

Draft

(2019.12.17)

BWRにおけるデジタル安全保護系のCCFを 前提とした影響評価 (予備評価結果)について

原子力エネルギー協議会
東京電力ホールディングス株式会社
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
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

本資料の内容を本来の目的以外に使用することや、原子力エネルギー協議会他、関係企業の許可なくして複製・転載することを禁じます

原子力エネルギー協議会
東京電力ホールディングス(株)
東芝エネルギーシステムズ(株)
日立GEニュークリア・エナジー(株)
(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

事象想定のお考え方（解析のグルーピング）

- ソフトウェアCCFの影響を確認する観点から類似する事象をグルーピング
- 影響の程度が軽微であることが定性的に評価できるものは解析を省略

【止める】RIA、RIA以外の2種類に大別

- ARIは炉圧高又は水位低で自動起動。したがって、過渡及び事故の隔離事象及び非隔離事象については、いずれかの信号によりCR挿入
- 一方で、部分的な出力上昇で初期の炉心挙動が大幅に変動しない事象（CR誤引抜き、CR落下）は、ARI自動起動に期待できない
- また、解析の着眼点も全く異なる（PCTではなくエンタルピーで判断）

【冷やす】LOCAとLOCA以外の2種類に大別

- 初期の水位低下速度と初期注水のタイミングが以降のヒートアップに大きく影響
- これにより、概ね全ての過渡事象（CR誤引抜きを除く）及び事故の一部は、LOCA以外の事象として代表することができる

【閉じ込める】定性的な評価が可能

- 燃料集合体の落下などは、それら事故の影響の拡大は限定的であり（事故発生以降の放出インベントリの増加はない）、CCFにより放射能放出抑制機能が低下しても、それ以上の影響の拡大には至らない
【主蒸気管破断、燃料集合体の落下、原子炉冷却材喪失、放射性気体廃棄物処理施設の破損】
- 「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」に挙げられる事象は、デジタル安全保護回路の自動起動の影響は支配的でなく、評価の着眼点が運転員による手動起動（格納容器スプレイ手動起動、FCS手動起動など）及びその系統容量確認が主眼となる。加えて、事象の認知から操作までの時間に十分な余裕が確保され、また、単一故障想定がない場合、影響は小さい

【原子炉冷却材喪失、可燃性ガスの発生】

事象想定（解析対象事象）

事象	原子炉停止系統 作動信号	工学的安全施設 作動信号	解析のグルーピング
【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	原子炉周期短	—	RIA (RWE)
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	—	
原子炉冷却材流量の部分喪失	—	—	LOCA以外
外部電源喪失	CV急閉	—	
給水加熱喪失	中性子束高 (熱流束相当)	—	
原子炉冷却材流量制御系の故障	中性子束高	—	
負荷の喪失	CV急閉	—	
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	水位L3	L2RCIC (補給水機能)	
【設計基準事故】			
原子炉冷却材喪失	水位L3 or D/W圧力高	水位L1.5 or D/W圧力高 (高圧系) 水位L1 or D/W圧力高 (低圧系) 水位L1 and D/W圧力高 (ADS)	LOCA
原子炉冷却材流量の喪失	炉心流量急減	—	LOCA以外
制御棒落下	APRM高	—	RIA (RDA)

解析の前提条件

解析コード：ベストエスティメイトコードの使用（TRAC系コード）

- 現行の事故解析コード（SAFER）は、炉心ヒートアップについて保守的なモデル（ホットチャンネル）となっており、時間余裕を評価する観点でノミナルの出力分布を仮定するため
- ARI動作はスクラムが従来解析より若干遅れることから、核熱結合動特性計算を行っているTRAC系コードは現実的な解析となる
- 給水継続を想定する場合、給水制御系のロジックをモデル化していることから、より現実的な評価が可能
- ただし、操作の対応時間が十分である場合または判断基準に対して十分な余裕がある場合は、保守的ではあるが従来コードを使用する

解析で期待できるバックアップ設備（次ページ以降参照）

As Isとして期待する機能：

- 外部電源（当該機能による過渡を除く）
- 給水制御（当該機能による過渡及び起因事象により当該機能が喪失する事故を除く）
- CRD注水（パージ水）

運転員操作として期待する機能

- 運転操作に対する制限（10分等）は設けない

その他

- 単一故障：想定せず
- 事象発生前の初期状態：ノミナル条件（水温、出力等）
- 多様性を有する設備（既に設置済の設備）：炉圧高・水位低RPT、ARI（自動作動）
- 現実的な制御棒価値（一本引き抜き：1% Δk 、ABWRギャング引き抜き：2.3% Δk ）

なお、本資料で示す解析結果は予備評価結果であり、今後の評価の進捗によって変更し得る

解析で期待できるバックアップ設備（1 / 3）

記号説明 ○：アナログ、×：デジタルCTL経由

	事象	機器作動	作動方式	監視項目	警報	指示	設置場所
1	スクラム	ARI作動	自動	原子炉水位	×	○ (S A)	MCR補助盤 (指示計)
				原子炉圧力	×	○ (S A)	MCR補助盤 (指示計)
				ARI作動の状態	×	—	大型表示盤 (警報表示)
2	隔離	MSIV閉	手動	原子炉水位	×	○ (SA)	MCR補助盤 (指示計)
				原子炉圧力	×	○ (SA)	MCR補助盤 (指示計)
				MSIVの状態	—	○ (DIV)	主盤 (開閉表示)
3	原子炉注水 *	HPCF (C) 起動	手動	原子炉水位	×	○ (SA)	MCR補助盤 (指示計)
				D/W圧力	×	○ (NON)	MCR補助盤 (指示計)
				系統流量	—	○ (DIV)	MCR補助盤 (指示計)
				HPCF (C) の状態	—	○ (DIV)	MCR補助盤 (指示計)

