

発電用原子炉施設のデジタル安全保護回路に係る 共通要因故障対策の強化について（第2回） ～ 検討チームにおける検討結果の追加報告 ～

令和2年3月23日
原子力規制庁

1. 経緯

発電用原子炉施設に用いられるデジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障対策について、原子力規制庁は、今年11日の第69回原子力規制委員会¹においてこれまでの検討チーム²における検討結果等を報告した（別紙1）。その際、検討チーム会合で事業者側が示した追加対策の内容を原子力規制庁が要約して報告したが、その要約では追加対策の必要性に係る炉型による違いが明確でなかったことから、今後規制上の取り扱いを議論していく前提として、その内容を適切に補充して再度説明するよう指示を受けた。

2. 事業者側が示した追加対策

御指摘を踏まえ、検討チーム会合で事業者側が示した追加対策の内容を適宜再整理すると次のとおり。

(1) 想定事象

ソフトウェアに起因する共通要因故障(CCF)により安全保護機能が喪失している状態で、単一の過渡事象又は設計基準事故(いずれも全事象が対象)が発生するものと仮定する。

(2) 主な評価条件等

原子炉停止系統及び工学的安全施設は、デジタル安全保護回路を経由しない自動又は手動信号で起動させることができる(自主設備であるハードワイヤード機構(Hw機構)の故障は想定しない)。安全設備の単一故障は想定しない。

プラントの運転状態や原子炉制御室での運転員による操作時間は現実的に想定する。現場操作は現実的な時間余裕の範囲内で想定する。

(3) 評価結果

① ABWR

通常運転時に上記(1)の想定事象が発生した場合には、アナログ式の代替制御棒挿入回路の起動信号により自動スクラムができる。その後、事態を認知した運転員が自主設備であるHw機構を用いて高圧炉心注水系を手動で起動し緊急炉心冷却を行うこととなるが、この手動操作が遅れれば炉心損傷に至るおそれがある。

冷却材喪失事故以外の場合には、事象発生から炉心損傷までの時間余裕が約30分～1時間程度あることから、現状のままでも炉心損傷を防止することができるが、給水配管の

¹ 第69回原子力規制委員会(令和2年3月11日)資料4

² 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

破断による冷却材喪失事故(最も厳しいケース)が発生した場合には、事象発生後14分程度で燃料被覆最高温度(PCT)が1200℃に達するおそれがある。

このため、運転員が早期に事態を認知できるよう、警報機能を強化する。これにより、事象発生後10分程度以内に運転員が事態を認知して高圧炉心注水系を手動で起動することができることから、確実に炉心損傷防止を達成することができる。

なお、上記(1)の想定事象のうち、原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きについては、制御棒の引抜き操作は核計装指示値等のパラメータが静定したことを複数人で確認しながら少しずつ手動で行なうため、ソフトウェア起因のCCFにより計器類の指示に異常が生じた場合に運転員がこれに気付かず誤って連続的に引抜き操作をすることは現実的に想定し難いが、仮に誤引抜きが行われた場合でも運転員が所定の操作ボタンから手を離すだけで直ちに引抜き操作を中断することができる。

②PWR

上記(1)の想定事象のうち、早期に対処する必要があるものについてはアナログ式の自動回路を、10分程度の時間余裕があるものについては運転員による手動操作機構を自主設備として用意しており、現状のままでも炉心損傷を防止することができる。ただし、大中破断LOCAとソフトウェア起因のCCFの重畳については、その発生頻度が極めて小さいとして自主設備の対象外としており、現状のままでは炉心損傷に至るおそれがある。

具体的には、アナログ式の自主設備により原子炉圧力低で自動トリップはするものの、事象発生後1分程度(大破断LOCA時)でPCTが1200℃に達するおそれがある。現状の自主設備には高圧注入系を手動で起動する機構しか用意されておらず、時間余裕の範囲内で安全注入系を作動させることは現状では困難と見込まれる。

このため、現状の自主設備による手動操作に加えて、安全注入機能の自動化を図る。これにより、アナログ式の自動回路により時間余裕の範囲内で高圧/低圧注入系が自動起動することから、確実に炉心損傷防止を達成することができる。

③共通事項

現状のHw機構で炉心損傷防止ができない場合でも、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。

(4)実施時期

工事実施時期は事業者ごとに異なるが、安全解析に2年程度を要し、設備改造工事は1回の施設定期検査期間内で可能と想定し、次のとおりとする。(なお、審査に要する期間は含まれていない。)

対象プラント: デジタル安全保護回路を導入済み及び導入予定のプラント

- ・再稼働済み又は2023年度までに再稼働するプラントは、2023年度以降最初の施設定期検査時
- ・2023年度以降に再稼働するプラントは、再稼働時期まで

3. 今後の予定

今後、原子力規制庁において、経過措置を含む規制上の取り扱いを具体化し、改めて原子力規制委員会にお諮りする。

発電用原子炉施設のデジタル安全保護回路に係る 共通要因故障対策の強化について (検討チームにおける検討結果の報告)

令和2年3月11日
原子力規制庁

1. 経緯と概要

発電用原子炉施設に用いられるデジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障対策については、昨年9月13日に行われた第29回原子力規制委員会(以下「前回委員会」という。)において今後の取組方針が了承され、検討チームを設置して現行規制の見直しを検討することとなった¹。その後、ATENA(原子力エネルギー協議会)や事業者、メーカー等の参加を得て計4回の検討チーム会合を開催し、現行規制を見直す場合の具体的な要求事項や経過措置について事業者意見を聴取しながら検討を進めてきた²。

これまでの検討チーム会合での議論等を通じて、現行規制の見直しの方向性について概ねの整理ができたことから、今般その結果を報告するとともに、原子力規制委員会の了承を得て、今後本件検討結果の規制上の取り扱いを具体化する作業を進めることとしたい。

2. 前回委員会で確認された事項

(1) 現行規制の概要と現状認識

現行規制においては、ソフトウェア処理の簡素化や可視化、自己診断機能の実装、ライフサイクルを通じた品質管理、検証及び妥当性確認(V&V)の実施といった、様々な品質確保措置が要求されており、これらを的確に実施することによりソフトウェア起因のCCF³が発生する可能性は十分低く抑えられている。さらに、SA対策の有効性評価を行う際には、安全保護回路がデジタル式であるか否かを問わず、何らかの理由により安全保護回路が原子炉停止系統又は工学的安全施設を自動的に作動させることができない場合でも重大事故等に対処できることを確認しており、現状においても災害防止上の支障はない。

その上で、事業者は、こうした要求事項を満たすだけでなく、ハードワイヤード機構(以下「Hw機構」という。)によるバックアップ設備を自主的な対策として別途設けている。

(2) 継続的改善に向けた取組

近年、国内では、従来はアナログ式であった安全保護回路をデジタル化して取り替える事例が増えてきている。また、海外では、特に新設炉において、PLD(Programmable Logic Device)といった新たなデジタル技術を適用する事例も見られる。IAEAは、昨今のデジタル技術の進展や利用の拡大を踏まえて新たなガイドを策定し、I&Cシステムやアーキテク

¹ 第29回原子力規制委員会(令和元年9月13日) 資料1-1

² 「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」(開催履歴及び参加者は別紙3参照)

³ Common cause failure (共通要因故障)

ヤの共通要因故障について、多様性を確保することによってその影響を緩和できるようにすべきとしている。

これらを踏まえ、原子力規制委員会は、更なる信頼性向上を図る観点から現行規制の見直しに向けて検討を進めるよう原子力規制庁に指示した。本件検討に当たっては、検討チームを設置して事業者からの意見(経過措置に関するものを含む。)を聴取しつつ、今年度内を目途に具体的な要求事項の整理等を行うこととされた。

3. 検討チームにおける検討結果

前回委員会では承された取組方針に基づいて、事業者意見を聴取しながら現行規制を見直す場合の具体的な要求事項や経過措置を以下のとおり整理した。

(1) 具体的な要求事項

デジタル安全保護回路を設ける場合には、次に掲げるところにより、代替作動機能を有する装置(以下「代替作動機構」という。)を設けなければならないものとする。ただし、ソフトウェアに起因する共通要因故障が発生するおそれがない場合又は代替作動機構を設けることなく下記②の要件を満足する場合には、この限りでない。

- ①安全保護回路とは異なる動作原理の機構により、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に又は原子炉制御室から手動により作動させることができるものとする。こと。
 - 「安全保護回路とは異なる動作原理の機構」とは、ソフトウェアを用いることなく作動させることができるものなど、ソフトウェアに起因する共通要因故障によってデジタル安全保護回路の安全保護機能と同時にその代替作動機能を喪失するおそれがない系統、機器その他の機構をいう。
- ②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、安全保護回路の安全保護機能が喪失したときにおいても、発電用原子炉施設の安全性が損なわれることを防止することができるものとする。こと。
 - 「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、安全保護回路の安全保護機能が喪失したとき」とは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合において、デジタル安全保護回路がソフトウェアに起因する共通要因故障によってその異常な状態を検知することできないとき又は原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させることができないときをいう。
 - 「発電用原子炉施設の安全性が損なわれることを防止することができる」とは、最適評価により設計基準事故時の要件⁴を概ね満足すること又は炉心の著しい損傷を防止することができることをいう。
- ③共通要因によって安全保護回路の安全保護機能と同時にその代替作動機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものとする。こと。

⁴ [許可基準規則第13条第2号](#)を参照。

- 「適切な措置を講じたもの」とは、安全保護回路の作動が要求される場合において安全保護機能と代替作動機能とが同時に損なわれないよう、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することをいう。

- ④外部電源が利用できない場合においてもその代替作動機能が損なわれるおそれがないものとするほか、重要安全施設⁵と同等の信頼性を確保したものとすること。

(2)経過措置

発電用原子炉施設のデジタル安全保護回路に関しては、現在、上記2.(1)のとおり、規制上の措置及び事業者による対策が講じられており、現状において災害防止上の支障はない。

このため、上記3.(1)の要求事項を規制に取り入れることは、更なる信頼性向上の観点からは効果があるが、安全上緊急の必要性まではない(現行の基準により災害防止上の支障はない)ことから、これを既存の発電用原子炉施設に要求する場合には、設置者が当該要求事項に的確に対応するために必要な期間を合理的に見積もって経過措置を設定しておくことが適当である。

そこで、検討チーム会合では、事業者に対して、現在自主的に設置しているHw機構が上記(1)の要求事項をどの程度満足しているか概略評価し、今後必要となると見込まれる追加対策の概要及びその追加対策の実施に要する概ねの期間について説明するよう求めた。事業者からは、別添1の資料を用いて概要以下のとおり説明があった。

