

1月21日 ドラフト

デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF の影響評価と対策

2019年1月29日
原子力エネルギー協議会

目次

- 1. はじめに
 - (1) デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策検討の位置付け 3
- 2. 影響評価
 - (1) 想定事象 4
 - (2) 評価方法 4 ~ 5
 - (3) 影響評価（予備評価） 5
- 3. デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策
 - (1) 対策の検討 7
 - (2) 対策の選択 8
 - (3) BWR及びPWRの対策 10 ~ 13
- 4. ATENAの取り組み方針
 - (1) ATENAの取り組み方針 15 ~ 16
 - (2) 実施時期の考え方 17
 - (3) 安全対策の検討／実施／運用の自律的プロセス（例） 18
 - （参考）ATENA技術課題の解決プロセス 19

添付資料1 BWRの影響評価について
添付資料2 PWRの影響評価について

1. はじめに

(1) 安全保護回路のソフトウェアCCF対策検討の位置づけ

デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策については、

- ① ソフトウェアCCFは、ソフトウェアに対する信頼性向上の取り組み（高信頼設計、設計・製作時のV&V、定期試験等）により、十分な発生防止対策が取られており、ソフトウェアCCFが発生する可能性は極めて低く抑えられていること（12/4のATENA会合資料）
- ② 過渡及び事故の発生時に、ソフトウェアCCFが重畳発生する可能性はさらに低いものの、事象発生時の影響が大きいことから影響評価を実施したところ、自主で備えた多様化設備は、殆どの過渡事象及び事故に対し、有効であるとの結果が得られた。
（添付資料1及び2）
- ③ なお、上記ソフトウェアCCF対策により炉心損傷が防止できない場合でも、格納容器破損防止対策により環境への大量の放射性物質の放出は防止することができる。

以上より、安全上の緊急性は高くないと考えるものの、深層防護を重視し、対策の検討を実施した。

2. 影響評価 (1/2)

(1) 想定事象

ソフトウェアCCFにより安全保護機能が喪失している状態で、単一の過渡・事故事象（いずれも全事象が対象）を想定する。

(2) 評価方法

過渡及び事故と「ソフトウェアCCFによる安全保護機能の喪失」が重畳発生した場合に、現実的な評価により、多様化設備の有効性を評価する。

主要な評価条件（例）を下記に示す。

- ・デジタル安全保護回路を経由しない自動もしくは手動起動信号で、原子炉停止系及び工学的安全施設は利用可能
- ・安全設備の単一故障は想定しない
- ・外部電源喪失事象以外の事象では外部電源は利用可能
- ・外部電源喪失及び給水流量の全喪失事象以外の事象では給水系の運転は継続する
- ・サポート系（冷却水・空調）については、起因事象が発生する前の作動状態を維持する
- ・現実的な評価をする際に必要に応じて、ベストエスティメイトコードを使用する

2. 影響評価 (2/2)

(2) 評価方法 (前頁からの続き)

- 事象発生前の初期状態としては、ノミナル条件 (出力、水温など) とする
- 制御棒誤引き抜き過渡・落下事故において、運用を考慮した現実的な制御棒価値を想定する (BWR)
- 中央制御室での運転操作時間は現実的に考慮する
(10分ルールは適用しない)
- 時間余裕の範囲で現場操作を想定する
- 多様化設備の性能を確認する観点から多様化設備の故障は想定しない

(3) 影響評価 (予備評価)

BWRの影響評価は添付資料1を、PWRの影響評価は添付資料2を参照

3. デジタル安全保護回路のソフトCCF対策

(1) 対策の検討

・影響評価の結果、ソフトウェアCCFと過渡・事故が重畳した場合でも、以下の対策により事象の収束は可能である。

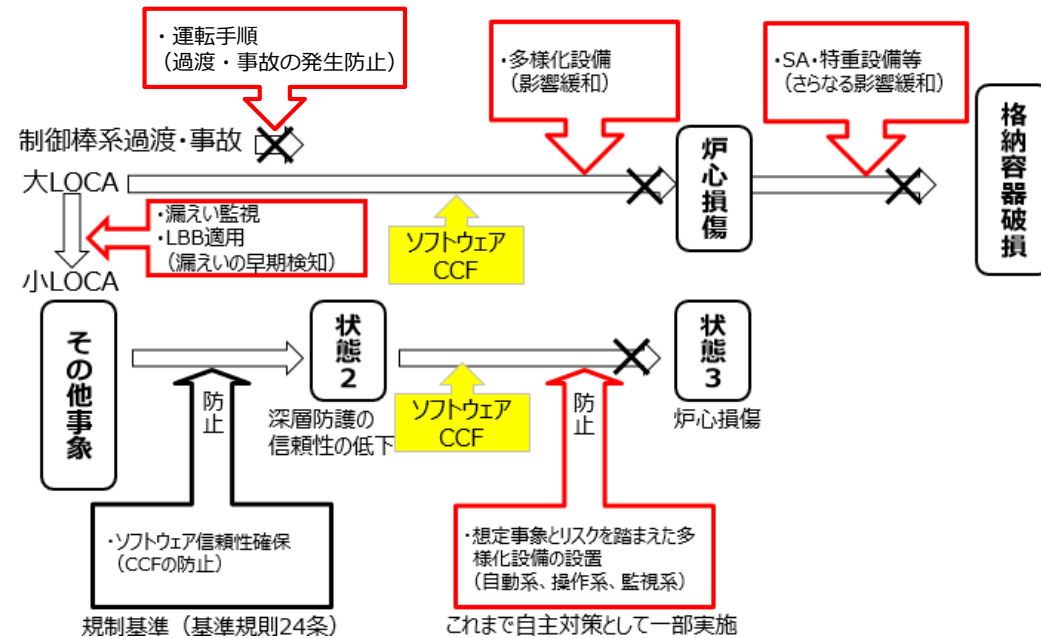
・評価の過程で抽出された対策は以下のように、深層防護の幅広い階層に渡るものとなる

【対策1】警報等の事象発生時の認知手段の充実（早期検知）

【対策2】事象発生時の手順の整備（認知・判断・行動）

【対策3】BWRの起動時の制御棒の異常な引き抜きの発生防止・緩和（運転員による手動引抜阻止の教育と徹底）

【対策4】PWRの大LOCAの発生防止・緩和（LBB適用、注水系自動起動、SA設備による格納容器破損防止）



(2) 対策の選択

○抽出した対策の選択に当たっては、以下のような観点を考慮する

- a. 深層防護のバランスに配慮すること
- b. 実行可能な対策であること（費用対効果があること）
- c. 当該対策の実施により安全性を阻害する要因を持ち込まないこと
- d. 国際的な対策水準を考慮すること

○これらを考慮した場合の代表プラントに対する対策は以下ようになる

【対策1】【対策2】は早期検知と迅速な対応の観点から重要であり、上記の観点を満足する必須対策となる

【対策3】運転員による制御棒操作手順の順守で確実に発生防止が図られ、かつ監視により事象発生の影響緩和が可能である

【対策4】は既に格納容器破損対策がとられているものの、影響緩和としてより前段の炉心損傷防止を重視し、SI自動化を対策とする

< 余 白 >

BWR (ABWR) 対策方針・対策

1. 対策方針

デジタル安全保護回路のソフトウェアCCFと過渡・事故の重畳を想定し、デジタル安全保護回路が機能喪失した場合においても、多様化設備により安全停止機能を損なうおそれのない設計とする。

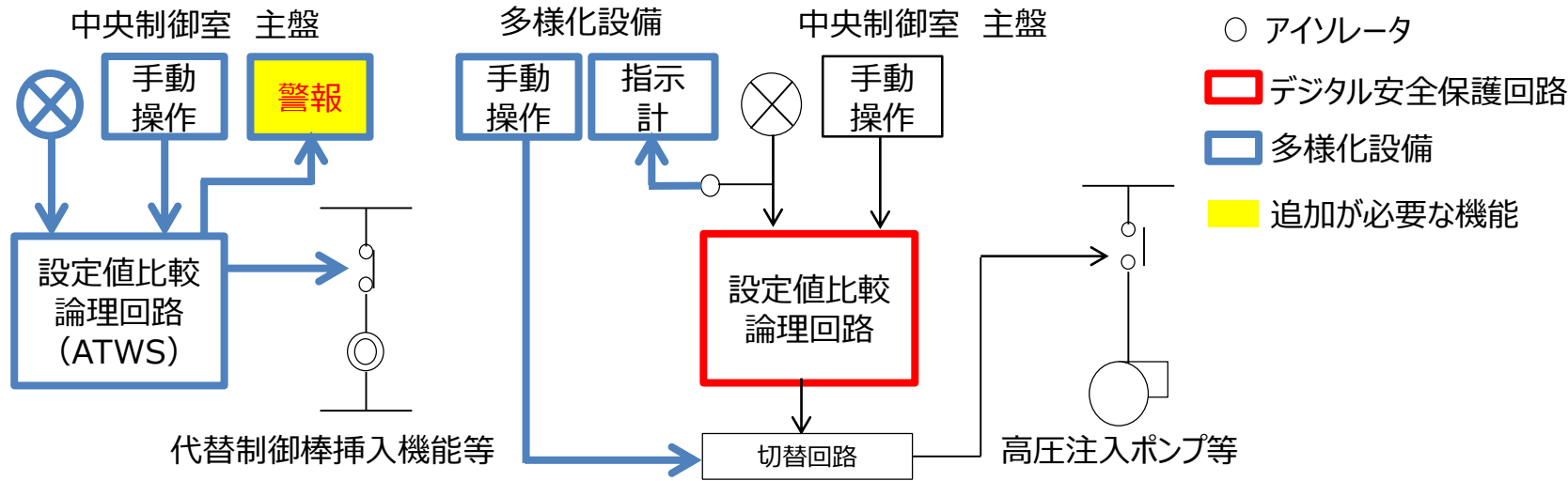
2. 対策

手順書整備の他、以下の対策を採用する。

警報機能： ARI作動
 原子炉水位低
 原子炉圧力高

(3) BWR及びPWRの対策 (2/4)

BWRの 設備対策案



自動機能	手動操作	指示計	警報
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム※ 原子炉再循環ポンプトリップ※ 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム 主蒸気隔離弁閉止 主要な隔離弁閉止 高圧炉心注水系起動 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉圧力 ドライウエル圧力 主蒸気隔離弁の状態 主要な隔離弁の状態 高圧炉心注水系起動状態 高圧炉心注水系系統流量 	<ul style="list-style-type: none"> ARI作動 原子炉水位低 原子炉圧力高

(3) BWR及びPWRの対策 (3/4)

PWR対策方針・対策

1. 対策方針

デジタル安全保護回路のソフトウェアCCFと過渡・事故の重畳を想定し、デジタル安全保護回路が機能喪失した場合においても、多様化設備により安全停止機能を損なうおそれのない設計とする。

2. 対策

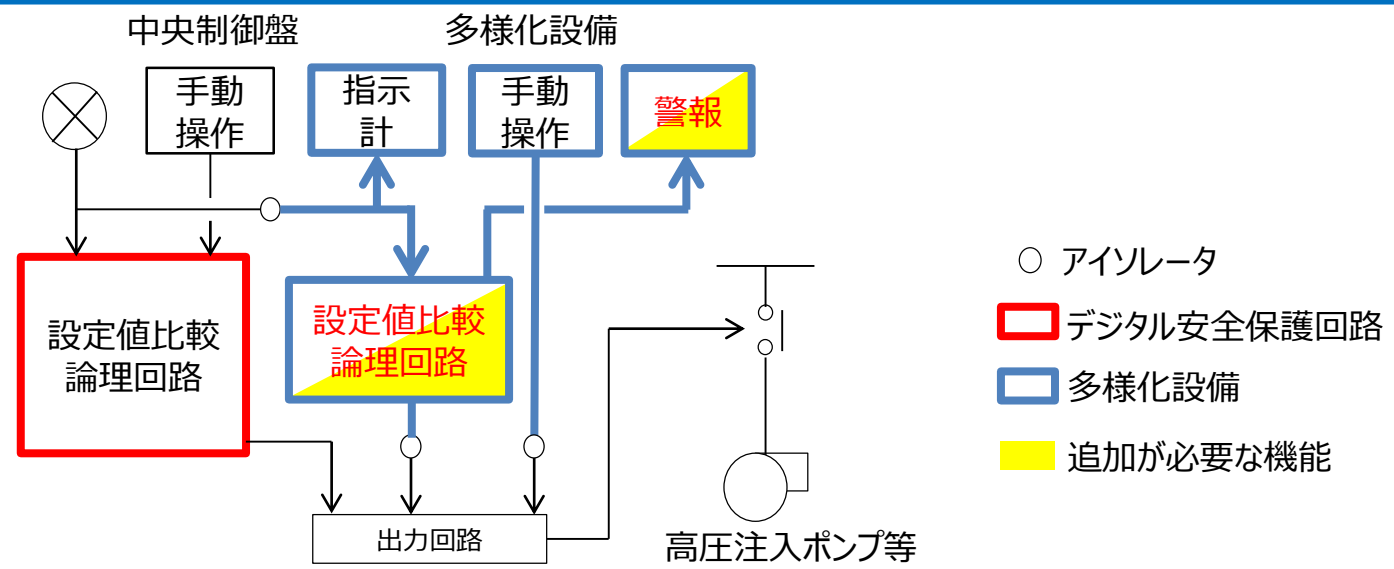
手順書整備の他、以下の対策を採用する。

自動機能： 自動SI信号

警報機能： SI動作

(3) BWR及びPWRの対策 (4/4)

PWRの設備対策案



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

黒字：既設のバックアップ機能
 赤字：追加が必要な機能
 ※：新規規制基準施行後は、重大事故等対処設備として扱っている。

4. ATENAの取り組み方針

(1) ATENAの取り組み方針 (1/2)

1. これまでのソフトウェアに対する信頼性向上の取り組みにより、ソフトウェアCCFが発生する可能性は極めて低く抑えられている。
また、深層防護の観点から過渡・事故発生時にソフトウェアCCFが重畳する場合を想定したとしても、決定論的安全評価手法で評価すると、これまで自主対策で備えた多様化設備によって、殆どの過渡・事故に対して、炉心損傷防止が可能であると評価される。
2. 一方、大中破断LOCAとソフトウェアCCFの重畳については、現状の多様化設備では炉心損傷に至ると評価される。これらの炉心損傷の発生確率は十分低いものの、会合での議論や国際的な対策水準を踏まえ、炉心損傷防止を重視し、更なる対策を行うことが適切であるとの結論に至った。
3. その他の安全性向上対策も輻輳する中で、産業界として安全上の優先度を考慮し、自律的に且つ計画的に取り組んでいく。⇒ 16

