島根原子力発電所2号機

デジタル安全保護回路の ソフトウェア共通要因故障緩和対策 に関する要件整合報告書(詳細設計)

2024年4月18日

中国電力株式会社

改訂来歴

改訂番号	改訂年月日	改訂内容	備考
初版	2024/4/18	新規作成	—
	-以下余白-		

島根原子力発電所2号機 デジタル安全保護回路の

ソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する要件整合報告書(詳細設計)

		頁
Ι.	本文	1
П.	添付書類	25

I. 本文

島根原子力発電所2号機におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障(以下、「ソフトウェア CCF」という。)緩和対策について、「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書(ATENA 20-ME05 Rev.1)」(以下、「ATENA 技術要件書」という。)が定める「3.多様化設備要件」及び「4.有効性評価」の各要求内容に対する要件整合性の確認を行った。なお、各要求内容に対する要件整合性の確認は、多様化設備に期待しない前提で行った。

また、「5.手順書の整備と教育及び訓練の実施」の各要求内容に対する要件整 合報告書については、本報告書の対象外とする。

1. 確認方法

(1) 「3. 多様化設備要件」

有効性評価により、ATENA技術要件書「3.1 設置要求」の要求内容に対する要件整合性の確認を行う。

【要求内容】ATENA技術要件書より
 3.1 設置要求
 デジタル安全保護回路を設ける場合には、代替機能を有する多様化設備を設置しなければならない。
 ただし、ソフトウェア CCF が発生するおそれがない場合、若しくは運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、かつ安全保護回路の一部がソフトウェアにより作動するものがある場合で、当該ソフトウェアが機能しない場合を想定しても、他の安全保護回路の安全機能が作動することにより設計基準事故の判断基準を概ね満足することが有効性評価により確認できる場合には、多様化設備を設けなくてもよい。

なお、要件整合性の確認にあたっては多様化設備に期待しないものとし、 ソフトウェアCCFを想定する安全保護回路のデジタル部の範囲を特定したう えで、ソフトウェアCCFを考慮すべき事象(運転時の異常な過渡変化及び設 計基準事故)を有効性評価の対象として選定する。

(2) 「4. 有効性評価」

有効性評価は、選定したソフトウェアCCFを考慮すべき事象に対して、代表ABWRプラントの有効性評価に対する定性的な評価を行う。

代表ABWRプラントの有効性評価のうち、選定したソフトウェアCCFを考慮 すべき事象に対して、ATENA技術要件書「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う。

- 2. 確認結果
- (1) 「3. 多様化設備要件」
 - a. 島根原子力発電所2号機の安全保護回路について

(a) 安全保護回路の概要

安全保護回路(安全保護系)は、「原子炉停止回路(原子炉保護系)」 及び「その他の主要な安全保護回路(工学的安全施設作動回路)」で 構成される。安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場 合において、その異常な状態を検知し及び原子炉保護系その他系統と 併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう にできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、 その異常な状態を検知し、原子炉保護系及び工学的安全施設を自動的 に作動させる設計としている。

(b) 安全保護回路のデジタル部について

島根原子力発電所2号機の安全保護回路は、検出信号処理において 一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成し ている。また、安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号は アナログ信号(接点信号含む。)である。

安全保護回路の構成機器のうち、デジタル処理部のある機器として 平均出力領域モニタ(APRM)及びプロセス放射線モニタ(PRM)がある。 安全保護回路の構成機器のうちデジタル処理部のある機器を表1及び 表2に、概略構成を図1に示す。

原子炉スクラム信号の種類		検出器	設定器	
原子炉圧力高		アナログ	アナログ	
原子炉水位低(レベル3))	アナログ	アナログ	
格納容器圧力高		アナログ	アナログ	
山州乙古百	平均出力領域計装	アナログ	デジタル	
中任于朱尚	中間領域計装	アナログ	アナログ	
由州乙卦壮不作動	平均出力領域計装	アナログ	デジタル	
中性于訂表个作動	中間領域計装	アナログ	アナログ	
フカラノ地田水宏聖水位		アナログ (接点)		
ハクノム俳山小谷岙 小位	Ħ]	アナログ	アナログ	
主蒸気隔離弁閉		アナログ(接点)		
主蒸気止め弁閉		アナログ(接点)		
蒸気加減弁急速閉		アナログ	(接点)	
主蒸気管放射線高	アナログ	デジタル		
地震大		アナログ	(接点)	
手動		アナログ	(接点)	
原子炉モード・スイッチ	「停止」位置	アナログ	(接点)	

表1 原子炉保護系の構成機器

機能	信号の種類	検出器	設定器
	原子炉水位低(レベル2)	アナログ	アナログ
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
主蒸気隔離弁閉鎖	主蒸気管流量大	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
	主蒸気管放射線高	アナログ	デジタル
	主蒸気管周囲温度高	アナログ	アナログ
主蒸気隔離弁以外の主要	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
な隔離弁閉鎖	原子炉水位低(レベル3)	アナログ	アナログ
	原子炉棟排気放射線高	アナログ	デジタル
北岸田ガラ加田文却動	燃料取替階放射線高	アナログ	デジタル
作币用ルイ処理不起動	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低(レベル3)	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系及び	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
同ディーゼル起動	原子炉水位低(レベル1H)	アナログ	アナログ
低口にしっプレノズお動	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低(レベル1)	アナログ	アナログ
低口決水でお動	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
低圧圧水糸起動	原子炉水位低(レベル1)	アナログ	アナログ
白動減口五次動	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
日則例工术作則	原子炉水位低(レベル1)	アナログ	アナログ
非常用ディーゼル発電機	格納容器圧力高	アナログ	アナログ
起動	原子炉水位低(レベル1)	アナログ	アナログ

表2 工学的安全施設作動回路の構成機器



アナログ安全保護系

図1 安全保護回路の概略構成

- b. 島根原子力発電所2号機 多様化設備設置要否について
- (a)多様化設備設置要否を考慮すべき事象について 島根原子力発電所2号機の安全保護回路は、表1及び表2に示すとお り検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある。そ のため、多様化設備設置要否を考慮すべき対象は、「運転時の異常な 過渡変化」又は「設計基準事故」のうち、デジタル安全保護回路に収 束を期待している事象となる。表3にその整理結果を示す。
- (b) 多様化設備設置要否について

表3に示すとおり、アナログ安全保護回路に収束を期待している事象 については、ソフトウェアCCFを考慮する必要がないため、多様化設備 の設置は不要となる。

一方、デジタル安全保護回路に収束を期待している事象については、 ソフトウェアCCFを考慮すべき事象であるが、添付1-1及び添付1-2に示すとおり判断基準を概ね満足できることから多様化設備の設置 は不要である。

