流量	差 養	差圧式流量検出器		$0\sim 1000 \mathrm{m}^{3}/\mathrm{h}$	1	荥	脚	床 T.M.S.L -8200mm	対象施設,重大事 故等対処設備と共 用
子1 世界上に対し 中国 日本	ケ幅配って		妇/,,市						

*1:基準点は蒸気乾燥器スカート下端"(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm*2:基準点は復水貯蔵槽底部。

別表4 多様化設備が有する指示機能一覧表

無						検出器は設計基準	対象施設,重大事	故等対処設備と共	用					
所														
類	1	I	1	I	I	Ţ	I	I	I	I	1	I	I	I
	8	米	8	长	名	长	8	米	名	长	名	米	8	米
付	統	鰛	統	盟	統	쿁	統	副	統	副	統	副	統	割
取	杀	読	迷	榖	₩	殼	账	訊	迷	殼	杀	訊	账	貳
教														
匣	C	×	,				-	-	,	П	-	1		
範囲	引状態		引状態		\$4 2.1	引状膨	::	· 大型	2. A.	開拐状態	되수 국 T H		3	開閉状態
計	開開		開開		開開		動作		IIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIII		開開		開	
報器	Ą	<u></u>	١	£′.	¥		Ŧ		£~,		Ť.		Ť	
田	1 1	フミジトイイジナ	1	リミットスイッチ	リミットスイッチ		リミットスイッチ		リミットスイッチ		リミットスイッチ		リミットスイッチ	
後の	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,		2		/		,		2		, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,		/	
名称	特什少/11314	到少少分限	CUW 吸込ライン	内側隔離弁の状態	RCIC 蒸気ライン	内側隔離弁の状態	HPCF ポンプ(C)	の状態	HPCF S/P 側吸	心隔離弁(C) の 状態	HPCF 注入隔離	弁(C) の状態	HPCF 最小流量	バイベス弁(C)の 状態

外部人為事象等に対する影響評価整理表	
多様化設備の自然現象,外	
別表5	

一: 該当なし

(判定記号) ○:影響なし

				女事在	ユースタギル乳 併 ~ <i>ト</i> 財郷 郭 伍
設置(変更)許可において想定される自	下可において	想定される自	(余岁) 乳曙乳 ゴケの 相分 (対策の 期 亜	ご参手与	th 事象(これ) りの夕(水(Lは、畑、ヘノ)の音(計・III
然事象等			(多名)以目計17、2026/2026/2026/2026/2026/2026/2026/2026	結果	田田
5条(津波に よる損傷の 防止)	英	律 狡	浸水防止設備としては,タービン建屋海水熱交換器区域地下の補機取水槽上部床面に取水槽閉止板を設置し,タービン建屋内の区画境界部及び他の建屋との境界部に水密扉,止水ハッチ,浸水防止ダクト(7号炉)及び床ドレンライン浸水防止治具の設置並びに貫通部止水処置を実施する。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
		森林火災	過去の気象条件を踏まえて,約 20m の防火帯幅を確保すること等により安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
6条(外部からの衝撃に	想定される自然現	風(台風)	設計基準風速(40.1m/s, 地上高 10m, 10 分間平均)の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
よる損傷の 防止)	象 (地震 除<)	華	設計竜巻の最大風速 92m/s の竜巻が発生した場合においても,竜巻及びその随伴事象によって安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
		低温 (凍結)	屋内設備について換気空調系により環境温度を維持し,屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより,安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。

別表5 多	5様化設備	の自然現象,	別表5 多様化設備の自然現象,外部人為事象等に対する影響評価整理表	(株)	(判定記号)○:影響なし 一:該当なし
設置(変更)許可において想定される自	下可において	想定される自	一种 一	各事象に	各事象に対する多様化設備への影響評価
然事象等			(参与)取目計引(v)治比/刘承以例安	結果	理由
		降水	設計基準降水量(101.3mm/h)の降水による荷重に対し,排水口による海域への排水等により安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
		積雪	設計基準積雪量(167cm)の積雪荷重に対し機械的強度を有すること、また、非常用換気空調系の給・排気口は、設計基準積雪量より高所に設置することにより安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
6条(外部からの衝撃による損傷の りが上)	想定され る自然現 象(地震 除ぐ)	格雷	原子炉建屋等への避雷針の設置,接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うとともに,安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
		地滑り	斜面からの離隔距離を確保し地滑りのおそれがない位置に 設置することにより安全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に 設置している。
		жш	設定した降下火砕物の設計基準堆積量等に対し,以下の影響について,安全機能を損なわない設計とする。 ・直接的影響(降下火砕物の堆積荷重,化学的影響(腐食),	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。

•間接的影響(長期間の外部電源の喪失等)

降下火砕物による閉塞等)

(判定記号)○:影響なし	
,外部人為事象等に対する影響評価整理表	
、多様化設備の自然現象、	
別表5	

- : 該当なし

 設置(変更)許可において想定される自	可において	関定される自	(名女) 習開光 戸ふの相守 (社等の補用	各事象に	各事象に対する多様化設備への影響評価
然事象等			(参ん) 改画計型での設定/ 対束の関数	結果	理由
6条(外部からの衝撃に よる損傷の 防止)	想定され る自然現 象(地震 除く)	生物学的影響 響(クラゲ 等)	クラゲ等の発生に対して、クラゲ等を含む塵芥による原子炉 補機冷却海水系等への影響を防止するため、除塵装置及び 液水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することに より、安全機能を損なわない設計とする。 小動物の侵入に対しては、屋内設備は建屋止水処置等によ り、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安 全機能を損なわない設計とする。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。
6条(外部からの衝撃に よる損傷の 防止)	人為事象	爆発	大きな爆発が発生するおそれがある施設としては, 石油コンビナート等が想定される。石油コンビナート等とは, 石油コンビナート等以よりの特定ビナート等災害防止法で規制される特別防災区域内の特定事業所及びコンビナート等保安規則で規制される特定製造事業所が想定されるが, いずれの施設についても柏崎刈羽原子力発電所から 10km 以遠であり, 発電用原子炉施設に影響がないことを確認した。	0	多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に設置している。

多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に 一:該当なし 各事象に対する多様化設備への影響評価 (判定記号)○:影響なし 設置している。 結果 \bigcirc 面が許容温度(200°C)以下となる危険距離,爆発で人体に影 があると考えられるものはないことから、敷地周辺の道路を運 てきた漂流船舶の火災・爆発,敷地内危険物タンクの火災に 燃料輸送車両及び漂流船舶ともに、火災で原子炉建屋外壁 響がないとされる爆風圧(0.01MPa)以下となる危険限界距離 (爆発)で示したとおり,発電所近隣の工場で爆発により影響 行中の燃料輸送車両の火災・爆発,発電所港湾内へ侵入し のいずれに対しても,十分な離隔距離があることを確認した。 航空機が発電用原子炉施設周辺で落下確率が 10-7 回入 多様化設備の自然現象、外部人為事象等に対する影響評価整理表 (参考)設置許可での想定/対策の概要 よる影響を評価した。 近隣工場等 設置(変更)許可において想定される自 の火災・爆 人為事象 6条(外部か 別表5 らの衝撃に よる損傷の 然事象等 防止)

多様化設備は当該事象の影響を受けない建屋内に

設置している。

 \bigcirc

号炉の外壁面温度が許容温度(200°C)を下回ることを確認し

1,00

炉・年以上になる地点へ落下することを想定し、発電用原子 炉施設に対する火災の影響を評価した結果,6 号炉及び7

航空機墜落

による火災

(判定記号)○:影響なし -:該当なし	各事象に対する多様化設備への影響評価	結果 理由 理由	(专	0	[mult	· 商任		(編 ()	ماري م		- 구소	22	
別表5 多様化設備の自然現象,外部人為事象等に対する影響評価整理表	用量分级气, 化异分光点 赤田宋(木字)	(参も)政直計リごの忠正/刘承の梵安	有毒ガスの漏えいについては固定施設(石油コンビナート等)	と可動施設(陸上輸送, 海上輸送)からの流出が考えられる。	発電所周辺には周辺監視区域が設定されているため、発電	用原子炉施設と近隣の施設や周辺道路との間には離隔距離	が確保されていることから、有毒ガスの漏えいを想定した場合	でも,中央制御室の居住性が損なわれることはない。また,敷	地港湾の前面の海域を移動中の可動施設から有毒ガスの漏	えいを想定した場合も同様に, 離隔距離が確保されているた	め、中央制御室の居住性が損なわれることはない。	発電所敷地内に貯蔵している化学物質については, 貯蔵設	備からの漏えいを想定した場合でも、非常用換気空調系等に	Tan 中国 中国 子子 一日 子子 一日 子子 一日 子子 一丁 子子 一丁 子子 一丁 子子 一丁 子子 一丁 一丁 子子 一丁
の自然現象	想定される自			有帯ガス										
5様化設備	するないで							1 光 市 在	※ 井 ② <)					
別表5多	設置(変更)許可において想定される自	然事象等					6条(外部か	らの衝撃に	よる損傷の	(好正)				

(判定記号)○:影響なし 一:該当なし	
多様化設備の自然現象,外部人為事象等に対する影響評価整理表	

里表 (判定記号)○:影響なし -:該当なし	各事象に対する多様化設備への影響評価	結果 理由	所より 30km	!により, 安全				場合であって	なわれるような		た場合は, オ		1. 制御盤~		(L9, 影響を受 (記置している。	(により安全施	
別表5 多様化設備の自然現象,外部人為事象等に対する影響評価整理表	(女女) "問罪光 戸ふの苗庁 / 才第の苗田	(参与)政国計り、少添定/対承の勉労	最も距離の近い航路でも柏崎刈羽原子力発電所より30km	の離隔距離があり, 航路を通行する船舶の衝突により, 安全	施設が安全機能を損なうことはない。	小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも, 敷地前面の防	波堤等に衝突して止まることから取水性に影響はない。また,	カーテン・ウォール前面に小型船舶が到達した場合であって	も、深層から取水することにより、取水機能が損なわれるような	閉塞は生じない設計とする。	また、船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オ	イルフェンスを設置する措置を講じる。	安全保護系は, 電磁的障害による擾乱に対して, 制御盤へ	入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置,	外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設	置, 通信ラインにおける光ケーブルの適用等により, 影響を受	けない設計としている。したがって、電磁的障害により安全施	設の安全機能を損なうことはない。
41/2							船舶の衝突					1						
多樣化設備。	設置(変更)許可において想定される自										人為事象							
別表5 🤞	設置(変更)請	然事象等							6条(外部か	らの衝撃に	よる損傷の	5年)						

別表5多	5様化設備の自然現象,	別表5 多様化設備の自然現象,外部人為事象等に対する影響評価整理表	(崇)	(判定記号)○:影響なし 一:該当なし	
設置(変更)計	設置(変更)許可において想定される自	(4.4.4.) 范明光正公公由宁 / 计符份指用	各事象に	各事象に対する多様化設備への影響評価	
然事象等		(多石)政国計劃での治元/対承の勉敦	結果	理 由	
		タービンミサイルが貫通しない障壁を設ける設計とする。			
		・ポンプ, モータ, タービン(RCIC 系, 給水系)などの異常に			
10 % (†)		よりミサイルが発生する確率が10-7/年以下であること。		4. 日田 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1.	
12米(女王	タービン等の飛来物	・上記が不可能な場合には、安全上重要な系統,機器へのミ	0	夕禄に以浦に山欧中参の房舎の文じないが用げにままり、1000年の人の人の一番の人の人の一番の人の人の一番の人の一番の一番の人の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の一番の こうかい しょうしょう しょうしょう しょう しょうしょう しょう 	
/旭武文/		サイル落下確率(破損に至らしめる確率)が10-7/年以下であ		以直している。	
		31R			
		・上記が不可能な場合には,離隔壁を追加すること。			

Ⅱ.添付書類

目 次

(1)添付資料

- 添付1「3. 多様化設備要件」における設計図書
 - 添付1-1 柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉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対策設備について
 - 添付1-2 【技術メモ】KK7 多様化設備の範囲及び要求事項について
 - 添付1-3 【技術検討書】デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因 故障への対応方針について
 - 添付1-4 KK-7M ソフトウェアCCF対策 電気工事計画書
 - 添付1-5 インターロックブロック線図
 - 添付1-5-1 原子炉緊急停止系 インターロックブロック線図
 - 添付1-5-2 苛酷事故対策設備 インターロックブロック線図
 - 添付1-5-3 後備原子炉停止系 インターロックブロック線図
 - 添付1-5-4 ソフトウェアCCF対策設備警報 インターロックブロック線図

添付1-6 展開接続図

- 添付1-6-1 原子炉緊急停止系及び主蒸気隔離系 展開接続図
- 添付1-6-2 原子炉系計装 展開接続図
- 添付1-6-3 原子炉再循環流量制御系 展開接続図
- 添付1-6-4 原子炉冷却材浄化系 展開接続図
- 添付1-6-5 原子炉隔離時冷却系 展開接続図
- 添付1-6-6 高圧炉心注水系 展開接続図
- 添付1-6-7 高圧代替注水系 展開接続図
- 添付1-6-8 原子炉系 故障表示回路 展開接続図

添付1-7 耐震計算書

- 添付1-7-1 格納容器補助盤の耐震性についての計算書
- 添付1-7-2 ATWS 緩和設備制御盤の耐震性についての計算書
- 添付1-7-3 高圧代替注水系制御盤の耐震性についての計算書
- 添付1-7-4 中央運転監視盤の耐震性についての計算書
- 添付1-7-5 運転監視補助盤の耐震性についての計算書

添付2「4. 有効性評価」における有効性評価図書

(1)添付資料

添付1「3. 多様化設備要件」における設計図書

添付1-1 柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉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対策設備について

添付1-2【技術メモ】KK7 多様化設備の範囲及び要求事項について

添付1-3 【技術検討書】デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障 への対応方針について

添付1-4 KK-7M ソフトウェアCCF対策 電気工事計画書

添付1-5 インターロックブロック線図

添付1-5-1 原子炉緊急停止系 インターロックブロック線図

添付1-5-2 苛酷事故対策設備 インターロックブロック線図

添付1-5-3 後備原子炉停止系 インターロックブロック線図

添付1-5-4 ソフトウェアCCF対策設備警報 インターロックブロック線図

添付1-6 展開接続図

添付1-6-1 原子炉緊急停止系及び主蒸気隔離系 展開接続図

添付1-6-2 原子炉系計装 展開接続図

添付1-6-3 原子炉再循環流量制御系 展開接続図

添付1-6-4 原子炉冷却材浄化系 展開接続図

添付1-6-5 原子炉隔離時冷却系 展開接続図

添付1-6-6 高圧炉心注水系 展開接続図

添付1-6-7 高圧代替注水系 展開接続図

添付1-6-8 原子炉系 故障表示回路 展開接続図

添付1-7 耐震計算書

添付1-7-1 格納容器補助盤の耐震性についての計算書

添付1-7-2 ATWS 緩和設備制御盤の耐震性についての計算書

添付1-7-3 高圧代替注水系制御盤の耐震性についての計算書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-7-4 中央運転監視盤の耐震性についての計算書

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付1-7-5 運転監視補助盤の耐震性についての計算

本資料は、機密に係る情報のため公開できません

添付2「4. 有効性評価」における有効性評価図書

沸騰水型原子力発電所

デジタル安全保護回路の ソフトウェア共通要因故障影響緩和対策の 有効性評価書

2022 年 10 月

東芝エネルギーシステムズ 株式会社 日立 GE ニュークリア・エナジー 株式会社

- 1. はじめに
- 2. ソフトウェア CCF とその対策について
 - 2.1 ソフトウェア CCF について
 - 2.1.1 ソフトウェア CCF 想定の範囲
 - 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
 - 2.2 ソフトウェア CCF 対策について
 - 2.2.1 設置要求
 - 2.2.2 機能要求
 - 2.2.3 多様化設備の範囲
- 3. 有効性評価の目的
- 4. 評価方針
 - 4.1 評価対象の整理
 - 4.2 判断基準
 - 4.3 解析に当たって考慮する事項
 - 4.4 解析に使用する計算プログラム
 - 4.5 解析条件
- 5. 運転時の異常な過渡変化+ソフトウェア CCF の解析
 - 5.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - 5.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - 5.1.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - 5.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - 5.2.1 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - 5.2.2 外部電源喪失
 - 5.2.3 給水加熱喪失
 - 5.3.4 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
 - 5.3 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
 - 5.3.1 負荷の喪失
 - 5.3.2 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - 5.3.3 給水制御系の故障
 - 5.3.4 原子炉圧力制御系の故障
 - 5.3.5 給水流量の全喪失

- 6. 設計基準事故+ソフトウェア CCF の解析
 - 6.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - 6.1.1 原子炉冷却材喪失
 - 6.1.2 原子炉冷却材流量の喪失
 - 6.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - 6.2.1 制御棒落下
 - 6.3 環境への放射性物質の異常な放出
 - 6.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - 6.3.2 主蒸気管破断
 - 6.3.3 燃料集合体の落下
 - 6.3.4 原子炉冷却材喪失
 - 6.3.5 制御棒落下
 - 6.4 原子炉格納容器内圧力,雰囲気等の異常な変化
 - 6.4.1 原子炉冷却材喪失
 - 6.4.2 可燃性ガスの発生
 - 6.4.3 動荷重の発生
- 7. まとめ
- 8. 参考文献
- 添付1 評価対象事象について
- 添付2 代表プラント以外への適用性
- 添付3 プラント設計の代表性及び燃料型式の影響
- 添付4 多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の機能確保
- 添付 5 有効性評価で仮定する運転員対応操作について
- 参考 1 LOCA+ソフトウェア CCF における常用系設備の作動タイミングに関する感度解析 について