- ① 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が、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、自主的に設置しているHw機構によって、殆どの過渡・事故に対して炉心損傷防止が可能である。
- ② 一方、大中破断LOCA⁶とソフトウェアCCFの重畳については、現状のHw機構では炉心損傷に至るおそれがある。このため、このような場合でも炉心損傷防止ができるよう、次のような追加対策を講じる。
 - ・ABWR…運転員が早期に事態を認知できるよう、警報機能を強化する。
 - ・PWR…現状のHw機構による手動操作に加えて、安全注入機能の自動化を図る。なお、現状のHw機構で炉心損傷防止ができない場合でも、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。
- ③ これらの追加対策の実施に要する期間は、事業者ごとに異なるが、概ね2年程度を要すると想定している(設備改造は1回の定検で工事可能と想定。審査に要する期間は含まれていない)。産業界として、ATENAのガバナンスのもと、自律的に且つ計画的に取り組んでいきたい。

審査の形式で確認したわけではないが、検討チーム会合で聴取したところによれば、事業者が上記②の追加対策を講じれば上記3.(1)の要求事項を満足すると考えられ、事業者はかかる対策を現に講じる方針であると認められ、また、その実施に要する期間も不合理なものではないと評価できる。

⁵ 許可基準規則第2条第2項第9号を参照。

⁶ Loss of coolant accident (冷却材喪失事故)

4. 今後の予定

上記3. のとおり、現行規制の見直しの方向性について概ねの整理がなされ、これに対応するための産業界の取組姿勢も確認することができた。今後、原子力規制庁において、経過措置を含め本件検討結果の規制上の取り扱いを具体化し、改めて原子力規制委員会にお諮りすることとしたい。

(別紙)

- 別紙1 第29回原子力規制委員会資料1-1(令和元年9月13日、原子力規制庁)(抜粋)
- 別紙2 第4回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会合資料1(令和2年1月29日、原子力エネルギー協議会)
- 別紙3 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会合開催履歴及び参加者

発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア に起因する共通要因故障対策について

令和元年9月13日
原子力規制庁

本年の原子力規制委員会の重要課題(重点課題と比較すると個別性が強いが、規制上の重要度が高いもの)として、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策の規制への取り込みが挙げられている。¹

1. 現状と国内外の動向

(1) 現状と国内動向

安全保護回路をデジタル化する場合には、アナログ式の場合にはなかった、ソフトウェア起因のCCF(ソフトウェアによって機能する電子計算機の不作動又は誤作動による、多重化された安全保護回路の同時機能喪失)を新たに考慮する必要がある。

この問題は古くから認識されており、現に事業者は、デジタル安全保護回路を設ける場合には、ソフトウェア処理の簡素化や可視化、自己診断機能の実装、ライフサイクルを通じた品質管理、検証及び妥当性確認(V&V)の実施²といった現行基準の要求事項を満たすだけでなく、一部の安全保護機能を代替するハードワイヤード機構(以下「Hw機構」という。)を別途自主的に設けている。

Hw機構の設置が現行基準で求められていないのは、現行基準の要求するソフトウェアの品質確保策が的確に講じられることにより、ソフトウェア起因のCCFが発生する可能性は十分低く抑えられていると考えられるからである。³

なお、現行基準の下でSA対策の有効性評価を行う際には、安全保護回路がデジタル式であるかアナログ式であるかを問わず、何らかの理由により原子炉停止系統又は工学的安全施設が自動的に作動しない場合でも、自主設備であるHw機構を用いることなく重大事故等に対処できることを確認している。

ABWRのように当初設計からデジタル式であるものに加え、近年、従来はアナログ式であった安全保護回路をデジタル化して取り替える事例⁴が増えている。このような場合でも事業者は、現行基準の要求事項に加えて、信頼性向上の観点からHw機構を別途自主的に設けている。

しかしながら、安全保護回路に要求される安全保護機能のうち一部の機能のみをデジタル化する事例も見られ、当初設計からデジタル式であるものとは異なる様態でデジタル技術が適用されている場合がある。⁵

¹ 平成30年度第53回原子力規制委員会(平成31年1月16日)資料1

² 高浜1号機工事計画認可申請書添付書類(デジタル制御方式を使用する安全保護系等の適用に関する説明書)(平成28年5月 関西電力株式会社)

³ 日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程(JEAC4620-2008)」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針(JEAG4609-2008)」に関する技術評価書(平成23年1月 原子力安全・保安院、独立行政法人原子力安全基盤機構)

⁴ 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉原子炉安全保護計装盤等の更新について(2019年5月 九州電力株式会社)

⁵ 島根原子力発電所2号炉安全保護回路(平成31年2月 中国電力株式会社)

事業者は、自主設備であるHw機構を「合理的な範囲」で設計するとしている⁶が、実態として、そのHw機構がデジタル安全保護回路の安全保護機能をどの程度代替できているか、また、安全保護回路と比べてどの程度の設計グレードとなっているかについては明らかでない。

(2) 海外動向

海外においても同様に、デジタル安全保護回路を設ける場合には、ソフトウェア起因のCCFを考慮した設備が別に設けられている。すなわち、多重化されたデジタル安全保護回路に対しては、そのソフトウェアの健全性を確保するためのV&V等を実施することに加え、デジタル安全保護回路とは別に、その安全保護機能を代替する多様性を有した設備(以下「多様化設備」という。)が設けられている。

多様化設備が代替する機能については、安全保護系が有する機能に比べ限定的であるのが一般的で、低頻度DBAを除外している事例や多様性に関する解析評価を実施して必要な範囲に限定している事例がある。

多様化設備の設計グレードについては、安全系としている事例と非安全系としている事例の両方があるが、いずれの場合でも安全保護回路より低位の設計グレードとなっている。

海外における多様化設備にも日本と同様にHw機構で構成されるものがあるが、近年、特に新設炉において、PLD(Programmable Logic Device: ハードウェア記述言語で設計され、実行段階では、従来型のソフトウェアで論理演算を行うのではなく、ハードウェア上に構成された論理回路で信号処理が行われるデジタル半導体素子)といった新技術を多様化設備に適用しようとする動きも見られる。

(3) IAEAの新ガイド

IAEAは、昨今のデジタル技術の進展や利用の拡大を踏まえ、2016年、旧来の2つのガイドを統合・改定し、新たなガイド(SSG-39⁷)を策定した。

新ガイドは、I&Cシステムやアーキテクチャの共通要因故障について、「共通要因故障に対する全ての脆弱性を完全に排除することは達成不可能である」とした上で、多様性を確保することによって共通要因故障の影響を緩和できるようにすべきとしている。また、多様性が安全保護系の共通要因故障の影響を緩和するものとして認められるためには、その多様性機構は、実際に影響緩和を達成できることを確認できなければならないとしている。

また、I&Cの設計クライテリアに係る各国規制機関のプラクティスには多くの差異が認められるとして、新ガイドは、その検討過程で違いが認められた主な規制プラクティスをANNEXにまとめている。その中で、多様化設備については、ハードワイヤード・システムを要求している国、デジタル・システムの利用を禁止まではしていないが実質的に認めていない国、適正な多様性が実証されればデジタル・システムの利用を認めている国があるとしている。

⁶ 高浜発電所1号機デジタル安全保護系のバックアップ設備について(平成28年6月 関西電力株式会社)

⁷ “Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants”, SSG-39, IAEA

2. 今後の取組方針(案)

国内では、デジタル安全保護回路を設ける場合には、Hw機構による多様化設備を自主的に整備しているが、最近の国際的な動向も踏まえ、信頼性向上の観点から現行規制の見直しを検討する。

具体的には、現在は自主設備となっている多様化設備を規制要求化することとし、当該設備に係る規制上の要求事項(設計グレードや代替する機能等)を整理するとともに、国内の導入実態や国際動向も踏まえ、規制対象とするデジタル安全保護回路の範囲についても検討する。

これらの検討に当たっては、規制委員会の了承を得て検討チームを設置し、国内事業者等からの意見(経過措置の要否等を含む。)も聴取しつつ、今年度内を目途に要求事項の整理等を行うこととしたい。なお、検討チームの設置・メンバー等については、改めて規制委員会にお諮りする。

【参考資料】

- 参考1. デジタル安全保護系に関する国内調査結果について(平成30年6月20日 原子力規制部)⁸
- 参考2. デジタル安全保護系の共通要因故障(CCF)対策設備に関する調査結果について(平成30年6月20日 技術基盤グループ)⁹
- 参考3. 高浜1号機工事計画認可申請書添付書類(デジタル制御方式を使用する安全保護系等の適用に関する説明書)(平成28年5月 関西電力株式会社) (抜粋)
- 参考4. 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉原子炉安全保護計装盤等の更新について(2019年5月 九州電力株式会社) (抜粋)
- 参考5. 島根原子力発電所2号炉安全保護回路(平成31年2月 中国電力) (抜粋)
- 参考6. 高浜発電所1号機デジタル安全保護系のバックアップ設備について(平成28年6月 関西電力株式会社) (抜粋)
- 参考7. デジタル安全保護系に関する海外調査結果について(令和元年9月13日 システム安全研究部門)
- 参考8. “Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants”(SSG-39, IAEA) (抜粋)
- 参考9. 関連条文

⁸ 第32回技術情報検討会(平成30年6月20日) 資料 32-5-2 [\(1\)](#)

⁹ 第32回技術情報検討会(平成30年6月20日) 資料 32-5-2 [\(2\)](#)

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

2020年1月29日
原子力エネルギー協議会

目次

1

1. はじめに	
(1) デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策検討の位置づけ	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	9 ~ 12
4. ATENAの取り組み方針	
(1) ATENAの取り組み方針	14 ~ 15
(2) 安全対策の検討／実施／運用の自律的プロセス（例）	16
(3) 実施時期の考え方	17
（参考）ATENA技術課題の解決プロセス	18

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) 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・事象事象（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ウェア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。

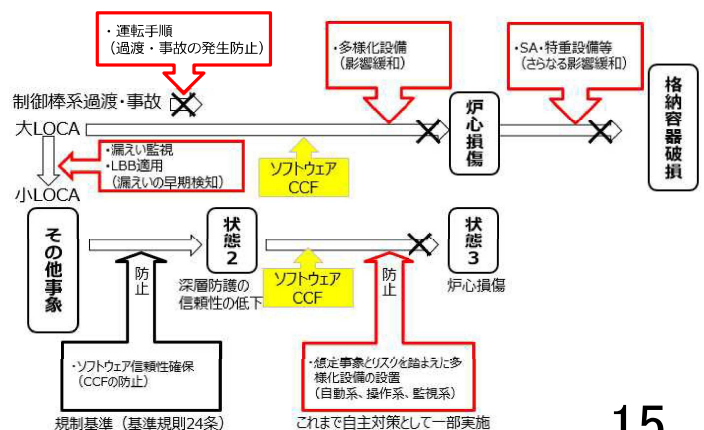
・評価の過程で抽出された対策は以下のように、深層防護の幅広い階層に渡るものとなる

【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防止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

(3) BWR及びPWRの対策 (1/4)