事象		事象収束に期待する安全保護回路等				
		原子炉停止回路		工学的安全施設作動回路		要否
	原子炉起動時における制御 棒の異常な引き抜き	原子炉スクラム(中間領域計装 の中性子東高信号)	アナログ	_	_	否
	出力運転中の制御棒の異常 な引き抜き	制御棒引抜監視装置による制御 棒引抜阻止信号 ^{※1}	デジタル	_	_	要
	原子炉冷却材流量の部分喪 失	- (原子炉スクラムに至らない)	_		_	否
	原子炉冷却材の停止ループ 誤起動	- (原子炉スクラムに至らない)	_		_	否
運転時	外部電源喪失	原子炉スクラム(主蒸気止め弁 閉信号)	アナログ		—	否
時の異常な	給水加熱喪失	原子炉スクラム(平均出力領域 計装の中性子束高(熱流速相当) 信号)	デジタル	_	_	要
過渡変	原子炉冷却材流量制御系の 誤動作	原子炉スクラム(平均出力領域 計装の中性子束高信号)	デジタル		—	要
1Ľ	負荷の喪失	原子炉スクラム(蒸気加減弁急 速閉信号)	アナログ		_	否
	主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉スクラム(主蒸気隔離弁 閉信号)	アナログ	_	_	否
	給水制御系の故障	原子炉スクラム(主蒸気止め弁 閉信号)	アナログ	_	_	否
	原子炉圧力制御系の故障	原子炉スクラム(主蒸気隔離弁 閉信号)	アナログ	_	-	否
	給水流量の全喪失	原子炉スクラム(原子炉水位低 (レベル3)信号)	アナログ	_	_	否

表3 多様化設備設置要否を考慮すべき事象について(1/2)

事象			事象」	事象収束に期待する安全保護回路等				
		事象	原子炉停止回路		工学的安全施設作動[回路	 写思 要否	
	原子炉冷却材の喪 失又は炉心冷却状 原 子 炉 冷 却		原子炉スクラム(原子炉水位 低(レベル3)信号)	アナログ	自動減圧系(格納容器圧力高 信号及び原子炉水位低(レベ ル1)信号) 高圧炉心スプレイ系(原子炉 水位低(レベル1H)信号) 低圧炉心スプレイ系及び低 圧注水系(原子炉水位低(レ ベル1)信号)	アナログ	否	
	材喪失	環境への放射性物 質の異常な放出	原子炉スクラム(原子炉水位 低(レベル3)信号)	アナログ	非常用ガス処理系(原子炉水 位低(レベル3)信号、格納 容器圧力高又は原子炉棟排 気放射線高信号)	アナログ又 はデジタル	否	
		原子炉格納容器内 圧力、雰囲気等の 異常な変化	_	_	_	_	否	
設計	原子炉冷却材流量の喪 失		原子炉スクラム(主蒸気止め 弁閉信号)	アナログ	_	_	否	
基準事故	原子炉冷却材ポンプの 軸固着		原子炉スクラム(主蒸気止め 弁閉信号)	アナログ	_	_	否	
叹	制御棒	反応度の異常な投 入又は原子炉出力 の急激な変化	原子炉スクラム(中間領域計 装の中性子束高信号) ^{※2}	アナログ	_	_	否	
	洛下	環境への放射性物 質の異常な放出	原子炉スクラム(中間領域計 装の中性子束高信号) ^{*2}	アナログ	主蒸気隔離弁閉(主蒸気管放 射線高信号)	デジタル	要	
	放射性気体廃棄物処理 施設の破損		_	_	排気筒モニタ放射線高 ^{※3}	_	否	
	主蒸気管破断		原子炉スクラム(主蒸気隔離 弁閉信号)	アナログ	主蒸気隔離弁閉(主蒸気管流 量大信号)	アナログ	否	
	燃料	集合体の落下	_	_	非常用ガス処理系起動(燃料 取替階放射線高信号)	デジタル	要	
	可燃	性ガスの発生	_	_	_	_	否	
	動荷	重の発生	_	_	_	_	否	

表3 多様化設備設置要否を考慮すべき事象について(2/2)

※1:安全保護回路ではないが、APRMが入力信号として使用されている。

- ※2:設置許可添付書類十の設計基準事故解析では、原子炉スクラム(中間領域 計装の中性子束高信号)は保守的に期待していないが、中間領域計装がデ ジタル化されていないため本機能に期待できる。
- ※3:警報発生信号であり、工学的安全施設の自動起動信号ではない。

【ATENA技術要件書の各要求内容】

3.1 設置要求

(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 内容に対して確認を行った。具体的には、代表ABWRプラントの有効性評価の うち、島根原子力発電所2号機でソフトウェアCCFを考慮すべき事象に対し 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、2022年10月)(添付1-1)及び有効性評価図書の補足資料「BWR5の安 全保護回路ソフトウェアCCFの有効性評価補足説明」(添付1-2)より、ソ フトウェアCCFを考慮すべき事象に対していずれも判断基準を満足するもの であった。有効性評価結果の概要について表4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、島根原子力発電所2号 機の有効性評価は包含される。

評価事象		評価結果概要			
	出力運転中の制御棒の異	原子炉の出力運転中に運転員の誤操作による制御棒1本の連続引き抜			
	常な引き抜き	きにより、出力が徐々に増加する事象である。BWR5はABWRのような制御			
		棒のギャング引き抜きモードがなく、制御棒1本の誤引き抜きであり、			
		炉心平均の出力及び原子炉圧力の増加は僅かであり、代表ABWRプラント			
		と同様に判断基準を満足する。			
	給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に炉心入口サブクーリングが増加し原子炉出力が			
運		上昇する事象である。原子炉圧力の増加及び原子炉水位の低下は僅かで			
転時の		あり、主蒸気隔離弁閉条件には至らず、主蒸気隔離弁の誤閉止に包絡さ			
日本		れる。主蒸気隔離弁の誤閉止は、重大事故等対策の有効性評価で確認済			
市な温		であり、これらの事象はその結果に包絡される。			
渡亦	原子炉冷却材流量制御系	原子炉の出力運転中に再循環流量制御系の故障により再循環流量が			
<i>支</i> 化	の誤動作	加し原子炉出力が上昇する事象である。炉心流量の増加に伴い中性子束			
		が一時的に増加するが、反応度フィードバックにより出力上昇は抑えら			
		れ、炉心流量に見合った出力状態に整定する。また、原子炉圧力の増加			
		及び原子炉水位の低下も制御され主蒸気隔離弁閉条件には至らず、主蒸			
		気隔離弁の誤閉止に包絡される。主蒸気隔離弁の誤閉止は、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。			
設	制御棒落下(被ばく評価)	環境への放射性物質の異常な放出については、BWR5においても代表ABWR			
計		プラントと同様に現実的な評価条件により判断基準を満足する。			
準重					
故	 (被ばく評価)				

表4 有効性評価結果の概要

なお、ATENA技術要件書「4. 有効性評価」の各要求内容に対する要件整合

の確認結果については表5に示す。

【ATENA技術要件書の各要求内容】

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

島根原子力発電所2号機におけるソフトウェアCCF緩和対策について、ATENA 技術要件書に基づき要件整合性の確認を行った。

その結果、代表ABWRプラントの有効性評価結果より、ソフトウェアCCFを考慮すべき事象において判断基準を満足することが確認できたことから、多様化設備の設置は不要である。

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(1/16)

		ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性				
	AIENA 技術要件書	21111111111111111111111111111111111111		要件整合性	右动性现在回来	
	要求内容	11. 載內谷(陇安)	判定	理由	有幼性計画凶音	
	4.2 評価すべき事象					
	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故	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基	4.1 評価対象の整理 (P.4-1)	
	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	\bigcirc	準事故の全事象を対象としている。	添付 2 代表プラント以外への適	
		の異常な過渡変化」及び「設計基準	\bigcirc		用性(添付表 2-1、添付表 2-2)	
		事故」の全事象を対象としている。				
	ソフトウェアCCFが同じ影響を与える事象			評価すべき事象において、グルーピン		
	はグルーピングすることができる。なお,			グは考慮していない。		
	グルーピングを行う場合は、代表シナリオ	_	_		—	
9	の包絡性を確認し、その妥当性を示すこ					
	と。					
	以下に該当する場合は解析を省略できる。					
	・判断基準に対して影響の程度が軽微であ	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の	4.1 評価対象の整理 (P.4-1)	
	る事象	の程度が軽微であるため、解析を省略		程度が軽微であることを示している。	添付2 代表プラント以外への適	
		している。			用性(添付表 2-1、添付表 2-2)	
		○運転時の異常な過渡変化			添付1-2 BWR5 の安全保護回	
		・出力運転中の制御棒の異常な引き	\bigcirc		路ソフトウェア CCF の有効性評	
		抜き			価補足説明	
		・給水加熱喪失				
		・原子炉冷却材流量制御系の誤動作				
		○設計基準事故				

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(2/16)

		ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性				
	ATENA 抆附安件書	22半山穴 (東西)		要件整合性	古為此刻年回事	
	要求内容	記載的谷(幌安)	判定	理由	有幼性評価凶音	
		・制御棒落下 (環境への放射性物質の				
		異常な放出)				
		・燃料集合体の落下				
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜				
		きは、原子炉の出力運転中に運転員の				
		誤操作による制御棒1本の連続引き				
		抜きにより、出力が徐々に増加する事				
		象であるが、ソフトウェア CCF が重畳				
10		し制御棒引抜阻止に失敗したとして				
		も、ABWR のギャング引き抜きとは異				
		なり制御棒1本の誤引き抜きとなる				
		ため、炉心平均の出力及び原子炉圧力				
		の増加が僅かであることから影響の				
		程度は軽微として解析は省略する。				
		給水加熱喪失は、原子炉の出力運転中				
		に給水温度が低下し炉心入口サブク				
		ーリングが増加して原子炉出力が上				
		昇する事象であるが、ソフトウェア				
		CCF が重畳しスクラムに失敗したと				
		しても、他事象よりも出力変化が緩や				

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(3/16)

ATENA 壮华西州书	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性				
AIENA 仅州安什者	21半内穴 (框画)	要件整合性		右动地动在回事	
要求内容	1111111日(风安)	判定	理由	有幼性計価凶音	
	かであり原子炉圧力及び原子炉水位				
	が制御されることから、影響の程度は				
	軽微として解析は省略する。				
	原子炉冷却材流量制御系の誤動作は、				
	原子炉の出力運転中に再循環流量制				
	御系の故障により再循環流量が増加				
	し原子炉出力が上昇する事象である				
	が、ソフトウェア CCF が重畳しスクラ				
11	ムに失敗したとしても、原子炉出力は				
	炉心流量に見合った出力に整定し、原				
	子炉圧力及び原子炉水位も制御され				
	ることから、影響の程度は軽微として				
	解析は省略する。				
	制御棒落下(環境への放射性物質の異				
	常な放出)及び燃料集合体の落下は、				
	ソフトウェア CCF が重畳した場合に				
	おいても、現実的な評価条件を考慮す				
	ることで判断基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				
	して解析は省略する。				

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(4/16)

	ATENIA 计准再件事	ソフ	ŧ		
	AIENA 技術安件書	<u> 1111年</u>		要件整合性	右动此现在回事
	要求内容	記載的谷(陇安)	判定	理由	有幼性計画凶音
	・グルーピングしたグループ内の代表事象			評価すべき事象において、グルーピン	
	に包絡される事象	_		グは考慮していない。	_
	・デジタル安全保護回路の動作を期待しな	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 (P.4-1)
	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	添付 2 代表プラント以外への適
		する。		いる。	用性(添付表 2-1、添付表 2-2)
		【運転時の異常な過渡変化】			添付1-2 BWR5の安全保護回
		・原子炉起動時における制御棒の異			路ソフトウェア CCF の有効性評
		常な引き抜き			価補足説明
12		・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	\bigcirc		
		・外部電源喪失	\bigcirc		
		・負荷の喪失			
		・主蒸気隔離弁の誤閉止			
		・給水制御系の故障			
		・原子炉圧力制御系の故障			
		・給水流量の全喪失			
		【設計基準事故】			
		・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			

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(5/16)

ATENIA 比徐西州書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
AIENA 技術要件書	<u> 封</u> 兼 内 密 (概 要)		要件整合性	右动地河在回事
要求内容	- 記載內谷(做安) 判)		理由	有劝任計Ш凶音
	化)(原子炉格納容器内圧力、雰囲			
	気等の異常な変化、環境への放射性			
	物質の異常な放出)			
	・原子炉冷却材流量の喪失			
	・原子炉冷却材ポンプの軸固着			
	・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)			
	・主蒸気管破断			
13	・放射性気体廃棄物処理施設の破損			
	・可燃性ガスの発生			
	・動荷重の発生			

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(6/16)

		ソフ			
	ATENA 技術安件書			要件整合性	右动性颈征回事
	要求内容	記載PJ谷(风安)	判定	理由	有劝任計Ш凶音
	4.3 判断基準				
	全事象に対して判断基準は設計基準事故に	判断基準として「設置許可基準規則」		代表 ABWR プラントの解析において	4.2 判断基準(P.4-1、P.4-2)
	おいて使用される判断基準を準用し、その	第十三条第一項第二号を準用し、解析		は、設計基準事故において使用される	5. 運転時の異常な過渡変化+ソ
	判断基準を概ね満足することの確認を行	によりその判断基準を概ね満足する		判断基準を準用し、解析結果は「設置	フトウェア CCF の解析(各表、
	う。	ことを確認している。		許可基準規則」を概ね満足している。	各図)
			\bigcirc	島根2号機における対象事象は、代表	6.2.1 制御棒落下(各表、各
			0	ABWR の結果に包絡されることを確認	図)
				した事象と判断基準に対して影響が	7. まとめ (P.7-1)
14				軽微である事象であるため、判断基準	添付1-2 BWR5の安全保護回
				を満足している。	路ソフトウェア CCF の有効性評
					価補足説明
	設備の健全性が別途確認されている原子炉			他の判断基準は使用していない。	
	格納容器の限界圧力,温度等の条件,及び				
	炉心の著しい損傷防止が達成できることを	—			—
	適切に確認できる他の判断基準を用いても				
	よい。				

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(7/16)

(判定記号) 〇:整合有 -:該当なし

ATENIA 社任不可任主	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性				
AILNA 这術委件書	21半日次(東西)		要件整合性	ナ共体が作家ま	
要求内容	記載的谷 (城安)	判定	理由	有郊性評価凶者	
4.4 解析に当たって考慮すべき事項					
最適評価コードにより,運転時の異常な過	最適評価コードである TRAC 系コード		代表 ABWR プラントの解析において	4.3 解析に当たって考慮する事	
渡変化又は設計基準事故に対する評価を行	を使用し評価を実施している。	\bigcirc	は、最適評価コードによる評価を実施	項 (P.4-2)	
うこと。		U	している。	4.4 解析に使用する計算プログ	
				ラム (P.4-4~4-6)	
保守的評価によって解析した結果が余裕を			代表 ABWR プラントの解析において		
もって判断基準を満足する場合には、保守			は、従来より使用している保守的な評		
的評価を採用してもよい。			価コード (許認可解析コード) による		
			評価は実施していない。		
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、事象発生前の状態	サイクル期間中の炉心燃焼変化、燃料		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.1 解析にあたって考慮する	
として、通常運転範囲及び運転期間の全域	交換等による長期的な変動及び運転		析条件に包絡されており、代表 ABWR	範囲(P.4-2)	
を対象とすること。	中に予想される運転状態を考慮し、全	0	プラントの解析においては、全ての運	4.5 解析条件(表 4-3、表 4-4、	
	ての運転範囲及び運転期間を対象に		転範囲及び運転期間を対象に解析条	表 4-6~表 4-8)	
	解析条件を設定した。		件を設定している。		