(1) ATENAの取り組み方針 (2/2)

4. ATENAは、評価条件と設備要求（以下、「技術要件」という）を纏め、安全解析及び基本設計を各事業者が合理的且つ早期に対応できるようにする。

5. ATENAは各事業者へ実施計画の提出を要求し、実施計画を公開する。また、進捗をフォローし、進捗状況及び対策完了状況を公開する。
⇒ 17 18

6. ATENAは、海外動向も参考にしながら、多様化設備へのデジタル設備の適用性等を含め技術的検討を継続していく。

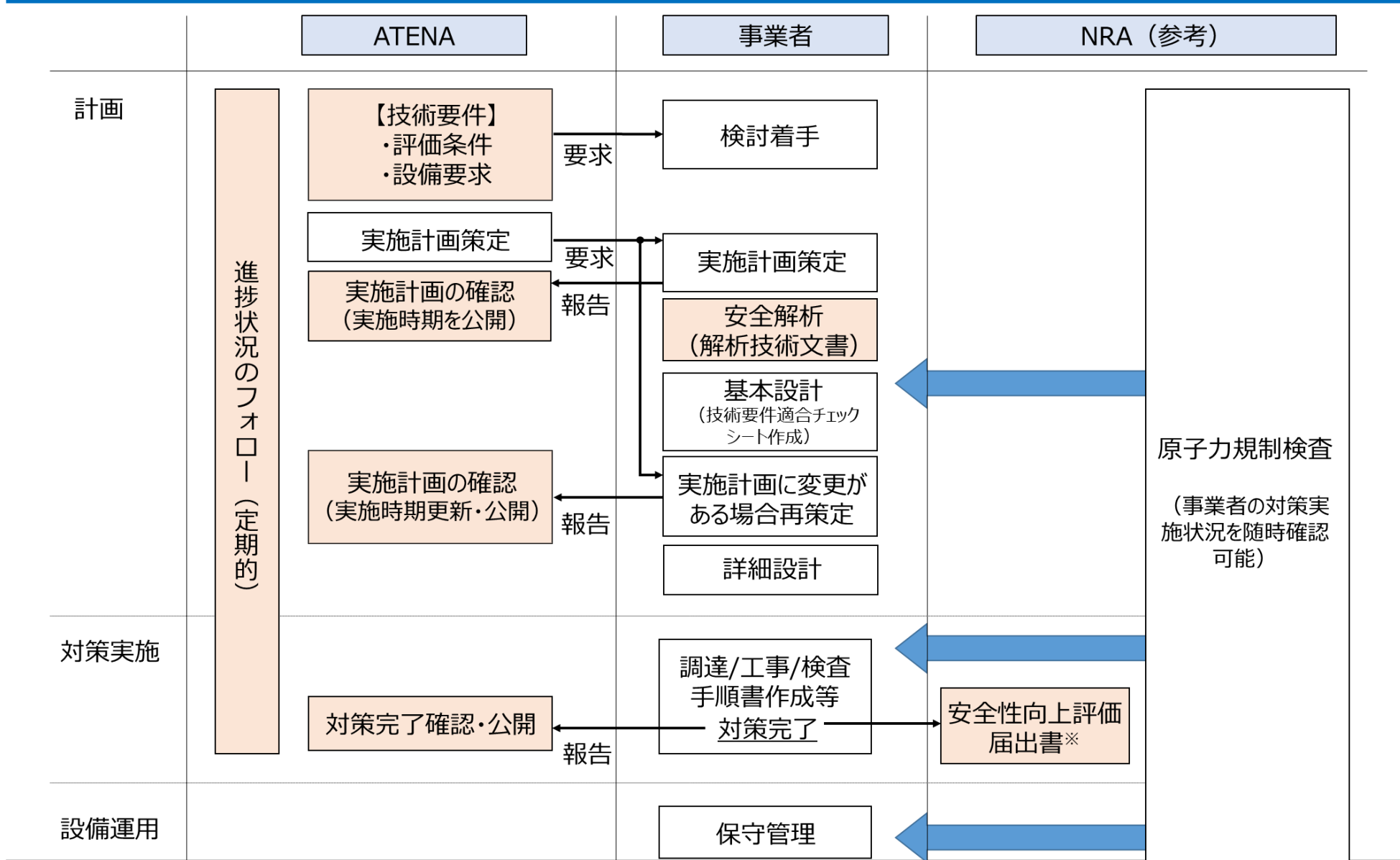
(2) 実施時期の考え方

1. ATENAは、技術要件を2020年3月末を目途に作成し、各事業者へ提示すると共に公開する。
2. BWR及びPWR事業者は、技術要件を基に安全解析に着手し、それぞれ解析技術文書として纏める。その結果に基づき、各事業者は具体的に実施する対策を確定するとともに、詳細設計及び対策設備の調達を行う。
3. 工事実施時期は事業者毎に異なるが、再稼働時期や特重の工事実施時期も踏まえて、以下とする。（安全解析に2年程度要すると想定。設備改造は1回の定検で工事可能と想定。）

対象プラント：デジタル安全保護回路導入済プラント及び
導入予定プラント

- ・再稼働済のプラント； 2023年度以降の最初の施設定検時
- ・2023年度までに再稼働するプラント； 再稼働後の最初の施設定検時
- ・2023年度以降に再稼働するプラント； 再稼働時期までに実施

(3) 安全対策の検討／実施／運用の自律的プロセス（例）



(参考) ATENA技術課題の解決プロセス

ATENAは、以下のプロセスで技術課題を解決する。

- ATENAが取り組む課題については、ステアリング会議にて決定する。
- 課題の技術検討は、産業界の専門家で構成したワーキンググループで行う。
- 取り纏めた検討結果（安全対策）は、ステアリング会議で決定し、各事業者は決定内容にコミットする。
- ATENAは安全対策の実施を各事業者に要求し、各事業者は現場の対策を実行する。
- ATENAは、取り纏めた技術レポート等を公開する。
- ATENAは各事業者の対策実施状況をフォローし、公開する。

添付資料 1

BWR におけるデジタル安全保護回路の
ソフトウェア CCF を前提とした影響評価
(予備評価結果) について

BWRにおけるデジタル安全保護回路の ソフトウェアCCFを前提とした影響評価 (予備評価結果)について

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、東京電力ホールディングス他、関係企業の許可なくして複製・転載することを禁じます

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 (高压系) 水位L1 or D/W圧力高 (低压系) 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	×	○ (SA)	MCR補助盤 (指示計)
				原子炉圧力	×	○ (SA)	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	—
		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 (シャットダウンクリーニングモード)	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**

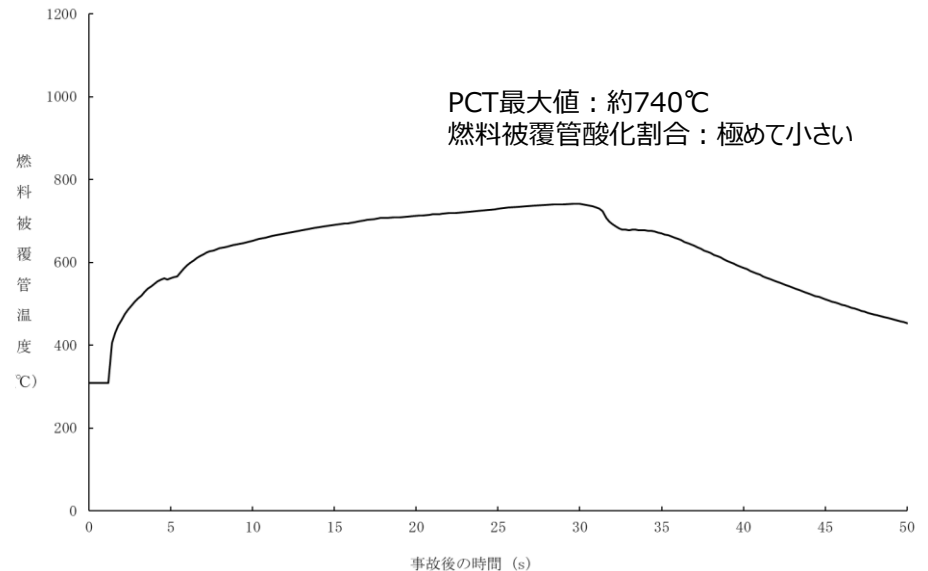
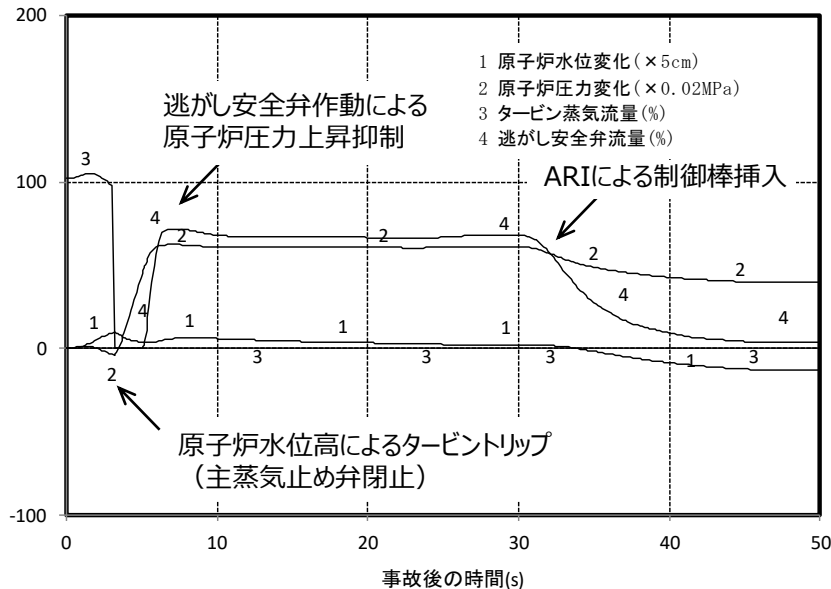
LOCA以外の過渡・事故解析のプラント状態

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

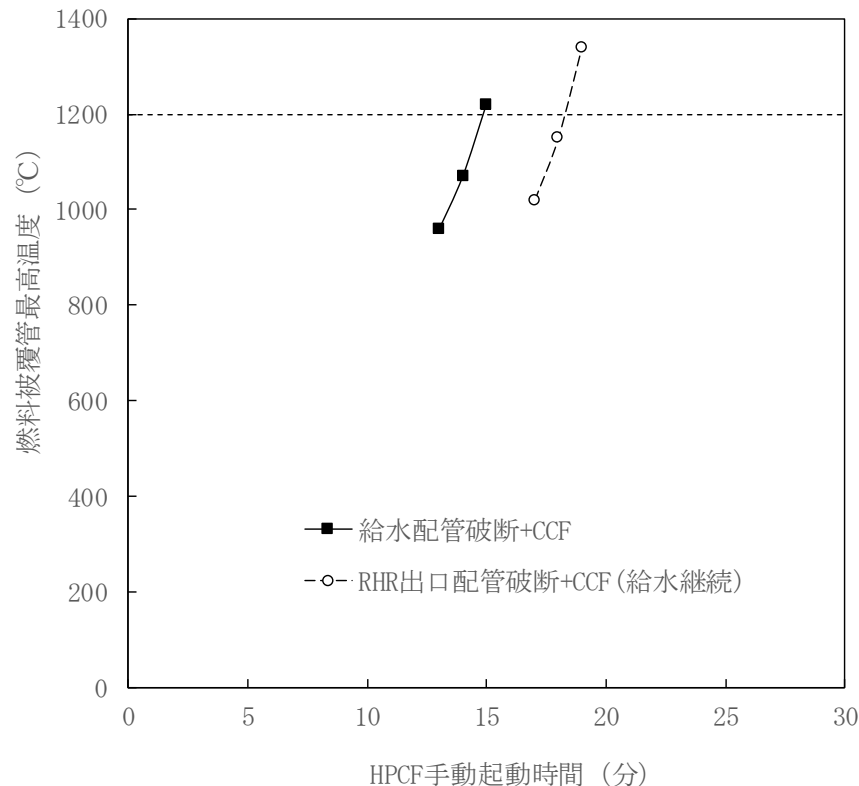


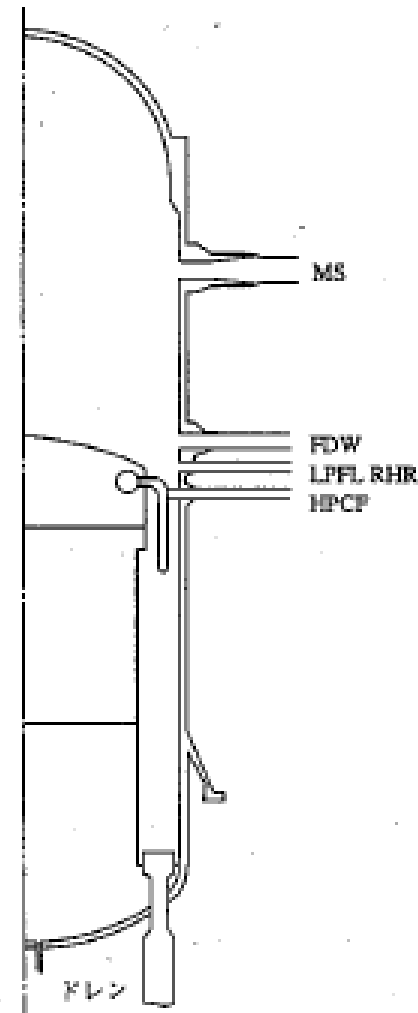
図 TRACGによるLOCA+デジタル安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

LOCA破断口位置の考え方

別添2参考

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	スパージャノズル部	ベース
	RHR出口配管	350	配管部	ベースと同等
中LOCA	LPFL配管	200	スパージャノズル部	ベースの約1/4
	HPCF配管	200	スパージャノズル部	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