BWR (ABWR) 対策方針・対策

1. 対策方針

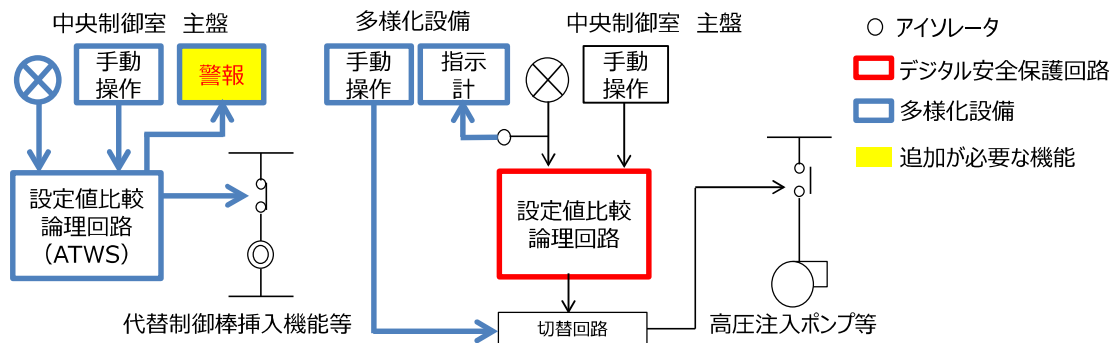
デジタル安全保護回路のソフトウェアCCFと過渡・事故の重畳を想定し、デジタル安全保護回路が機能喪失した場合においても、多様化設備により安全停止機能を損なうおそれのない設計とする。

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

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 ドライウェル圧力 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

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。

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。

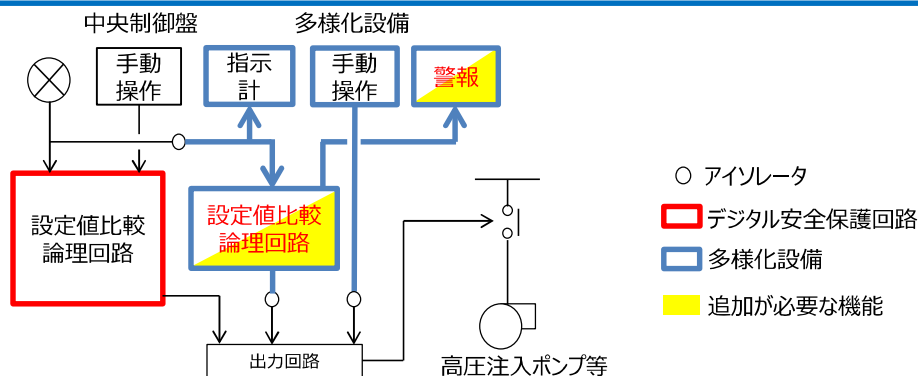
2. 対策

手順書整備の他、以下の対策を採用する。

自動機能： 自動SI「起動」

警報機能： 加圧器圧力異常低 (SI作動)

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)

14

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。

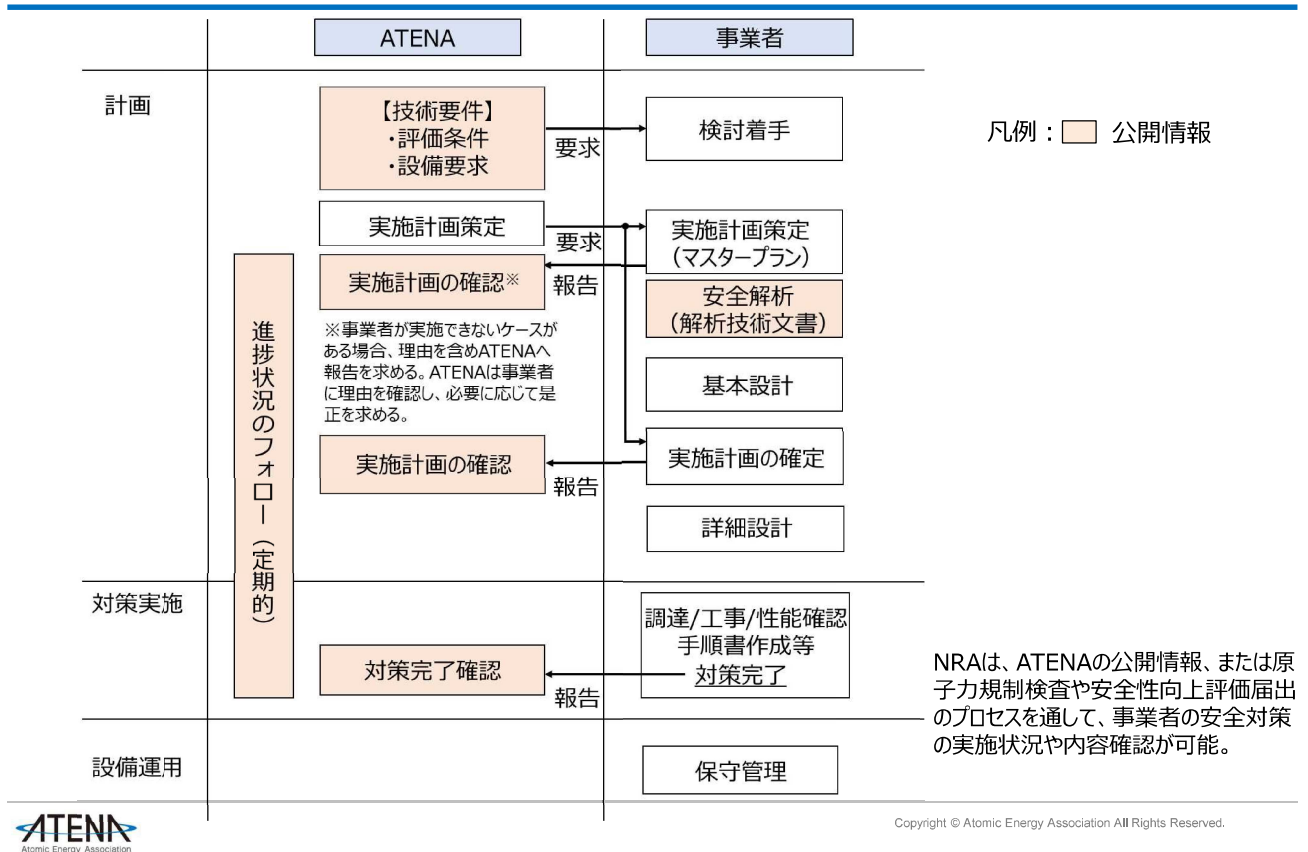
(1) ATENAの取り組み方針 (2/2)

15

4. 産業界が自律的に取り組む場合、ATENAのガバナンスのもと、16 に示すプロセスを進めていく。
 - (1) 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。
 - (2) 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。
5. 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) 安全対策の検討／実施／運用の自律的プロセス（例）

16



(3) 実施時期の考え方

17

1. ATENAは、技術要件を2020年5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、再稼働時期を踏まえて、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（部分デジタル化プラントも含む）

- ・再稼働済み、もしくは
2023年度までに再稼働するプラント；2023年度以降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

20

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）を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。また、ATENAは技術レポート等を公開する。
- 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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

1

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】

22

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

2

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)

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

3

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

23

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

4

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

5

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-リング モ- ト)	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			

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

24

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

6

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

7

CCFを想定した場合の予備評価結果のまとめ

<p>LOCA以外（別添1）：炉心損傷の防止は可能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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
<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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、最悪ケースでも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
<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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
<p>線量影響（主蒸気管破断、燃料集合体の落下）（参考1）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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

- ・ 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**
- ✓ 制御棒の異常な引き抜きは、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**

25

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

8

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

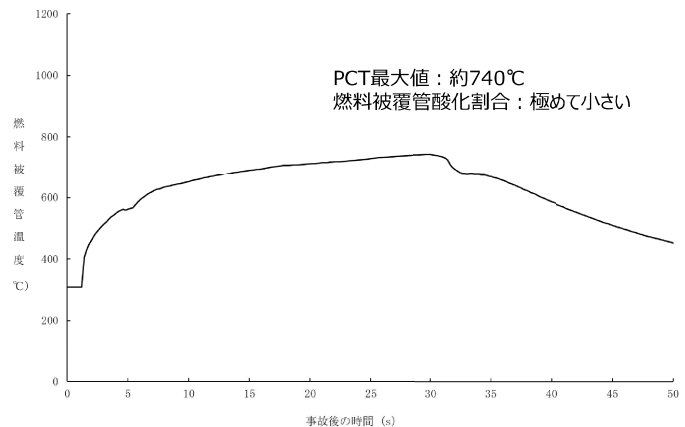
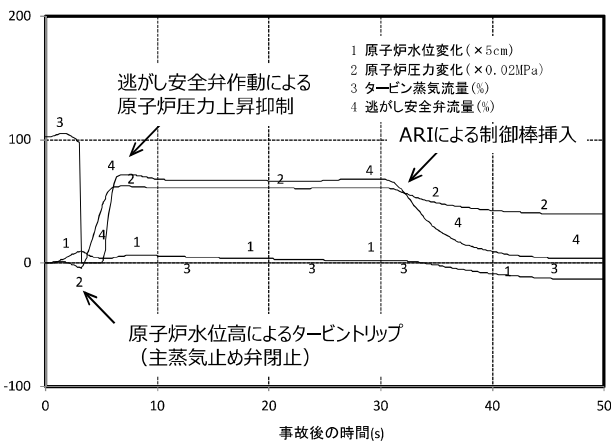
無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

破断箇所毎のプラント応答

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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 °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

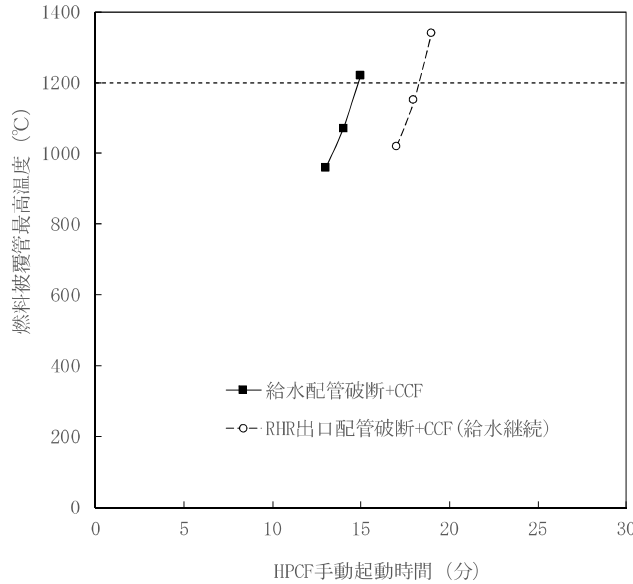


図 TRACGによるLOCA+デジタル安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

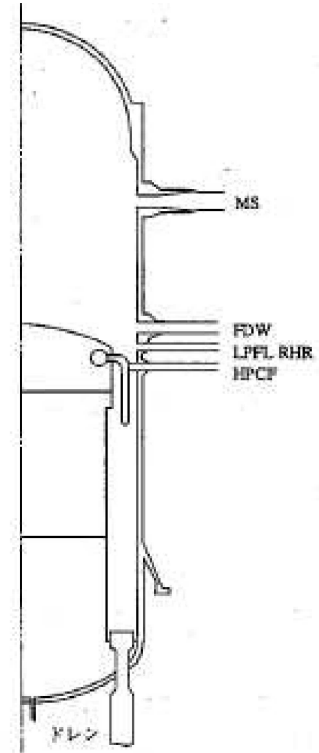
無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