* HPCF (B) についてもR S S室からの手動起動は可能

解析で期待できるバックアップ設備（2 / 3）

記号説明 ○：アナログ、×：デジタルCTL経由

	事象	機器作動	作動方式	監視項目	警報	指示	設置場所
4	炉圧制御*	SRV開	手動	原子炉圧力	×	○ (S A)	MCR補助盤 (指示計)
				SRV状態表示	—	○ (S A)	主盤、大型表示盤 (開閉表示)
				原子炉水位	×	○ (S A)	MCR補助盤 (指示計)
5	S/P冷却	RSW起動	手動	RSW状態表示	—	○	RSS室
		RCW起動	手動	RCW状態表示	—	○	RSS室
				系統流量	—	○	RSS室
		RHR起動 (S/Cクーリングモード)	手動	RHR状態表示	—	○	RSS室
				系統流量	—	○	RSS室
				S/P温度	—	○	RSS室
				原子炉水位	—	○	RSS室
				原子炉圧力	—	○	RSS室

* RSS室でも、SRVの手動操作、SRVの状態監視、原子炉圧力の監視、原子炉水位の監視は可能。

解析で期待できるバックアップ設備（3 / 3）

記号説明 ○：アナログ、×：デジタルCTL経由

	事象	機器作動	作動方式	監視項目	警報	指示	設置場所
6	原子炉 長期冷却	RSW起動	手動	RSW状態表示	—	○	RSS室
		RCW起動	手動	RCW状態表示	—	○	RSS室
				系統流量	—	○	RSS室
		RHR起動 (シャットダウンクーリングモード)	手動	RHR状態表示	—	○	RSS室
				系統流量	—	○	RSS室
				原子炉水位	—	○	RSS室
				原子炉圧力	—	○	RSS室

CCFを想定した場合の予備評価結果のまとめ

LOCA以外（別添1）：炉心損傷の防止は可能

- 運転中の過渡又は事故事象が発生した場合、CCFにより自動スクラムはしないもののARIにより自動CR挿入
- 初期炉心注水として、バックアップ設備（HPCF手動）により注水することとなるが、LOCA以外の事象は炉心損傷までの時間余裕（30分～1時間程度）があることから手動操作により問題なく注水は可能
- 以降の除熱についても、RSS室からの手動起動操作によって対応可能

LOCA（別添2）：事象発生後10分程度でHPCF1台を起動できれば炉心損傷の防止は可能

- LOCAが発生した場合、CCFにより自動スクラムはしないもののARIにより自動スクラム
- 原子炉水位は、LOCA以外の事象に比べ早く低下するが、最厳ケースでも14分までにバックアップ設備（HPCF手動）により注水できれば、炉心損傷の防止が可能
- 以降の除熱についても、RSS室からの手動起動操作によって対応可能

RIA（別添3）：ABWRの起動時の異常な引き抜きを除き、エンタルピーは判断基準を満たす

- 炉心設計は、1%ΔKを目安に炉心設計及び操作手順が策定されており、これにより制御棒1本の落下及び引き抜きは低温状態、高温状態ともに判断基準（事故に対するエンタルピー）を満たす
- 一方で、ABWRの起動時における異常な引き抜きは、臨界近傍における制御棒価値を現実的な条件（2.3%Δk）としても、連続での全引き抜きを想定すると最大エンタルピーは判断基準を超えるが、**運転員は異常に気づいて連続引き抜きを中断することが可能**

線量影響（主蒸気管破断、燃料集合体の落下）（参考1）

- 代表サイトにおける現実的評価条件（f値1/10等）においては、概ね判断基準を超えることはない
- サイト条件によっては結果が厳しくなるものの影響は限定的であり、また、更なる現実的適用による低減可

• 現行バックアップは概ね有効であり、CCF発生により重大な事態には至ることはない

✓ ただし運転員のCCF認知は極めて重要 ⇒ **追加CCF対策の必要性は高い**

✓ 制御棒の異常な引抜きは、そもそも現実的想定が困難で有り、手順や確認行為により発生防止が図られている ⇒ **追加CCF対策の必要性は低い**

✓ 線量評価は、炉心損傷防止に重点を置くことで、影響拡大は限定的となる ⇒ **追加CCF対策の必要性は低い**

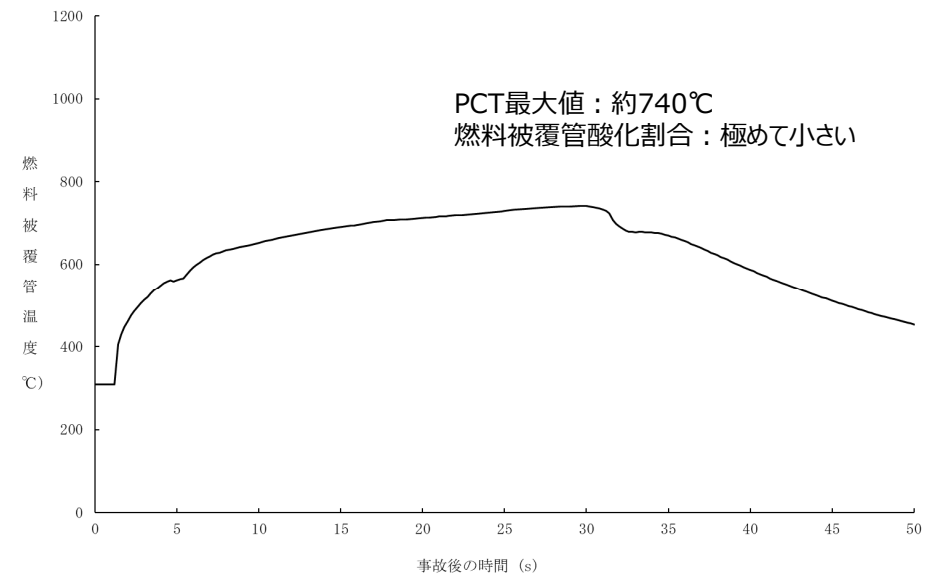
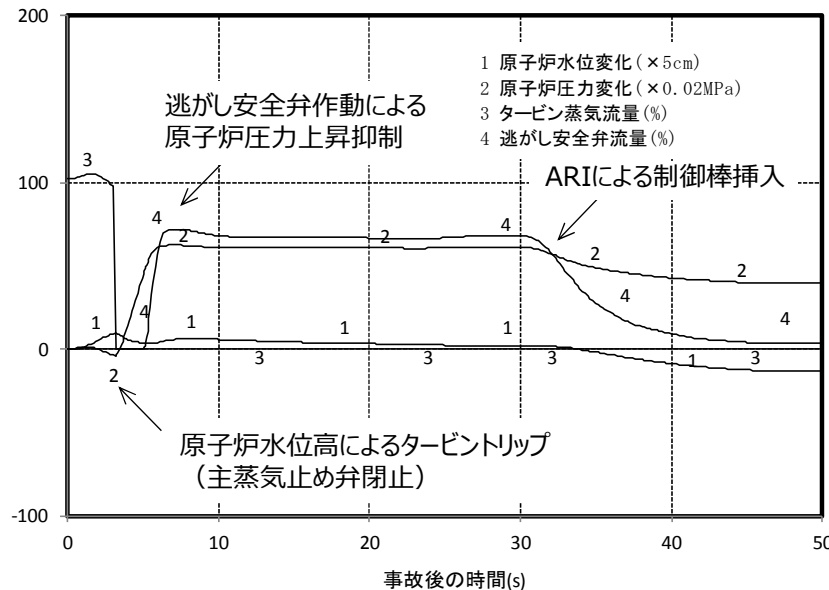
LOCA以外の過渡・事故解析のプラント状態