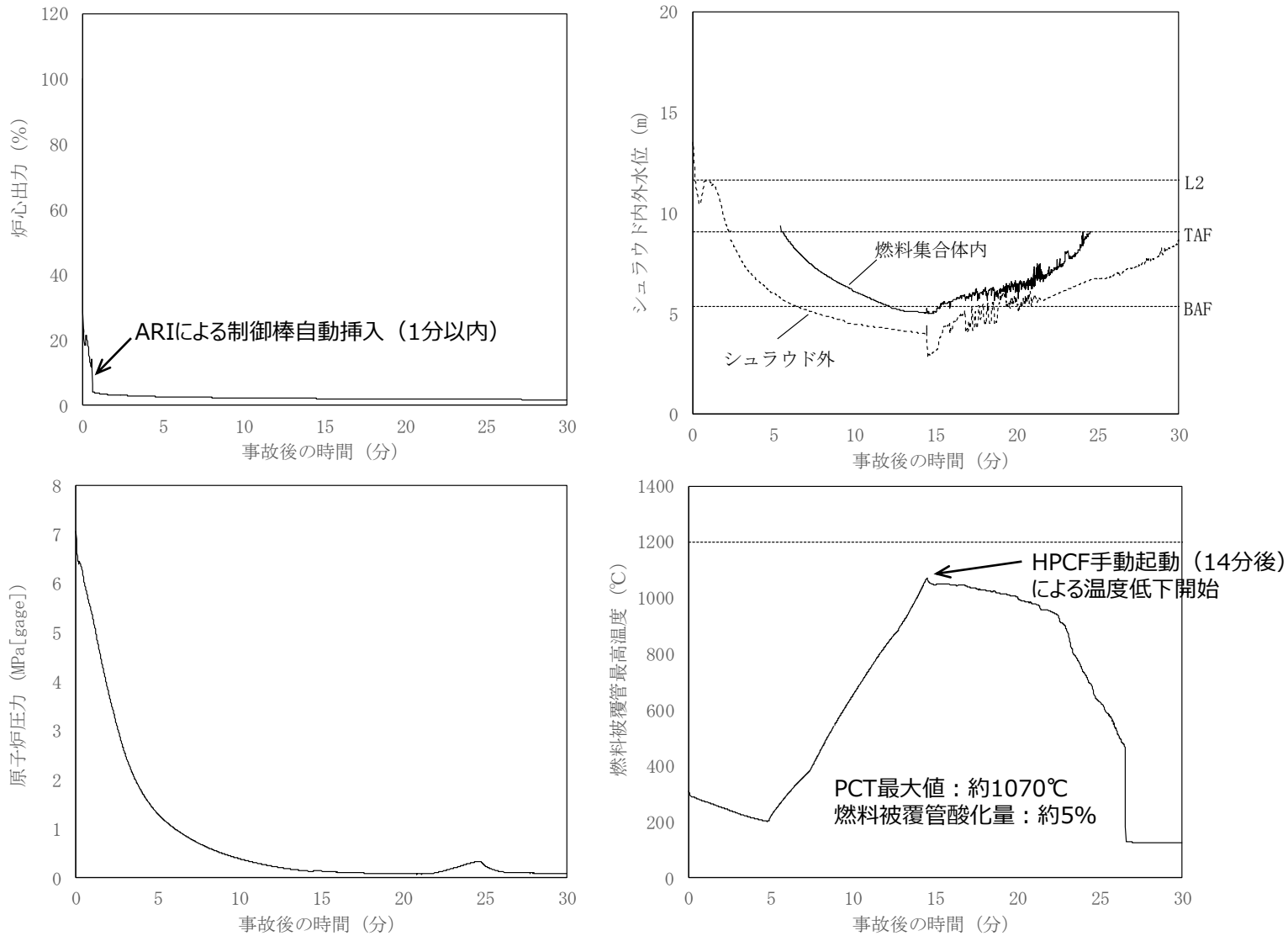


図 TRACGによる給水配管破断+デジタル安全保護系CCF解析例（14分後HPCF手動起動を想定）

LOCA + CCFの予備評価結果（RHR出口配管破断）

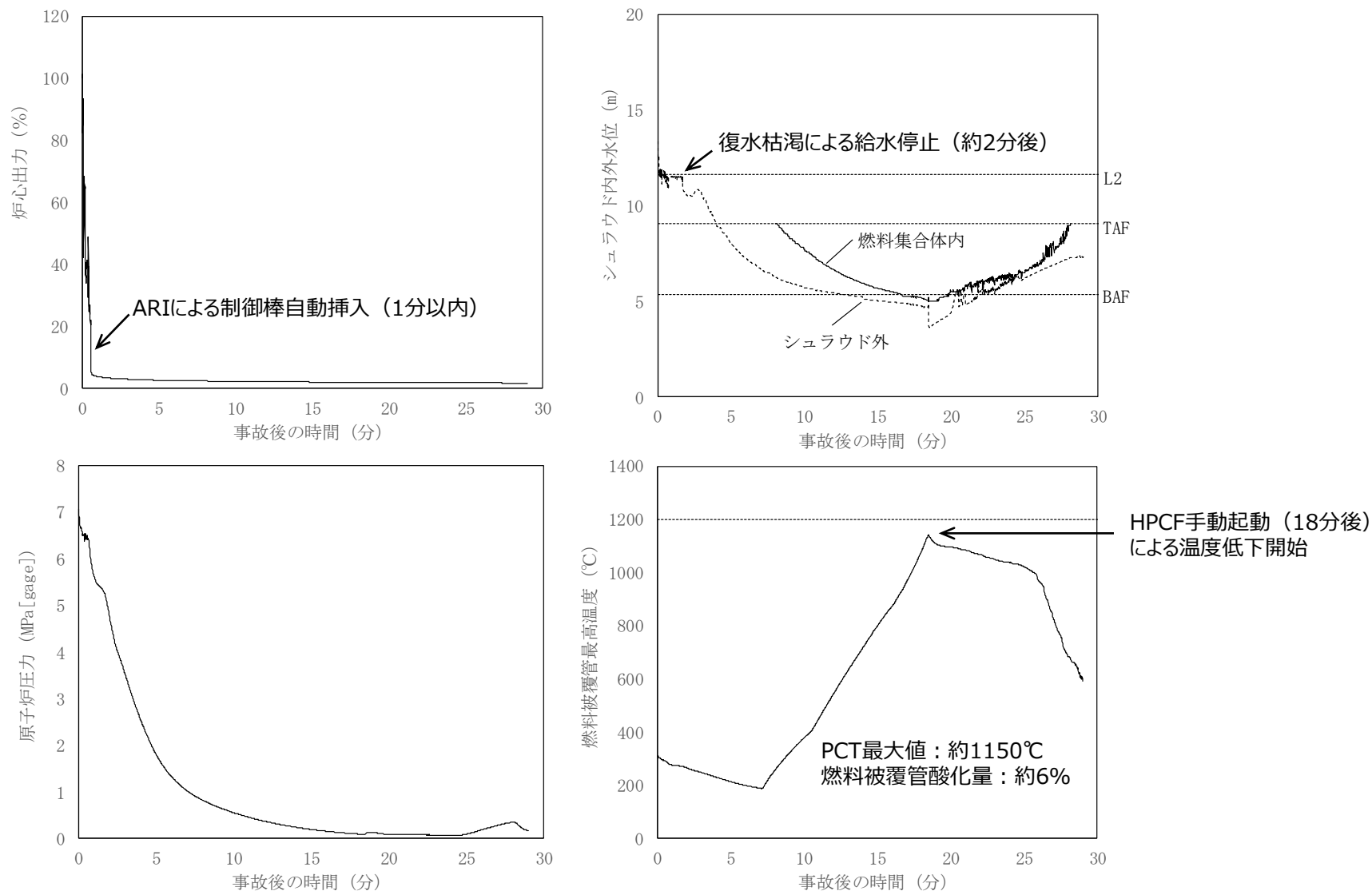


図 TRACGによるRHR出口配管破断（給水継続）+デジタル安全保護系CCF解析例（18分後HPCF手動起動を想定）

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

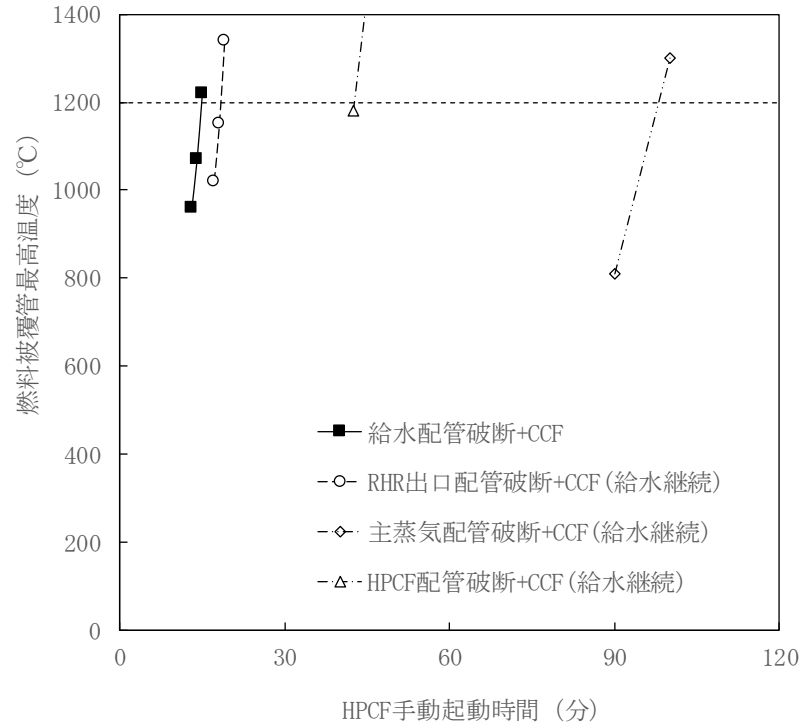


図 TRACGによるLOCA+安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

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: 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: **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き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」とデジタル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について

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

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23条制御棒の操作

表23-2

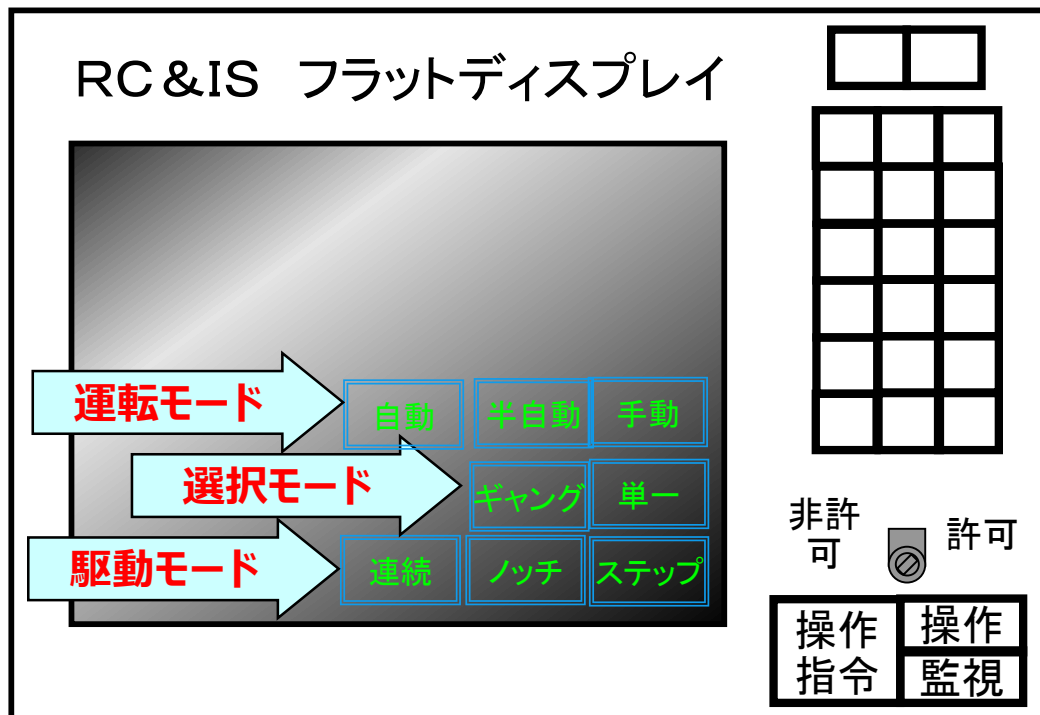
条件	要求される措置	完了時間
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。*1	8時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 及び B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。*2	1時間
E.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

制御棒操作

挿入 引抜

制御棒操作用ハードPB

◆ 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

添付資料 2

PWR におけるデジタル安全保護回路の
ソフトウェア CCF を前提とした影響評価
(予備評価結果) について

PWRにおけるデジタル安全保護回路の ソフトウェアCCFを前提とした影響評価 (予備評価結果)について

関西電力株式会社
三菱重工業株式会社

本資料の内容を本来の目的以外に使用することや、関西電力他、関係企業の許可なくして複製・転載することを禁じます。

関西電力（株）
三菱重工業（株）

- PWRプラントでは、デジタル更新したデジタル安全保護設備には、共通要因故障（デジタルCCF）を想定し、CCF対策設備を自主設置している。
- 今般、デジタルCCFに関する規制化の方針を受け、要求事項のうち、設置(変更)許可申請書 添付書類十で取り扱う運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の全事象に対して、デジタルCCFの影響評価を実施し、必要な対応をスクリーニングする。

1 (1). デジタルCCF対策評価の想定事象・判断基準・前提条件

PWRプラントとして、対象としている事象、判断基準、前提条件を以下に整理する。

項目	内容
対象事象	<p>設置(変更)許可申請書添付書類十で評価対象としている全事象</p> <ol style="list-style-type: none">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. 制御棒の落下及び不整合4. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈5. 原子炉冷却材流量の部分喪失6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動7. 外部電源喪失8. 主給水流量喪失9. 蒸気負荷の異常な増加10. 2次冷却系の異常な減圧11. 蒸気発生器への過剰給水12. 負荷の喪失13. 原子炉冷却材系の異常な減圧14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
	<p>設置(変更)許可申請書添付書類十で評価対象としている全事象</p> <ol style="list-style-type: none">1. 原子炉冷却材喪失2. 原子炉冷却材流量の喪失3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着4. 主給水管破断5. 主蒸気管破断6. 制御棒飛び出し7. 蒸気発生器伝熱管破損

1 (2). デジタルCCF対策評価の想定事象・判断基準・前提条件

PWRプラントとして、対象としている事象、判断基準、前提条件を以下に整理する。

項目		内容
	判断基準	設計基準事故に対応した判断基準
前提条件	安全保護回路	デジタルCCFにより機能喪失
	プラント状態	現実的条件
	単一故障	仮定無し
	外部電源喪失	起回事象(外部電源喪失)以外は仮定無し
	サポート系 (冷却系・空調系等)	起回事象が発生する前の作動状態を維持
	運転操作	CCF対策設備の作動を起点として、中央制御室でのCCF対策盤及び現場での操作に期待する。