1. はじめに

デジタル安全保護回路のハードウェアは、4区分の検出器、2 out of 4 回路、チャンネル間の独立性確保、運転中の試験可能性、自己診断機能による計算機の異常検知等、ハードウェアに対するランダム故障と共通要因故障に対してその安全機能に相応した十分に高い信頼性を確保してきている。

また、デジタル安全保護回路のソフトウェアについても、一度に一つのタスクのみ実行するシングルタスク処理を採用するとともに、実行中のタスクを中断する割り込み処理を行わないシンプルなソフトウェア構造の適用、可視化言語の適用により第三者による検証を容易にすること等、設計上の取り組みに加え、品質保証活動・検証及び妥当性確認により、十分に高い信頼性を確保してきており、ソフトウェア CCF の発生は十分低く抑えられている。

しかしながら、特定できない不具合がソフトウェアに内在することを想定した場合に、ソフトウェア CCF が顕在化することにより、多重化されたデジタル安全保護回路が同時に故障し、安全保護機能が喪失するという可能性は否定できない。このようなソフトウェア CCF リスクに対し、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 の影響を受けない代替機能を有する多様化設備を自主的に設置してきた。安全保護回路をデジタル化している ABWR では、自主設置している多様化設備に、運転員のソフトウェア CCF 発生の認知のため警報を追加することにより、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 が重畳した場合でも適切に事象を緩和し、炉心損傷を防止することが可能になる。また、BWR5 では、核計装系の一部及び放射線モニタ等がデジタル化されているプラントがあるが、安全保護回路自体のデジタル化は当面計画されておらず、ソフトウェア CCF の影響は限定的である。

本資料は、自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 影響緩和対策を行うにあたり、対策設備である多様化設備の有効性評価の、評価条件及び評価結果について取りまとめたものである。

- 2. ソフトウェア CCF とその対策について
- 2.1 ソフトウェア CCF について

2.1.1 ソフトウェア CCF 想定の範囲

ソフトウェア CCF 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の うち設定値比較機能、論理演算機能とする。図 2.1-1 にソフトウェア CCF の発生を想定す る範囲の例を示す。

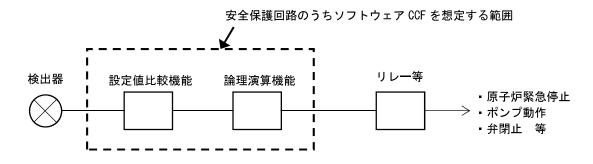


図 2.1-1 安全保護回路のうちソフトウェア CCF を想定する範囲 (例)

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ているところで,運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生しデジタル安全保護回路の自動作動が要求された時に,その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,原子炉停止系統及び工学的安全施設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、それ以前にデジタル安全保護回路の信号により起動、運転しているポンプ等の機器は、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。

また、デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF により誤作動信号が出力され、ソフトウェア CCF による誤作動が起因事象となる場合は、工学的安全施設の機器の作動、原子炉緊急停止等のプラント状態の変化を伴うことにより、運転員等に認知され、適切に対処可能である。

2.2 ソフトウェア CCF 対策について

「1. はじめに」で述べた背景のもと、安全保護回路をデジタル化している ABWR では、多様化設備を自主的に設置してきた。さらに、参考文献[1]の発刊を受け、「運転時の異常な過渡変化」および「設計基準事故」の全事象に対してソフトウェア CCF が重畳する場合の影響を評価し、必要な影響緩和対策を抽出した。本有効性評価において期待する多様化設備を、表 2. 2-1 に示す。これらの多様化設備は、以下の基本要求を満足するように設計される。

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、代替機能を有する多様化設備を設置する。

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いこととする。

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るようにする。

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。多様化設備の範囲を図 2.2-1 に示す。

この計測制御設備の構成要素は、参考文献[1]の「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。

表 2.2-1 本有効性評価において期待する多様化設備

基本 安全機能	自動緩和機能	手動緩和機能	指示機能	警報機能
止める	・代替制御棒挿入 (ARI)・原子炉再循環ポ ンプトリップ	・原子炉スクラム	・原子炉水位 ・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・高圧炉心注水系起動状態	・ARI 作動 ・原子炉水位低 ・原子炉圧力高
冷やす	_	・高圧炉心注水系起動	・高圧炉心注水系系統流量 ・主蒸気隔離弁の状態	
閉じ込める	_	・主蒸気隔離弁閉止 ・主要な格納容器隔離 弁閉止	・主要な隔離弁の状態	

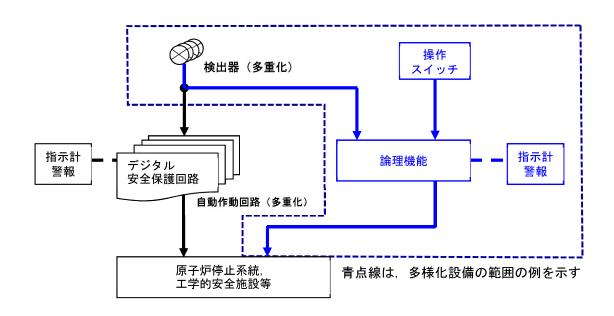


図 2.2-1 多様化設備の範囲

3. 有効性評価の目的

本資料における有効性評価(以下,CCF 有効性評価という)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 が重畳する場合に,炉心の著しい損傷を防止する上 で,安全保護回路の代替機能を有する設備であ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,4.2節で述べる判断基準を概ね満足し,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。

4. 評価方針

4.1 評価対象の整理

安全保護回路を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認するため,原子炉設置許可申請書では,「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき,運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の全事象について解析し評価を行っている。

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ことから、CCF 有効性評価に おいても、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する。

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、グルーピングを行い、また、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は解析を省略する。

具体的な評価対象事象の選定については添付1に示す。

選定した評価対象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、多様化設備等が有効に機能することで適切に対処可能であることを評価する。評価にあたっては、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型式のプラントに対する評価結果の適用性については添付 2 に、評価対象としたプラント設計の代表性及び燃料型式の影響については添付 3 に示す。

代表プラント: ABWR 9×9 燃料 (A型) ウラン炉心

なお、デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF により誤作動信号が出力され、ソフトウェア CCF による誤作動が起因事象となる場合は、工学的安全施設の機器の作動、原子炉緊急停止等のプラント状態の変化を伴うことにより、運転員等に認知され、適切に対処可能であり、以下のように誤作動の影響は設計基準事象とソフトウェア CCF が重畳する事象に包絡される。

- ・原子炉停止機能の誤作動は、スクラムが発生するだけであり、他の異常な過渡変化に包 絡される。
- ・炉心冷却機能のうち,注水系の誤作動によるプラント挙動への外乱は小さい。自動減圧 系の誤作動による影響は,主蒸気管破断に包絡される。
- ・閉じ込め機能のうち、原子炉系の隔離弁の誤閉止は、主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。二次格納施設や原子炉制御室に係る空調の誤閉止や SGTS の誤起動は、原子炉の運転状態に直ちに悪影響はない。
- ・非常用電源の誤作動による原子炉への外乱はない。

4.2 判断基準

CCF 有効性評価では、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から、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使用される判断基準(「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」(以下、「設置許可基準規則」という。)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の確認を行う。

なお、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、又 は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る場合 は、当該の評価で記載する。

4.3 解析に当たって考慮する事項

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 が重畳する事象は、設計 基準を超える事象であり、これらのプラント応答を評価するにあたっては、安全設計の妥当 性確認に用いる安全解析(運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故)のような保守的評価 ではなく、最も確からしいプラント応答を評価する観点から、重大事故等対策の有効性評価 (以下、SA 有効性評価という)のような最適評価を基本的な考え方とする。すなわち、プ ラント初期条件、機器の作動状態の想定等の最適評価条件の考慮及び想定する事象を現実 的に予測できる最適評価コードの使用により、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である。

ただし、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、保守的評価を採用する。

4.3.1 解析にあたって考慮する範囲

CCF 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。すなわち、サイクル期間中の炉心燃焼変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中に予想される運転状態を考慮する。

解析は、想定した事象が、判断基準を概ね満足しながら、多様化設備等の作動によって過渡状態が収束しプラント状態が整定するまでを基本とし、その後原子炉が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とした。

4.3.2 解析で想定する現実的な条件等

最適評価で想定する現実的な条件の例を以下に示す。

- ・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。
- ・事象発生によって生じる外乱の程度, 炉心状態 (出力分布, 反応度フィードバック等), 機器の容量等は, 設計値等に基づく現実的な値を用いる。なお, 作動設定点等について は計装上の誤差は考慮しない。

・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。

4.3.3 安全系機能に対する仮定

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、原子炉停止系統及び 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。
- ・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。

4.3.4 常用系機能に対する仮定

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。

4.3.5 多様化設備に関連する条件

多様化設備に関連する条件を以下に示す。

(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。
- ・ソフトウェア CCF によりデジタル安全保護回路は、機能喪失するものの、多様化設備が 代替し、利用可能である原子炉停止系統、工学的安全施設等を作動させることができる ものとする。ただし、想定する起因事象及びソフトウェア CCF が発生した状態におい て、原子炉停止系統、工学的安全施設等のサポート系(電源系、冷却系、空調系等)が 使用できない場合には、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設備に対するサポート系の有効性を添付 4 に示す。

(2) 操作条件

- ・事象に応じ、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。なお、 CCF 有効性評価において運転員に期待する手動操作については、運転操作手順書及び教 育訓練計画に適切に反映する。
- ・事象に応じ、原子炉制御室での運転操作開始時間を現実的な想定とする。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設定する。期待する操作及びその成立性を、添付5に示す。
- ・事象に応じ、原子炉制御室外における運転員による現場操作を考慮する。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設定する。なお、今回のソフトウェア CCF 有効性評価では運転員による現場操作は考慮していない。

4.4 解析に使用する計算プログラム

解析に使用する計算プログラムを表 4-1 及び表 4-2 に示す。

- (1) CCF 有効性評価で用いる計算プログラム及びモデルの詳細は、参考文献[2]及び[3]に 記載している。
- (2) 使用する計算プログラム及びモデルの妥当性確認及び検証については,参考文献[2]及び[4]に記載している。

4.5 解析条件

解析に用いる主要な条件を表 4-3~表 4-8 に示す。

表 4-1 解析に使用する計算プログラム一覧表 (運転時の異常な過渡変化+ソフトウェア CCF)

	解析項目	使用するプログラム
炉心内の反応度又 は出力分布の異常	原子炉起動時における制御棒 の異常な引き抜き	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
な変化	出力運転中の制御棒の異常な 引き抜き	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
	原子炉冷却材流量の部分喪失	_
炉心内の熱発生又は熱除される思常な	外部電源喪失	_
は熱除去の異常な変化	給水加熱喪失	_
	原子炉冷却材流量制御系の誤 操作	_
	負荷の喪失	_
原子炉冷却材圧力	主蒸気隔離弁の誤閉止	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
又は原子炉冷却材 保有量の異常な変	給水制御系の故障	_
化	原子炉圧力制御系の故障	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
	給水流量の全喪失	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}

表 4-2 解析に使用する計算プログラム一覧表 (設計基準事故+ソフトウェア CCF)

角	解析項目	使用するプログラム
原子炉冷却材の喪失 又は炉心冷却状態の	原子炉冷却材喪失	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
著しい変化	原子炉冷却材流量の喪失	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急 激な変化	制御棒落下	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
	放射性気体廃棄物処理施設の 破損	_
	主蒸気管破断	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
環境への放射性物質 の異常な放出	原子炉冷却材喪失	_
	燃料集合体の落下	_
	制御棒落下	_
	原子炉冷却材喪失	_
原子炉格納容器内圧 力、雰囲気等の異常 な変化	可燃性ガスの発生	_
	動荷重の発生	_

表 4-3 主要解析条件 (共通)

項目	CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件 (参考)	条件設定の考え方
原子炉熱出力	3,926 MW (100%)	4,005 MW (102%)	定格原子炉熱出力として設定
原子炉压力	7.07 MPa[gage]	7.17 MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位	同左	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心入口流量	47. $0 \times 10^3 \text{ t/h}$ (90%)	同左	定格出力での炉心流量幅 (90%~120%) のうち低流量側を設定*
タービン蒸気流量	7.64×10³ t/h	7.82×10³ t/h	定格タービン蒸気流量として設定
原子炉給水温度	原子炉出力,炉心流量,原子炉圧力により定まる値	217 °C	TRAC 系コードによる計算値

* 運転時の異常な過渡変化+ソフトウェア CCF: 初期炉心流量は, 今回評価対象としている主蒸気隔離弁の誤閉止, 原子炉圧力制御系の故障, 給水流量 原子炉冷却材喪失+ソフトウェア CCF:燃料被覆管温度の最高値を厳しく評価するため,低流量側の 90%としている。 の全喪失,原子炉冷却材流量の喪失の事象の特徴(圧力上昇/流量低下)を踏まえて,低流量側の90%としている。

茶—483

4 - 8

表 4-4 主要解析条件 (運転時の異常な過渡変化 (制御棒の誤引き抜きを除く) 又は原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF)

(a) 炉心·燃料条件

項目	CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件 (参考)	条件設定の考え方
炉心・燃料 (炉心状態)	9×9 燃料 (A型) 平衡炉心 サイクル初期 (原子炉冷却材流量の喪失) サイクル末期 (他3事象*1)	同左	サイクル期間中から代表点を適用*2。
ボイド反応度係数	炉心 as is	サイクル初期×0.9 倍,又は サイクル末期×1.25 倍*1	最適評価コードを用いた,より実現象に 即したモデルの採用
ドップラ反応度係数	斯心 as is	サイクル初期×1.1倍,又は サイクル末期×0.9倍*	最適評価コードを用いた,より実現象に 即したモデルの採用
ギャップ熱伝達係数	約7,380 W/ (m²・K) (平均出力バンドル) 約10,800 W/ (m²・K) (高出力バンドル)	同左	許認可適用値
出力分布	斯心 as is	設計軸方向出力分布 (下方ピーク)	最適評価コードを用いた,より実現象に 即したモデルの採用
初期 MCPR	1. 22	同左(原子炉冷却材流量の喪失は 1.19)	運転制限値として設定
初期 MLHGR	44.0 kW/m	同左(原子炉冷却材流量の喪失は 44.0×1.02)	運転制限値として設定
崩壊熱	ANSI/ANS5.1—1979 (燃焼度 33 GWd/t)	GE (平均) +3 σ	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し,10%の保守性を考慮して設定

*1 事象の特性に応じて評価が厳しくなるように設定

*2 サイクル期間中から,事象の特徴(圧力上昇/流量低下)を踏まえて代表点を選定している。燃焼度でボイド反応度係数とドップラ反応度係数が異な るが、ボイド率変化に伴う投入反応度の方が燃料温度変化に伴う投入反応度よりも大きいため、基本的にボイド反応度係数の絶対値の大小から代表 点を選定している。

4 - 9

孫一484

条件設定の考え方	許認可適用特性	許認可適用特性	許認可適用特性	許認可適用特性
安全評価の解析条件(参考)	同左	同左	同左	同左
CCF 有効性評価の解析条件	3秒で開止 100 本	0.1秒で閉止	0.075 秒で閉止	・タービントリップにより作動・部分開(原子炉圧力制御系の 故障ケースのみ)
通目	主蒸気隔離弁閉止特性	主蒸気止め弁 閉止特性	蒸気加減弁 閉止特性	タービンバイパス弁 (TBV)

(b) 主蒸気系条件 [1/2]

(b) 主蒸気系条件 [2/2]

項目	CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
タービンバイパス 流量	33%	同左	許認可適用特性
タービントリップ 設定点	原子炉水位高 (レベル8)	同左	許認可適用特性
压力制御装置最大出 力信号	115%	117%	仕様値
逃がし安全弁	逃がし弁機能 (363 t/h) (363 t/h) 7. 58 MPa[gage] ×1 個 (367 t/h) 7. 65 MPa[gage] ×4 個 (370 t/h) 7. 72 MPa[gage] ×4 個 (373 t/h) 7. 79 MPa[gage] ×4 個 (377 t/h) 7. 86 MPa[gage] ×4 個 (377 t/h) 7. 86 MPa[gage] ×4 個 (377 t/h)	 逃がし弁機能 7.66 MPa[gage]×1 個 (371 t/h) 7.73 MPa[gage]×1 個 (374 t/h) 7.80 MPa[gage]×4 個 (378 t/h) 7.87 MPa[gage]×4 個 (381 t/h) 7.94 MPa[gage]×4 個 (381 t/h) 7.94 MPa[gage]×4 個 (381 t/h) 8.01 MPa[gage]×4 個 (385 t/h) 8.01 MPa[gage]×4 個 (385 t/h) 8.01 MPa[gage]×4 個 (388 t/h) 	現実的な値として逃がし安全弁の逃し弁機能の設計値を設定