事象	プラント挙動 (設計ベース)	CCFによる 機能喪失	多様化設備	常用系 (on duty)	CCF発生時の対応
冷却材流量の 部分喪失	RIP 3台トリップ→出力低下→ 整定	RPS/ESFAS/MSIV	RPT/ARI(自動) HPCF(中操(C)、RSS(B)) RHR(A)(B)(RSS) MSIV(中操)	圧力/給水制御系 外部電源	スクラムせずに整定
外部電源喪失	外電喪失→発電機負荷遮断 →スクラム	同上	同上	出力/圧力/給水制御系	ARI(炉圧高)で炉停止 停止後はHPCF/RHRで 冷却/除熱(手動)
給水加熱喪失	給水加熱喪失→給水温度低 下→中性子束上昇→スクラム(中性子束高)	同上	同上	出力/圧力制御系 外部電源	同上
冷却材流量制御系 の誤動作	再循環流量増加→出力上昇 →スクラム(中性子束高)	同上	同上	圧力/給水制御系 外部電源	同上
負荷の喪失	CV急閉→スクラム	同上	同上	出力/給水制御系	同上
主蒸気隔離弁の 誤閉止	MSIV誤閉→スクラム	同上(MSIV除く)	同上	出力/圧力/給水制御系 外部電源	同上
給水制御系の故障	給水流量増加→水位上昇 →Tbトリップ(L8)→スクラム	同上	同上	出力/圧力制御系 外部電源	同上
圧力制御系の故障	最大出力信号発生→CV/BPV 全開→炉圧低下→MSIV閉→ スクラム	同上	同上	出力/給水制御系 外部電源	同上
給水流量の全喪失	給水ポンプトリップ→水位低下 →スクラム(L3)	同上	同上	出力/圧力制御系 外部電源	ARI(水位L2)で炉停止 停止後は同上
冷却材流量の喪失	RIP全台トリップ→炉心流量急 減→スクラム	同上	同上	圧力/給水制御系 外部電源	ARI(炉圧高)で炉停止 停止後は同上

LOCA以外の過渡・事故解析の予備評価結果

冷却材流量の喪失を前提としての評価

- 解析コードは従来コードを使用（保守性排除せず）
- 初期条件は許認可解析と同一（保守性排除せず）
- RPS（炉心流量急減）の不作動を仮定
- 多様化設備のARI（原子炉圧力高信号）による制御棒挿入（約25秒）



- 原子炉圧力 < 10.34 MPa[gage]（最高使用圧力×1.2）
- PCT < 1200 °C、ECR < 15%
- 短期挙動の収束後はHPCF/RHRにより原子炉冷却/除熱

LOCAの解析条件と評価シナリオ

- 解析コード：原子炉過渡解析コード（TRACG）
- 初期条件：9×9燃料（A型）炉心 ノミナル出力分布、100%出力／100%炉心流量
- 想定シナリオ：① 給水配管破断 ⇒ 全給水喪失、CRDパージ水による注水継続
 - ⇒ RPS（水位低又はD/W圧高）によるスクラム失敗
 - ⇒ 多様化設備のARI（水位低L2）による自動制御棒挿入（約25秒）
 - ⇒ 多様化設備によるHPCF1台の手動起動
 - ⇒ 原子炉水位回復
- ② RHR出口配管破断 ⇒ 給水継続、CRDパージ水による注水継続
 - ⇒ RPS（水位低又はD/W圧高）によるスクラム失敗
 - ⇒ 多様化設備のARI（水位低L2）による自動制御棒挿入（約25秒）
 - ⇒ 復水枯渇による給水停止
 - ⇒ 多様化設備によるHPCF1台の手動起動
 - ⇒ 原子炉水位回復
- 解析では原子炉水位回復までの挙動を評価。水位回復後の長期崩壊熱除去については、RHR S/P水冷却モードが、いずれの配管破断の場合においても破断の影響を受けず、RSSから多様化設備によるRHR(A)(B)の2系統の手動起動が可能であり、HPCFで原子炉水位を維持しながら、S/P水冷却モードにより崩壊熱除去を行うことにより安全な状態に移行する