LOCA + CCFの予備評価結果（給水配管破断）

別添2参考

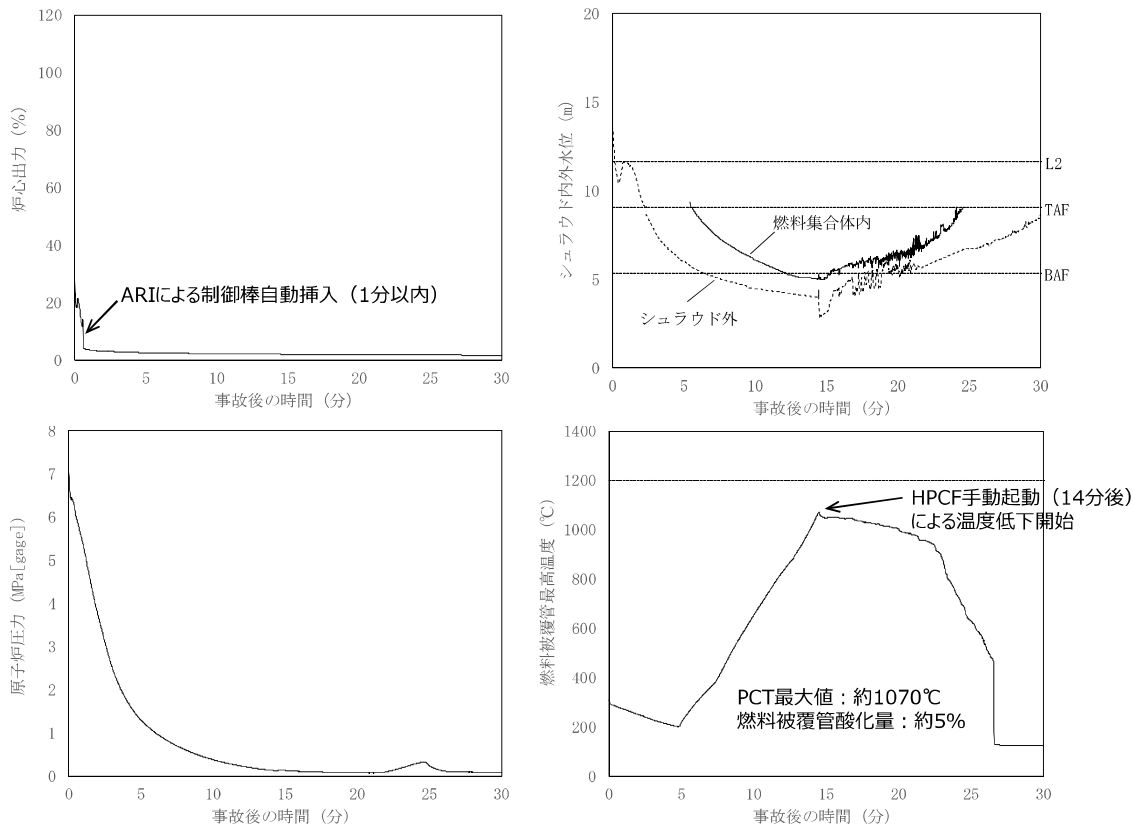


図 TRACGによる給水配管破断+デジタル安全保護系CCF解析例（14分後HPCF手動起動を想定）

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

LOCA + CCFの予備評価結果（RHR出口配管破断）

別添2参考

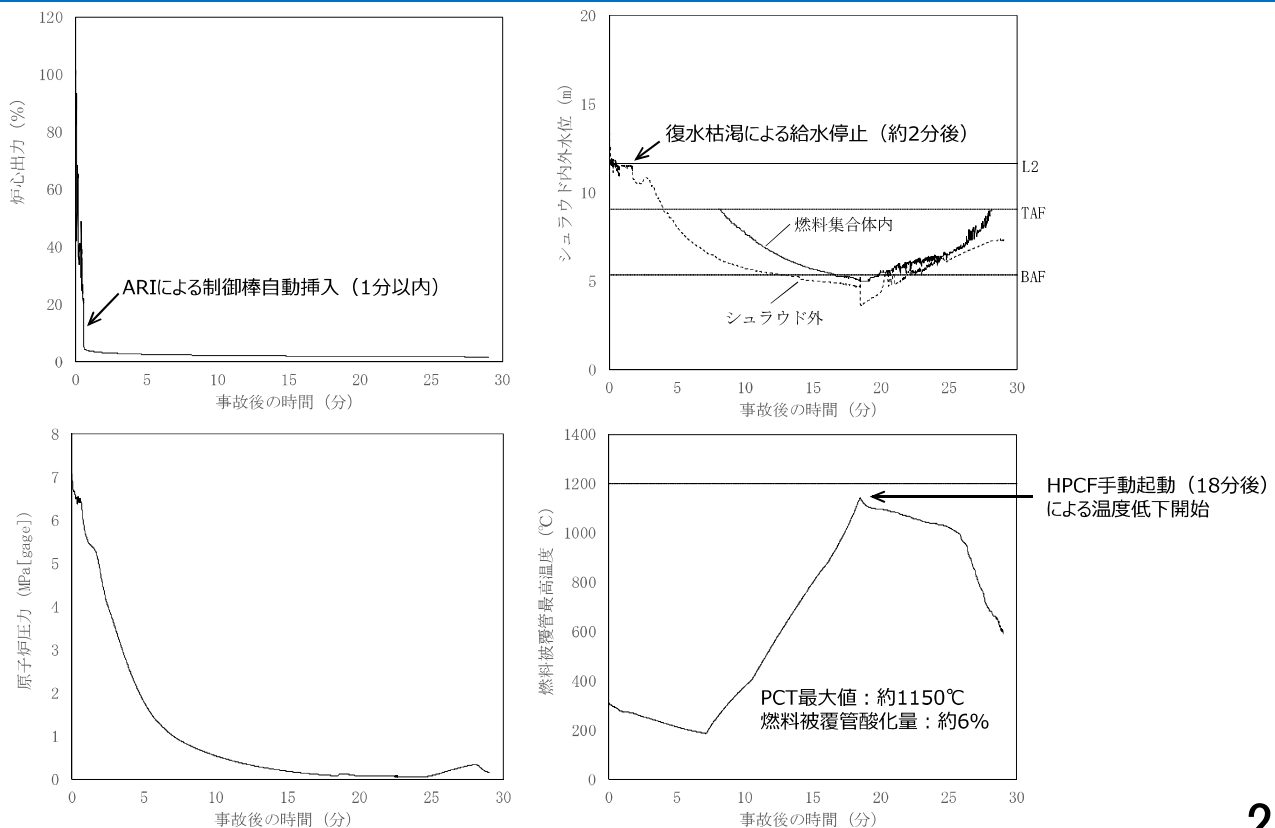


図 TRACGによるRHR出口配管破断（給水継続）+デジタル安全保護系CCF解析例（18分後HPCF手動起動を想定）

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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

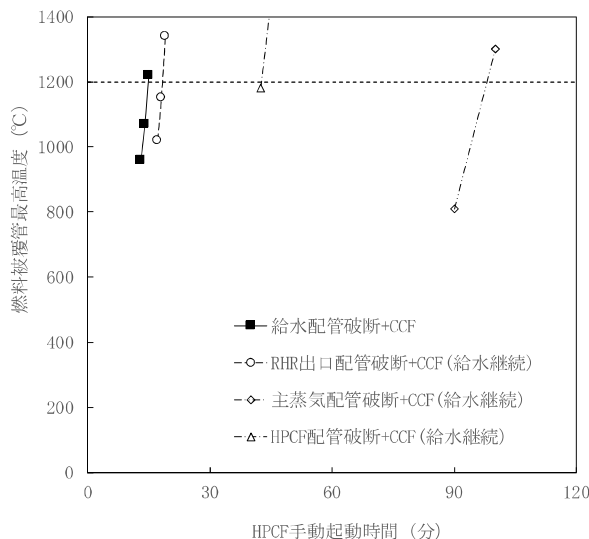


図 TRACGによるLOCA+安全保護系CCF解析におけるHPCF手動起動時間と燃料被覆管温度の関係

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

17

RIA（制御棒過渡・事故）の予備評価結果

別添3

- 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% Δk ⇒1.0% Δk 、水温20°C⇒60°C
 - （制御棒引抜）制御棒価値3.5% Δk ⇒2.3% Δk 、水温20°C⇒60°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 **30**

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

18

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ー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⇒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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

19

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 of4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

31

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

20

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)

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

21

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GMI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	32
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	

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

22

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。	3時間
	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	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

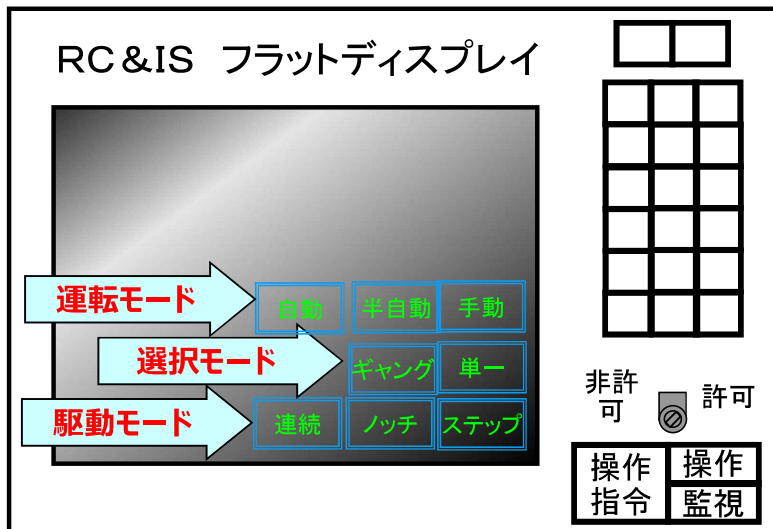
*1 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。
 *2 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

無断複製・転載禁止

Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

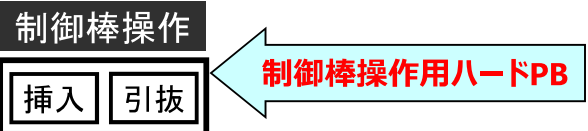
起動時引抜きの操作について

➤ 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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
 Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
 Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
 Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

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

無断複製・転載禁止

Copyright © Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved.
Copyright © Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. All rights reserved.
Copyright © Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd. All Rights Reserved.