15

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(8/16)

	ATENIA 社法再从書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性			
	AIENA 技術安什書	2NA 技術要件書		要件整合性	七动作到十回事
	要求内容 記載內容 (概要)		判定	理由	有别注计侧凶音
	解析は,想定した事象が,判断基準を概ね満	解析範囲は、事象発生から多様化設備		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.1 解析にあたって考慮する
	足しながら,過渡状態が収束し,その後原子	の作動によって事象進展が収束しプ		析条件に包絡されており、代表 ABWR	範囲(P.4-2)
	炉は支障なく安定状態へ移行できることが	ラント状態が整定するまでを基本と		プラントの解析においては、事象発生	5. 運転時の異常な過渡変化+ソ
	合理的に推定できる時点までを包含するこ	し、安定状態へ支障なく移行できると	0	から、主要パラメータが判断基準を満	フトウェア CCF の解析(各表、
	と。	合理的に推定できる時点までの解析		足しながら、安定状態へ支障なく移行	各図)
		結果(グラフ)を示している。		できると合理的に推定できる時点ま	6.2.1 制御棒落下(各表、各
				で解析を実施している。	図)
	4.4.2 解析で想定する現実的な条件等				
16	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	解析条件として、解析のプラント初期		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.2 解析で想定する現実的な
	等に基づく現実的な値を用いること。そ	条件と設定根拠及び安全設計の妥当		析条件に包絡されており、代表 ABWR	条件等 (P.4-2)
	の場合には、安全設計の妥当性確認に用	性確認に用いる安全解析との差異を	0	プラントの解析においては、プラント	4.5 解析条件(表 4-3、表 4-6~
	いる安全解析における解析条件との差異	示している。		初期条件及び設定根拠が示されてい	表 4-8)
	及び根拠を明確にすること。			る。	

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(9/16)

	ATENIA 技術画件書	ソフ			
	AILINA	NA 技術要件書 記載内容 (概要)		要件整合性	右动州亚研团書
	要求内容	記載的谷 (既安)	判定	理由	有幼性計画凶音
	・事象発生によって生じる外乱の程度,炉心	事象発生による外乱の程度、炉心状		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.2 解析で想定する現実的な
	状態(出力分布,反応度係数等),機器の	態、機器の容量などの解析条件と設定		析条件に包絡されており、代表 ABWR	条件等 (P.4-2)
	容量等は、設計値等に基づく現実的な値	根拠及び安全設計の妥当性確認に用		プラントの解析においては、解析条件	4.5 解析条件(表 4-4、表 4-6~
	を用いること。その場合には,安全設計の	いる安全解析との差異を示している。	\bigcirc	及び根拠が示されている。	表 4-8)
	妥当性確認に用いる安全解析における解				
	析条件との差異及び根拠を明確にするこ				
	と。				
	・作動設定点等については計装上の誤差は	自動作動を期待する設備の作動設定		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.2 解析で想定する現実的な
17	考慮しなくともよい。	点として設計値を設定し、解析条件と		析条件に包絡されており、代表 ABWR	条件等 (P.4-2)
		して示している。	\bigcirc	プラントの解析においては、自動作動	4.5 解析条件(表 4-4、表 4-6~
			0	を期待する設備の動作条件として、計	表 4-8)
				装上の誤差を考慮しない、設計値を設	
				定している。	
	・誤操作が起因事象となる評価では,運転手	原子炉起動時における制御棒の異常		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.2 解析で想定する現実的な
	順に基づく現実的な操作条件を用いるこ	な引き抜きの解析においては、保安		析条件に包絡されており、代表 ABWR	条件等 (P.4-3)
	と。	規定に基づき作成された制御棒引抜	\bigcirc	プラントの解析においては、運転操作	4.5 解析条件 (表 4-6)
		操作手順を考慮し、現実的な操作条	\cup	手順に基づく現実的な投入反応度を	5.1.1 原子炉起動時における制
		件を想定した投入反応度としてい		考慮している。	御棒の異常な引き抜き(P.5-1)
		る。			

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(10/16)

[ATENIA 社後再件書	ソフ	トウェン	ア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	ぼ有効性評価図書の要件整合性	
	AILNA 仅州安什音	<u>記</u> 載内容(振)		要件整合性	去动性莎征回事	
	要求内容	記載的谷 (既安)	判定	理由	有幼性計価凶音	
	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		\backslash			
	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保護	デジタル安全保護回路の機能が喪失		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.3 安全系機能に対する仮定	
	回路の機能が喪失し,原子炉停止系統及	し原子炉停止系統が動作しないこと		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4–3)	
	び工学的安全施設が自動作動しない。	を解析条件として設定している。		プラントの解析においては、ソフトウ	4.5 解析条件(表 4-4、表 4-6、	
18				ェア CCF による機能喪失を解析条件	表 4-8)	
			\bigcirc	に反映している。	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	
					ノロジー表)	
					6.2.1 制御棒落下(表 6.2.1-	
					2)	

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(11/16)

(判定記号) 〇:整合有 -:該当なし

	ソフ			
AIENA 仅M安什音	<u>約</u> 半中次(東東)		要件整合性	去动性莎征回事
要求内容	記載的谷 (陇安)	判定	理由	有幼性計画凶音
・デジタル安全保護回路を経由しない,自動	各事象においてデジタル安全保護回		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.3 安全系機能に対する仮定
起動信号又は運転員が事象の発生を認知	路の機能が喪失し、動作しない原子炉		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4-3)
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につい		プラントの解析においては、デジタル	4.5 解析条件(表 4-4、表 4-7)
停止系統及び工学的安全施設は作動可能	て、デジタル安全保護回路を経由しな	\bigcirc	安全保護回路を経由しない、自動起動	5. 運転時の異常な過渡変化+ソ
とする。	い、自動起動信号(代替制御棒挿入、		信号(代替制御棒挿入、代替再循環ポ	フトウェア CCF の解析(各クロ
	代替再循環ポンプトリップ)を解析条		ンプトリップ)を解析条件として反映	ノロジー表)
	件として設定している。		している。	
・自動起動信号又は運転員の手動操作によ	各事象において、起因事象による影響		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.3 安全系機能に対する仮定
る,最も確からしいプラント応答を評価	を受けない、安全機能を有する機器の		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4-3)
するため、安全機能を有する機器の単一	単一故障は想定していない。	\bigcirc	プラントの解析においては、起因事象	
故障は想定しない。		U	の影響を受けない安全機能を有する	
			機器の単一故障を解析条件としてい	
			ない。	
・安全機能のサポート系(電源系,冷却系,	各事象において、起因事象との従属性		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.3 安全系機能に対する仮定
空調系等)は、起因事象との従属性がな	がなく、かつソフトウェア CCF の影響		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4-3)
く,かつソフトウェアCCFの影響を受けな	を受けない安全機能のサポート系(電	\bigcirc	プラントの解析においては、必要な安	添付4 多様化設備が作動させる
い場合は、起因事象が発生する前の作動	源系、冷却系、空調系等)は、起因事	U	全機能のサポート系について、起因事	設備に対するサポート系の機能
状態を維持する。	象が発生する前の作動状態を維持す		象及びソフトウェア CCF の影響を受	確保
	ることを想定している。		けないことを確認している。	