影響評価で想定するCCF対策設備の機能を整理する。

項目	主要な機能
自動作動系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ「原子炉圧力(加圧器圧力)低、原子炉圧力(加圧器圧力)高、蒸気発生器水位異常低」 タービントリップ 主給水隔離 主蒸気隔離 補助給水起動 高圧/低圧注入系起動「原子炉圧力(加圧器圧力)異常低」
警報・監視系	<ul style="list-style-type: none"> バックアップ設備作動 加圧器圧力低（原子炉トリップ等） 加圧器圧力高（原子炉トリップ等） 蒸気発生器水位低（原子炉トリップ等） 蒸気発生器水位異常高 加圧器圧力異常低（高圧/低圧注入系作動） 中間領域中性子束 加圧器圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材低温側温度（広域） 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 格納容器圧力 蒸気発生器2次側放射線 対象補機の状態
操作系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ/タービントリップ/主給水隔離/主蒸気隔離 安全注入（高圧） 格納容器隔離 加圧器逃がし弁 補助給水隔離及び流量調節 主蒸気逃がし弁

- 「異常な過渡変化」において、原子炉トリップ機能が喪失すると、重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の「原子炉停止機能喪失（ATWS）」のシーケンスとなる。
- 有効性評価において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定し、原子炉トリップできない状況でも、ATWS緩和設備によって、本2シーケンスが、圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題ないことを評価している。
- 「異常な過渡変化」発生時に、安全保護回路のデジタルCCFにより原子炉トリップ機能が喪失した場合でも、現行のCCF対策設備には原子炉トリップ機能を備えており、原子炉トリップできることから、ATWSのシーケンスよりも緩和され、圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題ない評価となる。

	添付書類十解析 (安全解析)	ATWS解析 (有効性評価解析)	デジタルCCF解析
対象事象	「異常な過渡変化」全事象	←	←
緩和手段	原子炉トリップ（自動、安全保護系） 補助給水（自動、安全保護系）	主蒸気隔離（自動、ATWS対策設備） 補助給水（自動、ATWS対策設備）	原子炉トリップ（自動、CCF対策設備） 補助給水（自動、CCF対策設備）
評価条件	保守的条件	現実的条件： 減速材温度係数 -13pcm/°C	←
判断基準	異常な過渡変化の判断基準	基準37条の第1の要件（炉心損傷防止）を概ね満足すること	基準第13条第2号の要件（設計基準事故）を概ね満足すること

異常な過渡変化に対しては、現行のCCF対策設備で対応可能

事象名	影響評価 (補足-1)
原子炉冷却材喪失	現行CCF対策設備の手動による安全注入では大破断LOCAにおいて判断基準は満足できないものの、 <u>CCF対策設備により安全注入を自動で作動</u> させることにより、判断基準を概ね満足する。 なお、格納容器に関しても、 <u>現場での手動操作により格納容器スプレイを作動</u> させることにより、判断基準を概ね満足する。
原子炉冷却材流量の喪失	<u>現行のCCF対策設備による原子炉トリップ、及び現実的な反応度帰還効果</u> により、判断基準を概ね満足する。
原子炉冷却材ポンプの軸固着	同上
主給水管破断	同上
主蒸気管破断	<u>現行のCCF対策設備による主蒸気隔離、及び現実的な制御棒状態の想定</u> により、判断基準を概ね満足する。
制御棒飛び出し	<u>現行のCCF対策設備による原子炉トリップ、及び現実的な事故想定</u> により、判断基準を概ね満足する。
蒸気発生器伝熱管破損	<u>現行のCCF対策設備による原子炉トリップ、並びに漏洩停止までの必要な手動操作をCCF対策設備等で対応</u> することにより、漏洩量は事故解析と同等であり、判断基準を概ね満足する。

事故に対しては、安全注入機能の自動化により、大中破断LOCA含め対応可能

補足-1 事故のCCF対策評価 「原子炉冷却材喪失」(ECCS性能評価)(1/2)

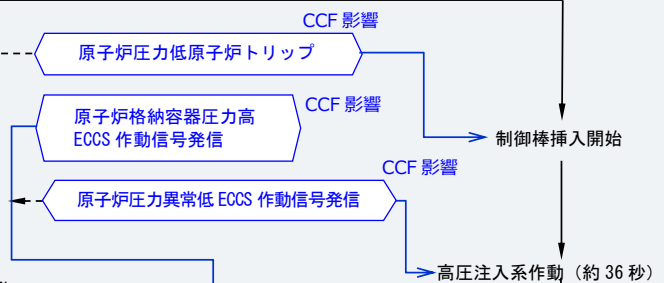
設計基準事故

外部電源なし

1次冷却材管の亀裂・破断
↓
1次冷却材の系外への放出
↓
1次冷却材系圧力・保有水量の減少

(大破断)

(小破断)



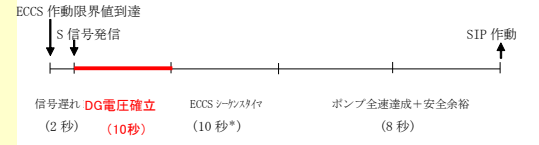
蓄圧注入系作動
↓
ブローダウン終了
↓
高圧/低圧注入系作動 (約 31 秒)
↓
炉心水位上昇
↓
再冠水

制御棒挿入開始
↓
高圧注入系作動 (約 36 秒)
↓
炉心上部露出
↓
蓄圧注入系作動
↓
炉心水位上昇
↓
炉心上部再冠水

長期的な冷却

- ・燃料被覆管最高温度 ≤ 1200°C
- ・局所的な最大 Zr-水反応量 ≤ 15%
- ・全炉心平均 Zr-水反応量 : 十分小さい
- ・長期間にわたる炉心冷却が可能

大破断LOCA解析における SI注入遅れ時間



* : 低圧注入ポンプの値

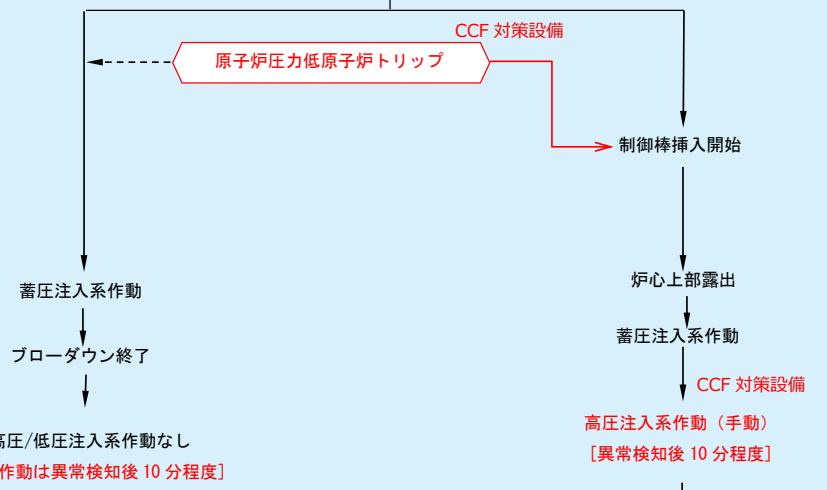
設計基準事故+デジタルCCF(自動SIなし)

外部電源あり

1次冷却材管の亀裂・破断
↓
1次冷却材の系外への放出
↓
1次冷却材系圧力・保有水量の減少

(大破断)

(小破断)



蓄圧注入系作動
↓
ブローダウン終了
↓
高圧/低圧注入系作動なし
[手動作動は異常検知後 10 分程度]

炉心上部露出
↓
蓄圧注入系作動
↓
高圧注入系作動(手動)
[異常検知後 10 分程度]
↓
炉心水位上昇
↓
炉心上部再冠水

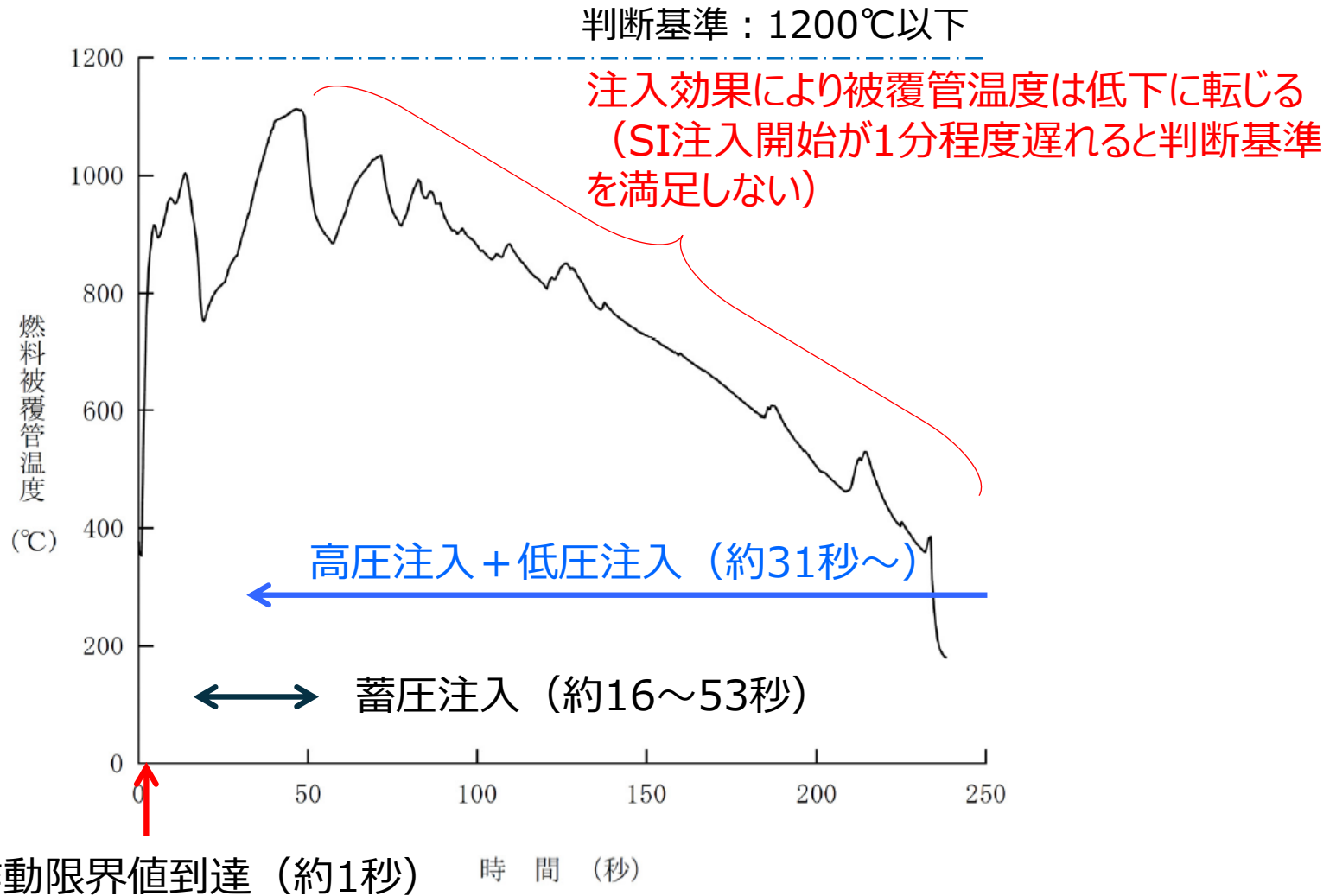
炉心損傷

長期的な冷却

- ・燃料被覆管最高温度 ≤ 1200°C
- ・局所的な最大 Zr-水反応量 ≤ 15%
- ・全炉心平均 Zr-水反応量 : 十分小さい
- ・長期間にわたる炉心冷却が可能

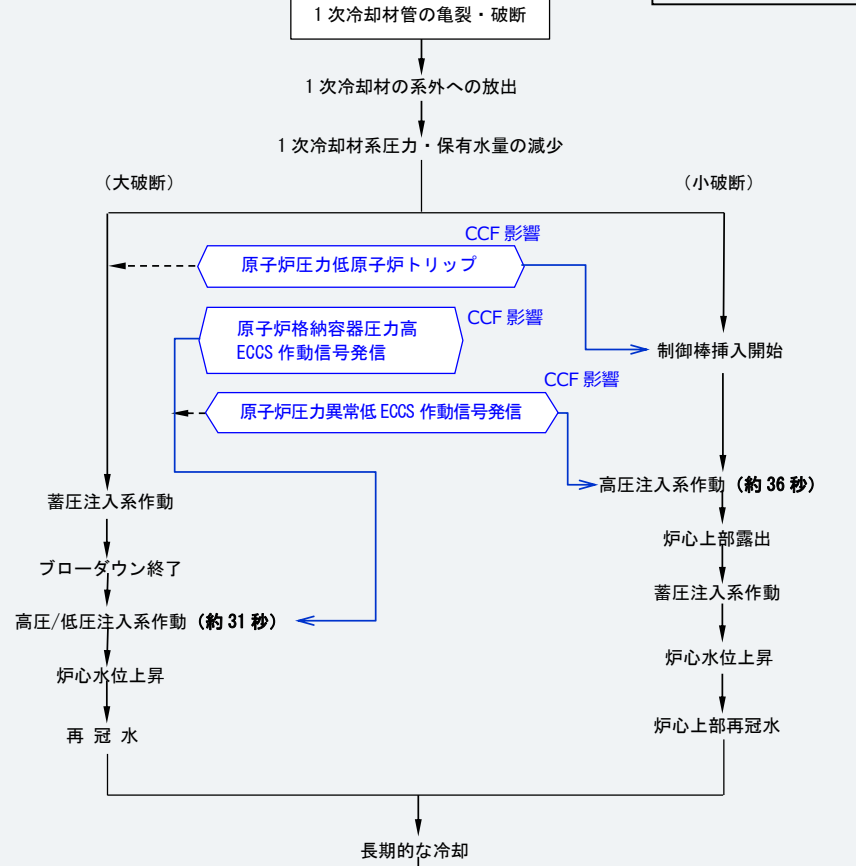
・大破断LOCA : 操作時間余裕が少ないため炉心損傷に至る。
・小破断LOCA : 手動SIにより炉心冷却性は確保される。