添一485

項目	CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
制御棒挿入 作動条件 挿入速度 スクラム曲線	動作を想定しない	各スクラム信号 60%挿入:1.71 秒 100%挿入:3.70 秒 設計スクラム曲線	ソフトウェア CCF の影響により期待しない
代替制御棒挿入 作動条件 全挿入完了時間	原子炉圧力高(7.48 MPa[gage]) 又は 原子炉水位低(レベル 2) 起動条件成立から 25 秒	動作を想定しない (制御棒挿入の条件のため)	代替制御棒挿入機能の設計値として設定 25 秒以内の仕様値に対して保守的に最も 遅い 25 秒に設定
給水喪失時の給水流 量時間変化	5秒で0	同左	SA 有効性評価・従来過渡と同様の設定
電動機駆動 給水ポンプ	T/D 停止後 M/D バックアップ	同左	T/D 給水ポンプトリップ後, M/D 給水ポンプが自動起動するものとする。給水は継続する方が原子が出力が高めに推移するため,解析条件としては厳しい設定となる。

項目	CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
HPCF 起動条件	手動起動	D/W 圧力高又は 原子や水位低 (レベル 1 5)	ソフトウェア CCF のため自動起動しない そのと何定
注入流量	182∼727 m³/h	同左	D.Y.この元 HPCFの安全要求値として設定
再循環ポンプ・トリップ	原子炉圧力高(7.48 MPa[gage]) 又は 原子炉水位低(レベル3):4台 原子炉水位低(レベル2):6台	原子炉水位低(レベル3):4台原子炉水位低(レベル2):6台	代替再循環ポンプ・トリップ機能の設計値として設定
再循環ポンプ 慣性定数	0.7秒	同左 (原子炉冷却材流量の喪失: 0.62 秒)	設計值
再循環流量制御系 運転モード	自動	同左	設計仕様

表 4-5 主要解析条件(原子炉冷却材喪失+ソフトウェア CCF)[1/2]

項目	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
事故条件	原子炉の出力運転中に給水配管,主蒸気配管,又は RHR 出口配管が瞬時に両端破断する	原子炉の出力運転中に高圧炉心注水系配管が瞬時に両端破断する	安全評価審査指針の要求に基づき,原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損を想定することとし、ソフトウェア CCFの影響を踏まえ燃料被覆管最高温度評価の観点から最も厳しい破断箇所を選定
炉心・燃料	9×9 (A 型) 平衡サイクル末期炉心 (出力分布 (ノミナル))	9×9燃料 (A型)	サイクル期間中から代表点を適用*
初期 MCPR	1.22	1. 19	運転制限値として設定
初期 MLHGR	44.0 kW/m	44.0 kW/m×1.02	運転制限値として設定
崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	GE (年均) +3 o	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮 し,10%の保守性を考慮して設定
単一故障	仮定しない	・安全保護系 (炉心流量急減スクラム) の 単一故障 ・健全側の高圧炉心注水系に給電する非 常用ディーゼル発電機の故障	現実的条件として,多様化設備の単一故障 は想定しない
外部電源	健全	事故発生と同時に喪失	現実的条件として,事象発生前から機能しており,事象発生後も機能すると仮定

* 制御棒が全引き抜きとなり,出力分布が上方ピークとなる平衡サイクル末期炉心を設定。LOCA+ソフトウェア CCF 事象では水位低下により燃料が露出 し、燃料被覆管温度が上昇するため、上方ピークの軸方向出力分布の方が燃料被覆管最高温度が高くなる傾向にある。

表 4-5 主要解析条件(原子炉冷却材喪失+ソフトウェア CCF)[2/2]

	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
原子炉スクラム機能 作動条件	動作を想定しない	炉心流量急減	ソフトウェア CCF の影響により期待しない
挿入速度		60%挿入:1.71秒 100%挿入:3.70秒	
代替制御棒挿入機能 作動条件 全挿入完了時間	原子炉水位低(レベル 2)起動条件成立から 25 秒	作動を想定しない 一	代替制御棒挿入機能の設計値として設定 25 秒以内の仕様値に対して保守的に最も遅 い 25 秒に設定
再循環ポンプ・トリッ プ機能	原子炉水位低(レベル 3): 4 台 原子炉水位低(レベル 2): 6 台	外部電源喪失による全台トリップ	代替再循環ポンプ・トリップ機能の設計値 として設定
逃がし安全弁	逃し弁機能 7. 51MPa[gage]×1 個 7. 58MPa[gage]×1 個 7. 65MPa[gage]×4 個 7. 72MPa[gage]×4 個 7. 79MPa[gage]×4 個 7. 86MPa[gage]×4 個	安全弁機能 8.07MPa[gage]×2個 8.14MPa[gage]×4個 8.21MPa[gage]×4個 8.28MPa[gage]×4個 8.35MPa[gage]×4個	逃がし安全弁の逃し弁機能の設計値として設定
ECCS 起動信号	ソフトウェア CCF による ECCS 起動失敗を 仮定。ただし,多様化設備による IPCF の 手動起動に期待する。	RCIC:水位低レベル 1.5 HPCF:水位低レベル 1.5 LPFL:水位低レベル 1 ADS:水位低レベル 1 and D/W 圧力高	ソフトウェア CCF の影響により ECCS の自動起動を期待しない
HPCF 注水流量	$182\sim727~\mathrm{m}^3/\mathrm{h}$	同左	IIPCF の安全要求値として設定
給復水系	給水配管破断:配管破断による全給水 流量喪失 給水配管破断以外:給復水系による注 水継続	外部電源喪失による全給水流量喪失	常用系が正常に作動することを仮定

4 - 14

表 4-6 主要解析条件(原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+ソフトウェア CCF)[1/2]

項目	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
事故条件	原子炉の起動時の臨界近接時に運転操作 を誤り,制御棒を連続引き抜きする	同左	
原子炉熱出力	定格出力の 10-8	同左	
原子炉压力	0.0 MPa[gage]	同左	
冷却材温度	20°C	20°C	現実的条件として,実炉心で想定される運 転条件を想定
炉心流量	定格炉心流量の 40%	定格炉心流量の 20%	ボイド反応度フィードバックの観点から保 守的な高流量を設定
炉心・燃料	9×9燃料(A型)平衡炉心	同左	サイクル初期及びサイクル末期を選定
ドップラ反応度	斯心as is	同左	
ボイド反応度	炉心as is	考慮しない	最適評価コードを用いた, より実現象に即 したモデルの採用
減速材温度反応度	炉心 as is	考慮しない	最適評価コードを用いた, より実現象に即 したモデルの採用
然料エンタルピ	初期燃料温度に対応するコード内部で計算された値	8kJ/kg	

表 4-6 主要解析条件(原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+ソフトウェア CCF)[2/2]

通	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
引抜制御棒価値	0. 010 ∆ k	0. 035 ∆ k	保安規定に基づき作成された制御棒引抜操作手順を考慮し、複数人の運転員の監視等によって異常を認知できることから、0.010 ∇k まで引き抜かれる間に運転員が異常引き抜きに気づき、連続引き抜きを中断する想定
制御棒引抜速度	33mm/s	同左	
制御棒引抜阻止条件	0.010 Δk まで引き抜かれる間に運転員 が連続引き抜きを中断する想定	スクラムと同時に制御棒の引き抜きが阻 止される	
原子炉スクラム 信号	スクラム失敗を仮定	原子炉周期短 (SRNM)	
逃がし安全弁	逃し弁機能 7. 51MPa [gage] ×1 個 7. 58MPa [gage] ×1 個 7. 65MPa [gage] ×4 個 7. 72MPa [gage] ×4 個 7. 86MPa [gage] ×4 個	逃し弁機能 7. 66MPa[gage]×1 個 7. 73MPa[gage]×1 個 7. 80MPa[gage]×4 個 7. 87MPa[gage]×4 個 7. 94MPa[gage]×4 個 8. 01MPa[gage]×4 個	逃がし安全弁の逃し弁機能の設計値として設定
主蒸気隔離弁	男	同左	

表 4-7 主要解析条件(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+ソフトウェア CCF)[1/2]

項目	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
事故条件	出力運転中の制御棒引き抜き操作を誤り,制御棒を連続引き抜きする	同左	
炉心入口流量	$47.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ (90%)	$58.0 \times 10^3 \text{ t/h}$ (111%)	燃料被覆管温度の最高値を厳しく評価する ため,低流量側の90%を設定
5. 京小・紫巻	9×9燃料(A型)平衡炉心	同左	サイクル初期及びサイクル中期を選定
ドップラ反応度	声心 as is	同左	
ボイド反応度	斯心 as is	同左	
初期 MCPR	1.22	同左	運転制限値として設定
初期 MLHGR	44.0 kW/m	同左	運転制限値として設定
原子炉給水温度	原子炉出力,炉心流量,原子炉圧力により定まる値	同左	
タービンバイパス流 量	33%	l	設計值
代替制御棒挿入機能 作動条件 全挿入完了時間	原子炉圧力高(7.48 MPa[gage]) 起動条件成立から25秒	作動を想定しない	代替制御棒挿入機能の設計値として設定 25 秒以内の仕様値に対して保守的に最も遅 い 25 秒に設定

表 4-7 主要解析条件(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+ソフトウェア CCF) [2/2]

平	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件 (参考)	条件設定の考え方
再循環ポンプ・トリッ プ機能	原子炉水位低 (レベル3):4台 原子炉水位低 (レベル2):6台		
再循環ポンプ 慣性定数	約 0.7 秒	I	
逃がし安全弁	逃し弁機能 7. 51MPa [gage] × 1 個 7. 58MPa [gage] × 1 個 7. 65MPa [gage] × 4 個 7. 72MPa [gage] × 4 個 7. 79MPa [gage] × 4 個 7. 86MPa [gage] × 4 個	l	逃がし安全弁の逃し弁機能の設計値として設定
再循環流量制御系 運転モード	手動モード		
崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979	_	
制御棒パターン	定格出力運転時に挿入されている制御棒 パターンからの引き抜き	熱的制限値の状態になっている燃料が引 抜制御棒の近傍に来るように設定	現実的条件として,実炉心で想定される制 御棒パターンを想定
制御棒引抜阻止信号	ロッドブロック失敗を仮定	定格出力の 105%又は 108%	
解析で仮定する状態	過渡計算	定常計算 (表面熱流東は中性子東に対し 時間遅れなし)	

表 4-8 主要解析条件(制御棒落下+ソフトウェア CCF)[1/2]

道目	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件(参考)	条件設定の考え方
事故条件	臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離して炉心内にとどまっていた制御棒及びこれと結合した中空ピストンが落下	同左	
原子炉熱出力	定格出力の 10-8	同左	
原子炉压力	0.0 MPa[gage]	同左	
冷却材温度	20°C	20°C	現実的条件として,実炉心で想定される運 転条件を想定
炉心流量	定格炉心流量の 40%	定格炉心流量の 20%	ボイド反応度フィードバックの観点から保 守的な高流量を設定
炉心・燃料	9×9 燃料(A 型)平衡炉心	同左	サイクル初期及びサイクル末期を選定
ドップラ反応度	炉心 as is	同左	
ボイド反応度	炉心 as is	考慮しない	最適評価コードを用いた, より実現象に即 したモデルの採用
減速材温度反応度	炉心 as is	考慮しない	最適評価コードを用いた, より実現象に即 したモデルの採用
然料エンタルピ	初期燃料温度に対応するコード内部で計算された値	8kJ/kg	

表 4-8 主要解析条件(制御棒落下+ソフトウェア CCF)[2/2]

項目	ソフトウェア CCF 有効性評価の解析条件	安全評価の解析条件 (参考)	条件設定の考え方
落下制御棒価値	0. 010 ∆ k	0. 013 ∆ k	制御棒価値ミニマイザの制御棒価値制限値 を設定
制御棒落下速度	0.95m/s	0.7m/s	保守的に BWR5 の制御棒落下速度を設定
原子炉スクラム 信号	スクラム失敗を仮定	中性子東高 (APRM)	
逃がし安全弁	逃し弁機能 7. 51MPa [gage] ×1 個 7. 55MPa [gage] ×1 個 7. 65MPa [gage] ×4 個 7. 72MPa [gage] ×4 個 7. 79MPa [gage] ×4 個	安全弁機能 8.07MPa[gage]×2個 8.14MPa[gage]×4個 8.21MPa[gage]×4個 8.28MPa[gage]×4個 8.35MPa[gage]×4個	逃がし安全弁の逃し弁機能の設計値として設定
主蒸気隔離弁	閉	同左	

- 5. 運転時の異常な過渡変化+ソフトウェア CCF の解析
- 5.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
- 5.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

表 5. 1. 1-1 に解析結果,表 5. 1. 1-2 に主要事象のクロノロジー,図 5. 1. 1-1,図 5. 1. 1-2 に主要パラメータの時間変化を示す。

運転員による制御棒の連続引き抜き(ギャング引き抜き)により、中性子東は急激に増加する。本来であれば SRNM ペリオド短による原子炉スクラムにより事象は整定するが、ソフトウェア CCF によりスクラムが失敗することを仮定している。運転員は連続引き抜き中に異常に気付き、速やかに制御棒の手動挿入に移ることが期待できる。

結果として,燃料エンタルピは約32秒後に717[kJ/kg]まで増加するものの,燃焼及びガドリニア添加に伴う融点低下分を保守的に考慮した判断基準(837kJ/kg)を満足することが分かる。

表 5.1.1-1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+CCF の 判断基準パラメータの解析結果

項目	解析結果	判断基準
燃料エンタルピ最大値	₩ 717 /171	062 /220\
[kJ/kg]/[cal/g]	約 717/171	963/230 ※
破損割合(%)	約 2	_
原子炉冷却材バウンダリ圧力	₩10.1E	10. 34
(MPa[gage])	約 0.15	(最高使用圧力の 1.2 倍)

※燃焼(75GWd/t)に伴う融点低下分に相当するエンタルピ約 105kJ/kg(25cal/g)及びガドリニア添加(10wt%)に伴う融点低下分に相当するエンタルピ約 21kJ/kg(5cal/g)を対象燃料棒に応じて考慮が必要である。保守的に両者を考慮した場合,837kJ/kg(200cal/g)となる。

表 5.1.1-2 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+CCF の 主要事象のクロノロジ—

解析結果	主要事象
0秒	制御棒引き抜き開始
約18秒	制御棒連続引き抜き中断
約 30 秒	制御棒挿入開始
約 32 秒	燃料エンタルピ最大値到達
約 40 秒	(解析終了)

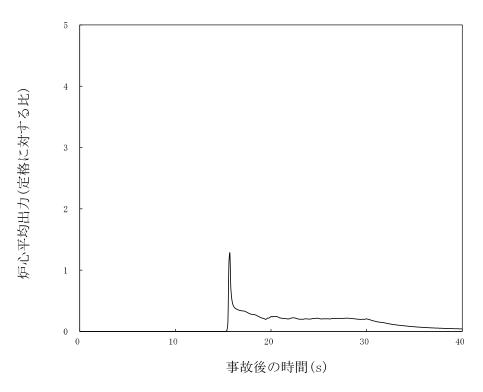


図 5.1.1-1 中性子束の時間変化 (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+CCF)

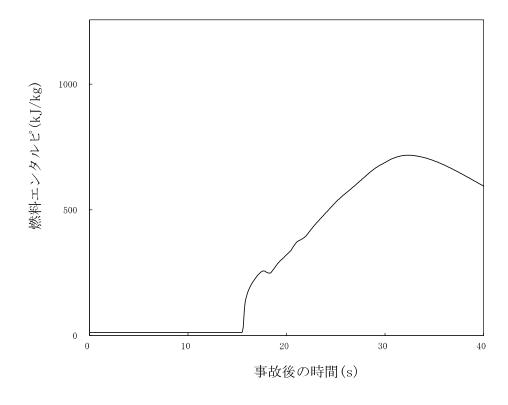


図 5.1.1-2 燃料エンタルピの時間変化 (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+CCF)

5.1.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

表 5. 1. 2-1 に解析結果,表 5. 1. 2-2 に主要事象のクロノロジー,図 5. 1. 2-1~図 5. 1. 2-4 に主要パラメータの時間変化を示す。

出力運転中の制御棒の連続引き抜き(ギャング引き抜き)により、出力は徐々に増加する。本来であれば制御棒引抜監視装置により制御棒引き抜きが阻止されるが、ソフトウェア CCF により制御棒引抜阻止が失敗することを仮定している。このため、制御棒の引き抜きは継続し出力は増加し続けるが、原子炉圧力高による再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入により事象は整定する。

結果として,燃料被覆管温度は約55秒後に894℃まで増加するものの,判断基準(1200℃)を満足することが分かる。また,燃料被覆管の酸化量は1%以下であり,判断基準15%以下となる。

表 5.1.2-1 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF の 判断基準パラメータの解析結果

項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管温度 (℃)	約 894	1200°C
原子炉圧力 (MPa[gage])	約 7. 52	10.34 (最高使用圧力の 1.2 倍)

表 5.1.2-2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCFの主要事象のクロノロジー

解析結果	主要事象
0 秒	制御棒引き抜き開始
約 27 秒	RPS によるスクラム失敗(原子炉圧力高)
約 33 秒	多様化設備の ATWS-RPT (原子炉圧力高)による 4 台 RPT
	多様化設備の ARI (原子炉圧力高) による制御棒挿入機能作動
約 55 秒	燃料被覆管温度最大值到達
約 58 秒	制御棒挿入完了
約80秒	(解析終了)