破断箇所毎のプラント応答

別添2

事象	プラント挙動 (設計ベース)	CCFによる 機能喪失	多様化設備	常用系 (on duty)	CCF発生時の対応
主蒸気配管破断	配管破断→原子炉スクラム(自動)→MSIVによる原子炉隔離(自動)→ECCSによる炉心冷却(自動)→RHRによる崩壊熱除熱(手動)	RPS/ESFAS/MSIV	RPT/ARI(自動) HPCF(中操(C)、 RSS(B)) RHR(A)(B)(RSS) MSIV(中操)	給水制御系(復水 枯渇まで給水継続) 外部電源 制御棒駆動系	ARI(水位低)で炉停止 停止後はHPCF/RHR で冷却/除熱(手動) MSIVで放射性物質の 閉じ込め
給水配管破断	同上	同上	同上	外部電源 制御棒駆動系	同上
RHR出口配管破断	同上	同上	同上	給水制御系(復水 枯渇まで給水継続) 外部電源 制御棒駆動系	同上
LPFL配管破断	同上	同上	同上	同上	同上
HPCF配管破断	同上	同上	同上	同上	同上
ドレン配管破断	同上	同上	同上	同上	同上

LOCA時の操作余裕時間（予備評価結果）

- HPCF1台の手動起動時間に対する感度解析を実施
- LOCA+CCFの最厳ケースである給水配管破断において、炉心の著しい損傷を防止（ $PCT < 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ 、 $ECR < 15\%$ ）するために、HPCF手動起動に要求される時間余裕は**14分程度**と評価される

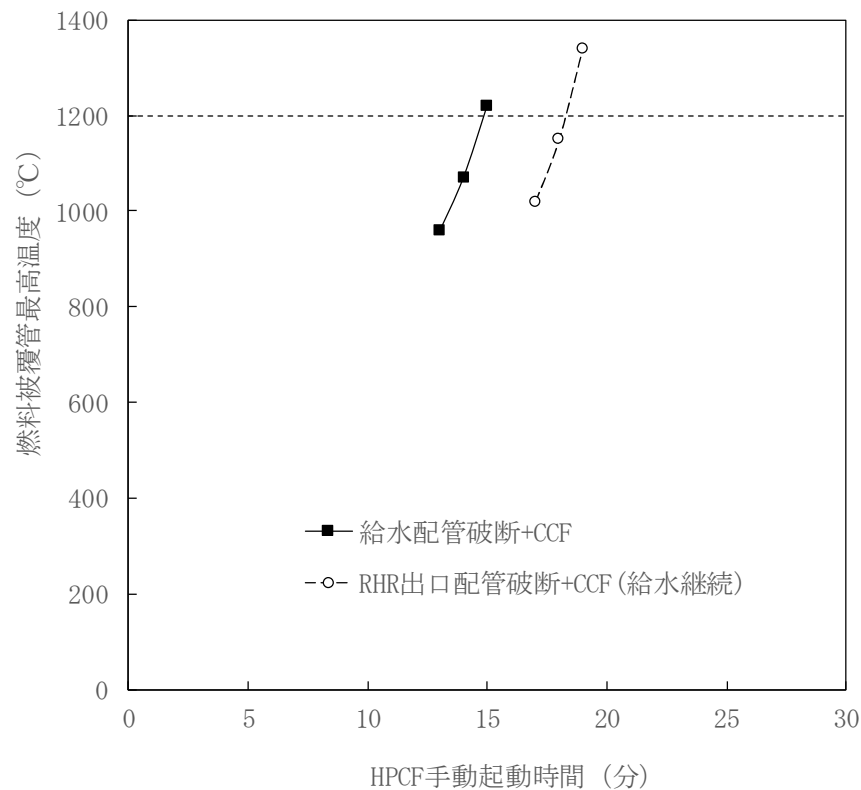
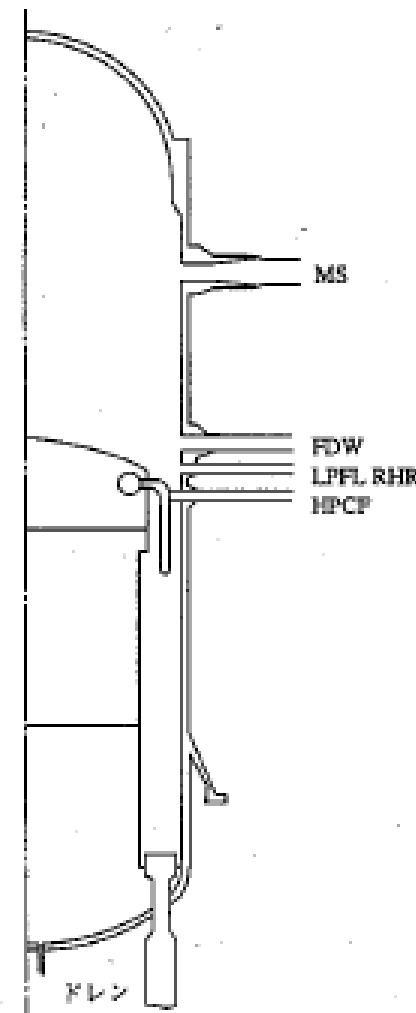