19

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(12/16)

		ソフ	トウェフ	ア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性	
	ATENA 技術安件書	21半内穴 (振雨)		要件整合性	子共业部作同事
	要求内容	記載內谷 (城安)	判定	理由	有幼性許恤凶者
	4.4.4 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				
	すること。				
	・起因事象として外部電源の喪失を仮定す	起因事象が外部電源喪失以外の事象		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.4 常用系機能に対する仮定
	る事象以外は、外部電源は利用可能とす	では外部電源喪失は仮定していない。		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4–3)
	る。		\bigcirc	プラントの解析においては、起因事象	
			0	が外部電源喪失以外の事象では、解析	
				条件において、外部電源喪失を仮定し	
20				ていない。	
	・事象発生前から機能しており,かつ事象発	事象発生前から機能している常用系		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.4 常用系機能に対する仮定
	生後も機能し続ける設備は、故障の仮定	設備の機能喪失は仮定していない。		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4–3)
	から除外する。		\bigcirc	プラントの解析においては、解析条件	4.5 解析条件 (表 4-4)
				において、起因事象に関係しない常用	6.3 環境への放射性物質の異常
				系設備の機能喪失は仮定していない。	な放出 (P.6-15~P.6-16)
	・常用系機能の喪失が起因となる事象が前	常用系機能の喪失が前提となる事象		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.4 常用系機能に対する仮定
	提である場合は、当該事象を評価する際	では、当該常用系の機能には期待して		析条件に包絡されており、代表 ABWR	(P. 4–3)
	にはその機能を期待しない。	いない。	\bigcirc	プラントの解析においては、常用系機	
			\cup	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	
				<i>د</i> ر.	

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(13/16)

ATENIA ++・シモーボノナーキャ	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性				
AILINA 仅附安件音			要件整合性	七动性动作回事	
要求内容	記載191谷(陇安)	判定	理由	有幼性計価凶音	
4.4.5 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	多様化設備の単一故障は想定してい		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.5 多様化設備に関連する条	
認する観点から、多重性を要求しない多	ない。		析条件に包絡されており、代表 ABWR	件 (P. 4-3)	
様化設備の単一故障は想定しない。		0	プラントの解析においては、多重性が		
			要求されない多様化設備の単一故障		
			を想定していない。		
2 ・多様化設備がもつ緩和機能の有効性を確	多様化設備が代替作動させる原子炉		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.5 多様化設備に関連する条	
認する観点から,多様化設備が代替作動	停止系統、工学的安全施設等は、その		析条件に包絡されており、代表 ABWR	件 (P. 4-3)	
させる原子炉停止系統、工学的安全施設	サポート系が使用できない場合を除	\bigcirc	プラントの解析においては、多様化設		
等の故障及び誤動作が起因となる事象は	き、代替作動させる設備の故障及び誤	U	備が代替作動させる設備の故障及び		
想定しない。	動作は想定していない。		誤動作が起因となる事象は想定して		
			いない。		

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(14/16)

	ATENA 壮佬西州书	ソフ			
	AILINA IZ 彻安什音	<u>お</u> おわって(推画)		要件整合性	古為此該任回書
	要求内容	記載四谷(既安)	判定	理由	有幼性計画凶音
	・多様化設備が作動させる原子炉停止系統,	多様化設備が作動させる原子炉停止		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.5 多様化設備に関連する条
	工学的安全施設等は,そのサポート系(電	系統及び工学的安全施設等は、起因事		析条件に包絡されており、代表 ABWR	件 (P.4-3)
	源系, 冷却系, 空調系等) が利用可能であ	象及びソフトウェア CCF が発生した		プラントの解析においては、サポート	添付4 多様化設備が作動させる
	ることを確認し、使用できない場合原子	状態において、そのサポート系が使用	\bigcirc	系が起因事象及びソフトウェア CCF	設備に対するサポート系の機能
	炉停止系統、工学的安全施設等は利用で	可能であることを確認し、その利用を		の影響を受けず利用可能であるかを	確保
	きないものとする。	前提として期待していることを記載		確認している。	
		している。			
	(2) 操作条件				
22	・運転員による手動操作をソフトウェアCCF	事象に応じ、運転員による手動操作を		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.5 多様化設備に関連する条
	対策として期待することができる。ただ	期待しているが、多様化設備の警報等		析条件に包絡されており、代表 ABWR	件 (P. 4-4)
	し、有効性評価において運転員による手	により事象の認知が可能であり、あら		プラントの解析においては、解析上期	
	動操作を期待する場合には,原子炉制御	かじめ定める手順書に基づき手動操		待している運転員の手動操作の成立	
	室において運転員による事象の認知が可	作を行うことを記載している。	\bigcirc	性は、有効性評価の知見が反映された	
	能であり、それに基づく操作手順書が整			運転員操作手順書及び教育訓練計画	
	備され運転操作訓練が適切に行われるこ			により裏付けられていることを示し	
	とによって、手動操作が適切に実施され			ている。	
	ることが前提となる。				

表5 「4. 有効性評価」に関する要件整合性確認表(15/16)

(判定記号) 〇:整合有 -:該当なし

	ソフ			
AIENA 技術要件書			要件整合性	
要求内容	記載的谷 (判定	理由	有郊性評価凶音
・原子炉制御室での運転操作開始時間を現	事象に応じ、中央制御室での運転員に		島根2号機は代表 ABWR プラントの解	4.3.5 多様化設備に関連する条
実的な想定としてもよい。その場合にお	よる手動操作を期待しており、運転員		析条件に包絡されており、代表 ABWR	件 (P.4-4)
いては、運転員による事象の認知から運	による事象の認知から運転操作開始		プラントの解析においては、事象認知	
転操作開始までの時間を適切に考慮し,	までの各所要時間を適切に設定して	0	から移動や操作にかかる各操作の所	
その根拠を明確にすること。	いる。		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。	
・原子炉制御室外における運転員による現			島根2号機は代表 ABWR プラントの解	
場操作を考慮してもよい。その場合にお			析条件に包絡されており、代表 ABWR	
いては、原子炉制御室における運転員に			プラントの解析においては、中央制御	
よる事象の認知から現場操作場所までの	_	_	室以外での現場操作を想定していな	_
移動時間,及び現場操作場所に到着して			ℓ ¹ ₀	
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。				
4.4.6 解析に使用する計算プログラム及びモ	デル			
有効性評価を行う場合は、運転時の異常な	最適評価コード及び現実的な計算モ		代表 ABWR プラントの解析において	4.3 解析に当たって考慮する事
過渡変化又は設計基準事故の解析で用いる	デルを使用している。また、有効性評		は、最適評価コード及び現実的な計算	項 (P.4-2)
計算プログラム及びモデル,又は最適評価	価に用いた計算プログラム及びモデ	0	モデルを使用しており、詳細は引用し	4.4 解析に使用する計算プログ
コード及び現実的な計算モデルを使用する	ルについて詳述した他の資料を引用		た他の資料から確認できる。	ラム (P.4-4~4-6)
こと。	する形で記載している。			8. 参考文献 (P.8-1)