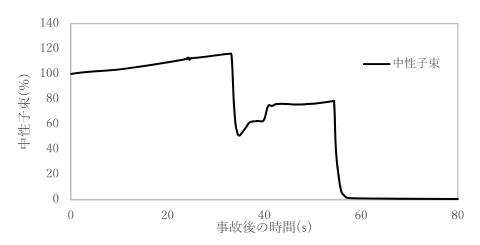


図 5.1.2-1 中性子束の時間変化(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF)

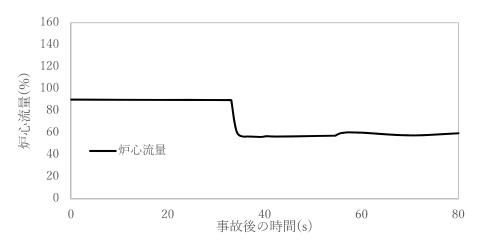


図 5.1.2-2 炉心流量の時間変化(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF)

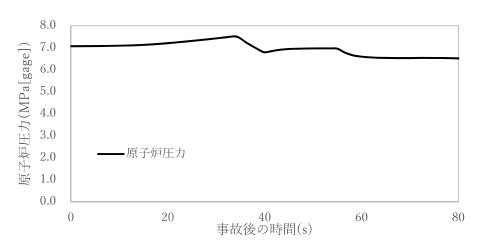


図 5.1.2-3 原子炉圧力の時間変化(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF)

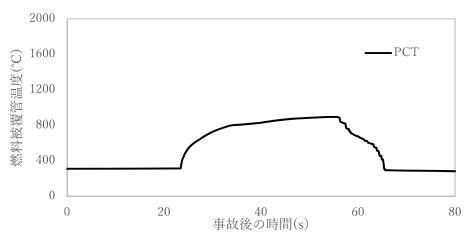


図 5.1.2-4 燃料被覆管温度の時間変化(出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF)

5.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

5.2.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

原子炉冷却材流量の部分喪失は、炉心流量低下によるボイドの増加によって原子炉水位は上昇するものの原子炉水位高(レベル 8)には到達せず、タービントリップしないため、スクラム条件に至らず整定する事象であり、ソフトウェア CCF によるスクラム失敗の有無に影響されない。

5.2.2 外部電源喪失

外部電源喪失は、蒸気加減弁急閉により再循環ポンプトリップする事象である。原子炉圧 力高信号により再循環ポンプトリップする主蒸気隔離弁の誤閉止に比べて、再循環ポンプ トリップのタイミングが早いためボイド発生により出力が抑制されることから、ソフトウ ェア CCF を想定した場合のスクラム遅れの影響は主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。

5.2.3 給水加熱喪失

給水加熱喪失は、炉心入口サブクーリングの増加によるボイドの減少により中性子東は上昇するが、原子炉水位はレベル 1.5 まで低下することはないため MSIV 閉条件に至らず、原子炉圧力の上昇は緩やかなため ARI も作動しない事象である。ソフトウェア CCF を想定した場合のスクラム遅れの影響は主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。

5.2.4 原子炉冷却材流量制御系の誤動作

原子炉冷却材流量制御系の誤動作は、炉心流量増加によるボイドの減少によって中性子東は増加するが、原子炉水位はレベル1.5まで低下することはないためMSIV 閉条件に至らず、原子炉圧力の上昇は緩やかなためARI も作動しない事象である。ソフトウェア CCF を想定した場合のスクラム遅れの影響は主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。

5.3 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

5.3.1 負荷の喪失

負荷の喪失は、蒸気加減弁急閉により再循環ポンプトリップする事象である。原子炉圧力高信号により再循環ポンプトリップする主蒸気隔離弁の誤閉止に比べて、再循環ポンプトリップのタイミングが早いためボイド発生により出力が抑制されることから、ソフトウェア CCF を想定した場合のスクラム遅れの影響は主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。

5.3.2 主蒸気隔離弁の誤閉止

表 5. 3. 2-1 に解析結果,表 5. 3. 2-2 に主要事象のクロノロジー,図 5. 3. 2-1~5. 3. 2-7 に主要パラメータの時間変化を示す。

主蒸気隔離弁 (MSIV) 誤閉止の発生後,主蒸気隔離弁閉信号が発生するが,RPSによる原子炉スクラムに失敗する。約2秒後に原子炉圧力高信号で代替再循環ポンプトリップ (再循環ポンプ4台トリップ) および代替制御棒挿入機能 (ARI) が作動する。

MSIV 閉止により原子炉圧力が上昇し中性子束が急上昇するため、沸騰遷移が生じて燃料被覆管温度は上昇する。その後、代替再循環ポンプトリップにより原子炉出力が減少するため燃料被覆管表面はリウェットし、燃料被覆管温度は約715 ℃に抑えられる。また燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前であり、判断基準15%以下となる。原子炉圧力は代替再循環ポンプトリップと逃がし安全弁の作動により約8.42 MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3 MPa)を考慮しても、判断基準を十分下回る。事象開始後約27秒までにARIによる全制御棒挿入は完了して原子炉出力が低下し事象は収束する。

表 5.3.2-1 主蒸気隔離弁の誤閉止+CCFの判断基準パラメータの解析結果

項目解析結果		判断基準
燃料被覆管温度 (℃)	約 715[16/24]*	1200
中性子東(%)	約 293	_
原子炉圧力(MPa[gage])	約 8. 42	10.34 (最高使用圧力の 1.2 倍)
S/P 水温 (℃)	約 43 (解析終了時点)	104 (最高使用温度)

^{* []}内の数値は、燃料棒軸方向24ノード中の位置を示す。

表 5.3.2-2 主蒸気隔離弁の誤閉止+CCFの主要事象のクロノロジー

解析結果	主要事象
0秒	主蒸気隔離弁誤閉止開始
	スクラム失敗(MSIV10%閉止に伴う MSIV 閉スクラム)*
約2秒	原子炉圧力高到達
	代替再循環ポンプトリップ作動 (再循環ポンプ4台トリップ)
	ARI 弁励磁
	SRV(逃し弁機能)作動
3秒	主蒸気隔離弁全閉
約4秒	原子炉圧力最大値到達
約6秒	燃料被覆管温度最大值到達
約 27 秒	全制御棒挿入完了
約 30 秒	原子炉水位低 (レベル 2) 到達
	再循環ポンプ6台トリップ
60 秒	(解析終了)

^{*} RPS(ソフトウェア CCF)による失敗

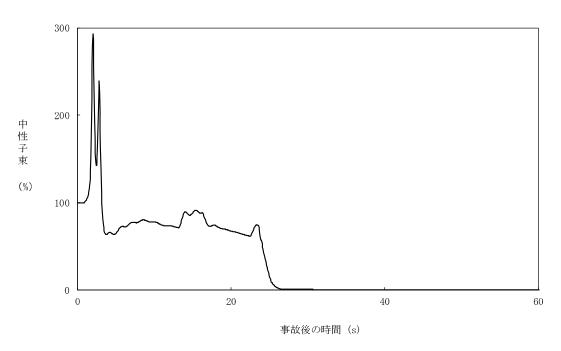


図 5.3.2-1 中性子束の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

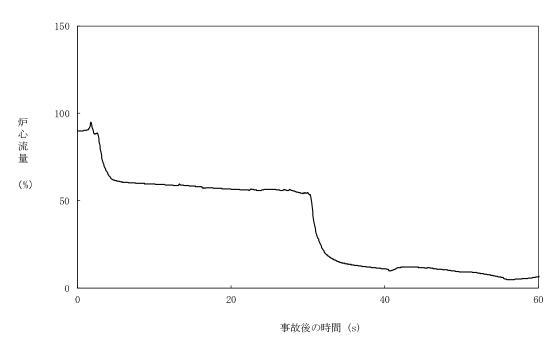


図 5.3.2-2 炉心流量の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

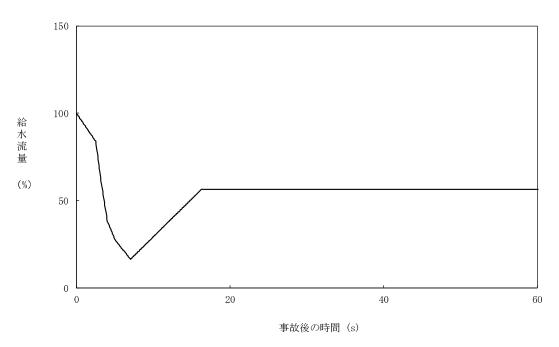


図 5.3.2-3 給水流量の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

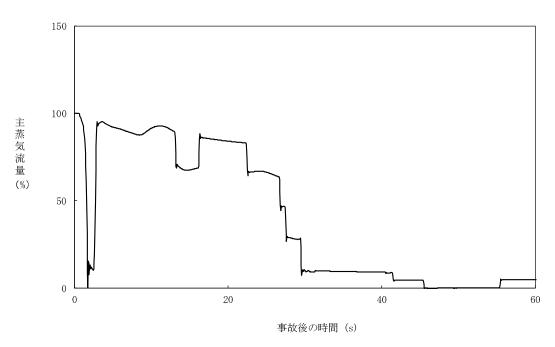


図 5.3.2-4 主蒸気流量の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

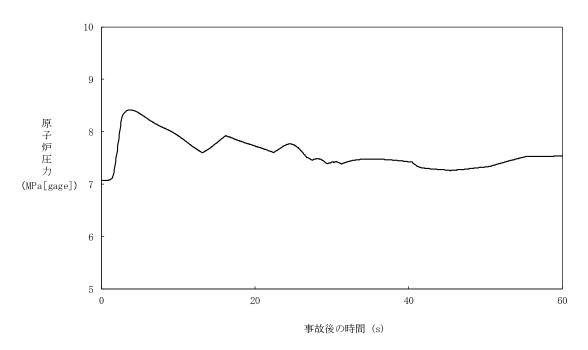


図 5.3.2-5 原子炉圧力の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

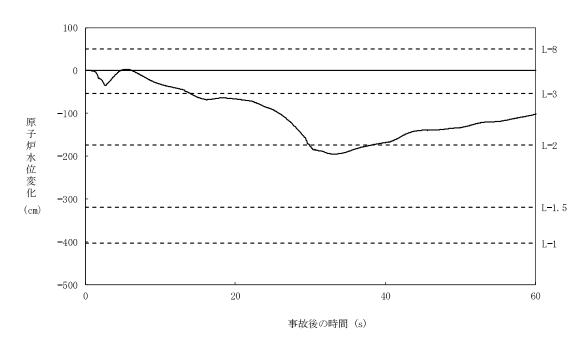


図 5.3.2-6 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

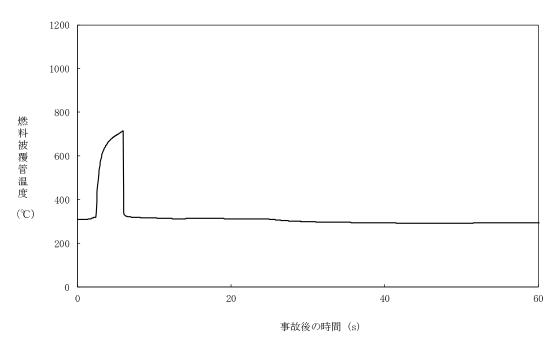


図 5.3.2-7 燃料被覆管温度の時間変化(主蒸気隔離弁の誤閉止+CCF)

5.3.3 給水制御系の故障

給水制御系の故障は、給水流量増加によって原子炉水位は上昇し原子炉水位高(レベル8)によるタービントリップに至るが、ARI 作動により原子炉圧力の上昇は抑えられ、注水により原子炉水位も回復するため事象収束までに MSIV 閉条件には至らない事象である。ソフトウェア CCF を想定した場合のスクラム遅れの影響は主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡される。

5.3.4 原子炉圧力制御系の故障

表 5. 3. 4-1 に解析結果,表 5. 3. 4-2 に主要事象のクロノロジー,図 5. 3. 4-1~5. 3. 4-7 に主要パラメータの時間変化を示す。

圧力制御装置の故障により最大出力信号が発生すると、主蒸気流量が増大するとともに原子炉圧力は低下し、約8秒後にタービン入口圧力低が発生する。主蒸気隔離弁閉止に失敗するため、原子炉はスクラムしない。減圧による炉心内のボイドが増加し、約17秒で原子炉水位高(レベル8)によるタービントリップおよび給水ポンプトリップが発生する。約22秒で原子炉水位低(レベル3)により再循環ポンプ4台トリップが発生するが、RPSによる原子炉水位低スクラムに失敗する。またタービン主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、約23秒後に原子炉圧力高信号で代替制御棒挿入機能(ARI)が作動する。

その後、代替再循環ポンプトリップにより原子炉出力が減少するため燃料被覆管表面は リウェットし、燃料被覆管温度は約748 ℃に抑えられる。また燃料被覆管の酸化量は酸化 反応が著しくなる前であり、判断基準15%以下となる。原子炉圧力は代替再循環ポンプトリ ップと逃がし安全弁の作動により約8.04 MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3 MPa) を考慮しても、判断基準を十分下回る。事象開始後約48秒までにARIによる全制御棒挿入 は完了して原子炉出力が低下し事象は収束する。

表 5.3.4-1 原子炉圧力制御系の故障+CCFの判断基準パラメータの解析結果

項目解析結果		判断基準
燃料被覆管温度 (℃) 約 748[19/24]*		1200
中性子東(%)	約 196	-
原子炉圧力(MPa[gage])	約 8. 04	10. 34
		(最高使用圧力の 1.2 倍)
」 S/P 水温(℃)	約 42	104
3/1 /八価 (C)		(最高使用温度)

^{* []}内の数値は、燃料棒軸方向24ノード中の位置を示す。

表 5.3.4-2 原子炉圧力制御系の故障+CCFの主要事象のクロノロジー

解析結果	主要事象	
0秒	最大出力信号発生	
	蒸気加減弁開度増	
	タービンバイパス弁作動	
約8秒	タービン入口圧力低発生	
	MSIV 閉 (スクラム) 不作動 *	
約17秒	原子炉水位高(レベル 8)到達	
	タービントリップ (タービン主蒸気止め弁閉止)	
	スクラム失敗(主蒸気止め弁閉スクラム)*	
約 22 秒	原子炉水位低 (レベル 3) 到達	
	スクラム失敗(原子炉水位低スクラム)*	
	再循環ポンプ4台トリップ	
約 23 秒	原子炉圧力高到達	
	ARI 弁励磁	
約 24 秒	SRV(逃し弁機能)作動	
	原子炉圧力最大値到達	
約 37 秒	燃料被覆管温度最大值到達	
約 41 秒	原子炉水位低 (レベル 2) 到達	
	再循環ポンプ6台トリップ	
約 48 秒	全制御棒挿入完了	
60 秒	(解析終了)	

^{*} RPS (ソフトウェア CCF) による失敗

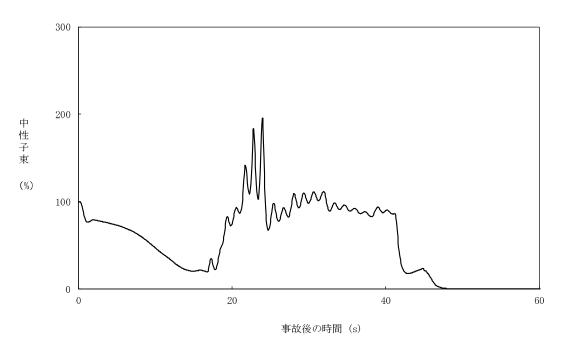


図 5.3.4-1 中性子束の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

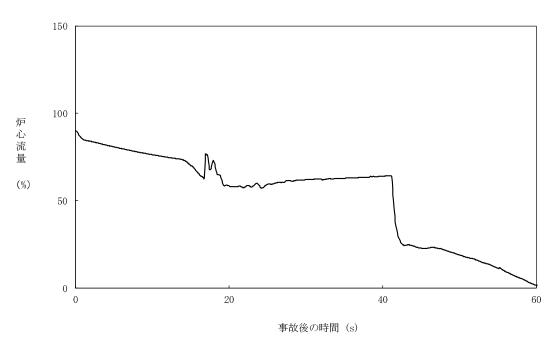


図 5.3.4-2 炉心流量の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

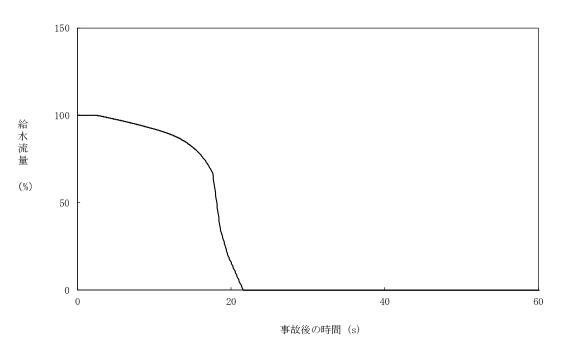


図 5.3.4-3 給水流量の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

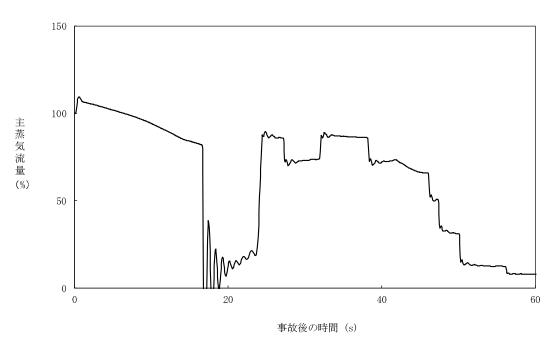


図 5.3.4-4 主蒸気流量の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

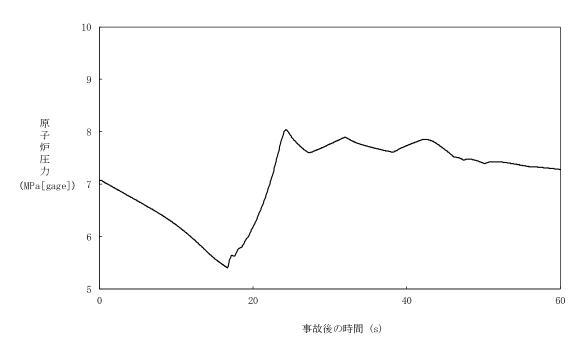


図 5.3.4-5 原子炉圧力の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

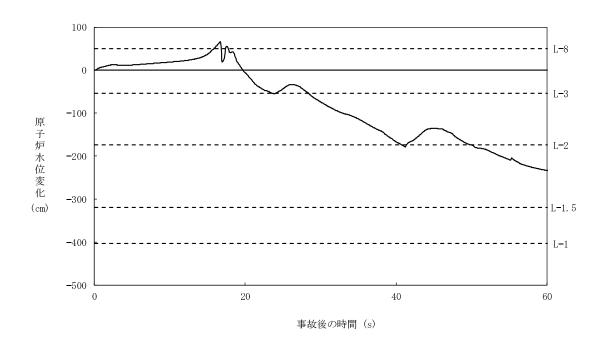


図 5.3.4-6 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化 (原子炉圧力制御系の故障+CCF)