図 TRACGによるLOCA+デジタル安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

LOCA破断口位置の考え方

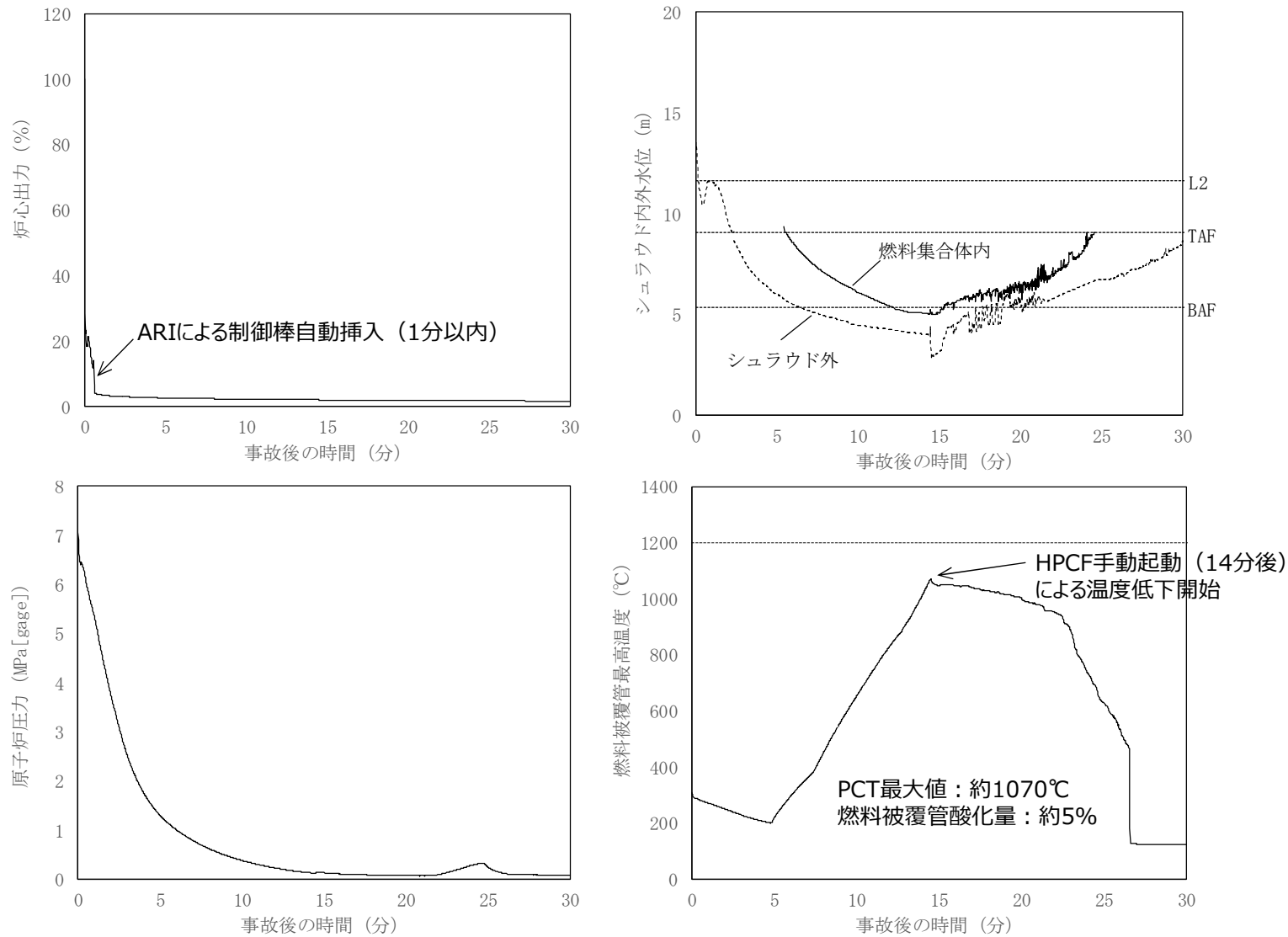
分類	破断位置	配管径 (mm)	有効断面積を与える箇所	破断面積
大LOCA	主蒸気配管 (MS)	700	フローリミッタ部×4	ベースの約5倍
	給水配管 (FDW)	550	スパーチャノズル部	ベース
	RHR出口配管	350	配管部	ベースと同等
中LOCA	LPFL配管	200	スパーチャノズル部	ベースの約1/4
	HPCF配管	200	スパーチャノズル部	ベースの約1/6
小LOCA	ドレン配管	65	ベッセルノズル部	ベースの約1/40

- 給水配管破断は、破断時に冷却材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れる時間余裕に対する最厳ケースとなる
- RHR出口配管破断は、給復水系による注水が継続するものの、破断位置が給水の注水位置より低く、効果が限定的であることから、運転員操作に要求される時間余裕を確認