23

	表5 「	4.	有効性評価」	に関す	る要件整合性確認表	(16/16)
--	------	----	--------	-----	-----------	---------

(判定記号) 〇:整合有 -:該当なし

ATDNA 坛街西什書	ソフトウェア CCF 対策有効性評価図書の要件整合性					
ATENA 仅附安什音	<u>割</u> 半日次(東西)		要件整合性	右动冲河庙回事		
要求内容	11. 戰鬥谷(陇安)	判定	理由	有》注計Ш凶音		
使用する計算プログラム及びモデルは、適	有効性評価に用いた計算プログラム		代表 ABWR プラントの解析において	4.4 解析に使用する計算プログ		
用範囲について、妥当性確認及び検証が行	及びモデルについて、妥当性確認及び		は、解析で用いた計算プログラム、モ	ラム (P.4-4~4-6)		
われたものであること。なお, 許認可での使	検証を行っている。各コード、解析モ	\bigcirc	デルの妥当性確認及び検証を行って	8. 参考文献 (P.8-1)		
用実績により、計算プログラム及びモデル	デルの妥当性を詳述した他の資料を	U	おり、詳細は引用した他の資料から確			
の確認が行われている場合には、妥当性確	引用する形で示している。		認できる。			
認及び検証は不要である。						

24

Ⅱ. 添付書類

- (1) 添付資料
 - 添付1 「4. 有効性評価」における有効性評価図書
 - 添付1-1 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, 2022年10月)
 - 添付1-2 BWR5の安全保護回路ソフトウェアCCFの有効性評価補足説明

(1) 添付資料

添付1-1 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、2022
 年10月)

TLR-100 HLR-129

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。

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	

表 2.2-1 本有効性評価において期待する多様化設備



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	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	外部電源喪失	_
は熱味去の異常な 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	_
百乙后汝却廿二五	主蒸気隔離弁の誤閉止	TRAC 系コード ^{[2], [3], [4]}
原子炉 市 却 材 圧 力 又は原子炉 冷却材 保有量の異常な変	給水制御系の故障	—
112	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	释 析 項 目 ·	使用するプログラム
原子炉冷却材の喪失	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
原子炉圧力	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	47.0×10³ 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	$7.64 \times 10^3 \mathrm{t/h}$	$7.82 \times 10^3 \mathrm{t/h}$	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 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。 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。 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)

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	炉心 as is	サイクル初期×1.1倍,又は サイクル末期×0.9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
ギャップ熱伝達係数	約7,380 W/ (m ² ・K) (平均出力バンドル) 約10,800 W/ (m ² ・K) (高出力バンドル)	同左	許認可適用値
出力分布	炉心 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) +3σ	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

(a) 炉心・燃料条件

*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。

(b) 主蒸気系条件 [1/2]

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
主蒸気隔離弁 閉止特性	3 秒で閉止 (主蒸気隔離弁の誤閉止 ケースのみ)	同左	許認可適用特性
主蒸気止め弁 閉止特性	0.1 秒で閉止	同左	許認可適用特性
蒸気加減弁 閉止特性	0.075 秒で閉止	同左	許認可適用特性
タービンバイパス弁 (TBV)	 ・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) 	同左	許認可適用特性

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
圧力制御装置最大出 力信号	115%	117%	仕様値
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個 (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 (380 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 (385 t/h) 8.01 MPa[gage]×4 個 (388 t/h) (原子炉冷却材流量の喪失は安全弁 機能を仮定)	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

(c) 設備作動条件 [1/2]

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
制御棒挿入			
作動条件	動作を想定しない	各スクラム信号	ソフトウェア CCF の影響により期待しな
挿入速度		60%挿入:1.71秒	4.5
		100%挿入:3.70秒	
スクラム曲線		設計スクラム曲線	
代替制御棒挿入			
作動条件	原子炉圧力高(7.48 MPa[gage]) 又は	動作を想定しない	代替制御棒挿入機能の設計値として設定
	原子炉水位低(レベル2)	(制御棒挿入の条件のため)	
全挿入完了時間	起動条件成立から25秒		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	T/D 停止後	同左	T/D 給水ポンプトリップ後, M/D 給水ポン
給水ポンプ	M/D バックアップ		プが自動起動するものとする。給水は継続
			する方が原子炉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。

(c) 設備作動条件 [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
HPCF 起動条件 注入流量	手動起動 182~727 m ³ /h	D/W 圧力高又は 原子炉水位低(レベル 1.5) 同左	ソフトウェア CCF のため自動起動しない ものと仮定 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)	設計値
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 (平均) +3σ	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]

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
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 _	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 HPCF 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	$182 \sim 727 \mathrm{m^3/h}$	同左	HPCF 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

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	
原子炉圧力	0.0 MPa[gage]	同左	
冷却材温度	50°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
燃料エンタルピ	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]

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
引抜制御棒価値	0. 010 Δ k	$0.035\Delta\mathrm{k}$	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、 0.010Δk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∆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 7.79MPa[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	閉	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 C	F) $[1/2]$
---	------------

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	47.0×10 ³ t/h (90%)	58.0×10 ³ 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
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中期を選定
ドップラ反応度	炉心as is	同左	
ボイド反応度	炉心as is	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%	_	設計値
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]

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	
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	_		
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	_	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(表面熱流束は中性子束に対し 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]

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	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	
原子炉圧力	0.0 MPa[gage]	同左	
冷却材温度	50°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
燃料エンタルピ	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	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 Δ k	0.013 Δ 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	中性子束高 (APRM)	
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
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	2017/171	062 / 920 \	
[kJ/kg]/[cal/g]	示了(1(/ 1(1	903/230%	
破損割合(%)	約 2	-	
原子炉冷却材バウンダリ圧力	約 0 15	10.34	
(MPa[gage])	ボリ 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ー

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		10.34	
(MPa[gage])	ホリイ・5 2	(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 5.1.2-2 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。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 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。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
中性子束(%)	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	104
	(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 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
中性子束(%)	約 196	_
「百子后下力(MDo[rogo])	約 8.04	10. 34
原丁炉圧/J (Mra[gage])		(最高使用圧力の 1.2 倍)
	約 49	104
5/17/八値(し)	ጥህ 42	(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	ワクロ	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
中性子束(%)	約 102	-
「「「」」「」」「「」」」(MDa「mama」)	初期値を超えない	10.34
尿丁까 <u></u> 工刀(MFa[gage])		(最高使用圧力の 1.2 倍)
	初期値を超えない	104
5/17 小価(し)		(最高使用温度)

* 本評価では BT しない。

表 5.3.5-2 給水液	ῖ量の全喪失+CCF の主要事象のクロ ノ	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 \leq 1200℃,燃料被覆管の酸化量 \leq 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)。

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



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



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

6 - 2

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℃(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℃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
中性子束(%)	初期値を超えない	-
「「「」」「「」」「「」」「」」「「」」「」」「」「」」「」」「」」「」」「」	約 7.97	10.34
「床丁炉圧ノ」(Mra[gage])		(最高使用圧力の 1.2 倍)
	約 41	104
5/19 水値(し)	(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。