補足-1「原子炉冷却材喪失（ECCS性能評価 [大破断]）」の解析例※



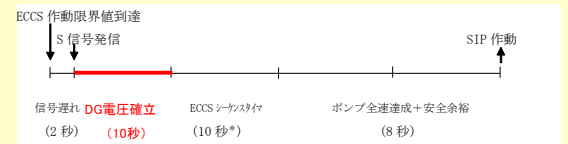
※美浜発電所3号炉 設置変更許可申請書 添付書類十より

設計基準事故
外部電源なし



- ・燃料被覆管最高温度 ≤ 1200°C
- ・局所的な最大 Zr-水反応量 ≤ 15%
- ・全炉心平均 Zr-水反応量 : 十分小さい
- ・長期間にわたる炉心冷却が可能

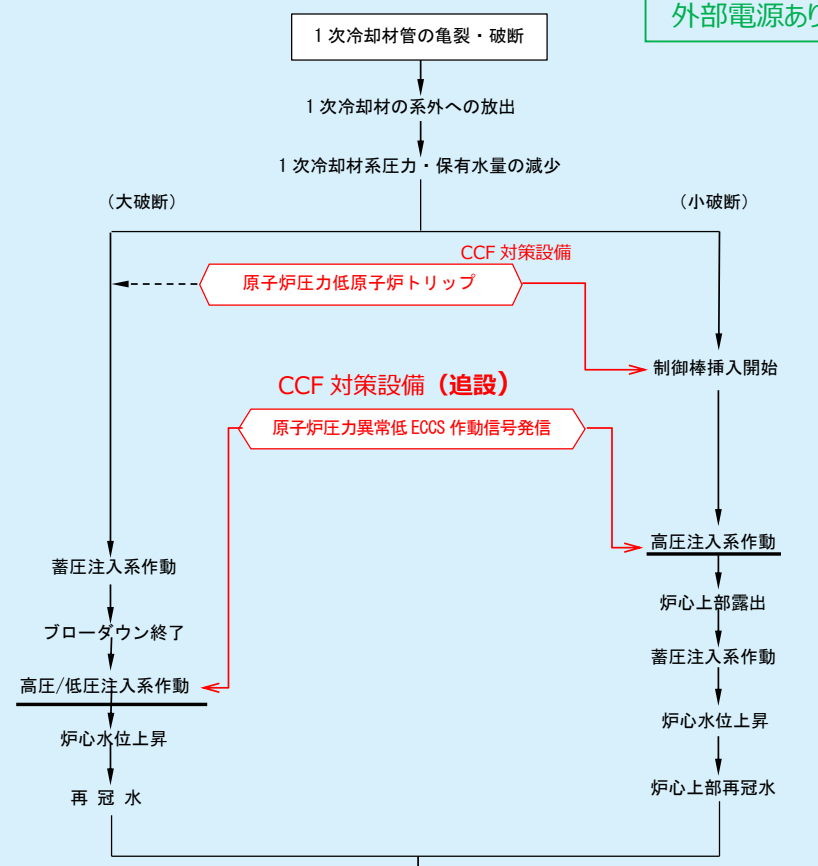
大破断LOCA解析における
SI注入遅れ時間



*: 低圧注入ポンプの値

設計基準事故+デジタルCCF(自動SIあり)

外部電源あり



- ・燃料被覆管最高温度 ≤ 1200°C
- ・局所的な最大 Zr-水反応量 ≤ 15%
- ・全炉心平均 Zr-水反応量 : 十分小さい
- ・長期間にわたる炉心冷却が可能

CCF対策設備(自動SI)のタイマーをDG電圧確立時間と同程度とすることで、ECCS注入開始時刻は現行の添十解析と同程度となるため、炉心冷却性は問題ない。また、Zr-水反応に伴う水素発生量も同程度となるため、「可燃性ガスの発生」も問題とならない。

設計基準事故

外部電源なし

1次冷却材管の亀裂又は破断

1次冷却材の原子炉格納容器内への放出

1次冷却系圧力・保有水量の減少

原子炉格納容器内圧上昇

原子炉圧力低原子炉トリップ

CCF影響

原子炉格納容器圧力高
ECCS 作動信号発信

CCF影響

原子炉格納容器圧力異常高
スプレイ作動信号発信

CCF影響

蓄圧注入系作動

高圧/
低圧注入系作動

ブローダウン終了

炉心水位上昇

再冠水終了

原子炉格納容器内圧減少

原子炉格納容器スプレイ設備による
原子炉格納容器の長期的冷却

原子炉格納容器内圧 ≤ (最高使用圧力: 0.261MPa [gage])

原子炉格納容器内温度 ≤ (最高使用温度: 122°C)

原子炉格納容器スプレイ作動
(自動)

無断複製・転載禁止

設計基準事故+デジタルCCF

外部電源あり

1次冷却材管の亀裂又は破断

1次冷却材の原子炉格納容器内への放出

1次冷却系圧力・保有水量の減少

原子炉格納容器内圧上昇

原子炉圧力低原子炉トリップ

CCF対策設備

原子炉圧力異常低
ECCS 作動信号発信

CCF対策設備 (手動※)

※ECCS性能評価の
観点で自動化

蓄圧注入系作動

ブローダウン終了 ← 高圧/
低圧注入系作動

炉心水位上昇

再冠水終了

原子炉格納容器内圧減少

原子炉格納容器スプレイ設備による
原子炉格納容器の長期的冷却

原子炉格納容器内圧 ≤ (最高使用圧力: 0.261MPa [gage])

原子炉格納容器内温度 ≤ (最高使用温度: 122°C)

原子炉格納容器スプレイ作動 (現場手動)
[異常検知後 10分程度]

CCF対策として、手動操作によるCVスプレイの成立性を確認した。
詳細を次ページに示す。

対象プラント：美浜 3 号機

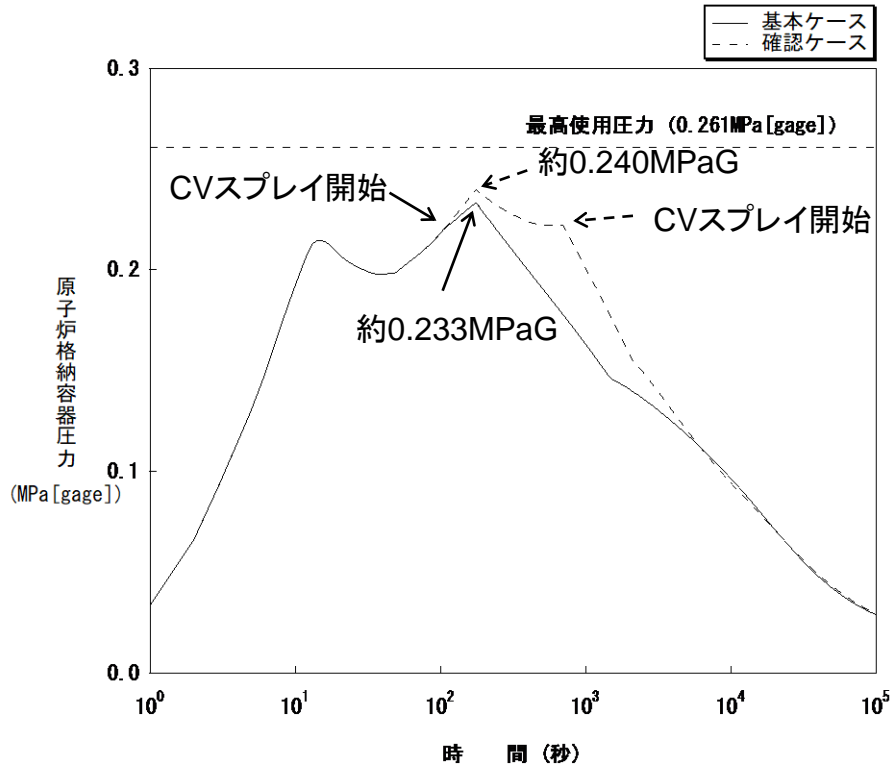
	CVスプレイ 開始時刻	解析結果		
		最高圧力	最高温度	判定
基本ケース (添十)	106秒	約0.233MPa[gage]	約122℃	最高圧力<0.261MPa[gage] 最高温度<122℃
確認ケース	706 秒 (基本ケース+10分)	約0.240MPa[gage]	約123℃	最高圧力<0.261MPa[gage] 最高温度>122℃

(補足)

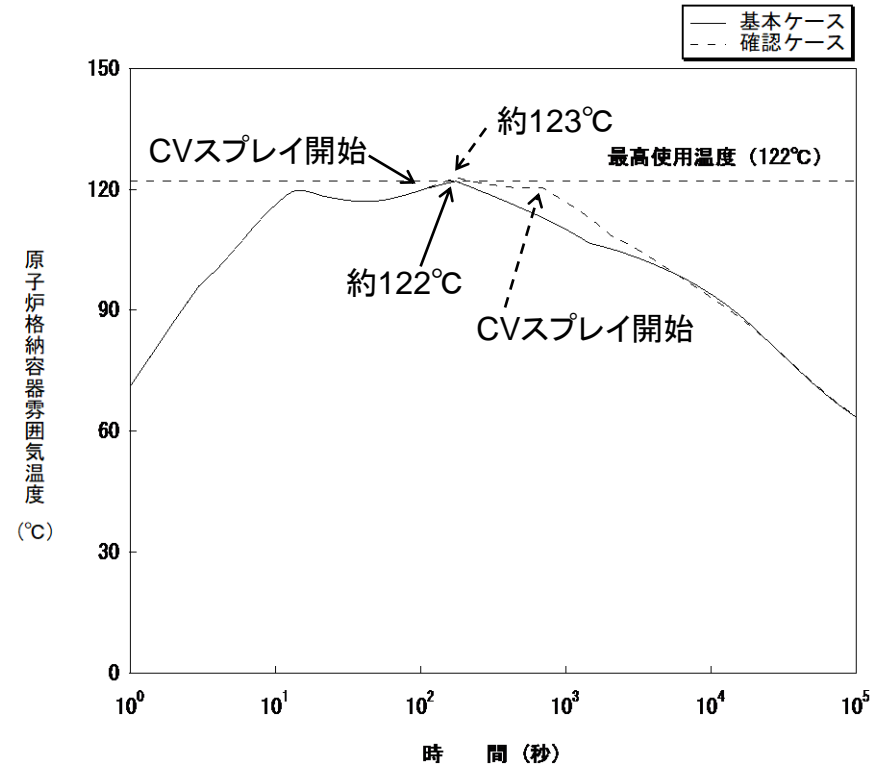
- ・手動によるCVスプレイ開始遅れを、添付書類十解析から+10分と設定した。
- ・解析には従来許認可コードを使用。
- ・CCF対策設備では、1系列の高・低圧注入が自動作動する設計であるが、今回、添付書類十解析同様に、保守的に2系列の高・低圧注入を想定した。

(解析結果)

- ・手動スプレイ操作を仮定した場合、判断基準(最高圧力、最高温度)を概ね満足する結果。
- ・なお、CVの限界圧力（2Pd(=0.522MPa[gage]))及び限界温度（200℃）に対して十分下回る。

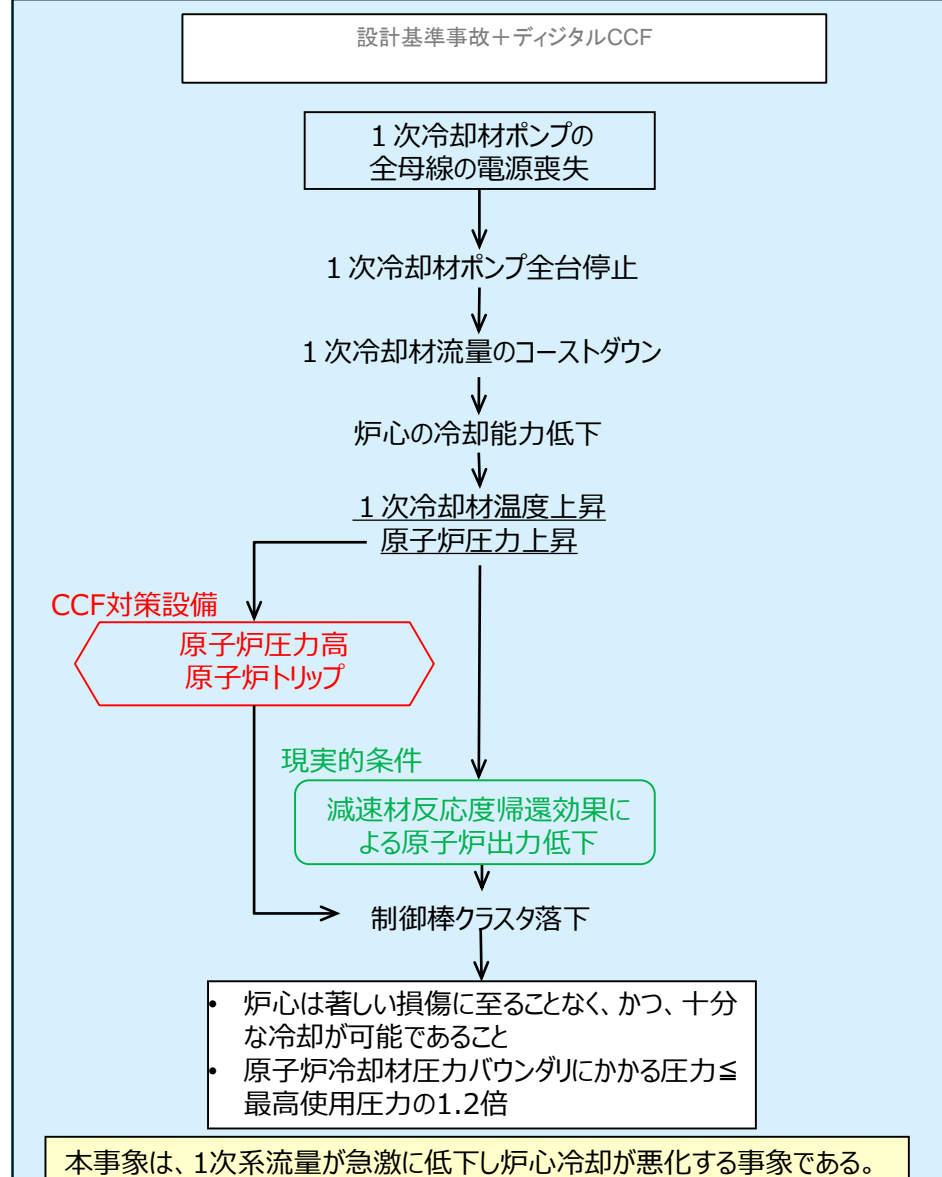
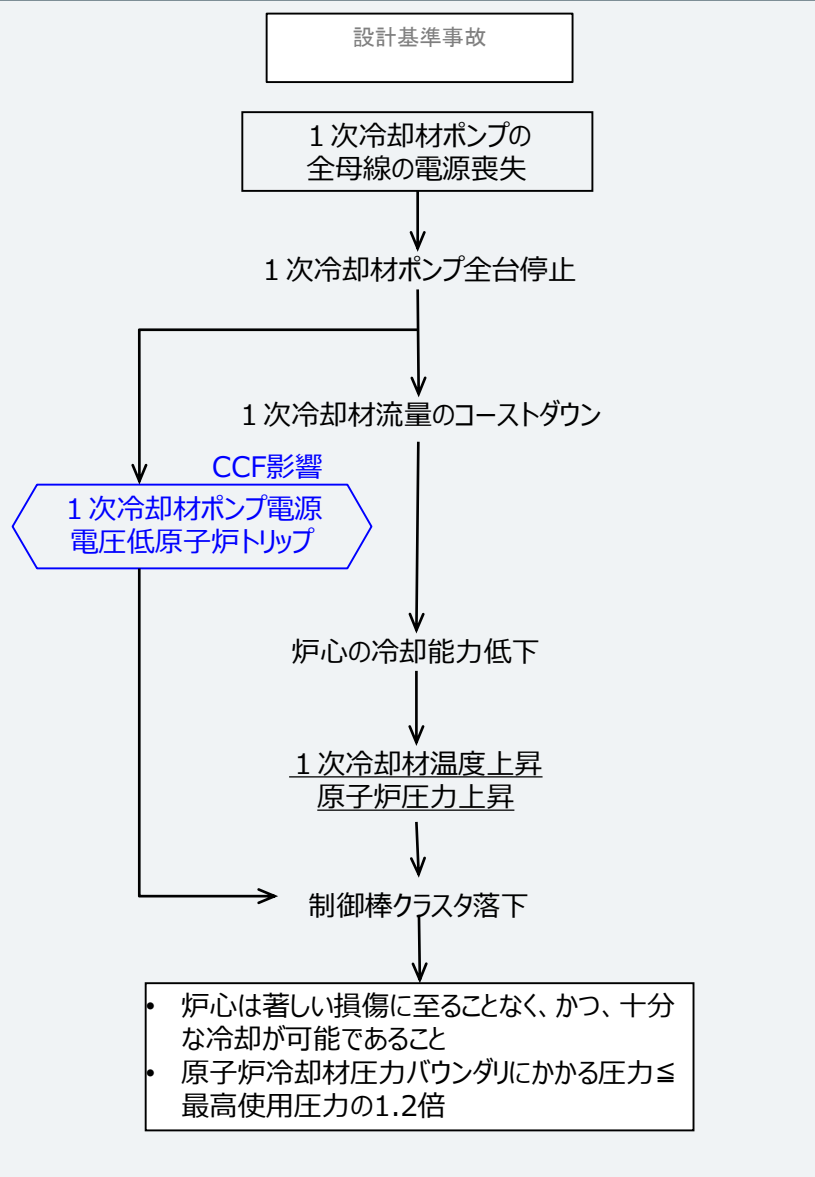