LOCA + CCFの予備評価結果（給水配管破断）

別添2参考



☒ TRACGによる給水配管破断+デジタル安全保護系CCF解析例（14分後HPCF手動起動を想定）

LOCA + CCFの予備評価結果（RHR出口配管破断）

別添2参考

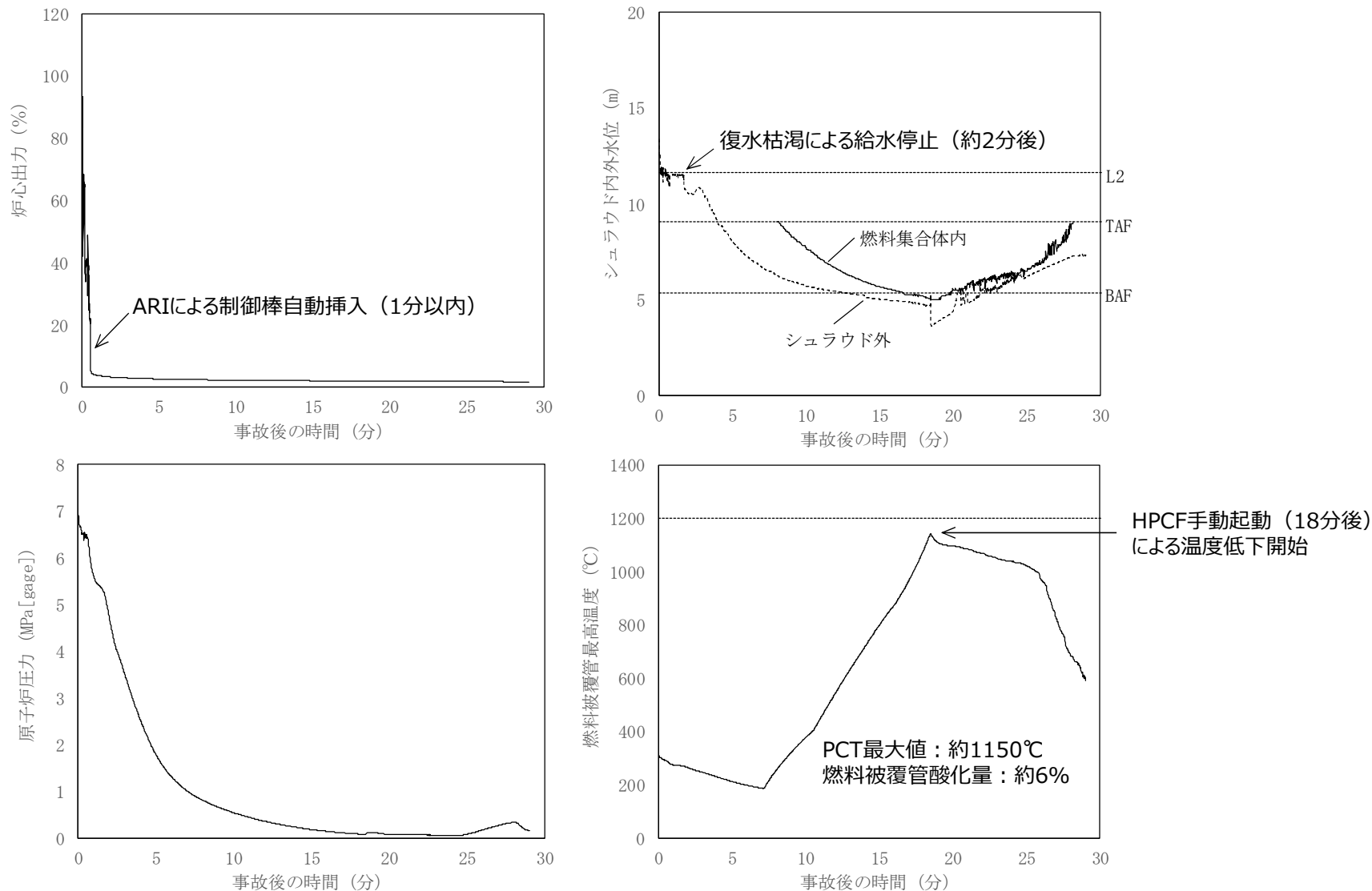


図 TRACGによるRHR出口配管破断（給水継続）+デジタル安全保護系CCF解析例（18分後HPCF手動起動を想定）

LOCA時の操作余裕時間（各破断箇所まとめ）

別添2参考

- 主蒸気配管破断は、原子炉減圧及び原子炉冷却材保有水量低下の観点で、最も厳しくなると考えられるが、破断した配管のRPVとの接続が給水スパーージャよりも高いところに位置するため、給水継続が冷却材保有水量回復に大きく寄与
- HPCF（C）配管破断の場合、運転員は中央制御室からHPCF（C）を手動起動しても原子炉水位が上昇しないことを確認後、中央制御室からRSSに移動してRSSからHPCF（B）を手動起動する必要がある。このとき炉心の著しい損傷を防止するために運転員操作に要求される時間余裕は40分程度と評価された

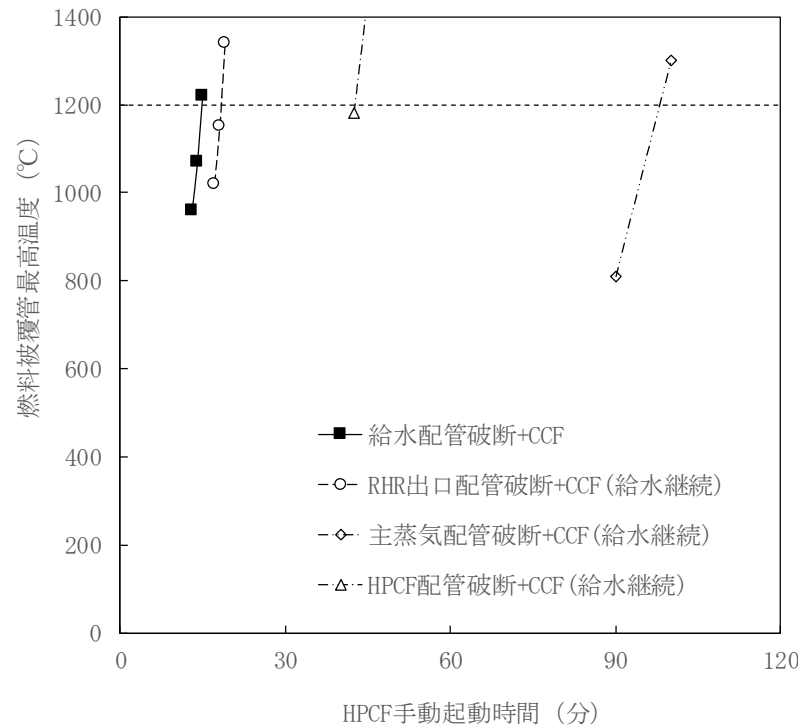


図 TRACGによるLOCA+安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

RIA（制御棒過渡・事故）の予備評価結果

- 解析コード: TRACG (非断熱ドップラ、ボイドフィードバック考慮)
- 評価対象炉心: ABWR 9X9燃料(A型)平衡炉心
- 想定シナリオ:
 - (制御棒落下)
制御棒1本落下 (0.95m/s、BWR5相当) ⇒ 出力パルス発生 ⇒ 反応度フィードバックによる出力抑制 ⇒ RPSによるスクラム失敗 ⇒ 反応度バランスで出力静定
 - (制御棒引抜)
ギャング連続引抜き (3.3cm/s) ⇒ ペリオド短によるロッドブロック失敗 ⇒ 出力パルス発生 ⇒ 反応度フィードバックによる出力抑制 ⇒ RPSによるスクラム失敗 ⇒ 反応度バランスで出力静定
- 想定条件(主な変更点) [実炉心で想定される運転条件]
 - (制御棒落下) 制御棒価値 $1.3\% \Delta k \Rightarrow 1.0\% \Delta k$ 、水温 $20^\circ\text{C} \Rightarrow 60^\circ\text{C}$
 - (制御棒引抜) 制御棒価値 $3.5\% \Delta k \Rightarrow 2.3\% \Delta k$ 、水温 $20^\circ\text{C} \Rightarrow 60^\circ\text{C}$
- 解析結果
 - (制御棒落下) 最大エンタルピー: 約120cal/g (約500kJ/kg)、破損割合: 1%程度
 - (制御棒引抜) 最大エンタルピー: 判断基準を満足しない