25

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）

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

デジタル安全保護設備共通要因故障（CCF）のPWRプラントの影響評価と対策

- 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。

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

1 (1). デジタルCCF対策評価の想定事象・判断基準・前提条件

3

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	運転時の異常な過渡変化	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 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
	設計基準事故	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 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

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

1 (2). デジタルCCF対策評価の想定事象・判断基準・前提条件

4

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	起因事象(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)	起因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。

36

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

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	黒：現行 赤：追加
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 	

2. 運転時の異常な過渡変化のデジタルCCF影響評価

- 「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/℃	←
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

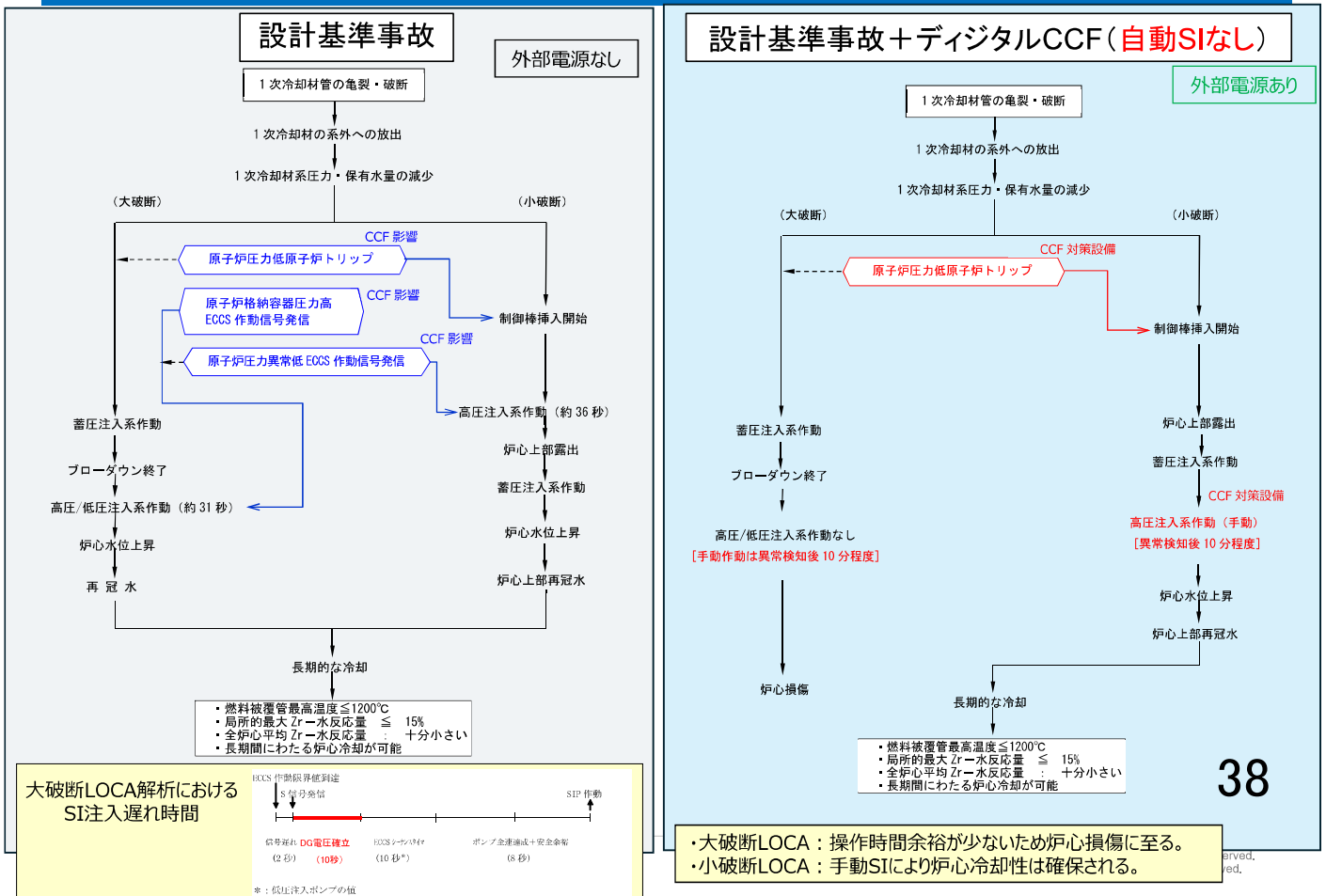
事象名	影響評価 (補足-1)
原子炉冷却材喪失	現行CCF対策設備の手動による安全注入では大破断LOCAにおいて判断基準は満足できないものの、 <u>CCF対策設備により安全注入を自動で作動</u> させることにより、判断基準を概ね満足する。 なお、格納容器に関しても、 <u>現場での手動操作により格納容器スプレイを作動</u> させることにより、判断基準を概ね満足する。
原子炉冷却材流量の喪失	<u>現行のCCF対策設備による原子炉トリップ、及び現実的な反応度帰還効果</u> により、判断基準を概ね満足する。
原子炉冷却材ポンプの軸固着	同上
主給水管破断	同上
主蒸気管破断	<u>現行のCCF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。

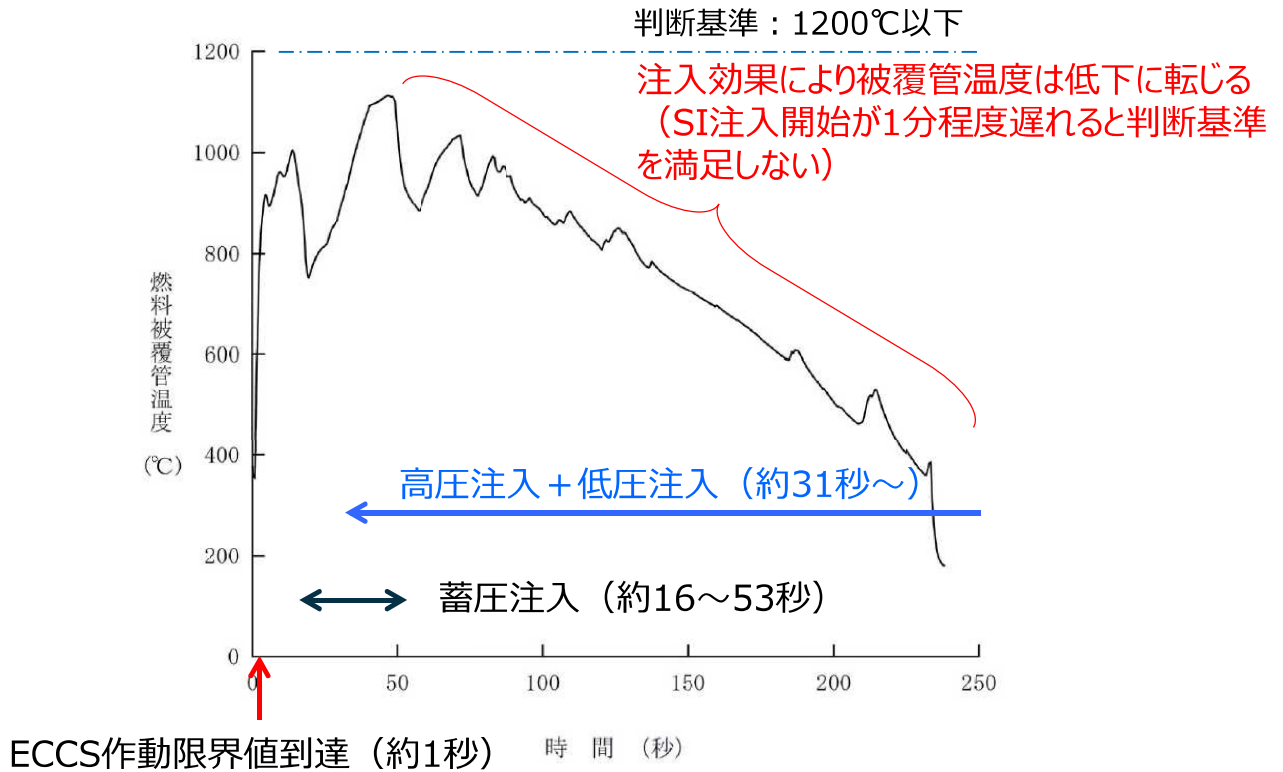
事故に対しては、安全注入機能の自動化により、大中破断LOCA含め対応可能

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

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)



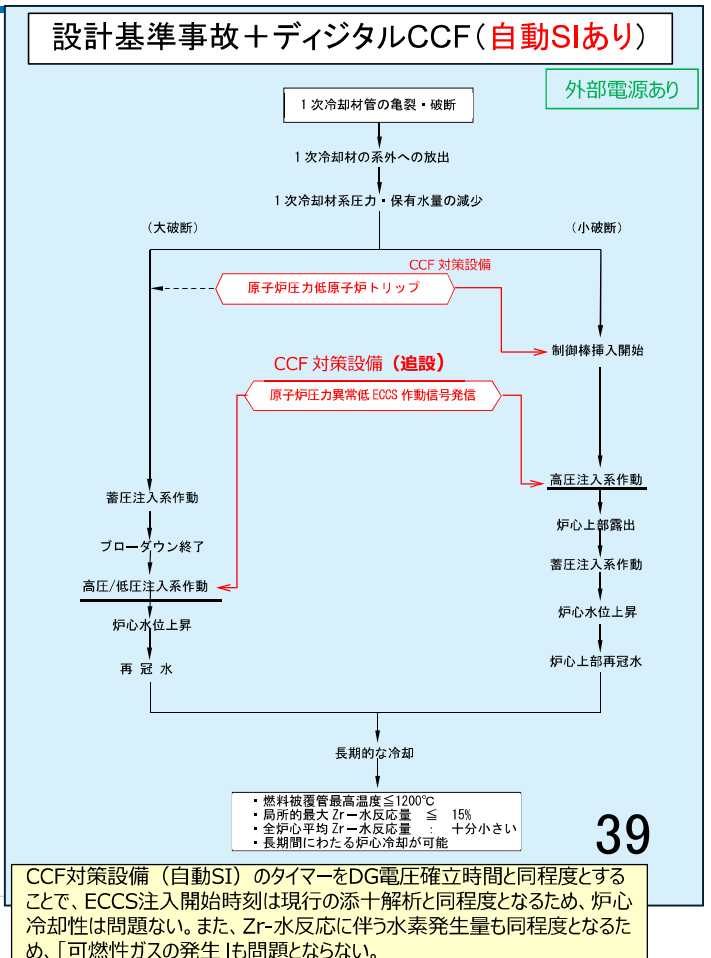
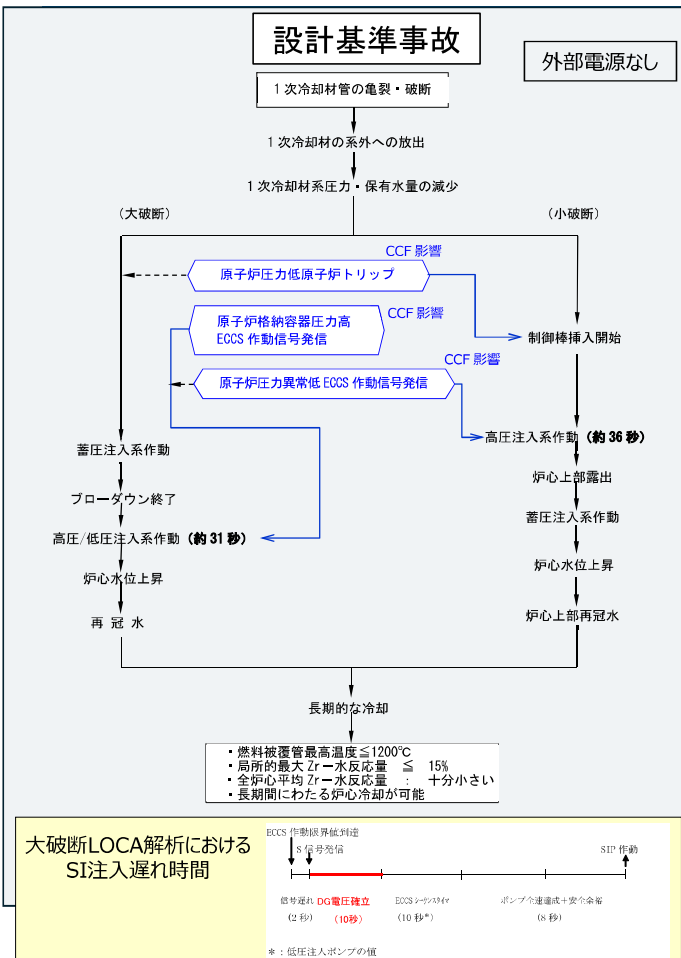