原子炉格納容器圧力



原子炉格納容器雰囲気温度

CCF対策として手動によるCVスプレイにより、CV内圧及びCV雰囲気温度は添付書類十解析と同等となり、判断基準を概ね満足する。CV漏えい率についても同等となることから、被ばくについても問題とならない。

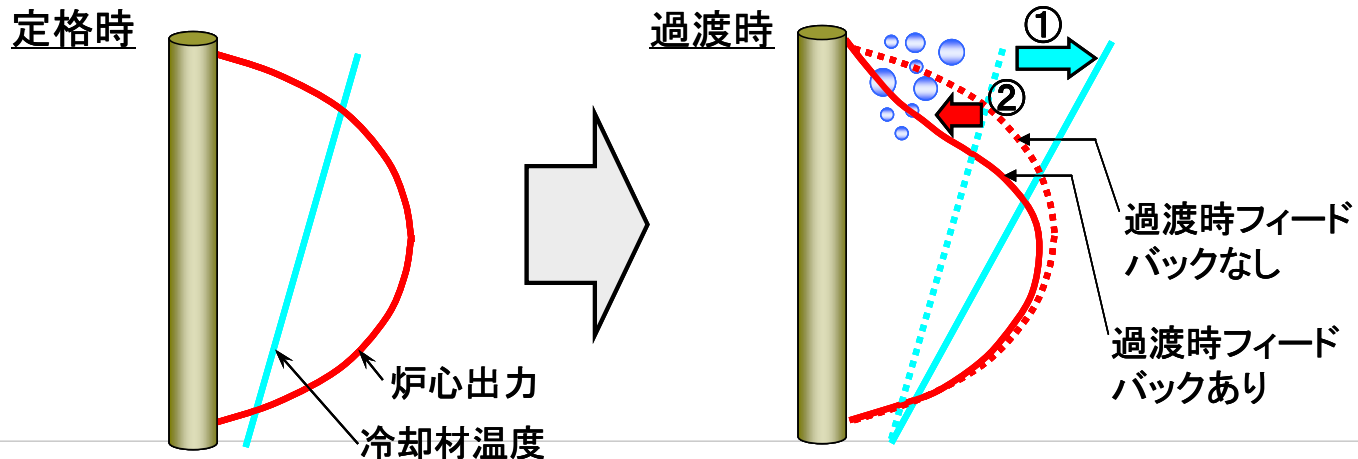


無断複製・転載禁止

本事象は、1次系流量が急激に低下し炉心冷却が悪化する事象である。CCF対策設備からの原子炉トリップの遅れに対しては、減速材反応度帰還効果により緩和され、最終的には原子炉トリップにより事象収束することを確認した。詳細を次ページに示す。

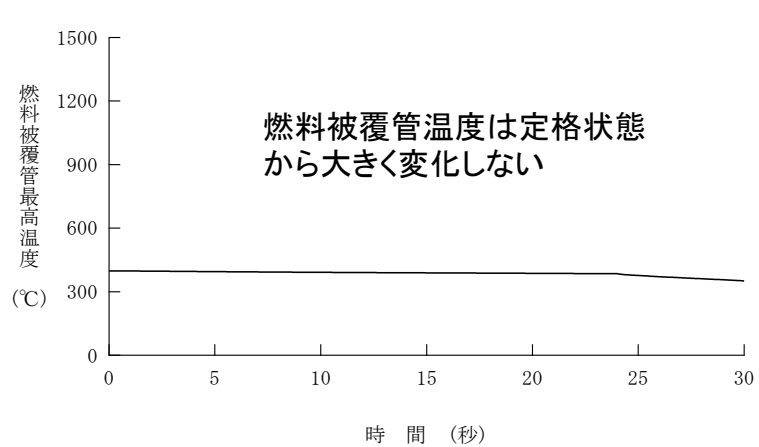
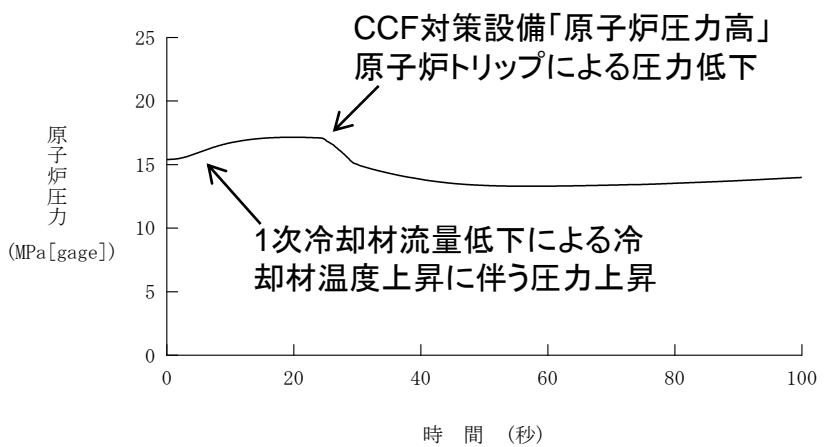
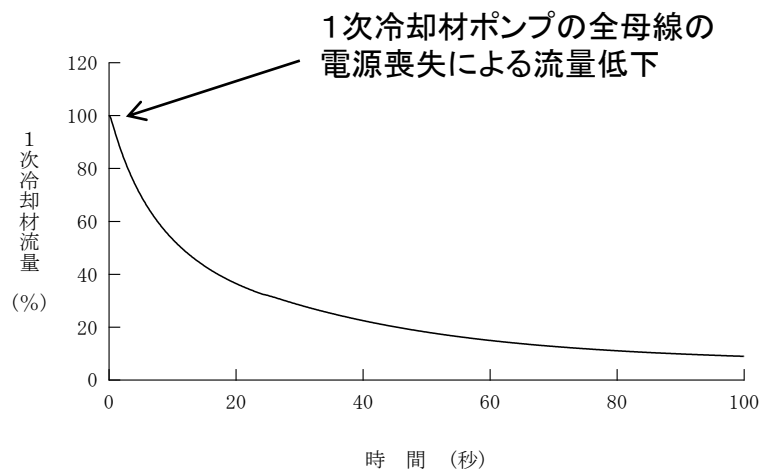
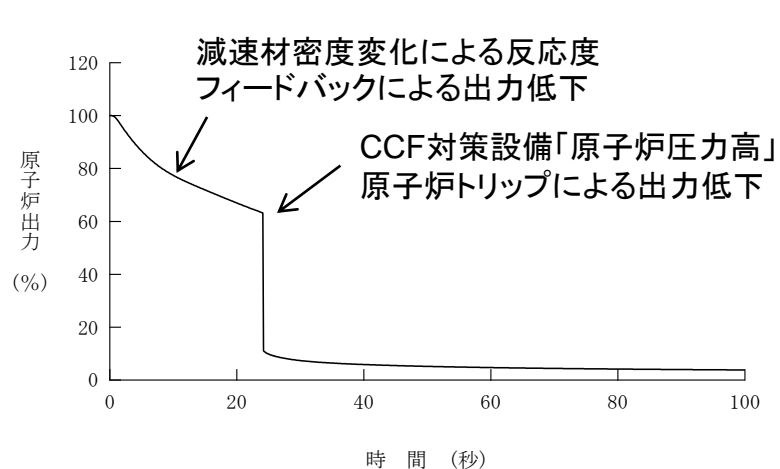
	添付書類十解析	CCF解析
原子炉トリップ	安全保護系による原子炉トリップ (電源電圧低)	CCF対策設備による原子炉トリップ (原子炉圧力高) ※ 安全保護系による原子炉トリップは不作動 ※ 設定値には計装誤差を考慮し、 タイマー+信号遅れとして12秒を仮定
減速材温度係数	0pcm/°C	-13pcm/°C (ATWS解析と同じ)
局所フィードバック効果(注)	考慮しない	考慮する
その他	—	添付書類十解析と同じ

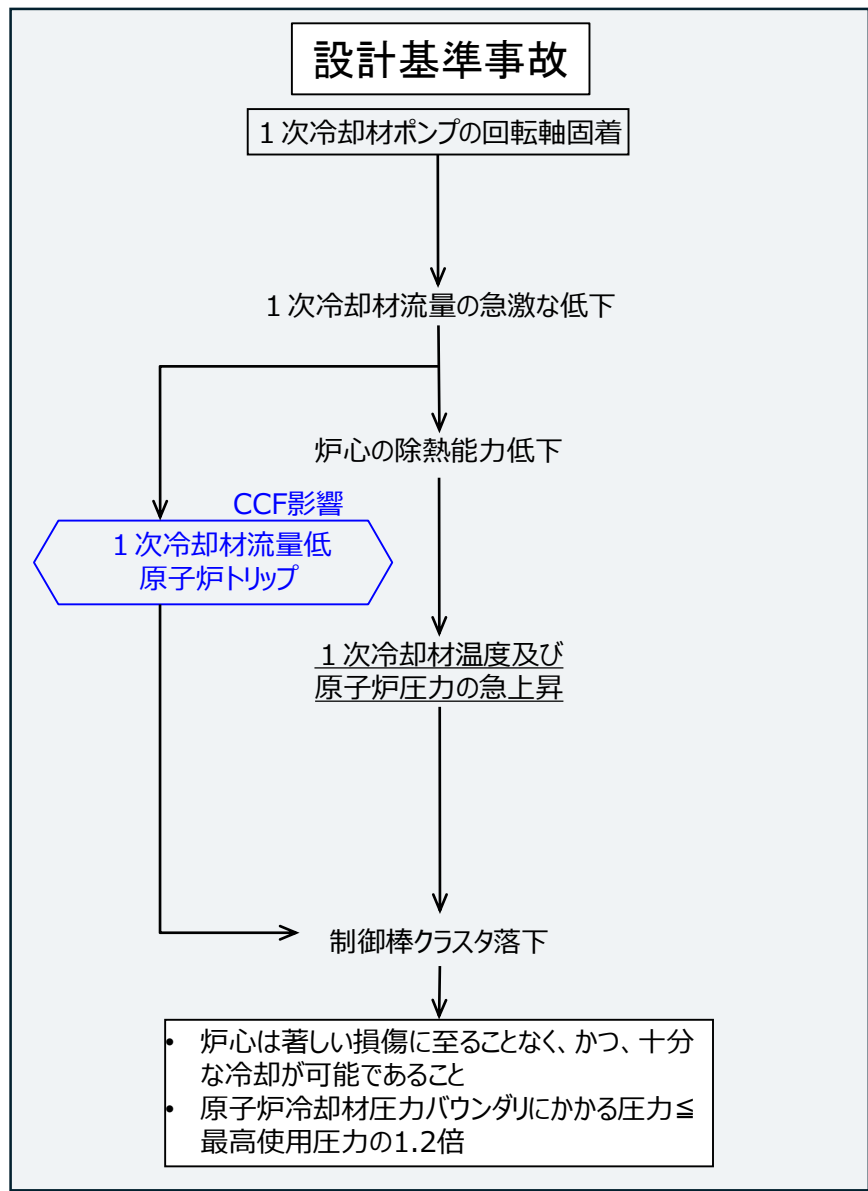
注 SA有効性評価で使用しているSPARKLE-2では、出力上昇や冷却材流量低下などにより、炉心上部の冷却材温度が上昇（①）すると、減速材フィードバック効果により出力分布が抑制される（②）とともに、出力が低下する。