起動時引抜きの手順による反応度投入防止対策について

- 臨界近傍における操作（別添3 参考参照）
 - ✓ 制御棒位置や核計装指示値を操作者及び確認者など複数人で確認しながら、制御棒操作手順に従いペリオドが100秒を超えないよう少しずつ引抜き操作を実施する
 - ✓ どのステップで臨界になるか臨界予測により事前に確認されており、比較がなされる
 - ✓ 次のステップへ移行するためには、SRNM指示などのパラメータ変動が静定することの確認が必要
 - ✓ **仮に連続引抜き中に異常が起こってもボタンから手を離せば止まる**
- 臨界近傍で、SRNM指示値が変動しない、表示しないなどの異常があるにも関わらず引き抜き続けることは想定し得ない
- 仮に連続引き抜きが行われるという前提を置いて、1% Δk 分を連続引き抜きするには速い場合でも8sec程度かかるため、それまでに十分に運転員は異常に気づいて連続引き抜きを中断することが可能
- ➡ **制御棒連続引き抜きの中断に期待することは、LOCAでHPCF手動起動することと同等（人間系によるロッドブロックに相当）**

制御棒連続引き抜きを中断することを仮定した場合の評価

- 想定シナリオ：
（制御棒引抜）
ギヤング連続引抜き（3.3cm/s）⇒ペリオド短によるロッドブロック失敗⇒出力パルス発生⇒RPSによるスクラム失敗⇒連続引抜き中にボタンより手を離し引き抜き停止
- 想定条件
（制御棒引抜）制御棒価値3.5% Δk ⇒1.0% Δk （8秒以内に操作を停止した場合の反応度として仮定）
水温60℃
- 解析結果
（制御棒引抜）最大エンタルピ：約50cal/g（約200kJ/kg）、破損割合：破損なし

起動時引抜きの手順による反応度投入防止対策について

別添3(参考)

➤ 過渡事象「起動時における制御棒の異常な引き抜き」の概要

- 原子炉の起動時に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇
- 制御棒引き抜きにより原子炉出力は上昇するが、SRNMペリオド短信号（20 秒）で制御棒引き抜きが阻止され、また、SRNMペリオド短信号（10 秒）で原子炉はスクラムされ、事象は収束
- 投入される反応度は約0.7ドルにとどまり、反応度投入事象には至らないことから、原子炉出力の上昇は緩やかとなり、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は生じない
- ここで、制御棒価値ミニマイザに記憶される制御棒引抜シーケンス監視プログラムの設計基準として、臨界近接時におけるギャング引き抜きによる制御棒グループの最大反応度価値を0.035dk以下に制限
- また、起動領域モニタ系は、事象の発生前及び事象の過程に動作状態にあり、かつ、多重化及びフェイルセーフ設計を採用することから、信頼性の高い設備であることから、そのインタロック機能を考慮。また安全保護系は2out of 4方式の構成としているため、単一故障を仮定しても機能を喪失せず信頼性は高い



➤ 「起動時における制御棒の異常な引き抜き」でデジタルCCF重畳の仮定

- 原子炉の起動時に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれた後、ペリオド信号による制御棒引き抜き阻止及びスクラムが作動しないことを仮定
- 1ドルを超える反応度が投入され即発臨界となると、炉出力が急激に上昇かつ断熱的に燃料エンタルピが増大するおそれ



起動時引抜きの手順による反応度投入防止対策について

別添3(参考)

実際の起動手順

制御棒操作手順 の作成

- ◆ 以下を満足する制御棒操作手順を作成
 - 起動時異常な引抜き事象の安全解析入力値に対応する設計目標値：
制御棒グループ毎の最大反応度価値0.025dk
 - 制御棒落下事故の安全解析入力値に対応する設計目標値：
1本制御棒落下時の最大反応度価値0.010dk
※安全解析入力値に対して余裕を見込んだ設計目標値を設定
 - **1回の制御棒操作により投入される反応度はペリオド100秒相当程度以下**

制御棒操作手順 の遵守

- ◆ 制御棒の操作はあらかじめ定められた**制御棒操作手順に従って実施すること
が運転上の制限**（保安規定第23条）
ロッドワースミニマイザ(RWM)で引き抜き手順を逸脱しないことを監視
- 制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる
- ◆ 臨界近接の制御棒操作にあたっては、**1回の制御棒操作毎に制御棒位置、
SRNM指示、ペリオド、炉水温度、炉圧等を確認し、指示値が静定したあと
に次の制御棒操作に移る手順としており、その旨手順書に定められている**
- ◆ また、操作は操作者、確認者、監視員など、**複数人による確認が行われる**
- ◆ 制御棒操作用ハードプッシュボタン「引抜」を離せば制御棒引抜は止まる

制御棒操作用プッ シュボタンの操作

保安規定第23条制御棒の操作

別添3(参考)

第23条 原子炉の状態が**運転及び起動**において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、**表23-1**で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 燃料GMは、原子炉の状態が**運転及び起動**で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、**制御棒操作手順**を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が**運転及び起動**において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、**制御棒価値ミニマイザ**を使用して、制御棒の操作を行う。

なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、**制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置**して、制御棒の操作を行う。

さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。

3. 当直長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、**表23-2**の措置を講じる。

表23-1

項目	運転上の制限
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること

保安規定第 2 3 条制御棒の操作

別添3(参考)