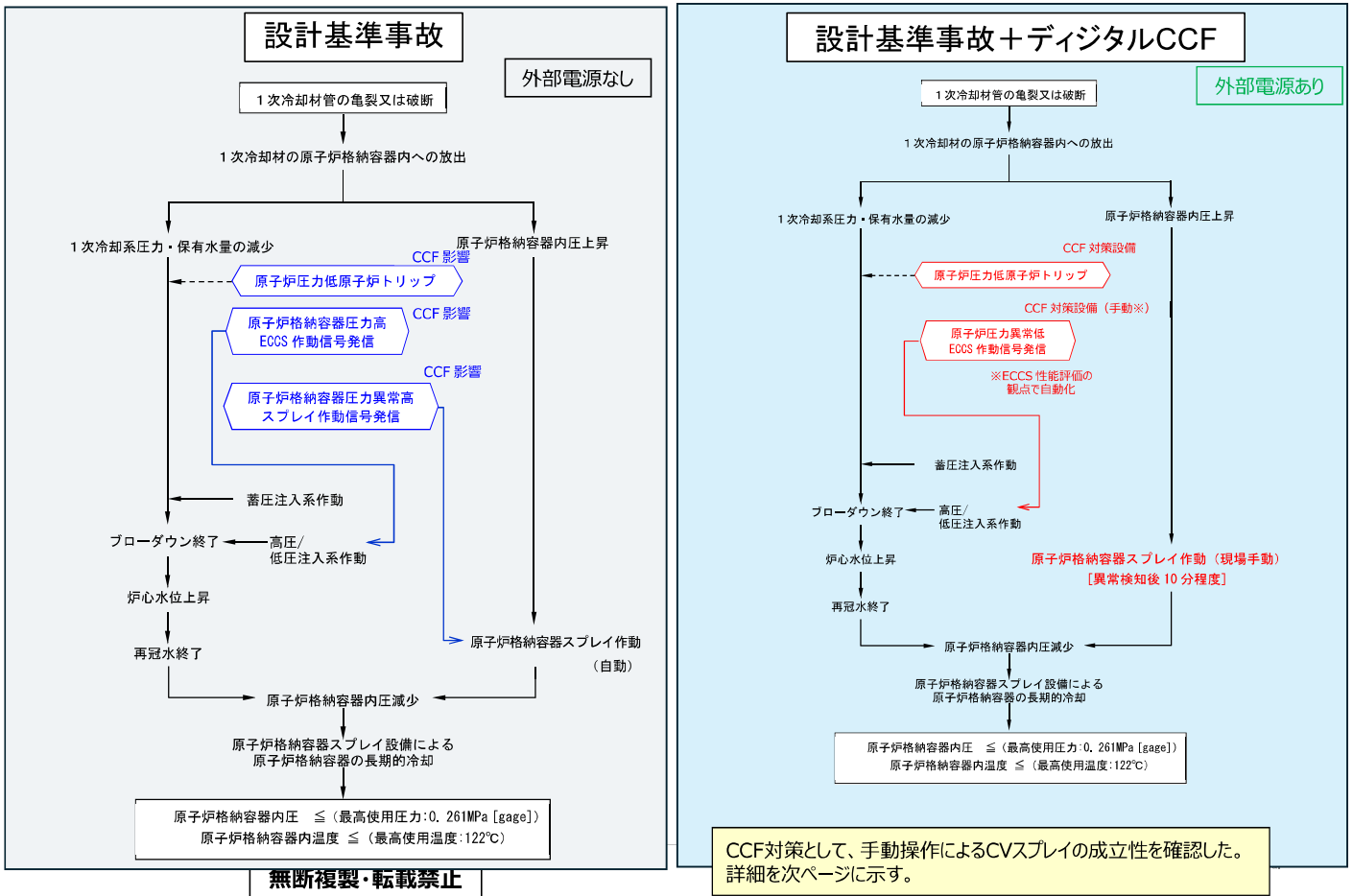
※美浜発電所 3号炉 設置変更許可申請書 添付書類十より

無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

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





対象プラント：美浜3号機

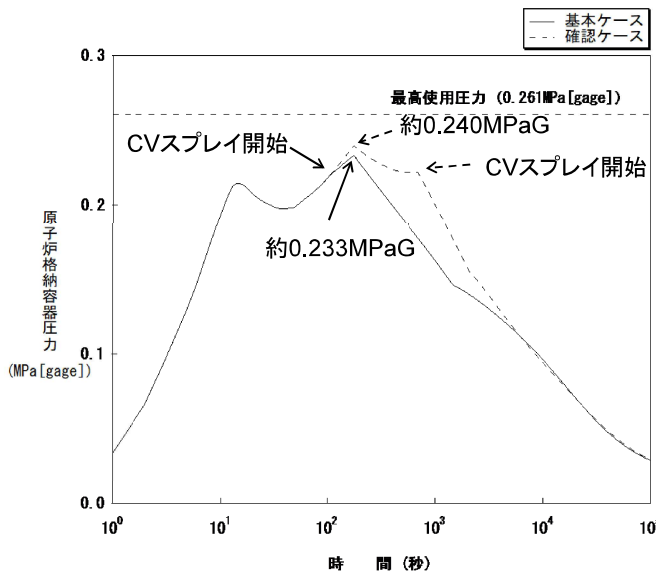
	CVスプレイ開始時刻	解析結果		
		最高圧力	最高温度	判定
基本ケース (添十)	106秒	約0.233MPa[gage]	約122℃	最高圧力<0.261MPa[gage] 最高温度<122℃
確認ケース	706秒 (基本ケース+10分)	約0.240MPa[gage]	約123℃	最高圧力<0.261MPa[gage] 最高温度>122℃

(補足)

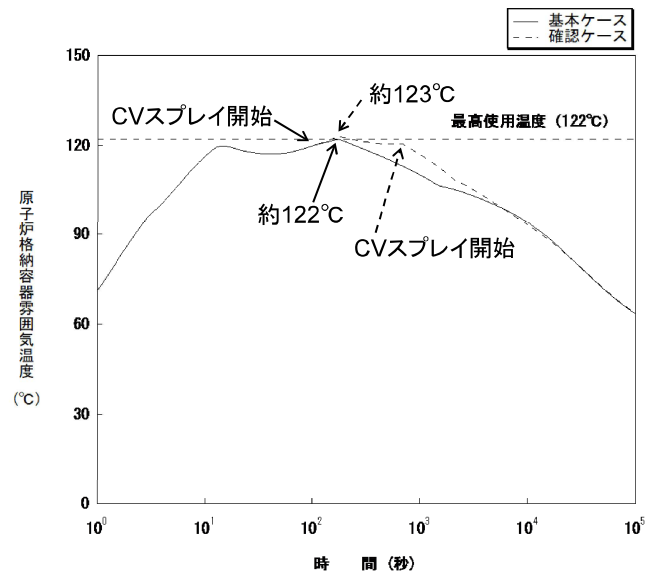
- ・手動によるCVスプレイ開始遅れを、添付書類十解析から+10分と設定した。
- ・解析には従来許認可コードを使用。
- ・CCF対策設備では、1系列の高・低圧注入が自動作動する設計であるが、今回、添付書類十解析同様に、保守的に2系列の高・低圧注入を想定した。

(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、有効性確認の評価項目であるCV圧力 (2Pd(=0.522MPa[gage])) 及び CV温度 (200℃) に対して十分下回る。