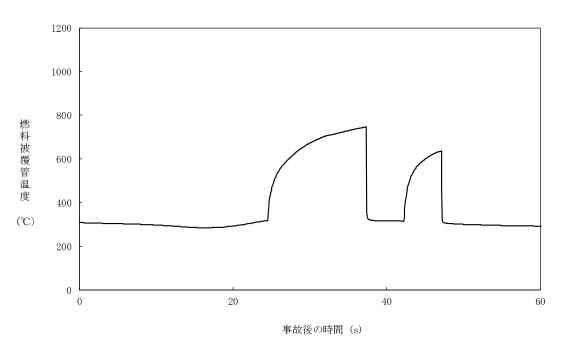


図 5.3.4-7 燃料被覆管温度の時間変化(原子炉圧力制御系の故障+CCF)

5.3.5 給水流量の全喪失

表 5. 3. 5-1 に解析結果,表 5. 3. 5-2 に主要事象のクロノロジー,図 5. 3. 5-1~5. 3. 5-7 に主要パラメータの時間変化を示す。

給水ポンプトリップの発生により原子炉水位が低下する。約8秒で原子炉水位低(レベル3)により再循環ポンプ4台トリップが発生するが、RPSによる原子炉水位低スクラムに失敗する。さらに約19秒で原子炉水位低(レベル2)により再循環ポンプ6台トリップおよび代替制御棒挿入機能(ARI)が作動する。

原子炉水位低(レベル 2)による RCIC の起動に失敗するものの、HPCF の手動起動により原子炉水位は回復する。解析では HPCF 作動まで行っていないが、このとき既に ARI が作動しており、出力は十分減少しているため、原子炉圧力、燃料被覆管温度および燃料被覆管の酸化量は初期値を超えることない。また、注水の時間余裕は LOCA に包絡される。事象開始後約 44 秒までに ARI による全制御棒挿入は完了して原子炉出力が低下し事象は収束する。

表 5.3.5-1 給水流量の全喪失+CCFの判断基準パラメータの解析結果

項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管温度 (℃)	初期値を超えない*	1200
中性子東(%)	約 102	_
原子炉圧力(MPa[gage])	初期値を超えない	10.34 (最高使用圧力の 1.2 倍)
S/P 水温 (℃)	初期値を超えない	104 (最高使用温度)

^{*} 本評価では BT しない。

表 5.3.5-2 給水流量の全喪失+CCFの主要事象のクロノロジー

解析結果	主要事象
0秒	給水ポンプトリップ
約8秒	原子炉水位低 (レベル 3) 到達
	スクラム失敗(原子炉水位低スクラム)*
	再循環ポンプ4台トリップ
約19秒	原子炉水位低 (レベル 2) 到達
	再循環ポンプ6台トリップ
	ARI 弁励磁
約 44 秒	全制御棒挿入完了
60 秒	(解析終了)

^{*} RPS (ソフトウェア CCF) による失敗

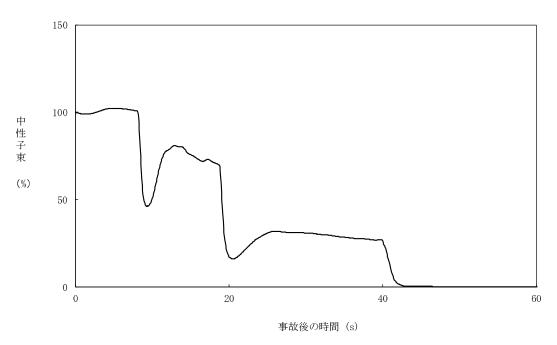


図 5.3.5-1 中性子束の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

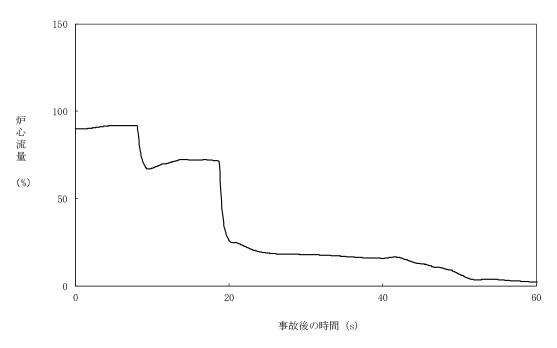


図 5.3.5-2 炉心流量の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

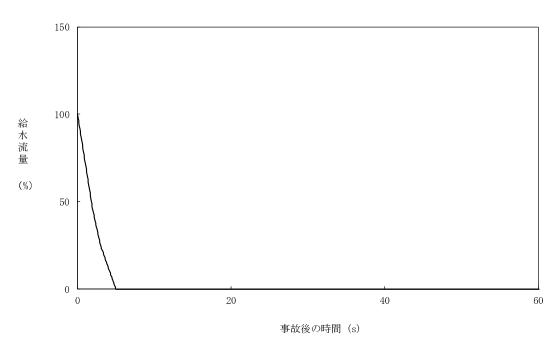


図 5.3.5-3 給水流量の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

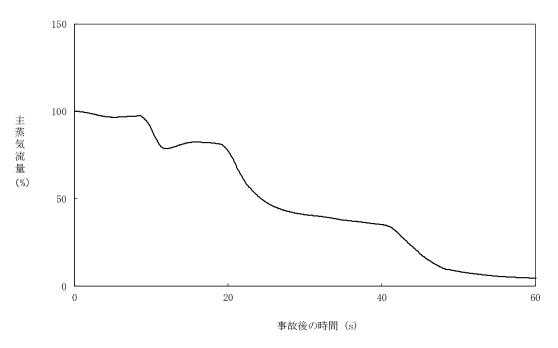


図 5.3.5-4 主蒸気流量の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

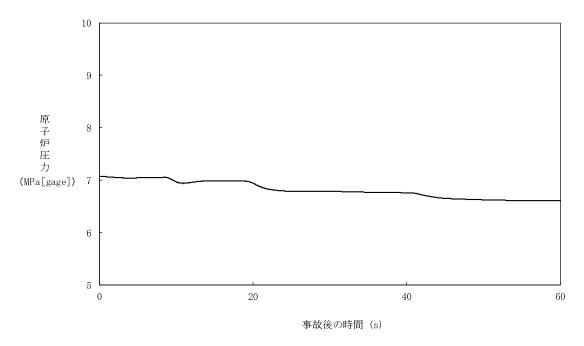


図 5.3.5-5 原子炉圧力の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

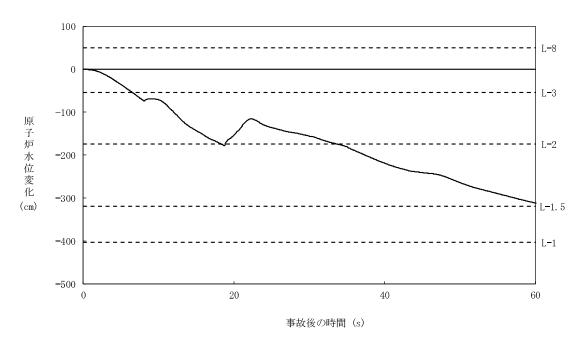


図 5.3.5-6 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(給水流量の全喪失+CCF)

- 6. 設計基準事故+ソフトウェア CCF の解析
- 6.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

6.1.1 原子炉冷却材喪失

ABWR を対象に原子炉冷却材喪失事故(LOCA)とソフトウェア CCF が重畳する場合に、炉心損傷を防止する上で、多様化設備による原子炉停止機能及び炉心冷却機能の有効性、並びに多様化設備による手動操作に対する時間余裕を評価した。ここで、ソフトウェア CCF はデジタル安全保護回路に対して安全保護機能の喪失を想定するものであることから、常用系が正常に作動することを仮定した。

表 6.1.1-1に LOCA+ソフトウェア CCF における HPCF 手動起動に対する時間余裕の評価結果を示す。また、図 6.1.1-1に HPCF 手動起動時間と燃料被覆管温度の関係を示す。給水配管破断+ソフトウェア CCF が最厳ケースとなり、炉心の著しい損傷を防止(燃料被覆管の最高温度 ≤ 1200 °C、燃料被覆管の酸化量 ≤ 15 %)するための HPCF 手動起動に対する時間余裕は約 13分と評価される。給水配管破断ケースは、給水継続が行われないため、多様化設備による手動操作に対する時間余裕が他のケースに比べ最も小さい。

また、被ばく評価への影響を考慮した手動操作の時間余裕を評価した。表 6.1.1-2 に被ばく評価への影響を考慮した手動操作の時間余裕の評価結果を示す。 最厳ケースの給水配管破断+ソフトウェア CCF において燃料被覆管の破裂を防止するための HPCF 手動起動に対する時間余裕は約 10 分と評価される。

なお、RHR 出口配管破断+ソフトウェア CCF では、タービン駆動給水ポンプ(T/D-RFP)トリップ及びその後の電動駆動給水ポンプ(M/D-RFP)の自動起動のタイミングが、原子炉減圧の状態等によって変わり得ることから、M/D-RFP が自動起動しない保守的な条件で感度解析を実施し、保守的な条件を仮定した場合でも手動操作に対する要求時間は10分以上となることを確認している(参考1参照)。

表 6.1.1-1 LOCA+CCF における HPCF 手動起動に対する時間余裕

起因事象	HPCF 手動起動に対する時間余裕
給水配管破断	13 分
主蒸気管破断	22 分
RHR 出口配管破断	20 分

表 6.1.1-2 被ばく評価への影響を考慮した HPCF 注水の手動操作に対する時間余裕

起因事象	燃料被覆管の破裂防止のための HPCF 手動起動に対する時間余裕
給水配管破断	10分

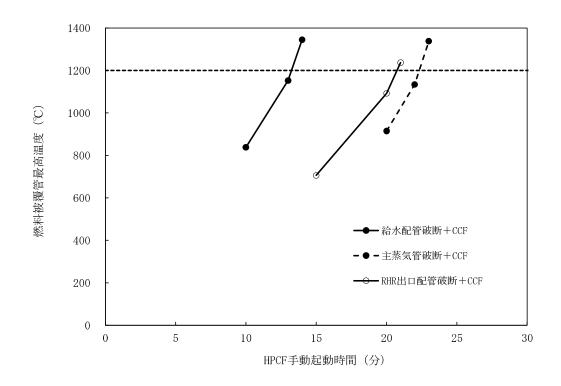


図 6.1.1-1 LOCA+CCF における HPCF 手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

最厳となる給水配管破断+ソフトウェア CCF について,境界条件となった HPCF1 台 13 分手動起動ケースの解析結果を以下に示す。

表 6.1.1-3 に主要事象のクロノロジー、図 6.1.1-2~6 に主要パラメータの時間変化を示す。

給水配管破断により、事象発生と同時に給水流量は全喪失するが、CRDパージ水による注水は継続される。破断口からの冷却材流出により原子炉水位は徐々に低下し、原子炉水位低(レベル3)信号は事故後約2秒で発生する。原子炉水位低(レベル3)信号発生後、RPSによるスクラムに失敗するが、多様化設備のATWS-RPTにより再循環ポンプ4台はトリップする。さらに水位が低下して、原子炉水位低(レベル2)信号が事故後約7秒で発生し、多様化設備のARIによる制御棒挿入機能が作動する。原子炉水位低(レベル2)信号発生後、ATWS-RPTにより残りの再循環ポンプ6台がトリップするとともに、約32秒後にARIによる制御棒挿入が完了する。その後、原子炉水位は低下し、約4分後にシュラウド内水位は燃料有効長上端を下回り、燃料被覆管温度は上昇するが、13分後に多様化設備によるHPCF1台

手動起動により注水が開始され、炉心は再冠水する。

燃料被覆管最高温度は事象発生から約 13 分後に約 1153 $^{\circ}$ C(有効発熱部の下から約 74%の位置)となるが、判断基準である 1200 $^{\circ}$ Cを下回る。また、燃料被覆管酸化割合の最大値は約 10%であり、判断基準である 15%を下回る。

表 6.1.1-3 主要事象のクロノロジー (給水配管破断+CCF, HPCF1 台 13 分手動起動)

解析結果	主要事象
0秒	給水配管破断
	給水流量の全喪失
	(但し,CRD パージ水による注水は継続)
約2秒	RPS によるスクラム失敗(水位低レベル 3)
	多様化設備の ATWS-RPT (水位低レベル 3) による 4 台 RPT
約7秒	多様化設備の ARI(水位低レベル 2)による制御棒挿入機能作動
	ATWS-RPT (水位低レベル 2) による 6 台 RPT
約 32 秒	制御棒挿入完了
約4分	原子炉水位 TAF 到達
13 分	多様化設備による HPCF1 台の手動起動
約 23 分	炉心再冠水

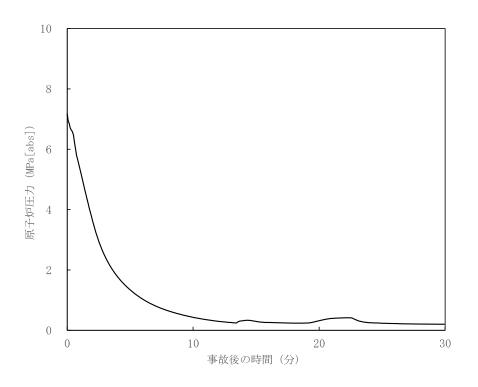


図 6.1.1-2 原子炉圧力の時間変化(給水配管破断+CCF)

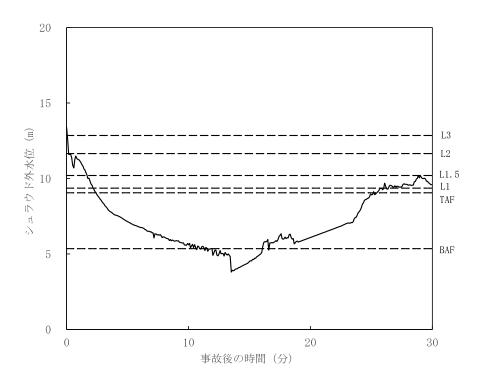


図 6.1.1-3 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化 (給水配管破断+CCF)

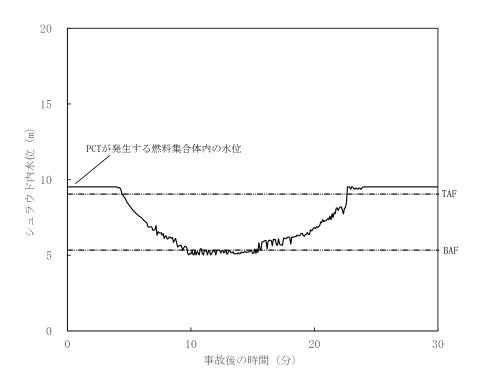


図 6.1.1-4 原子炉水位(シュラウド内水位)の時間変化 (給水配管破断+CCF)

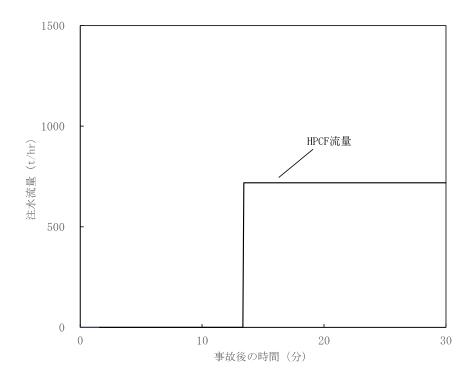


図 6.1.1-5 HPCF 注水流量の時間変化(給水配管破断+CCF)

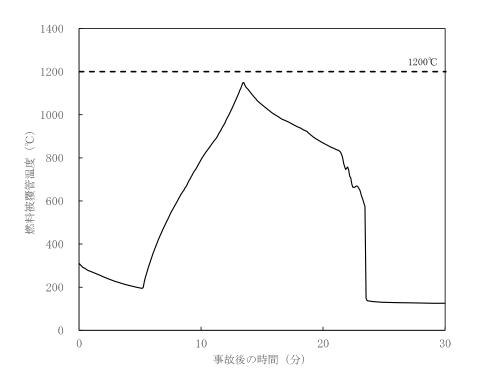


図 6.1.1-6 燃料被覆管温度の時間変化(給水配管破断+CCF)