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

項目	解析結果	判断基準
燃料エンタルピ最大値	2011年11月11日	069 /990
[kJ/kg]/[cal/g]	示9 775/185	903/230%
破損割合(%)	約 0.7	-
原子炉冷却材バウンダリ圧力	約 0 14	10.34
がJ 0.14 (MPa[gage])		(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。

 解析結果
 主要事象

 0秒
 制御棒落下開始

燃料エンタルピ最大値到達

制御棒落下終了

(解析終了)

約4秒

約26秒

約30秒

表 6.2.1-2 制御棒落下+CCFの主要事象のクロノロジー



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)

6.3 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。

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	

表 6.3-1 事故時の線量影響(設計基準事故時, ABWR)

(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 SIAE 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 外部電源喪失 負荷遮断	DCDの解析結果より、ATWS (ARI 作動)時 においては、EP 過渡解析と異なり、原子 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 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、	O
压力低下過渡 	圧力制御系の故障	ARI 作動時の季動を確認する。 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 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。	0
流量減少過渡	冷却材流量の部分喪 失	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,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	_
水位低下過渡	給水流量の全喪失	総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	LOCA 以外の事故の代表事象 *	
	喪失(APTA)	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	\bigcirc
		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
- -: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。

古色	配管径	有効断面積を	有効破断	シー田を	斗在
争豕	(mm)	与える箇所	面積(m ²)	心安性	刈家
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	\bigcirc
				積が最大で,主蒸気隔離弁が閉止	0
				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	\bigcirc
				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	\bigcirc
				の注水位置より低く,効果が限定	\bigcirc
				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。	

添付表 1-2 LCOA の解析対象事象 (ABWR)

○:解析対象, -: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	
		<i>د</i> ،	

○: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)

声 <i>由</i>	解析で考慮する緩和系の作動信号		(世主
	原子炉停止系	工学的安全施設	加方
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	中性子束高(熱流束	_	*3 核計装
	相当)*2		
原子炉冷却材流量制御系	中性子束高*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)

声 舟	解析で考慮する緩和系の作動信号		/世 土
争家	原子炉停止系	工学的安全施設	加方
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	中性子束高*5	主蒸気管放射能高	* ⁷ 核計装
		(MSIV)	

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)

声 伍	解析で考慮する	/世 土		
尹 豕	原子炉停止系	工学的安全施設	順今	
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±3mm/s→28±5mm/s)及び ステップ幅(約18mm→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0.010Δk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。

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)

添付表 3-1 プラント設計の主な差異

(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

9×9(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9×9(A)型燃料より厳しくはならない。また,軸方向出力分布は9×9(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,9×9(A) 型燃料と比較して,9×9(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、9×9(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9×9(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9×9(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、9×9(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 ×9(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9×9(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)

添付1-2 BWR5の安全保護回路ソフトウェアCCFの有効性評価補足説明

BWR5の安全保護回路ソフトウェア CCF の有効性評価補足説明

1. はじめに

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。「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)(以下,有効性評価書)は ABWR を代表プラントとして検討し ているが、添付2において BWR5 への適用性を説明している。しかし、添付2には BWR5 では 想定されるソフトウェア CCF に対して設備対応が不要であることを明記していない。

本図書は、有効性評価書の補足説明として、核計装と放射線モニタが一部デジタル化され ている BWR5 において想定されるソフトウェア CCF 事象に対し、多様化設備を考慮した ABWR の評価結果との比較も参考にしつつ、設備対応が不要であることを示すものである。

2. BWR5 におけるソフトウェア CCF 事象

有効性評価書の添付表 2-1 及び添付表 2-2 に設計基準事象における緩和系の作動信号を 整理している。当該表より,核計装をデジタル化している BWR5 では,以下の事象に対して ソフトウェア CCF の重畳が想定される。なお,平均出力領域計装のみをデジタル化している BWR5 では,ソフトウェア CCF の影響を受けない中間領域計装による中性子束高信号でのス クラムに期待できるため,①及び⑤は対象外となる。

- ① 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- ② 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- ③ 給水加熱喪失
- ④ 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- ⑤ 制御棒落下

また,放射線モニタをデジタル化している BWR5 では,以下の事象に対してソフトウェア CCF の重畳が想定される。

⑥ 制御棒落下(被ばく評価)

⑦ 燃料集合体の落下

被ばく評価に係る⑥~⑦の事象については,有効性評価書の添付2に示すように,有効性 評価書「6.3 環境への放射性物質の異常な放出」のABWRに対する評価に代表され,これら の事象に対するソフトウェア CCF 影響緩和対策として多様化設備は不要である。なお,主蒸 気管トンネル温度高の検知がデジタル化されているプラントでは,蒸気の小漏えい時にソ フトウェア CCF の重畳を想定した場合でも,原子炉水位低(BWR5 はアナログ)により原子 炉は隔離され燃料の健全性が確保されるため,多様化設備は不要である。

したがって、上記①~⑤の事象について、ソフトウェア CCF 影響緩和対策として多様化設

備が不要であることを説明する。

なお,ABWR の有効性評価において多様化設備を考慮した解析事象は、上記①~⑤の事象 の中では、②出力運転中の制御棒の異常な引き抜きのみである。(①原子炉起動時におけ る制御棒の異常な引き抜きは、運転操作により事象は収束する。⑤制御棒落下は、解析上 多様化設備を考慮していない。③④のプラント過渡2事象は、挙動が代表事象に比べて緩 やかで多様化設備の作動に至らないため解析対象としていない。)

3. BWR5 におけるソフトウェア CCF 事象の影響

2. で特定した①~⑤の事象について、ソフトウェア CCF 事象の影響を示す。

(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き+CCF

原子炉の起動時に運転員の誤操作による制御棒 1 本の連続引き抜きにより,中性子束が 急激に増加する事象である。起動領域計装/平均出力領域計装をデジタル化している BWR5 では、本来であれば起動領域計装のペリオド短/平均出力領域計装の中性子束高信号によ 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 によりスクラムに失敗する。 現実的には、運転員が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。

BWR5 は ABWR のような制御棒のギャング引き抜きモードがなく制御棒1本の誤引き抜きと なる。このため、有効性評価書の添付2に記載のとおり、最終的に制御棒1本が全引き抜き 状態となる起動時の制御棒誤引き抜きと制御棒落下を比較すると、制御棒落下速度の方が 誤引き抜きによる制御棒引き抜き速度より速いため、本事象の影響(ABWR では燃料エンタ ルピ最大値が約717 kJ/kg)は制御棒落下+CCF の解析結果(ABWR では燃料エンタルピ最大 値が約775 kJ/kg)に包絡される。制御棒落下+CCF については、有効性評価書「6.2.1 制 御棒落下」に、反応度フィードバックによる固有の安全性により、燃料エンタルピの増加は 緩和され、BWR5 条件の制御棒落下速度でも燃焼及びガドリニア添加に伴う融点低下を考慮 しても判断基準(963 kJ/kg[gage])を満足することが示されており、また、原子炉は低圧 状態であることから、原子炉冷却材バウンダリ圧力の判断基準(10.34 MPa[gage])に対し ては十分な余裕があるため、ソフトウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不要である。