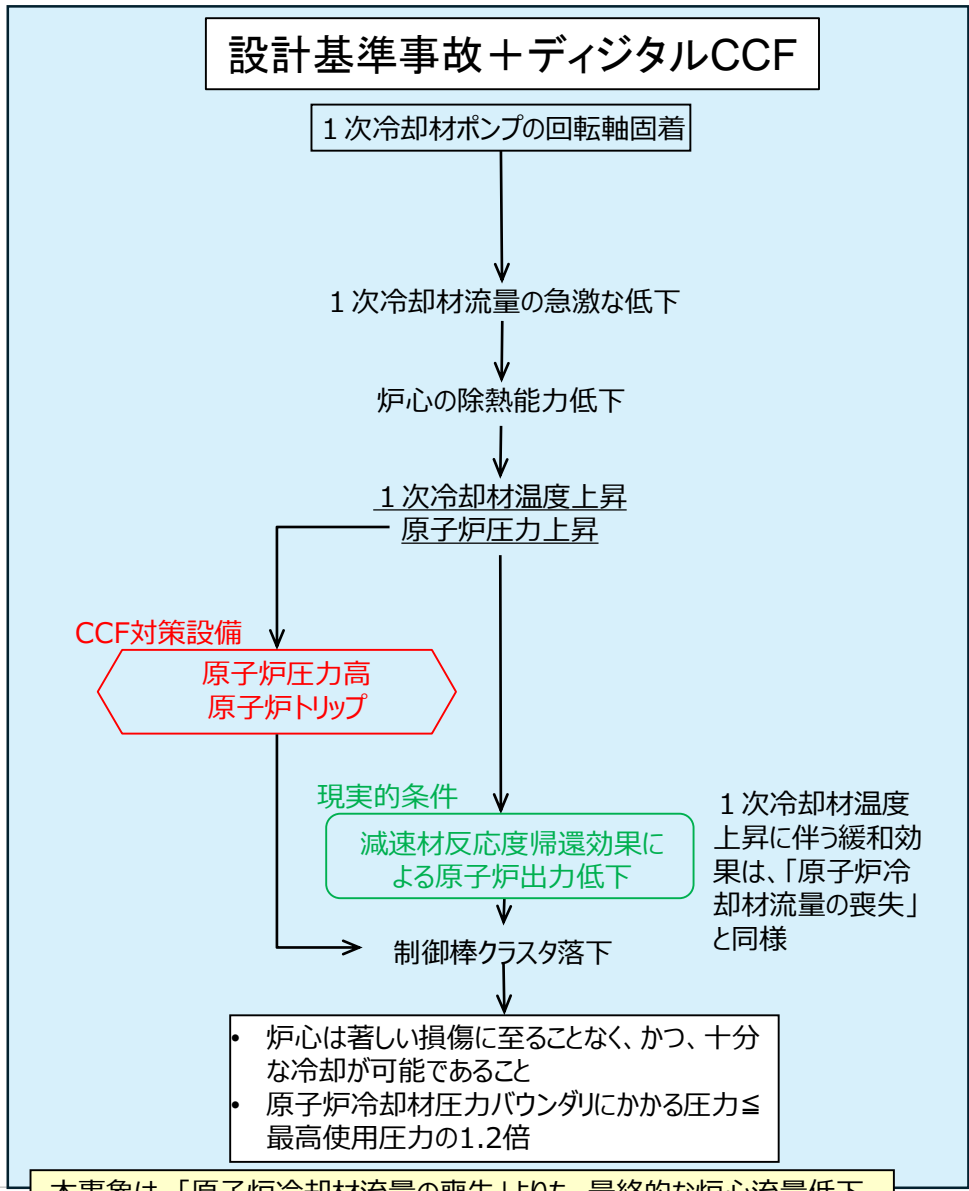
無断複製・転載禁止

- ・SPARKLE-2コードを用いた解析例を以下に示す。
- ・減速材密度変化による反応度フィードバックの効果により出力が低下。燃料被覆管温度は定格状態から大きく変化しない。





無断複製・転載禁止



本事象は、「原子炉冷却材流量の喪失」よりも、最終的な炉心流量低下幅が小さい。「原子炉冷却材流量の喪失」と同様に、減速材反応度帰還効果とCCF対策設備による原子炉トリップで判断基準を概ね満足する。

設計想定事故

主給水管の両端破断

破断側蒸気発生器の保有水放出
破断側蒸気発生器の圧力低下
事象発生と同時に全ての蒸気発生器への主給水停止を仮定

1次冷却材温度上昇
原子炉圧力上昇

蒸気発生器水位低下

加圧器安全弁作動

制御棒クラスタ落下

主蒸気安全弁作動

健全側蒸気発生器への
補助給水開始

CCF影響

蒸気発生器水位異常
低原子炉トリップ
または、
原子炉圧力高
原子炉トリップ

※解析では単一故障を仮定

CCF影響

タービン動補助
給水ポンプ起動
電動補助給水
ポンプ起動

- 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること（補助給水により崩壊熱除去が可能）
- 原子炉冷却材圧力バウンドにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力の1.2倍

無断複製・転載禁止

設計想定事故+デジタルCCF

主給水管の両端破断

破断側蒸気発生器の保有水放出
破断側蒸気発生器の圧力低下
事象発生と同時に全ての蒸気発生器への主給水停止を仮定

1次冷却材温度上昇
原子炉圧力上昇

1次冷却材温度
上昇に伴う緩和効果は、「原子炉冷却材流量の喪失」と同様

現実的条件

減速材反応度帰還効果
による原子炉出力低下

蒸気発生器水位低下

加圧器安全弁作動

制御棒クラスタ落下

主蒸気安全弁作動

健全側蒸気発生器への
補助給水開始

CCF対策設備

蒸気発生器水位異常
低原子炉トリップ
または、
原子炉圧力高
原子炉トリップ

現実的条件

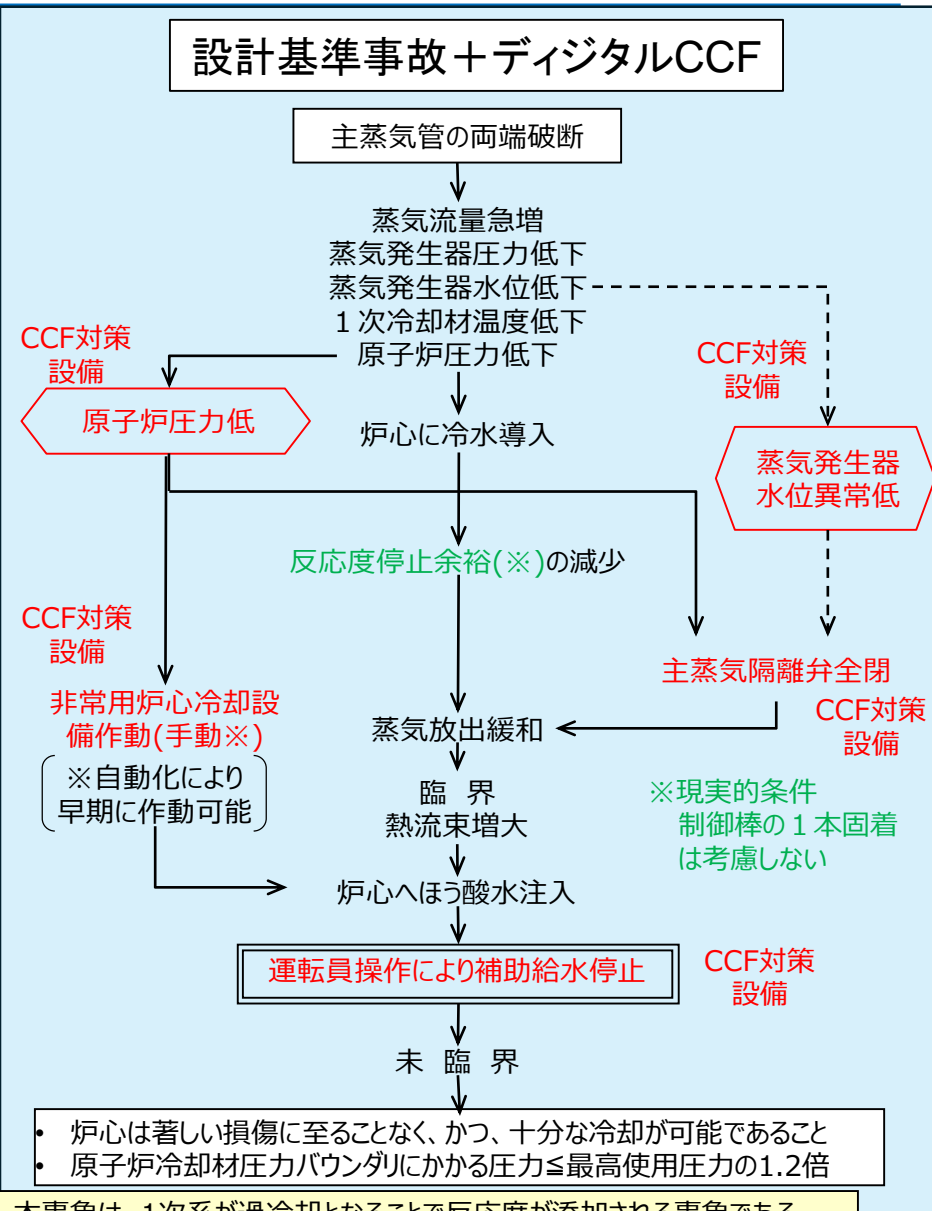
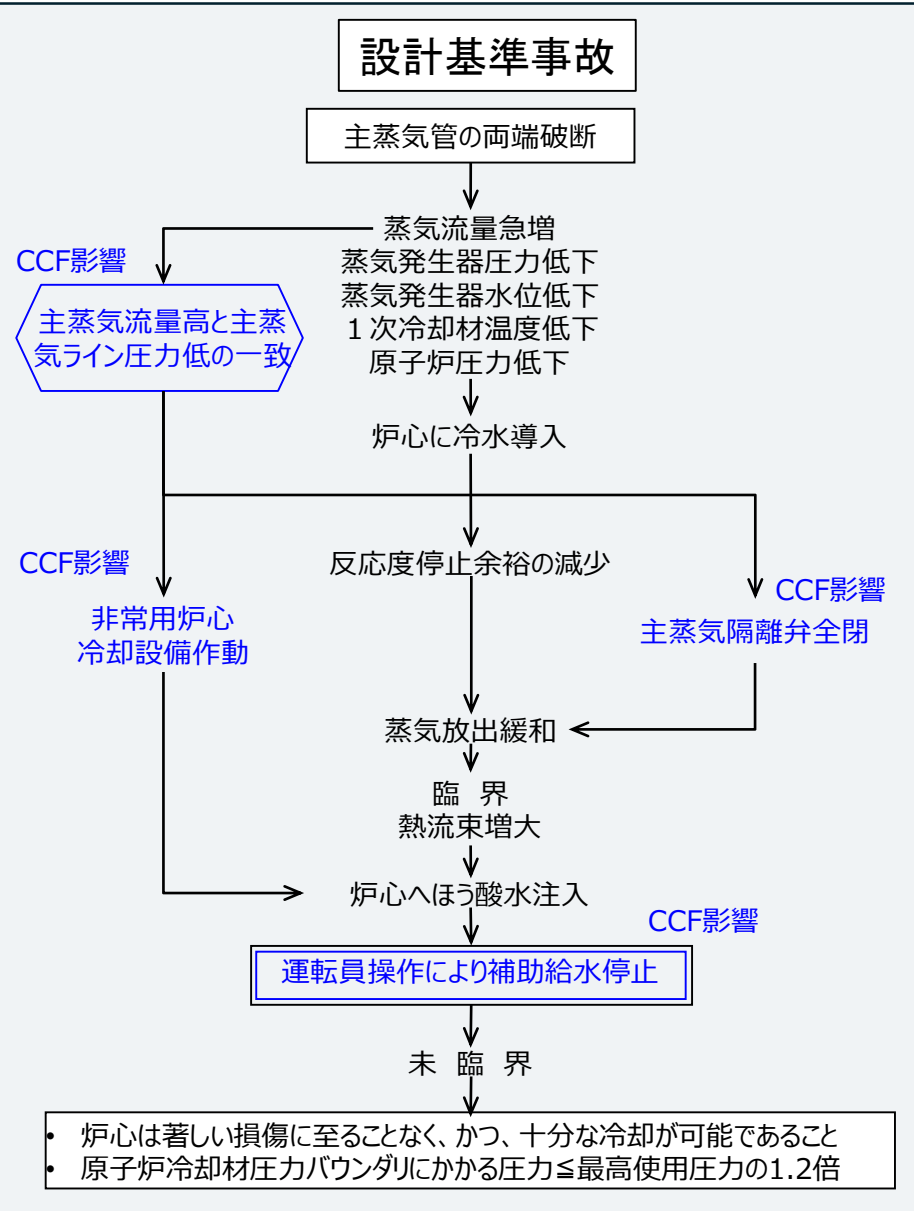
全台起動

タービン動補助
給水ポンプ起動
電動補助給水
ポンプ起動

CCF対策設備

- 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること（補助給水により崩壊熱除去が可能）
- 原子炉冷却材圧力バウンドにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力の1.2倍

本事象は、「原子炉冷却材流量の喪失」よりも、炉心冷却の悪化が緩やかであり、「原子炉冷却材流量の喪失」と同様に、減速材反応度帰還効果とCCF対策設備による原子炉トリップで判断基準を概ね満足する。



無断複製・転載禁止

本事象は、1次系が過冷却となることで反応度が添加される事象である。制御棒が全挿入されている状態で、CCF対策設備により主蒸気隔離されることで判断基準を概ね満足する。(自動SI化でさらなる機能強化)

設計基準事故

制御棒クラスタ1本飛び出し

炉心内に過度の反応度添加
出力分布の歪み

中性子束急増
熱水路係数の増加
燃料棒温度上昇
原子炉圧力上昇

CCF影響

※ 中性子源領域中性子束高
原子炉トリップ (零出力)

※ 出力領域中性子束
変化率高原子炉トリップ

CCF影響

反応度帰還効果 (ドップラ、減速材)