6.1.2 原子炉冷却材流量の喪失

表 6. 1. 2-1 に解析結果,表 6. 1. 2-2 に主要事象のクロノロジー,図 6. 1. 2-1~6. 1. 2-7 に主要パラメータの時間変化を示す。

再循環ポンプが同時に全台停止すると炉心流量は急激に減少する。炉心流量の減少によって、ボイド率が増加して炉心に負の反応度が投入されるが、RPSによる原子炉スクラム(流量急減)に失敗する。一方、ボイド率の増加で原子炉水位は増加し、約3秒で原子炉水位高(レベル8)によるタービントリップ(タービン主蒸気止め弁閉止)および給水ポンプトリップが発生する。タービントリップにより原子炉圧力が上昇し約4秒後に原子炉圧力高信号で代替制御棒挿入機能(ARI)が作動する。また、原子炉出力の減少に応じて燃料被覆管表面はリウェットし、燃料被覆管温度は約472℃に抑えられる。また燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前であり、判断基準15%以下となる。原子炉圧力は逃がし安全弁の作動により約7.97 MPa[gage]に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3 MPa)を考慮しても、判断基準を十分下回る。事象開始後約29秒までにARIによる全制御棒挿入は完了して原子炉出力が低下し事象は収束する。

表 6.1.2-1 原子冷却材流量の喪失+CCFの判断基準パラメータの解析結果

項目解析結果		判断基準
燃料被覆管温度 (℃)	約 472[20/24]*	1200
中性子東(%)	初期値を超えない	-
原子炉圧力(MPa[gage])	約 7. 97	10.34
		(最高使用圧力の 1.2 倍)
 S/P 水温(℃)	約 41	104
S/ F /八仙 (C)	(解析終了時点)	(最高使用温度)

^{* []}内の数値は、燃料棒軸方向24ノード中の位置を示す。

表 6.1.2-2 原子炉冷却材流量の喪失+CCFの主要事象のクロノロジー

解析結果	主要事象
0秒	再循環ポンプ全台トリップ
約2秒	スクラム失敗(流量急減スクラム)*
約3秒	原子炉水位高 (レベル 8) 到達
	タービントリップ (タービン主蒸気止め弁閉止)
	スクラム失敗(主蒸気止め弁閉スクラム)*
約4秒	燃料被覆管温度最大值到達
	原子炉圧力高到達
	ARI 弁励磁
約5秒	SRV (逃し弁機能) 作動
	原子炉圧力最大値到達
約 29 秒	全制御棒挿入完了
60 秒	(解析終了)

^{*} RPS (ソフトウェア CCF) による失敗

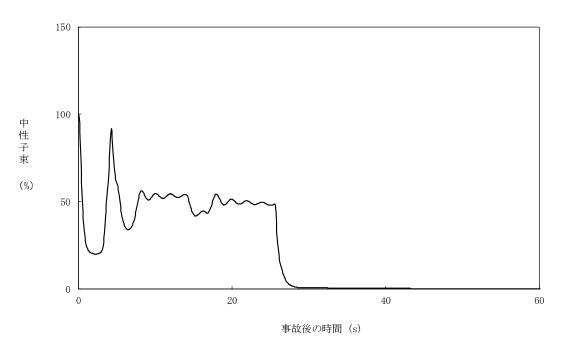


図 6.1.2-1 中性子束の時間変化(原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

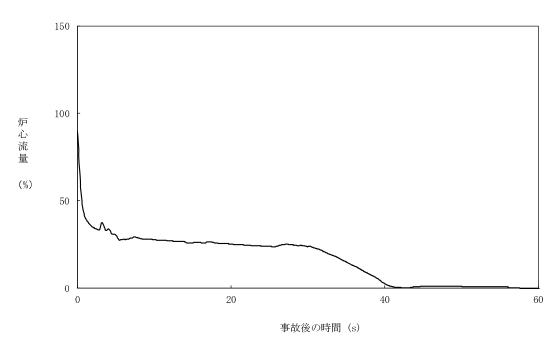


図 6.1.2-2 炉心流量の時間変化 (原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

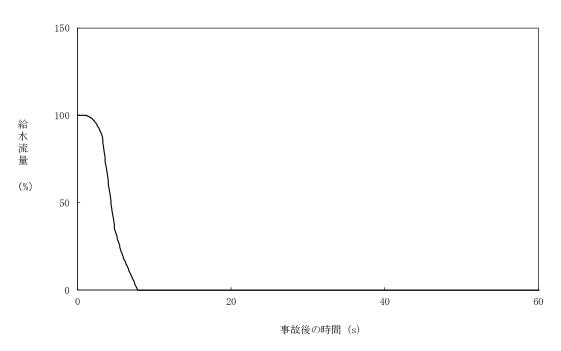


図 6.1.2-3 給水流量の時間変化(原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

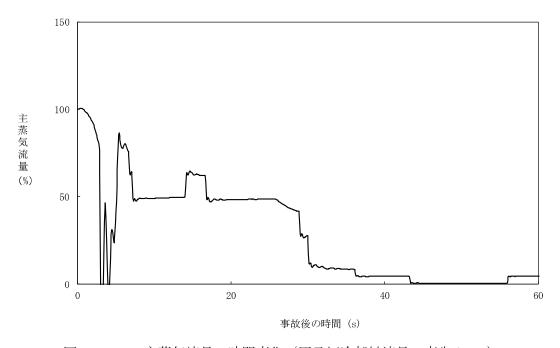


図 6.1.2-4 主蒸気流量の時間変化 (原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

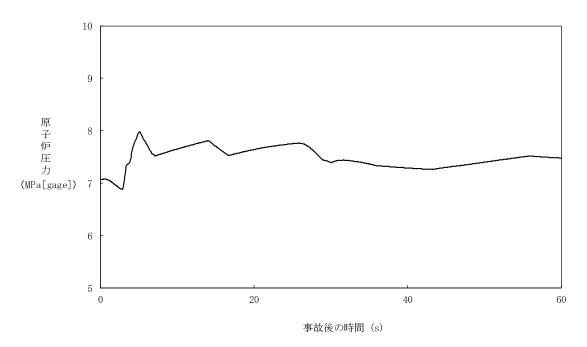


図 6.1.2-5 原子炉圧力の時間変化(原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

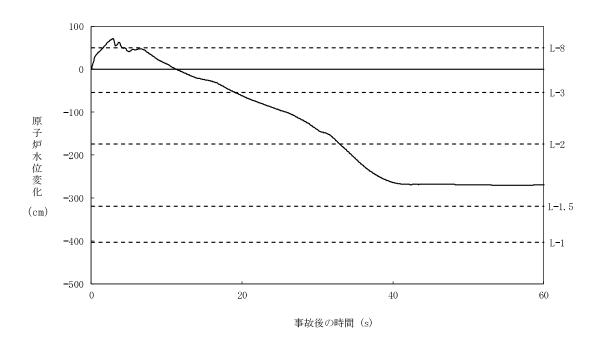


図 6.1.2-6 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化 (原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

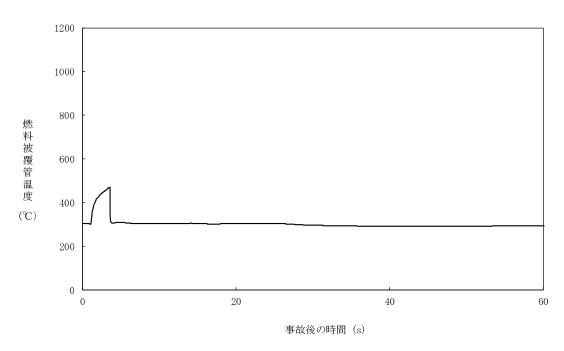


図 6.1.2-7 燃料被覆管温度の時間変化(原子炉冷却材流量の喪失+CCF)

6.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

6.2.1 制御棒落下

表 6. 2. 1-1 に解析結果,表 6. 2. 1-2 に主要事象のクロノロジー,図 6. 2. 1-1,図 6. 2. 1-2 に主要パラメータの時間変化を示す。

制御棒の落下により、中性子束は急激に増加する。本来であれば SRNM ペリオド短による原子炉スクラムにより事象は整定するが、ソフトウェア CCF によりスクラムが失敗することを仮定している。運転員による対応は期待しないが、ドップラ反応度フィードバック、ボイド反応度フィードバックといった固有の安全性により、燃料エンタルピの増加は緩和される。

結果として,燃料エンタルピは約 26 秒後に 775 [kJ/kg]まで増加するものの,燃焼及びガドリニア添加に伴う融点低下分を保守的に考慮した判断基準 (837kJ/kg) を満足することが分かる。

項目 解析結果 判断基準 燃料エンタルピ最大値 約 775/185 963/230※ 963/230※ が 0.7 - 原子炉冷却材バウンダリ圧力 (MPa[gage]) 約 0.14 (最高使用圧力の 1.2 倍)

表 6.2.1-1 制御棒落下+CCFの判断基準パラメータの解析結果

※燃焼(75GWd/t)に伴う融点低下分に相当するエンタルピ約 105kJ/kg(25cal/g)及びガドリニア添加(10wt%)に伴う融点低下分に相当するエンタルピ約 21kJ/kg(5cal/g)を対象燃料棒に応じて考慮が必要である。保守的に両者を考慮した場合,837kJ/kg(200cal/g)となる。

表 6.2.1-2 制御棒落下+CCFの主要事象のクロノロジ—

解析結果	主要事象
0秒	制御棒落下開始
約4秒	制御棒落下終了
約 26 秒	燃料エンタルピ最大値到達
約 30 秒	(解析終了)

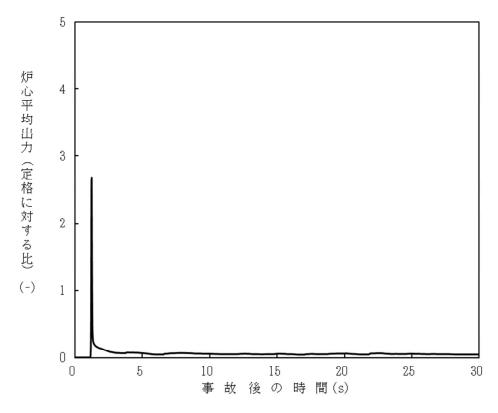


図 6.2.1-1 中性子束の時間変化(制御棒落下+CCF)

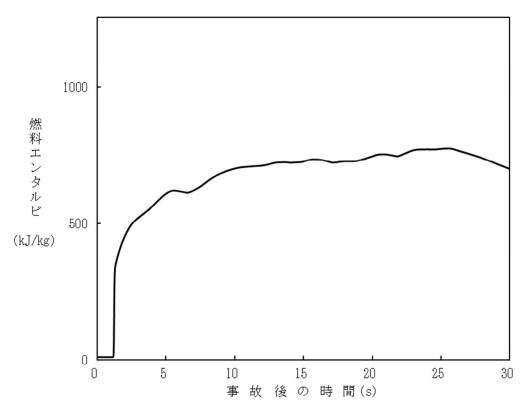


図 6.2.1-2 燃料エンタルピの時間変化 (制御棒落下+CCF)

6 - 14

6.3 環境への放射性物質の異常な放出

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は、破損した気体廃棄物処理系から環境へ放射性物質が放出される事象である。デジタル安全保護回路による工学的安全施設の自動起動に期待していないため、ソフトウェア CCF を想定しても気体廃棄物処理系の隔離弁を手動閉止することで放出は停止でき、線量影響は判断基準に対して大きな余裕がある。

6.3.2 主蒸気管破断

主蒸気管破断は、主蒸気管破断時に燃料棒からの微小な追加放出を含む原子炉冷却材が環境へ放出される事象である。評価例^[5]によれば、ソフトウェア CCF を想定し主蒸気隔離弁が自動閉止しない場合でも、高圧炉心注水系(HPCF)を手動起動して原子炉へ注水することにより燃料被覆管の健全性を確保することで、線量影響は判断基準を下回ると考えられる。

注:評価例では、代表サイトを対象に以下のような想定で評価を行い、判断基準 (5 mSv) を下回る結果 (約2.3 mSv) を得ている。

- ・燃料被覆管からの追加放出を想定(被覆管の破裂なし)
- ・放出された放射性物質は全量が気相へ移行
- ・現実的な希ガス漏えい率(f値)を仮定

6.3.3 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下は、落下により破損した燃料から原子炉建屋内へ放出された放射性物質が環境へ漏えいする事象である。評価例^[5]によれば、ソフトウェア CCF を想定し非常用ガス処理系 (SGTS) が自動起動しない場合でも、現実的には原子炉建屋の換気空調系が事象発生前から運転継続しているため、高所放出により線量影響は抑制されると考えられる。

注:評価例では、代表サイトを対象に以下のような想定で評価を行い、判断基準 (5 mSv) を下回る結果 (約1.9 mSv) を得ている。

- ・破損燃料本数、使用済燃料プール水による DF 等は設置許可申請解析と同一
- ・SGTS は不作動(地上放出)
- ・建屋換気率は 0.5 回/d と仮定

6.3.4 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失における放射性物質の環境への放出は格納容器からのわずかな漏えいを経ることから他の事故に比べると緩慢であり、ソフトウェア CCF を想定し SGTS が自動起動しない場合でも、高圧炉心注水系 (HPCF) の手動起動により燃料被覆管の健全性を確保でき、また現実的には原子炉建屋の換気空調系が事象発生前から運転継続しており、高所放出により線量影響は抑制されることから、判断基準に対して厳しい結果とはならない。

6.3.5 制御棒落下

制御棒落下は、出力の急上昇により破損した燃料から放出された放射性物質が主蒸気隔離弁の閉止前に復水器へ移行し、環境へ漏えいする事象である。ソフトウェア CCF を想定し主蒸気隔離弁が自動閉止しない場合でも、主蒸気隔離弁は手動閉止できること、また、手動閉止の場合には隔離に要する時間が長くなるものの、現実的には蒸気式空気抽出器 (SJAE)が事象発生前から運転継続しているため、復水器からタービン建屋への漏えいはなく、環境への放射性物質の放出は抑制される。

なお、参考として、設計基準事故時における線量影響が判断基準に対して大きな余裕を 有していることを表 6.3-1 に示す。

表 6.3-1 事故時の線量影響 (設計基準事故時, ABWR)

事故	プラントA	プラントB
放射性気体廃棄物処理施設 の破損	1. 0×10 ⁻²	1.1×10^{-2}
主蒸気管破断	5.1×10^{-2}	2.8×10^{-2}
燃料集合体の落下	1.1×10^{-2}	2.7×10^{-1}
原子炉冷却材喪失	1.6×10^{-5}	3.7×10^{-4}
制御棒落下	1.6×10^{-3}	1.1×10^{-3}
判断基準	5	

(単位:mSv)

6.4 原子炉格納容器内圧力,雰囲気等の異常な変化

6.4.1 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失時の格納容器内圧力・温度の上昇を支配する破断流量は破断面積によって決まり、ソフトウェア CCF によるスクラム遅れの影響は小さい。また、圧力抑制型格納容器では、破断口から放出される蒸気はサプレッション・チェンバ・プール水で凝縮し、格納容器圧力の上昇が緩和されることから、格納容器スプレイを自動起動させる必要はないため、ソフトウェア CCF を想定しても格納容器スプレイ起動有無の影響を受けない。

6.4.2 可燃性ガスの発生

ソフトウェア CCF を想定し可燃性ガス濃度制御系 (FCS) が起動できない場合でも、設計 基準事故条件下での現実的な G 値や炉心における沸騰状態の変化を考慮すれば、事故時の 判断基準は満足される。

6.4.3 動荷重の発生

原子炉冷却材喪失時の動荷重は、主として破断流量(破断面積)の大きさに支配される。 また、逃がし安全弁作動時の動荷重は、原子炉圧力上昇に対する感度が小さいことから、い ずれもソフトウェア CCF によるスクラム遅れの影響は小さい。

7. まとめ

本資料では、自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 影響緩和対策を行うにあたり、対策設備である多様化設備の有効性評価の評価条件及び評価結果について取りまとめた。

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 が重畳する場合に、炉心の著しい損傷を防止する上で、安全保護回路の代替機能を有する多様化設備が有効であり、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、事象が収束することを解析等により確認した。

8. 参考文献

- [1] 原子力エネルギー協議会,「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
- [2] 東芝エネルギーシステムズ株式会社,「炉心三次元動特性解析に係る最適評価コード (TRACT)の概要」, TLR-101
- [3] 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン,「TRACG モデル解説書」, GLR-010
- [4] 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン,「TRACG 適格性確認報告書」, GLR-011
- [5] 原子力エネルギー協議会,発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因 故障対策等に関する検討チーム 第4回会合 資料1

添付1 評価対象事象について

運転時の異常な過渡変化+ソフトウェア CCF, 設計基準事故+ソフトウェア CCF に対して, ソフトウェア CCF の影響を確認するために影響評価が必要な解析対象事象を選定するため, グルーピングの考え方などを整理する。

なお,国内のBWR5 については、核計装系の一部及び放射線モニタ等がデジタル化されているプラントはあるが、安全保護回路自体のデジタル化は当面計画されていないことを踏まえ、評価対象事象を選定する。