原子炉格納容器圧力



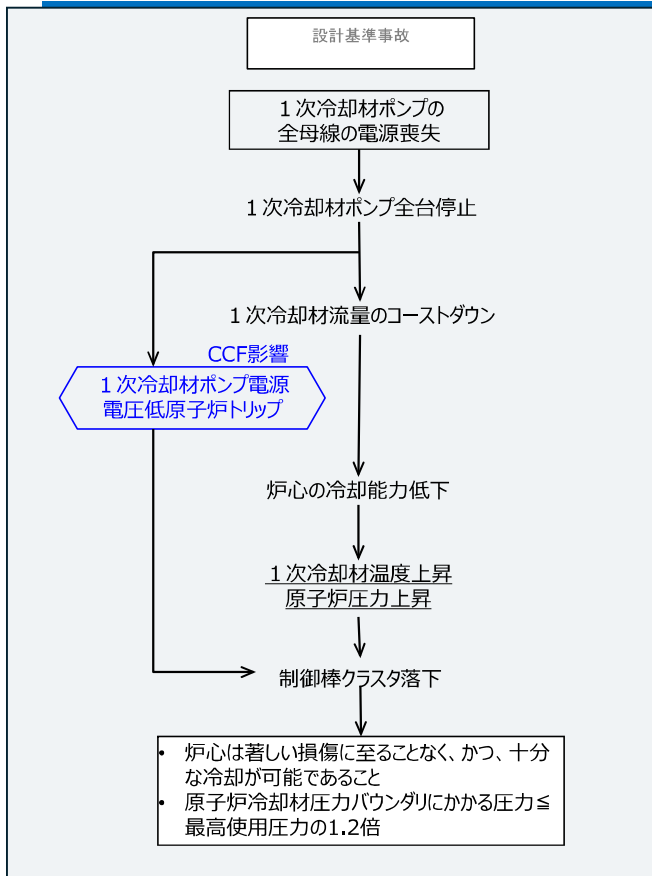
原子炉格納容器雰囲気温度

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。

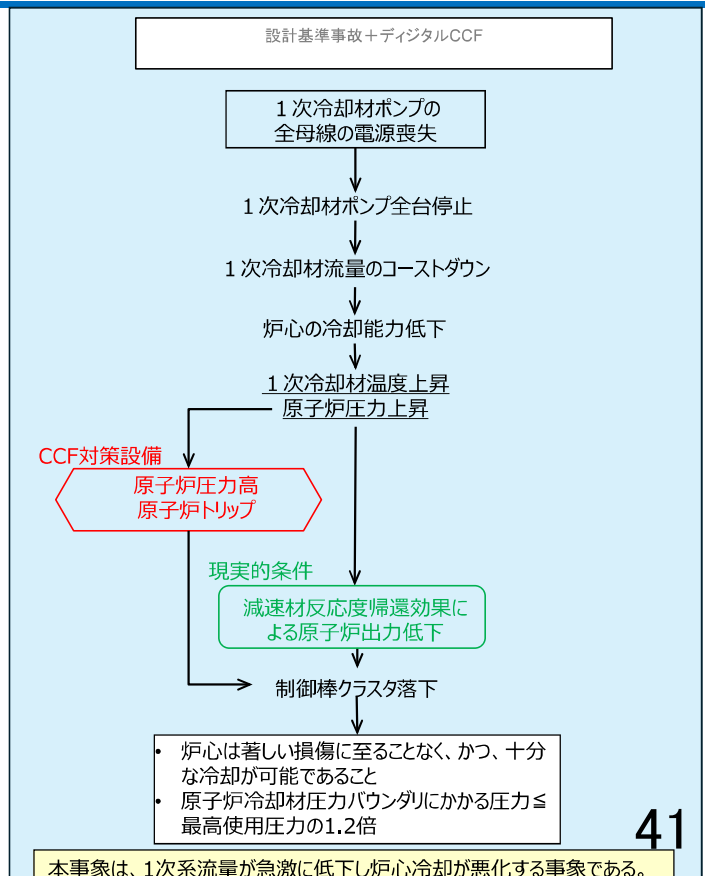
無断複製・転載禁止

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.

補足-1 事故のCCF対策評価 「原子炉冷却材流量の喪失」



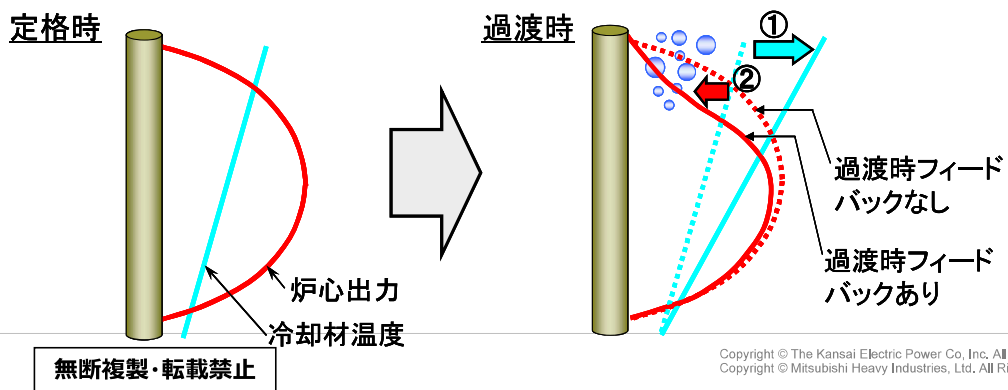
無断複製・転載禁止



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。

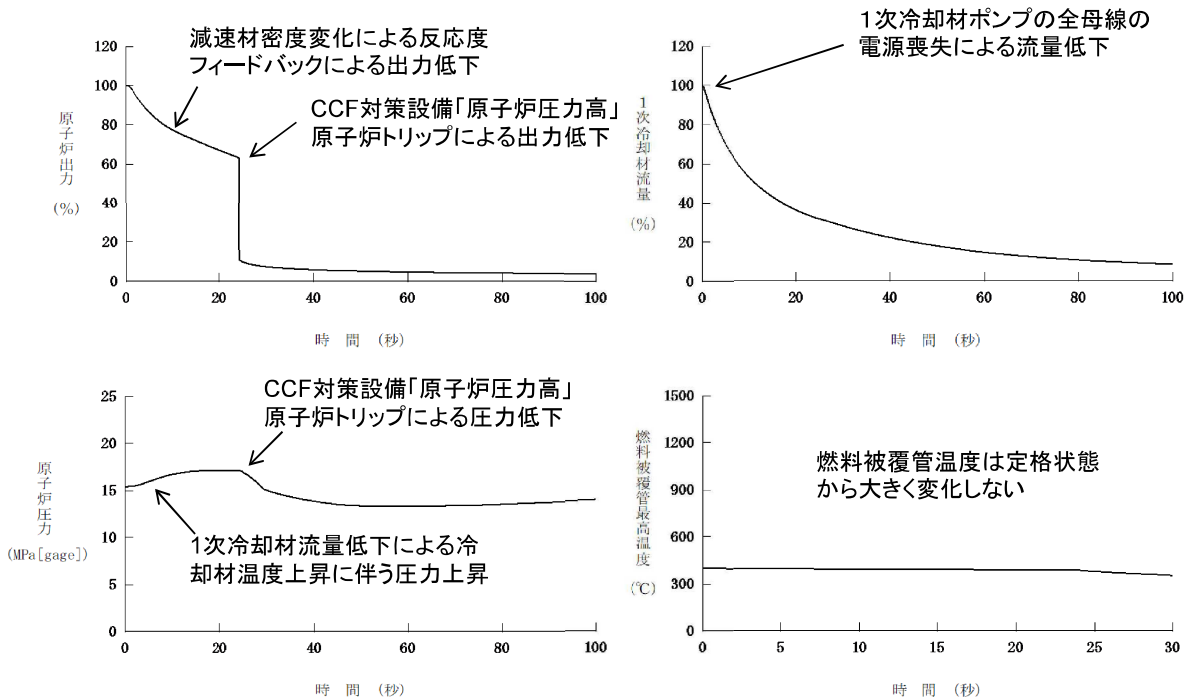
	添付書類十解析	CCF解析
原子炉トリップ	安全保護系による原子炉トリップ (電源電圧低)	CCF対策設備による原子炉トリップ (原子炉圧力高) ※ 安全保護系による原子炉トリップは不動作 ※ 設定値には計装誤差を考慮し、 タイマー+信号遅れとして12秒を仮定
減速材温度係数	0pcm/°C	-13pcm/°C (ATWS解析と同じ)
局所フィードバック効果(注)	考慮しない	考慮する
その他	—	添付書類十解析と同じ

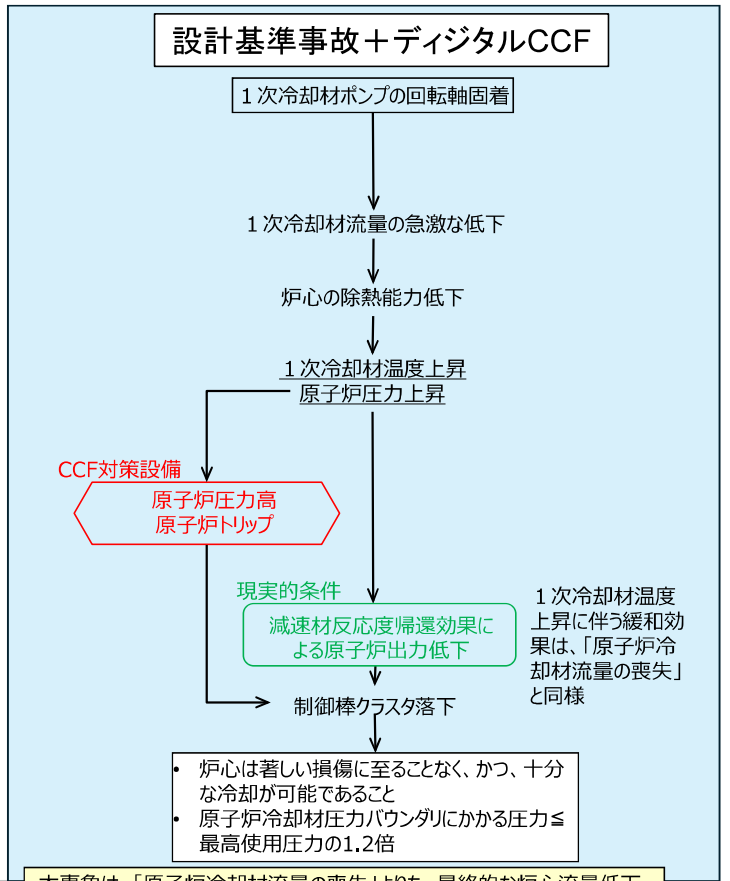
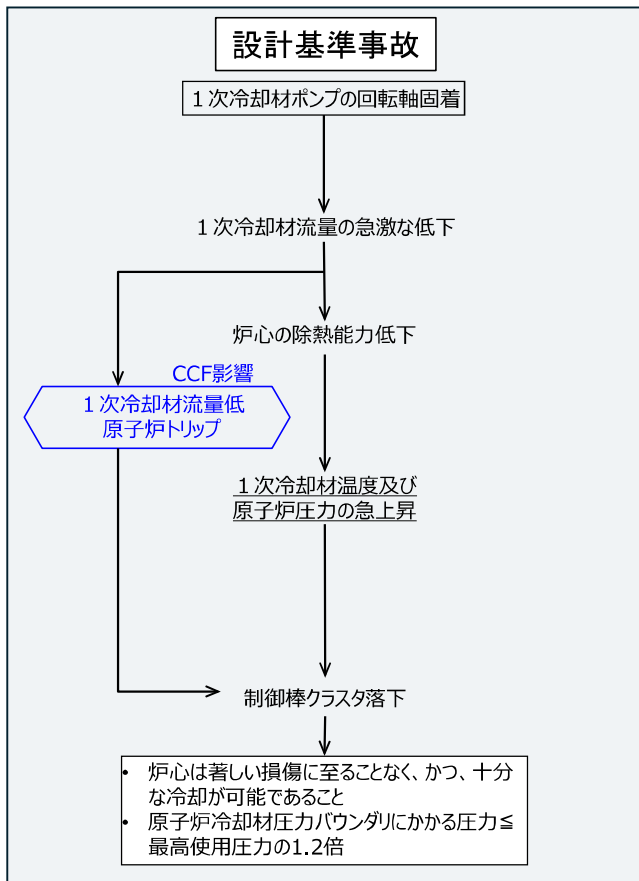
注 SA有効性評価で使用しているSPARKLE-2では、出力上昇や冷却材流量低下などにより、炉心上部の冷却材温度が上昇（①）すると、減速材フィードバック効果により出力分布が抑制される（②）とともに、出力が低下する。