(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+CCF

原子炉の出力運転中に運転員の誤操作による制御棒 1 本の連続引き抜きにより,出力が 徐々に増加する事象である。平均出力領域計装をデジタル化している BWR5 では,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 制御棒引抜阻止に失敗する。

ここで,上述のように,BWR5 は ABWR のような制御棒のギャング引き抜きモードがなく制 御棒1本の誤引き抜きとなる。このとき,炉心平均の出力及び原子炉圧力の増加はわずかで あり判断基準(<10.34 MPa[gage])を満足し,原子炉圧力高による再循環ポンプトリップ

2

及び代替制御棒挿入は発生せず,運転が継続される(仮に原子炉圧力の上昇が大きい場合は, BWR5 ではアナログ信号によるスクラムが再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入より 先に発生する)。また,誤引き抜き制御棒周辺の燃料集合体において沸騰遷移が発生し,燃 料被覆管温度は有効性評価書「5.1.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に示すギャン グ引き抜きを仮定した場合と同じように900℃程度まで上昇し,運転員による誤引き抜き制 御棒の挿入操作,または手動スクラムまでその状態が継続するものの,判断基準(≦1200℃) を満足する。ここで操作に要求される時間は,解析結果に基づき燃料被覆管温度が約900℃ となっていることを想定し,燃料被覆管の酸化量が15%となる時間を Baker-Just の式に基 づき評価すると約12時間と評価される。したがって,運転員による1本引き抜きは複数の 運転員が確認をすることから人間系による誤引き抜きの阻止が期待できること,また,万が ー,発生したとしても通常の制御棒挿入操作,または既設の手動スクラムによる対応が可能 であり時間余裕も十分あることから,ソフトウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不 要と判断される。

(3) 給水加熱喪失+CCF

原子炉の出力運転中に,給水加熱器の蒸気流量が喪失して,給水温度が徐々に低下し,炉 心入ロサブクーリングが増加して,原子炉出力が上昇する事象である。平均出力領域計装を デジタル化している BWR5 では,本来であれば平均出力領域計装の中性子束高(熱流束相当) (定格の115%)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 スクラムに失敗する。

炉心平均の出力は120%程度まで上昇するが,圧力制御により原子炉圧力の増加はわずか であり,また,給水制御により原子炉水位の低下もわずかで,原子炉水位がレベル2まで低 下することはないためMSIV 閉条件に至らないことからも,原子炉圧力の上昇は緩やかなも のとなる。このため,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重大事故等対策設備により判断基準

(<10.34 MPa[gage])を満足することを重大事故等対策の有効性評価で確認済であり、本 事象はその結果に包絡される。原子炉圧力高または原子炉水位低による再循環ポンプトリ ップ及び代替制御棒挿入は発生せず、運転員による制御棒挿入、または手動スクラムにより 出力低下させるまで出力が高い状態で運転が継続される。出力上昇に伴い沸騰遷移が発生 し、燃料被覆管温度が上昇するが、出力変化は他の事象に比べ緩やかであり、出力上昇も 120%程度であることから、燃料被覆管温度は有効性評価書「5.運転時の異常な過渡変化+ ソフトウェア CCF の解析」に示す制御棒誤引き抜き以外の他のプラント過渡+CCF 事象の結 果(ABWR の評価例では最大 748℃)に包絡され、判断基準(≦1200℃)を満足する。また、 出力低下操作に対する時間余裕は、燃料被覆管温度を約 800℃に想定し、燃料被覆管の酸化 量が 15%となる時間を Baker-Just の式に基づき評価すると約 3 日と評価される。したがっ て、事象収束に必要な通常の制御棒挿入操作、または既設の手動スクラムに対する時間余裕 も十分あることから、ソフトウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不要と判断される。

3

(4) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作+CCF

原子炉の出力運転中に,再循環流量制御系の故障等により,再循環流量が増加し,原子炉 出力が上昇する事象である。平均出力領域計装をデジタル化している BWR5 では,本来であ れば平均出力領域計装の中性子束高(定格の120%)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 によりスクラムに失敗する。なお,添付書類十に記載の運転時 の異常な過渡変化解析では,炉心流量の増加率が大きい再循環片ループの誤動作を想定し ているが,ソフトウェア CCF によりスクラムに失敗する場合,誤動作により最大炉心流量ま で増加する再循環両ループの誤動作を想定した方が,炉心流量増加後の整定状態において 熱的に厳しくなることから,以下では再循環両ループの誤作動を想定する。

炉心流量の増加に伴いボイドが減少し中性子束が一時的に増加するが、反応度フィード バックにより出力上昇は抑えられ, 炉心流量に見合った出力状態に整定する。 圧力制御によ り原子炉圧力の増加は抑制され、また、給水制御により原子炉水位低下も抑制され、原子炉 水位がレベル2まで低下することはないため MSIV 閉条件に至らないことからも、原子炉圧 力の上昇は緩やかなものとなる。 このため, 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重大事故等対 策設備により判断基準(<10.34 MPa[gage])を満足することを重大事故等対策の有効性評 価で確認済であり、本事象はその結果に包絡される。原子炉圧力高または原子炉水位低によ る再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入は発生せず, 運転員による制御棒挿入, または 手動スクラムにより出力低下させるまで出力が高い状態で運転が継続される。このとき、定 格出力, 炉心流量制御幅下限(85%炉心流量)のような運転特性図の設計流量制御曲線上の 運転点から当該事象が発生した場合, 整定出力は運転特性図より 110%出力程度になると推 定されることから,上記(3)と同様に,出力上昇に伴い沸騰遷移が発生し,燃料被覆管温度 が上昇する場合でも,燃料被覆管温度の最大値は判断基準(≦1200℃)を満足する。また, 上記(3)と同様に、事象収束に必要な通常の制御棒挿入操作、または既設の手動スクラムに 対する時間余裕も十分あることから、ソフトウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不 要と判断される。

(5) 制御棒落下+CCF

制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、中性子束が急激に増加する事象で ある。起動領域計装/平均出力領域計装をデジタル化している BWR5 では、本来であれば起 動領域計装のペリオド短/平均出力領域計装の中性子束高信号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 によりスクラムに失敗する。反応度フィードバック による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。

有効性評価書の添付 2 に記載のとおり、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ため、有効性評価書「6.2.1 制御棒落 下」では、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。代表解析の燃料エンタルピ最大値は約 775 kJ/kg であり、燃焼及びガドリニア 添加に伴う融点低下を考慮しても判断基準(963 kJ/kg)を満足している。また、原子炉冷

4

却材バウンダリ圧力は約0.14 MPa[gage]であり、判断基準(<10.34 MPa[gage])を満足している。したがって、(1)に記載のとおり、制御棒落下+CCF に対しては、ソフトウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不要である。

<u>4. まとめ</u>

有効性評価書の添付2に示すBWR5への適用性説明の補足として,核計装と放射線モニタ が一部デジタル化されているBWR5において想定されるソフトウェア CCF 事象について,そ の影響について多様化設備を考慮した ABWR の評価結果との比較も参考にしつつ整理した。 対象となる CCF 事象では,アナログ信号によるスクラムが生ずるか,通常の制御棒挿入操 作,または既設の手動スクラムによる対応が可能であり時間余裕も十分あることから,ソフ トウェア CCF 影響緩和のための多様化設備は不要と判断される。