表23-2

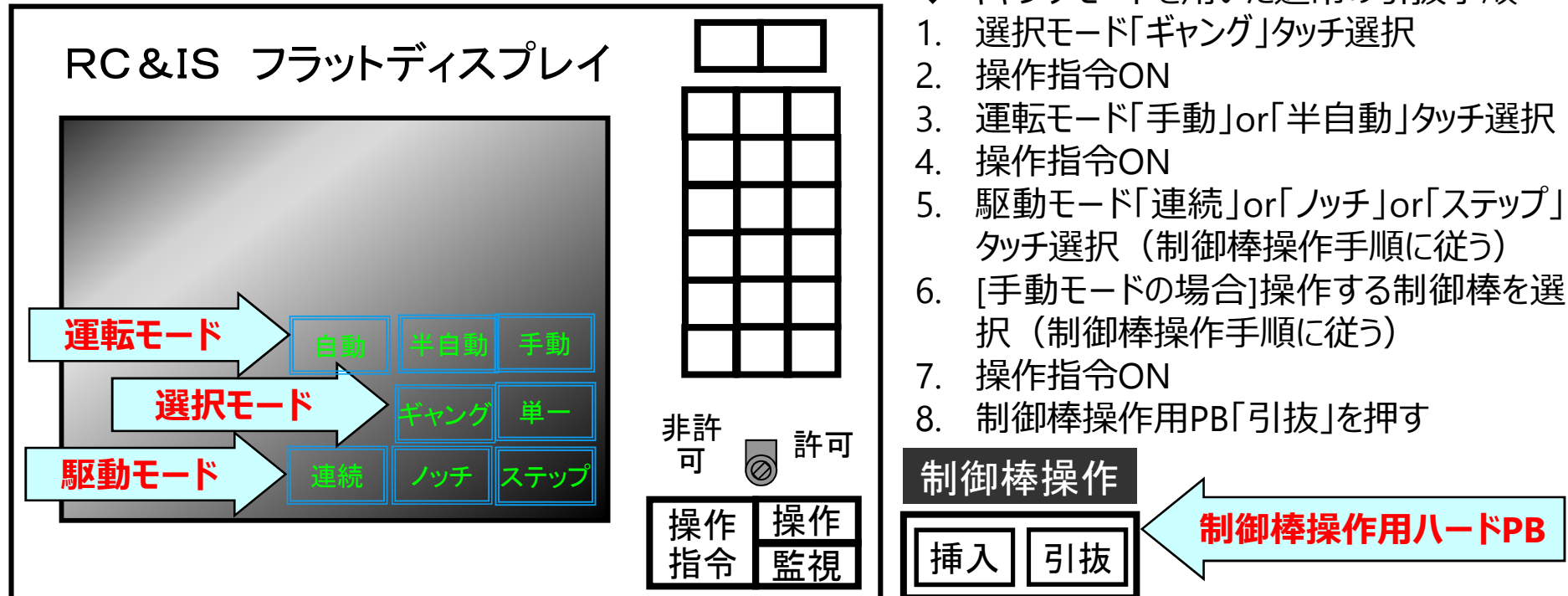
条 件	要求される措置	完了時間
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。*1	8時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 及び B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。*2	1時間
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに

*1 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

*2 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

起動時引抜き操作について

▶ 制御棒操作監視系 (RC&IS) による制御棒操作



- ◆ ギャングモードを用いた通常の引抜手順
1. 選択モード「ギャング」タッチ選択
 2. 操作指令ON
 3. 運転モード「手動」or「半自動」タッチ選択
 4. 操作指令ON
 5. 駆動モード「連続」or「ノッチ」or「ステップ」タッチ選択（制御棒操作手順に従う）
 6. [手動モードの場合]操作する制御棒を選択（制御棒操作手順に従う）
 7. 操作指令ON
 8. 制御棒操作作用PB「引抜」を押す

◆ 運転モード

- 手動: 制御棒の選択及び引抜/挿入操作を全て運転員が行う
- 半自動: 予め登録された制御棒引抜シーケンスに基づいて制御棒の選択は自動的に行われるが、引抜/挿入操作は運転員が手動で行う
- 自動: APRに基づいて制御棒の選択及び引抜/挿入操作が自動的に行われる

◆ 選択モード

- 単一: 制御棒1本のみを選択し、駆動する
- ギャング: 予め定められたギャンググループ単位で制御棒を選択し、駆動する

◆ 駆動モード

- ステップ: 1回の操作で1ステップの引抜/挿入を行う
- ノッチ: 1回の操作で1ノッチ（4ステップ分）の引抜/挿入を行う
- 連続: 連続的に引抜/挿入を行う

線量影響（主蒸気管破断、燃料集合体の落下）

参考1

主蒸気管破断

- ・追加放出（燃料破損なし）を想定
- ・全量が気相（環境）へ移行と仮定
- ・現実的 f 値（希ガス漏えい率）：許認可使用値の1/10 [近年の平均値の場合更に低減]

	従来許認可の f 値	現実的 f 値
有機よう素による内部被ばく [mSv]	8.99 e-2	8.99 e-3
無機よう素による内部被ばく [mSv]	2.24 e+1	2.24 e+0
希ガスによる外部被ばく [mSv]	2.58 e-1	2.58 e-2
合計 [mSv]	2.27 e+1	2.27 e+0

燃料集合体の落下

- ・破損本数、プール水によるDF等は許認可解析と同一 [当該保守性は今回排除せず]
- ・SGTS不作動（地上放出）
- ・SGTS不作動時の建屋換気率（0.5回/d） [あえて換気があるとの保守的仮定]

	従来許認可条件	SGTS不作動
よう素による内部被ばく [mSv]	1.89 e-4	1.89 e+0
希ガスによる外部被ばく [mSv]	4.11 e-2	4.11 e-2
合計 [mSv]	4.13 e-2	1.93 e+0

- ・代表サイトにおける現実的評価条件（f値1/10等）においては、概ね判断基準を超えることはない
- ・サイト条件によっては結果が厳しくなるものの影響は限定的であり、また、更なる現実的條件適用による低減可
- ・インベントリを事故解析より引き継ぐが、CCF対策は炉心損傷防止に重点を置くことで、影響拡大は限定的となる