添付図 1-1 に解析対象事象の選定フローを示す。安全保護系及び工学的安全施設の作動 回路がデジタル化されている ABWR を対象として,運転時の異常な過渡変化又は設計基準事 故時にソフトウェア CCF の発生を仮定した場合の影響を考慮し,解析対象となる事象を整理したものを添付表 1-1~添付表 1-3 に示す。また,添付図 1-2 に添付表 1-2 の補足として ABWR において RPV に接続される主要配管の位置を示す。

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) で例示されている考え方に従い,評価対象とする事象はまず原子炉停止の観点から,反応度の異常な変化又は投入事象と,それ以外の事象の2種類に大別できる。

また、反応度の異常な変化又は投入事象以外の事象は、炉心冷却の観点から初期の水位低下速度が速い LOCA と LOCA 以外の2種類に分類できる。LOCA (炉側) は、ソフトウェア CCF の影響で工学的安全施設の自動起動に期待できず、また、他の事象と比較して水位低下速度が速いため、その影響を確認する必要がある。

過渡事象及び LOCA 以外の事故事象では、スクラムによって事象を直接緩和・収束しており、ソフトウェア CCF の影響でスクラムに期待できず制御棒挿入が遅れることによる炉心への熱影響、原子炉圧力への影響を確認する必要がある。SA 有効性評価(原子炉停止機能喪失)の知見も参考として、スクラムが失敗した場合に最も早く影響が生じる原子炉圧力の上昇する事象を評価する(圧力上昇に伴うボイド反応度フィードバックが最も厳しい MSIV 誤閉止を代表とする)。また、その他の過渡事象は圧力上昇事象に比べボイド反応度フィードバックの観点で厳しくならないか、プラント状態の変化が緩慢で設計基準事象ではあるがスクラムに至らない(スクラム失敗の影響がない)事象である。ただし、MSIV 自動閉止条件に至る事象はソフトウェア CCF による MSIV 自動閉止失敗を想定すると単なる ATWS とは挙動が変わるため、参考として影響を確認する。なお、原子炉冷却材流量の喪失(APTA)は SA 有効性評価では解析対象外であるが、ソフトウェア CCF の影響評価としては解析を行い、過渡事象及び LOCA 以外の事故事象全体として代表性を確認する。以上の考え方を添付表 1-1 に示す。

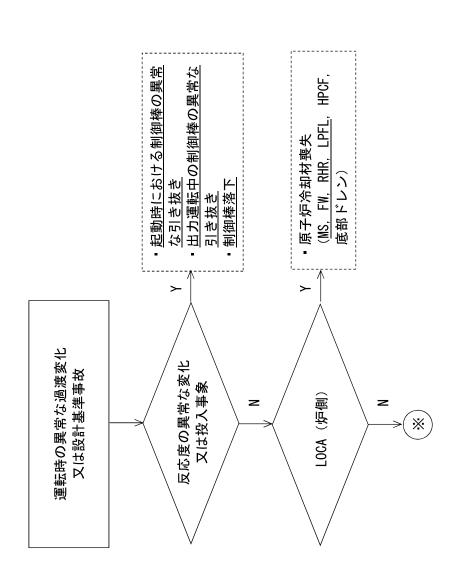
過渡及び事故のうち、工学的安全施設の自動起動によらず収束する事象は、解析対象外となる。具体的には、冷却材流量の部分喪失時にはスクラムに至らずプラント状態は整定する。 放射性気体廃棄物処理施設の破損時には工学的安全施設の自動起動を要せず、仮に検知・隔 離が遅れて放出量が増加しても判断基準に対しては大きな余裕があるため、これらの事象 は解析対象外とする。

また, 工学的安全施設の自動起動によって収束する事象であっても, 起動する工学的安全 施設が事象発生後短期の影響緩和に直接寄与していないものは解析対象外とする。具体的 には,原子炉格納容器内圧力,雰囲気等の異常な変化のうち,原子炉冷却材喪失時の格納容 器内圧力・温度の上昇を支配する破断流量は破断面積によって決まり,スクラム遅れの影響 は小さいことと, 設計基準事故時の圧力は判断基準に対する裕度が大きい。 さらに, 放射性 物質の環境への漏えいは他の事故に比べると緩慢であり、高圧炉心注水系(HPCF)の手動起 動により燃料被覆管の健全性を確保でき,また現実的には原子炉建屋の換気空調系が事象 発生前から運転継続しており, 高所放出により線量影響は抑制されることから, 解析対象外 とする。なお、LOCA 時の動荷重は、主として破断流量(破断面積)の大きさに支配され、ま た, 逃がし安全弁作動時の動荷重は原子炉圧力上昇に対する感度が小さいことから, いずれ もソフトウェア CCF によるスクラム遅れの影響は小さいため、解析対象外とする。また、可 燃性ガスの発生は可燃性ガス濃度制御系(FCS)の機能が期待できない場合でも,設計基準 事故条件下での現実的な G 値や炉心における沸騰状態の変化を考慮すれば,事故時の判断 基準は満足されるため,解析対象外とする。制御棒落下は,ソフトウェア CCF により MSIV の自動閉止に失敗するものの、現実的には SJAE が事象発生前から運転継続しているため放 出量は抑制されるため、解析対象外とする。

環境への放射性物質の異常な放出のうち、主蒸気管破断は、隔離弁 (MSIV) の自動閉止を期待しているが、その機能が期待できない場合でも、高圧炉心注水系 (HPCF) を手動起動し燃料被覆管の健全性を確保することで、線量影響は判断基準を下回ることを過去の評価例により確認する。燃料集合体の落下は、工学的安全施設 (SGTS) の自動起動を期待しているが、その機能が期待できない場合でも、現実的には原子炉建屋の換気空調系が運転継続しているため、高所放出により線量影響は抑制されることを過去の評価例により確認する。

以上の選定の考え方の流れを添付図 1-1 に示す。これらの分類それぞれについて、ソフトウェア CCF の多様化設備の有効性を確認するため、基本的には判断基準に対し挙動が最も厳しくなると考えられる事象を解析対象として選定する。

添付1-3



添付図 1-1 解析対象事象の選定フロー [1/2]

添付図 1-1 解析対象事象の選定フロー [2/2]

添付1-4

添付表 1-1 運転時の異常な過渡変化及び LOCA 以外の事故の解析対象事象 (ABWR)

分類	事象	必要性	対象
圧力上昇過渡	MSIV 全閉	DCD の解析結果より、ATWS (ARI 作動) 時	
	外部電源喪失	においては、EP 過渡解析と異なり、原子	
	負荷遮断	炉圧力最大値は再循環ポンプトリップ	
		タイミングの遅い MSIV 全閉で最も高く	
		なる。原子炉圧力高信号により再循環ポ	
		ンプトリップする MSIV 全閉に比べ,負	
		荷遮断や外部電源喪失は蒸気加減弁急	
		閉により早期に再循環ポンプトリップ	0
		するため原子炉圧力は低い傾向であり	
		解析結果はこれに包絡される。したがっ	
		て MSIV 全閉を代表事象とする。ARI(原	
		子炉圧力高)に期待しない SA 有効性評	
		価(MSIV 全閉 ATWS)に包絡されるが,	
		ARI 作動時の挙動を確認する。	
圧力低下過渡	圧力制御系の故障	設計基準事象ではスクラム時に原子炉	
		出力が低下しており中性子束は初期値	
		を超えない事象であるため, MSIV 全閉に	
		包絡される。タービン入口圧力低の MSIV	0
		閉条件に至るもののソフトウェア CCF 発	
		生時は MSIV が動作しないため,不作動	
		時の影響を確認する。	
流量減少過渡	冷却材流量の部分喪	炉心流量低下によるボイドの増加によ	
	失	って原子炉水位は上昇するものの原子	
		炉水位高(レベル8)には到達せず、タ	
		ービントリップしないため, ARI 作動に	_
		至らない事象である(設計ベースでスク	
		ラムしない)。解析結果は MSIV 全閉に包	
		絡されるため、解析対象とはしない。	
流量増加過渡	流量制御系の誤動作	炉心流量増加によるボイドの減少によ	
		って中性子束は増加するが,原子炉水位	
		はレベル1.5まで低下することはないた	
		め MSIV 閉条件に至らず,原子炉圧力の	_
		上昇は緩やかなため ARI も作動しない事	
		象である。解析結果は MSIV 全閉に包絡	
		されるため、解析対象とはしない。	

分類	事象	必要性	対象
サブクール過渡	給水加熱喪失	炉心入口サブクーリングの増加によるボイドの減少により中性子束は上昇するが、原子炉水位はレベル1.5まで低下することはないため MSIV 閉条件に至らず、原子炉圧力の上昇は緩やかなためARI も作動しない事象である。スクラム遅れの影響は、SA有効性評価 (MSIV 全閉ATWS) に包絡されるため、解析対象とはしない。	
水位低下過渡	給水流量の全喪失	給水流量の喪失により原子炉水位は低下し、さらに原子炉水位低(レベル3/レベル2)で再循環ポンプトリップする。 注水により原子炉水位も回復するため熱的に厳しい事象ではないが、水位の観点から評価を行う。注水が遅れた場合、原子炉水位が低下しMSIV 閉条件に至るものの、ソフトウェア CCF 発生時はMSIVが自動閉止しないため不作動時の影響も確認する。	0
水位上昇過渡	給水制御系の故障	給水流量増加によって原子炉水位は上 昇し原子炉水位高(レベル 8)によるタ ービントリップに至るが、ARI 作動によ り原子炉圧力の上昇は抑えられ、注水に より原子炉水位も回復するため事象収 束までに MSIV 閉条件には至らない事象 である。スクラム遅れの影響は、SA 有効 性評価 (MSIV 全閉 ATWS) に包絡されるた め、解析対象とはしない。なお、原子炉 水位高(レベル 8)によるタービントリ ップが発生しない場合においては、主蒸 気止め弁閉止に伴う圧力上昇も生じな いため、タービントリップが発生した場 合の結果に包絡される。	_

分類	事象	必要性	対象
流量急減事故	原子炉冷却材流量の 喪失(APTA)	LOCA 以外の事故の代表事象 * 再循環ポンプ全台トリップによる原子 炉出力と流量のミスマッチによって沸騰遷移が生じ、炉心流量急減スクラムし	
		ないが、ボイド量増加によって原子炉水位は上昇し原子炉水位高(レベル 8)によるタービントリップに至り、ARI作動し事象収束となる。沸騰遷移が生じるため不作動時の影響を確認する。	©

DCD: ABWR Design Control Document, Rev. 7 (2019)

◎:代表事象(運転時の異常な過渡変化及びLOCA以外の事故)

○:参考解析(過渡変化のタイプとCCFの影響を受ける機器(MSIV等)の有無に着目して選定

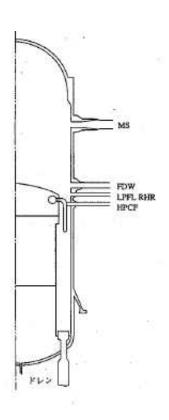
一:対象外

*原子炉冷却材流量の喪失(APTA)は設計基準事故であり、SA有効性評価(原子炉停止機能喪失)では解析を実施していないため、今回確認のために評価対象としている。

添付表 1-2 LCOA の解析対象事象 (ABWR)

-1- 6	配管径	有効断面積を	有効破断		
事象	(mm)	与える箇所	面積(m²)	必要性	対象
主蒸気配	700	フローリミッ	0.39	枯渇するまでの間, 給復水系によ	
管破断		タ部×4		る注水が継続するものの, 破断面	
				積が最大で,主蒸気隔離弁が閉止	\circ
				しないため挙動を確認	
給水配管	550	スパージャノ	0.084	給水配管破断は,破断時に冷却材	
破断		ズル部		流出を律速する有効断面積,及び	
				給復水系による注水継続の可否	
				の観点から, 運転員操作に要求さ	0
				れる時間余裕に対する最厳ケー	
				スとなる。	
RHR 出口	350	配管部	0.079	RHR 出口配管破断は、給復水系に	
配管破断				よる注水が継続するものの, 破断	
				配管の圧力容器接続位置が給水	
				の注水位置より低く, 効果が限定	0
				的であることから, 運転員操作に	
				要求される時間余裕を確認	
LPFL 配管	200	スパージャノ	0.021	破断配管の圧力容器接続位置が	
破断		ズル部		RHR 出口配管と同じであり、破断	
				面積が RHR 出口配管破断より小	_
				さいため,RHR 出口配管破断の解	
				析に包絡される。	
HPCF 配管	200	スパージャノ	0.0082	破断面積が小さく,給復水系によ	
破断		ズル部		る注水が枯渇するまで原子炉水	
				位が維持されるため, 運転員操作	_
				に要求される時間余裕は大破断	
				LOCA+CCF の解析に包絡される。	
ドレン	65	ベッセルノズ	0.002	燃料有効長上端より下に接続さ	
配管破断		ル部		れる配管であるが,破断面積が小	
				さく,給復水系による注水が枯渇	
				するまで原子炉水位が維持され	_
				るため, 運転員操作に要求される	
				時間余裕は大破断 LOCA+CCF の	
				解析に包絡される。	

〇:解析対象,一:対象外



添付図 1-2 ABWR における RPV 接続主要配管の位置

添付表 1-3 事故(環境への放射性物質の異常な放出・原子炉格納容器内圧力,雰囲気等の異常な変化)の解析対象事象(ABWR)

分類	事象	必要性	対象
環境への放射性	放射性気体廃棄物処	工学的安全施設は自動起動しない事象	
物質の異常な放	理施設の破損	であり、仮に検知・隔離が遅れても、線	_
出		量影響は判断基準に対して大きな余裕	
		があるため、解析対象とはしない。	
	主蒸気管破断	主蒸気隔離弁の自動閉止に期待してい	
		るため,ソフトウェア CCF の影響により	
		主蒸気隔離弁が自動閉止しない場合で	
		も,高圧炉心注水系(HPCF)を手動起動	#
		し燃料被覆管の健全性を確保すること	
		で、線量影響は判断基準を下回ること	
		を、過去の評価例から確認する。	
	燃料集合体の落下	非常用ガス処理系の自動起動に期待し	
		ているため,ソフトウェア CCF の影響に	
		より非常用ガス処理系(SGTS)が自動起	
		動しない場合でも、現実的には原子炉建	++
		屋の換気空調系が事象発生前から運転	#
		継続しているため、高所放出により線量	
		影響は抑制されることを、過去の評価例	
		から確認する。	
	原子炉冷却材喪失	放射性物質の環境への放出は格納容器	
		からのわずかな漏えいのみで他の事故	
		に比べると緩慢であり, SGTS が自動起動	
		しない場合でも、判断基準に対して厳し	_
		い結果とはならないため、解析対象とは	
		しない。	
	制御棒落下	現実的には蒸気式空気抽出器 (SJAE) が	
		事象発生前から運転継続しているため、	
		復水器からタービン建屋への漏えいは	_
		なく,環境への放射性物質の放出は抑制	
		されるため、解析対象とはしない。	
原子炉格納容器	原子炉冷却材喪失	格納容器内圧力・温度の上昇を支配する	
内圧力,雰囲気		破断流量は破断面積によって決まり、ス	_
等の異常な変化		クラム遅れの影響は小さい。また, 圧力	

分類	事象	必要性	対象
		抑制型格納容器では格納容器スプレイ	
		を自動起動させる必要はないため,解析	
		対象とはしない。	
	可燃性ガスの発生	可燃性ガス濃度制御系 (FCS) が起動でき	
		ない場合でも,設計基準事故条件下での	
		現実的なG値や炉心における沸騰状態の	_
		変化を考慮すれば、事故時の判断基準は	
		満足されるため、解析対象とはしない。	
	動荷重の発生	原子炉冷却材喪失時の動荷重は、主とし	
		て破断流量(破断面積)の大きさに支配	
		され、また、逃がし安全弁作動時の動荷	
		重は、原子炉圧力上昇に対する感度が小	_
		さいことから, いずれもスクラム遅れの	
		影響は小さいため、解析対象とはしな	
		V,	

○:解析対象,#:評価例[5]から判断基準を満足すると考えられる,-:対象外

添付2 代表プラント以外への適用性

ソフトウェア CCF 対策の有効性評価では、ABWR を代表プラントとして検討している。ABWR では安全保護系のデジタル化範囲はプラント間で同一である。BWR5 では、核計装と放射線 モニタが一部デジタル化されているプラントがある。

具体的には、添付表 2-1 及び添付表 2-2 に示す緩和系の作動信号がソフトウェア制御となっている場合は、当該の事象に対してソフトウェア CCF の重畳を想定することになる。なお、緩和系のうち、静的機器、外部からの動力の供給によらず作動する設備(安全弁)は、ソフトウェア制御の影響を受けないため表から除いている。また、BWR5 の想定事象である原子炉冷却材系の停止ループの誤起動と原子炉冷却材ポンプの軸固着は、デジタル安全保護系により収束する事象ではないため、ソフトウェア CCF の想定対象とはならない。

•核計装

起動時の制御棒の異常な引き抜きについては、制御棒落下速度の方が制御棒引き抜き速度よりも速いため制御棒落下事故事象で包絡される。

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きについては、設計基準事象と異なりロッドブロックされないため、複数本引き抜かれる ABWR の方が投入反応度が大きくなることから、ABWR の評価に包絡される。