出力領域中性子束高
原子炉トリップ
低設定 - 零出力
高設定 - 全出力

中性子束急減

制御棒クラスタ落下

- 燃料エンタルピ $\leq 963 \text{ kJ/kg} \cdot \text{UO}_2$ から融点低下分相当のエンタルピを差し引いた値
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 \leq 最高使用圧力の1.2倍
- P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性が損なわれないこと。

※ 解析結果を厳しく
するように解析では
仮定していない

無断複製・転載禁止

設計基準事故 + デジタルCCF

制御棒クラスタ1本飛び出し

炉心内に過度の反応度添加
出力分布の歪み

中性子束急増
熱水路係数の増加
燃料棒温度上昇
原子炉圧力上昇

反応度帰還効果 (ドップラ、減速材)

中性子束急減

現実的条件

破断口からの冷却材流出による減圧
減圧効果を取り入れた減速材反応度帰還

原子炉圧力低下

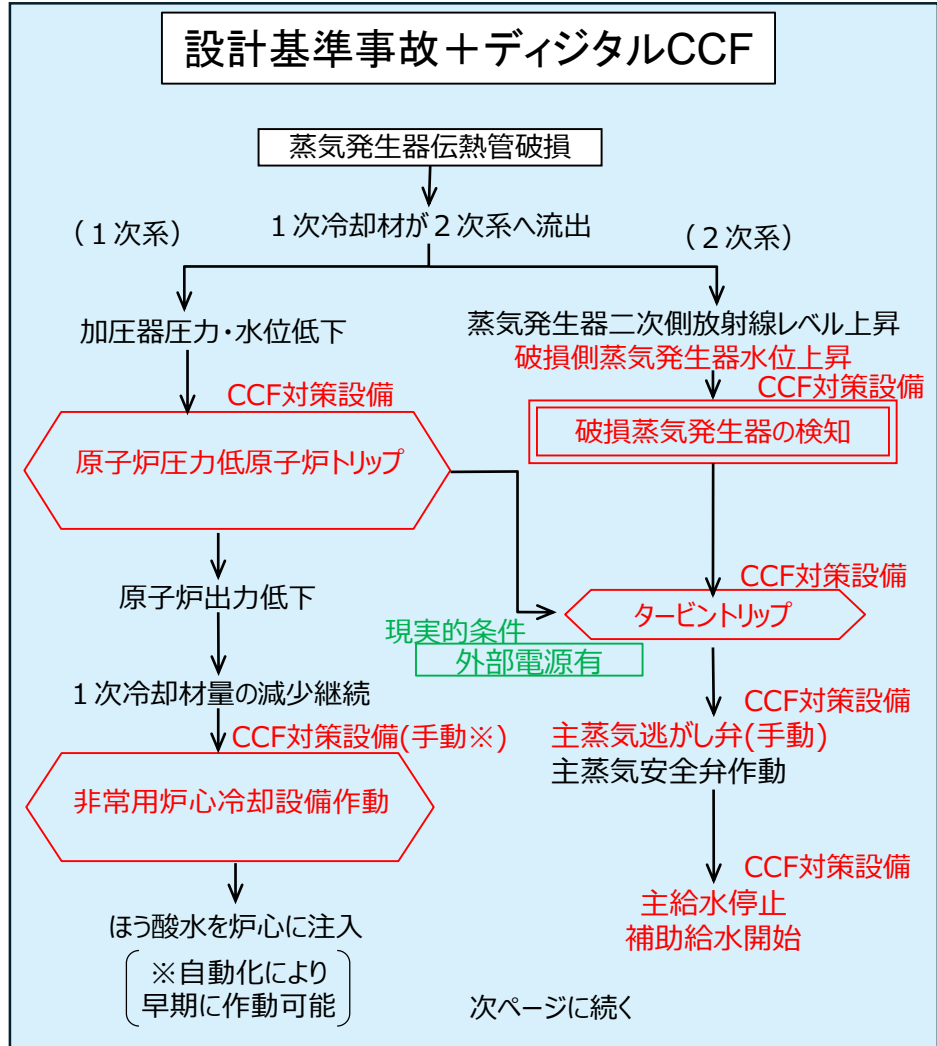
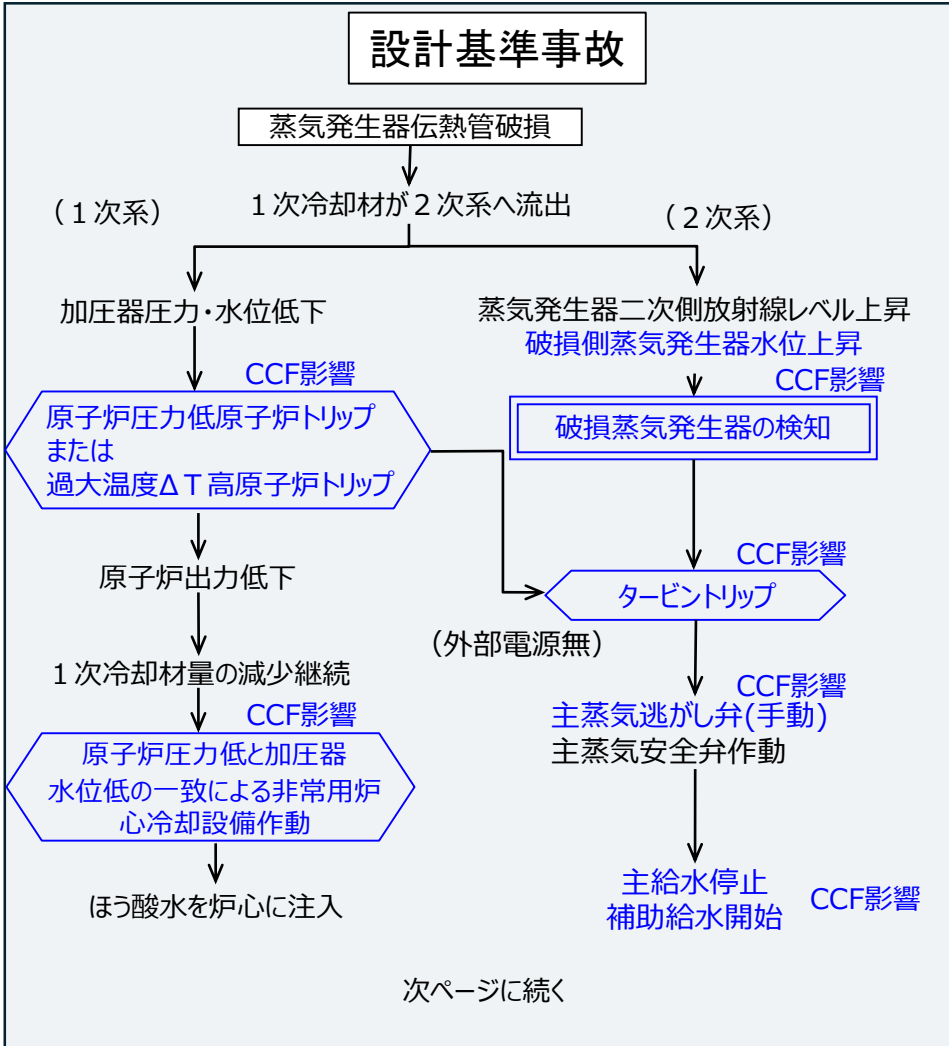
CCF対策設備

原子炉圧力低
原子炉トリップ

制御棒クラスタ落下

- 燃料エンタルピ $\leq 963 \text{ kJ/kg} \cdot \text{UO}_2$ から融点低下分相当のエンタルピを差し引いた値
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 \leq 最高使用圧力の1.2倍
- P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性が損なわれないこと。

本事象は、圧力ハウジング破損等により制御棒1本が飛び出す想定であり、破断口からの冷却材流出による減圧を考慮することで、CCF対策設備による原子炉トリップに至る。燃料破損は飛び出し直後の影響が支配的なため破損量は同程度となり、被ばくも含め判断基準を概ね満足する。

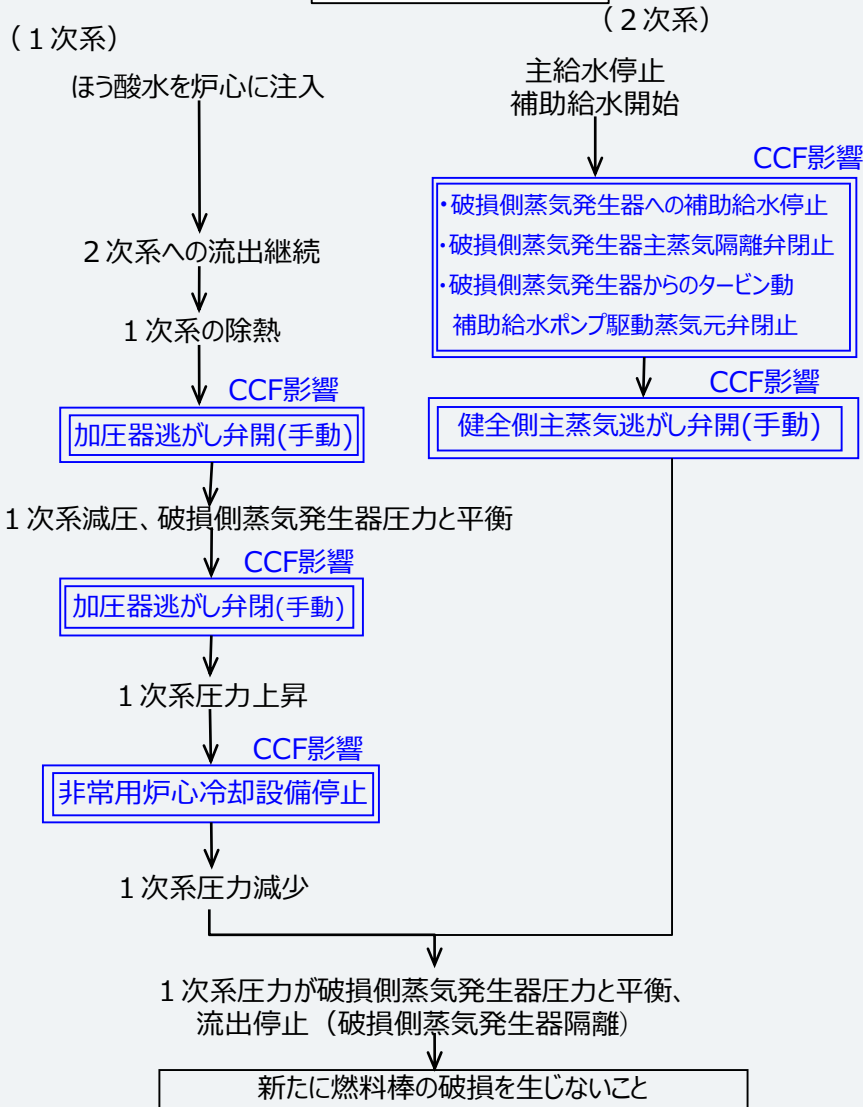


現行のCCF対策設備による原子炉トリップ、並びに漏洩停止までの必要な手動操作をCCF対策設備等で事故解析と同等のタイミングで対応することにより、漏洩量は事故解析と同等となり、判断基準を概ね満足する。

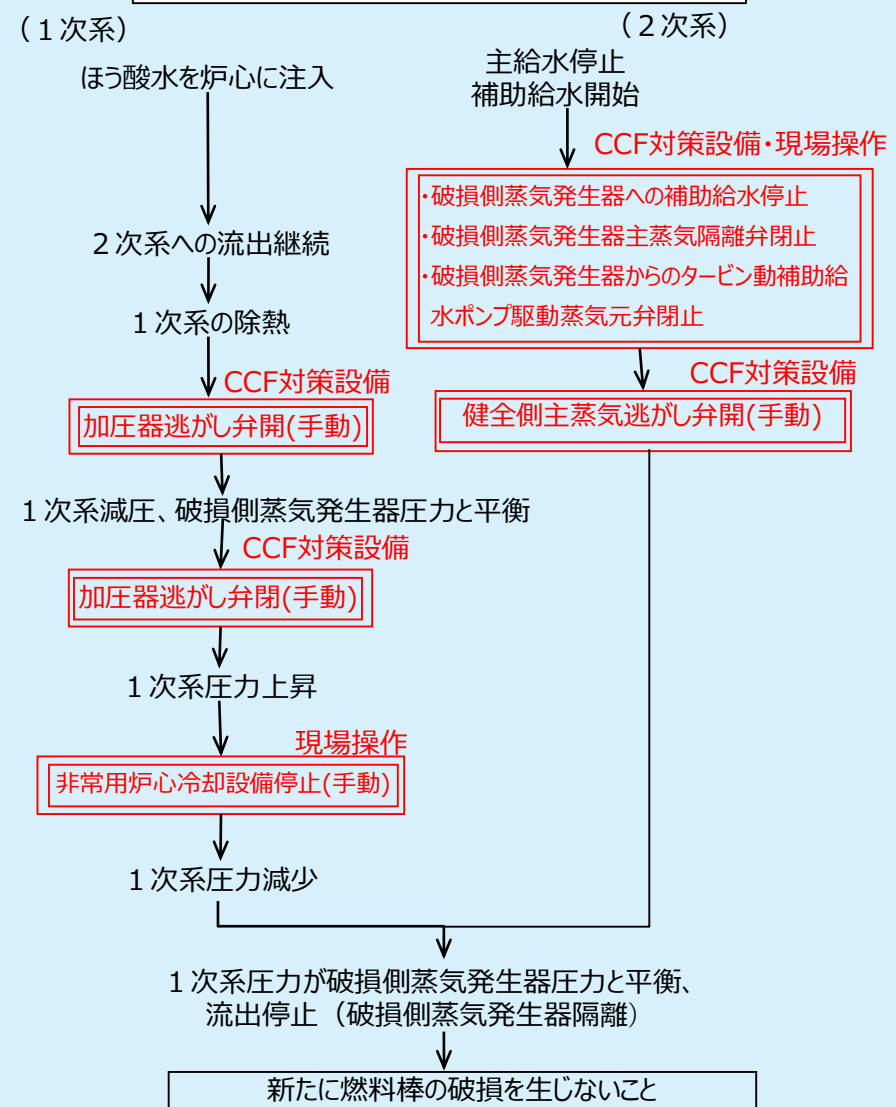
無断複製・転載禁止

補足-1 事故のCCF対策評価 「蒸気発生器伝熱管破損」(2)

設計基準事故



設計基準事故+デジタルCCF



無断複製・転載禁止

CCF対策設備による原子炉トリップで、炉心損傷を防止でき、判断基準を概ね満足する。