制御棒落下事象では落下制御棒近傍が重要であり、炉心サイズによる直接的な影響は基本的にはない。そのため、ABWR において制御棒落下速度を BWR5 条件とすることで、BWR5 も含めた代表解析としている。

運転時の異常な過渡変化(制御棒系の過渡以外)のうち、核計装信号によるスクラムを期待しているのは、給水加熱喪失及び原子炉冷却材流量制御系の誤動作である。これらの事象は、スクラム失敗時でも原子炉水位がレベル2まで低下することはないためMSIV 閉条件に至らず、原子炉圧力の上昇は緩やかなためARIも作動しない事象であり、主蒸気隔離弁の誤閉止より原子炉圧力の上昇が大きくなることはない。主蒸気隔離弁の誤閉止は、原子炉停止機能喪失時でも多様化設備等により炉心の健全性が確保できることが重大事故等対策の有効性評価で確認済であり、これらの事象はその結果に包絡される。

・放射線モニタ

制御棒落下時の破損燃料本数は、前述のように制御棒落下速度を BWR5 条件とすることで 代表性のある評価としている。ABWR 及び BWR5 いずれも、主蒸気隔離弁を手動閉止すること で放射能放出は停止でき、また、現実的には蒸気式空気抽出器 (SJAE) が事象発生前から運 転継続しているため、復水器からタービン建屋への漏えいはなく、環境への放射性物質の放 出は抑制される。

放射性気体廃棄物処理施設の破損は、ABWR 及び BWR5 いずれも、気体廃棄物処理系の隔離弁を手動閉止することで放射能放出は停止でき、線量影響は判断基準に対して大きな余裕がある。

主蒸気管破断時の環境への冷却材放出は、主蒸気管流量大や主蒸気管放射能等の信号で

隔離されるが、BWR5 ではソフトウェア CCF を想定しても原子炉水位低(アナログ)により隔離されるため、ABWR の評価に包絡される。

燃料集合体落下時の挙動は炉型に依存しない。ソフトウェア CCF を想定し非常用ガス処理系 (SGTS) が自動起動しない場合でも、現実的には原子炉建屋の換気空調系が事象発生前から運転継続しているため、高所放出により線量影響は抑制される。

添付表 2-1 設計基準事象における緩和系の作動信号(運転時の異常な過渡変化)

事象	解析で考慮する	緩和系の作動信号	備考
尹豕	原子炉停止系	工学的安全施設	1)用石
原子炉起動時における制	原子炉周期短 *1	_	*1 核計装
御棒の異常な引き抜き			
出力運転中の制御棒の異	制御棒引抜監視装置	_	*2 核計装
常な引き抜き	(RBM 信号) * ² による		
	引き抜き阻止		
原子炉冷却材流量の部分	_	_	
喪失			
原子炉冷却材の停止ルー	_	_	
プの誤起動 (BWR5)			
外部電源喪失	CV 急速閉	_	
給水加熱喪失	中性子東高(熱流東	_	*3 核計装
	相当)*2		
原子炉冷却材流量制御系	中性子東高 *3	_	*4 核計装
の誤動作			
負荷の喪失	CV 急速閉	_	
主蒸気隔離弁の誤閉止	MSIV 閉	_	
給水制御系の故障	MSV 閉	_	
原子炉圧力制御系の故障	MSIV 閉	_	
給水流量の全喪失	原子炉水位レベル3	原子炉水位レベル2*4	*5 RCIC(補給水機能)

添付表 2-2 設計基準事象における緩和系の作動信号(事故)

± 4.	解析で考慮する	る緩和系の作動信号	/++- +v
事象	原子炉停止系	工学的安全施設	備考
原子炉冷却材喪失	原子炉水位レベル3	原子炉水位レベル 1.5	
	D/W 圧力高	or D/W 圧力高(高圧系)	
		原子炉水位レベル1 or	
		D/W 圧力高(低圧系)	
		原子炉水位レベル1 and	
		D/W 圧力高 (ADS)	
		原子炉水位レベル3	
(ABWR)		(SGTS)	
		原子炉水位レベル 1.5	
		(MSIV)	
		手動(格納容器スプレイ	
		冷却系,可燃性ガス濃度	
		制御系)	
	同上	原子炉水位レベル2 or	一部のプラント
		D/W 圧力高(高圧系)	の高圧系作動は
		原子炉水位レベル1 or	レベル 1H
		D/W 圧力高(低圧系)	
		原子炉水位レベル1 and	
		D/W 圧力高(ADS)	
(BWR5)		原子炉水位レベル3	
		(SGTS)	
		原子炉水位レベル2	
		(MSIV)	
		手動(格納容器スプレイ	
		冷却系,可燃性ガス濃度	
		制御系)	
原子炉冷却材流量の喪失	炉心流量急減 *6	_	*6 核計装系内で
(ABWR)			判定
(BWR5)	MSV 閉		
原子炉冷却材ポンプの軸	MSV 閉	_	
固着(BWR5)			
制御棒落下	中性子東高 *5	主蒸気管放射能高	*7 核計装
		(MSIV)	

事象	解析で考慮する緩和系の作動信号		備考	
尹豕	原子炉停止系	工学的安全施設	1佣 与	
放射性気体廃棄物処理施	_	気体廃棄物処理設備エリ	*8 MS-3(気体廃棄	
設の破損		ア放射能高 *6	物処理系隔離弁	
			を手動閉)	
主蒸気管破断	MSIV 閉	主蒸気管流量大		
燃料集合体の落下	_	原子炉区域放射能高		

添付3 プラント設計の代表性及び燃料型式の影響

(1) プラント設計

有効性評価では ABWR (3,926MW) プラントを対象としているが,解析に関連する個別プラント間の設計差異がある項目を添付表 3-1 に示す。

- ・炉心流量幅は、個別プラントの流量幅を包絡する90~120%の範囲で、解析結果が厳しくなるように低流量側の下限(90%)としている。
- ・逃がし安全弁は、原子炉過圧事象の観点で厳しめの従来型 SRV としており、また、原子 炉冷却材喪失では破断により原子炉は減圧されるため、影響はない。
- ・再循環ポンプ電源の違いにより RPT 台数が異なるが、運転時の異常な過渡変化+CCF では RPT 台数が 4 台から 5 台となり、RPT による炉心流量減少が大きくなるが、出力低下の効果も大きくなるため、代表ケースより過度に厳しくなることはない。また、原子炉冷却材喪失+CCF では再循環ポンプが全台トリップした後に炉心が露出し、燃料被覆管温度が上昇するため、RPT 台数の違いによる影響はない。
- ・FMCRD の構造の違いにより、制御棒の常駆動速度仕様値 (30 ± 3 mm/s $\rightarrow28\pm5$ mm/s) 及びステップ幅 (約 18mm \rightarrow 約 37mm) が異なるが、制御棒の誤引き抜き+CCF において解析条件として用いる制御棒引き抜き速度の上限値は 33mm/s で変わらず、また、制御棒引 抜阻止条件として $0.010\,\Delta k$ まで引き抜かれる間に運転員が連続引き抜きを中断することを想定しているため、ステップ幅の違いによる影響もない。

添付表 3-1 プラント設計の主な差異

項目	代表ケースの解析条件	差異のあるプラント
炉心流量幅	定格流量の 90~120%	定格流量の 95~120%
逃がし安全弁	従来型 SRV×18 弁	大容量 SRV×16 弁
再循環ポンプ電	ASD (10台) +MGセット (2台)	流体継手付き MG セット (2 台)
源	RPT 台数:4 台(炉圧高,水位低 L3)	RPT 台数:5台(炉圧高,水位低 L3)
	6 台(水位低 L2)	5 台(水位低 L2)
制御棒駆動機構	FMCRD(軸封型)	FMCRD (シールレス型)

(2) 燃料型式

対象事象のうち、評価結果が燃料設計に依存する事象への影響は以下のようになる。

a. MOX(8×8)燃料

・運転時の異常な過渡変化及び LOCA 以外の事故

Pu 装荷割合が多いため、ボイド反応度の観点で原子炉圧力の上昇は厳しくなる傾向はあるが、その影響は BWR5 の評価例によれば比較的小さく、判断基準に対しては十分な余裕がある。また、軸方向出力分布はウラン(9×9)燃料より下方ピークとなる傾向であるため、炉心上部が沸騰遷移する事象における燃料被覆管温度の上昇は代表ケースより厳しくならない。

·原子炉冷却材喪失(LOCA)

評価対象期間ではウラン燃料より崩壊熱が小さく、また、MOX 炉心はウラン (9×9) 炉心より軸方向出力分布が下方ピークとなる傾向があるため、炉心露出時の燃料被覆管温度の上昇は代表ケースより厳しくならない。なお、ウラン燃料と MOX 燃料の違いが被ばく評価に及ぼす影響は、解析条件の保守性に包絡される。

・制御棒の誤引き抜き/制御棒落下

"原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き"及び"制御棒落下"において,遅発中性子割合が小さくなることで事象初期における出力パルスは大きくなる傾向はあるが,特にボイド反応度による負の反応度がウラン(9×9)燃料より大きく,また運転時の最大線出力密度の制限を満足させるため,低温時の軸方向出力分布ピーキング係数及び局所ピーキング係数が小さくなる方向であることとあいまって,燃料エンタルピが代表ケースより過度に厳しくなることはない。

"出力運転中の制御棒の異常な引き抜き"については、ボイド反応度及びドップラ反応度による負の反応度がウラン(9×9)燃料より大きく、また単位長さあたりの燃料棒表面積が大きいことで同じ線出力密度条件では除熱されやすいこととあいまって、燃料被覆管温度が代表ケースより過度に厳しくなることはない。

b. 9×9(B)型燃料

・運転時の異常な過渡変化及び LOCA 以外の事故

 $9\times9(A)$ 型燃料より水対ウラン比が大きく、ボイド率増減に伴う減速材水量の変化は小さいため、リミティング事象において圧力上昇に伴うボイド減少による反応度増加が相対的に小さく、ボイド反応度の観点で $9\times9(A)$ 型燃料より厳しくはならない。また、軸方向出力分布は $9\times9(A)$ 型燃料と大きな相違はない。

·原子炉冷却材喪失(LOCA)

事象発生後早期にARI(原子炉水位低)が作動するため、制御棒が挿入され一定時間を経た後の炉心露出により上昇を始める燃料被覆管温度に対する反応度(ボイド及びドップラ)

の違いの影響は小さい。軸方向出力分布は9×9(A)型燃料と大きな相違はなく,また,燃料集合体形状の違いが炉心露出時の燃料被覆管温度に及ぼす影響もわずかである。

・制御棒の誤引き抜き/制御棒落下

"原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き"及び"制御棒落下"において、 $9\times9(A)$ 型燃料と比較して、 $9\times9(B)$ 型燃料のボイド反応度の絶対値が小さく、かつ、軸方向出力分布が上歪傾向となるため、 $9\times9(A)$ 型燃料よりも厳しくなる傾向にあると考えられる。軸方向出力分布については、部分長燃料棒がない $9\times9(B)$ 型燃料では、より上方ピークになりやすい傾向を持つ。出力運転中においてはスクラム反応度曲線が設計用スクラム曲線を上回るよう設計するため、軸方向出力分布が過度に上歪となることはなく、大きな相違は生じない一方、低温時/高温待機時においては $9\times9(B)$ 型燃料で上方ピークとなる傾向が表れやすい。しかしながら、 $9\times9(B)$ 型燃料のボイド反応度は十分負の値を有していること、及び $9\times9(A)$ 型燃料の評価で軸方向出力分布がより上歪の炉心を対象に評価していることから、燃料エンタルピが代表ケースより過度に厳しくなることはない。なお、局所ピーキング係数は燃料格子によっても異なるが、運転時の最大線出力密度の制限を満足させる制約から大きな違いはなく、代表ケースより過度に厳しくならない。これは $9\times9(A)$ 型燃料についても同様である。

"出力運転中の制御棒の異常な引き抜き"についても傾向は同様であり、燃料被覆管温度が代表ケースより過度に厳しくなることはない。

添付4 多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の機能確保

CCF 有効性評価において、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して扱うこととしている。ここで、サポート系が使用可能とは、起因事象との従属性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けないことをいう。外部電源喪失のような一部のサポート系が期待できなくなる起因事象についても、以下に示すように事象収束に必要な機能は確保される。

サポート系	説明
電源系	起因事象として外部電源の喪失が生じる事象以外は、外部電源は利用
	可能であるため、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は供給可能である。
	起因事象として外部電源が喪失する事象では、常用電源が期待できな
	くなるものの、対処設備となる原子炉停止系統及び主蒸気逃がし安全
	弁は、交流動力電源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。また、現実的には他号機からの D/G 融
	通や常設代替交流電源等の利用が可能であるが、保守的にこれらすべ
	てが期待できない場合でも非常用電源系を手動起動することにより,
	長期冷却及び冷温停止に移行することができる。
冷却系,空調系	CCF 有効性評価において,ソフトウェア CCF による安全保護系の機能
	喪失を想定するものの、起因事象発生以前から正常に運転していたサ
	ポート系はソフトウェア CCF の影響を受けない。したがって,「運転時
	の異常な過渡変化」または「設計基準事故」にソフトウェア CCF が重
	畳しても、補機冷却系のように通常時から運転されており各々の起因
	事象との従属性がなくソフトウェア CCF の影響を受けないサポート系
	は利用可能である。
	起因事象としての外部電源の喪失が生じた場合については、対処設備
	となる原子炉停止系統及び主蒸気逃がし安全弁は、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。
	また、補機冷却系及び空調系を手動起動することにより、長期冷却及び
	冷温停止に移行することができる。

添付5 有効性評価で仮定する運転員対応操作について

ソフトウェアCCF有効性評価のうち、「原子炉冷却材喪失」では、運転員によるHPCF手動起動操作を仮定している。「原子炉冷却材喪失」とソフトウェアCCFが重畳した場合に、運転員によるHPCF手動起動操作完了までの時間余裕が最も厳しい事象は「給水配管破断」であるが、多様化設備の警報等により事象を認知でき、原子炉制御室からHPCFを手動起動することが可能である。

各操作の所要時間は以下のとおり算定しており、必要な操作が添付表5-1に記載の時間 内に実施可能であることは、事業者の確認結果に基づき記載している。

- ・ソフトウェアCCFに対応するために整備される手順書に基づき、事象認知から機器操作までに必要な項目として、多様化設備作動確認、多様化設備警報確認、計器確認、事象判断、操作場所までの移動等を選定する。
- ・各事業者において、操作に必要な各項目に対して、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BWRプラントを包絡させる時間として算定する。

なお、運転時の異常な過渡変化とソフトウェアCCFが重畳した場合に運転員によるHPCF 手動起動操作が最も早く必要になる事象は「給水流量の全喪失」であるが、多様化設備の 警報等により事象を認知でき、多様化設備のARIによる制御棒挿入完了後の崩壊熱による 原子炉水位の低下は比較的緩やかであることから、十分な時間余裕を持って原子炉制御室 からHPCFを手動起動することができるため、注水の時間余裕は「原子炉冷却材喪失」に包 絡される。

 原子炉冷却材喪失(給水配管破断)

 操作内容
 所要時間
 備考

 (1) 事象発生~事象判断
 5分*

 (2) 事象判断~操作完了
 5分*

 合計
 10分
 全BWRプラントを包絡する値

添付表5-1 HPCF手動起動操作の所要時間

* 計測結果をもとに各操作の所要時間を安全側に切り上げた値を設定。

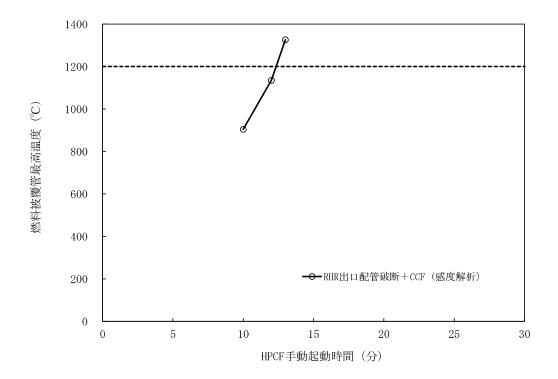
参考 1 LOCA+ソフトウェア CCF における常用系設備の作動タイミングに関する感度解析 について

LOCA+ソフトウェア CCF のうち、RHR 出口配管破断+ソフトウェア CCF では、主蒸気配管断破断に比べ破断面積が小さく原子炉減圧速度が緩やかであり、原子炉の減圧速度によってタービン駆動給水ポンプ(T/D-RFP)トリップ及びその後の電動駆動給水ポンプ(M/D-RFP)の自動起動のタイミングが変わり得ることから、保守的な条件として M/D-RFPが自動起動しない場合の多様化設備による手動操作の時間余裕に対する感度を確認した。

添付表 6-1 に、RHR 出口配管破断+ソフトウェア CCF において保守的に M/D-RFP が自動起動しないことを仮定した感度解析における HPCF 手動起動に対する時間余裕の評価結果を示す。また、添付図 6-1 に HPCF 手動起動時間と燃料被覆管温度の関係を示す。HPCF 手動起動に対する時間余裕は約 12 分と評価される。

添付表 6-1 RHR 出口配管破断+CCF における HPCF 手動起動に対する時間余裕(感度解析)

起因事象	HPCF 手動起動に対する時間余裕
RHR 出口配管破断	12分



添付図 6-1 RHR 出口配管破断+CCF における HPCF 手動起動時間と燃料被覆管温度の関係(感度解析)