補足-1「原子炉冷却材流量の喪失」の解析例（2/2）

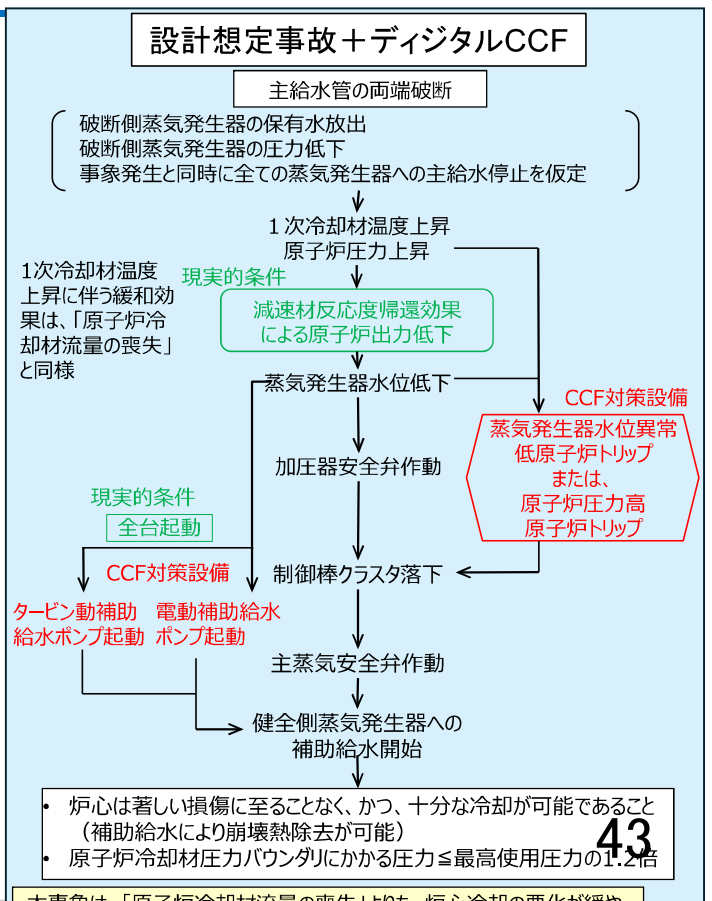
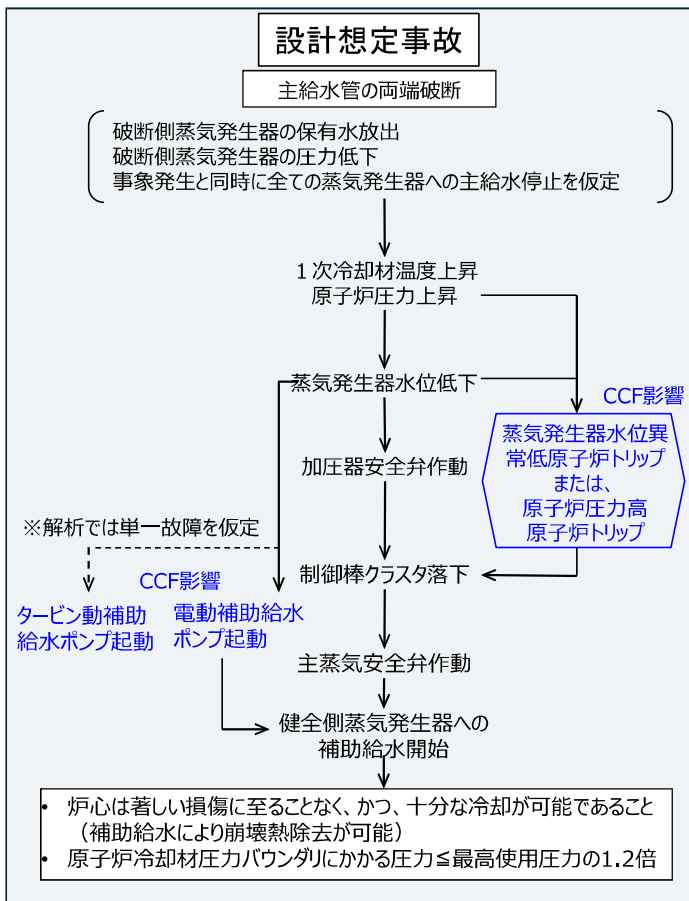
- ・SPARKLE-2コードを用いた解析例を以下に示す。
- ・減速材密度変化による反応度フィードバックの効果により出力が低下。燃料被覆管温度は定格状態から大きく変化しない。





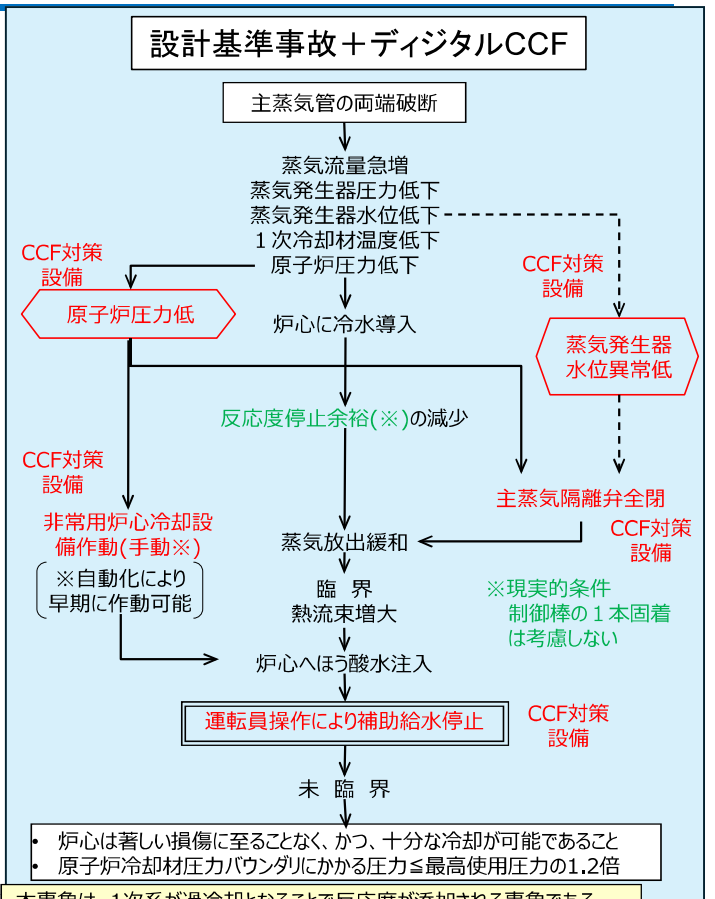
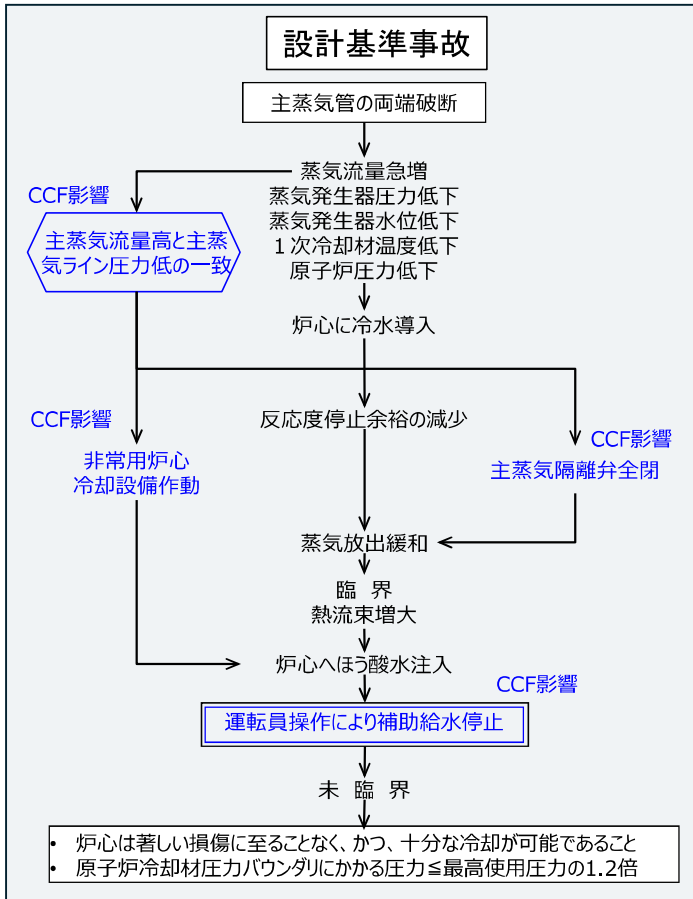
本事象は、「原子炉冷却材流量の喪失」よりも、最終的な炉心流量低下幅が小さい。「原子炉冷却材流量の喪失」と同様に、減速材反応度帰還効果とCCF対策設備による原子炉トリップで判断基準を概ね満足する。

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、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

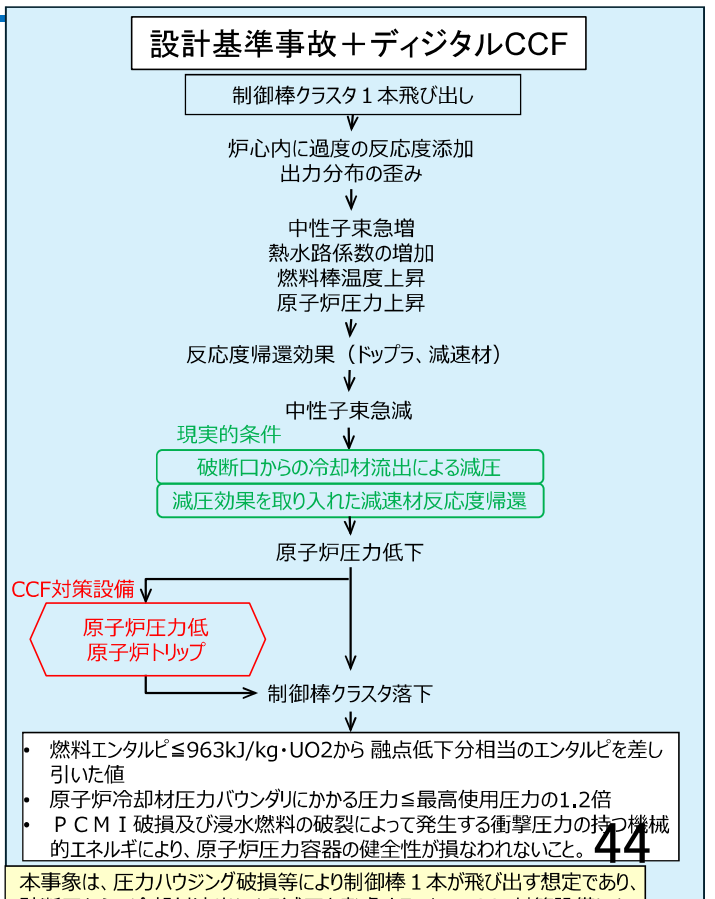
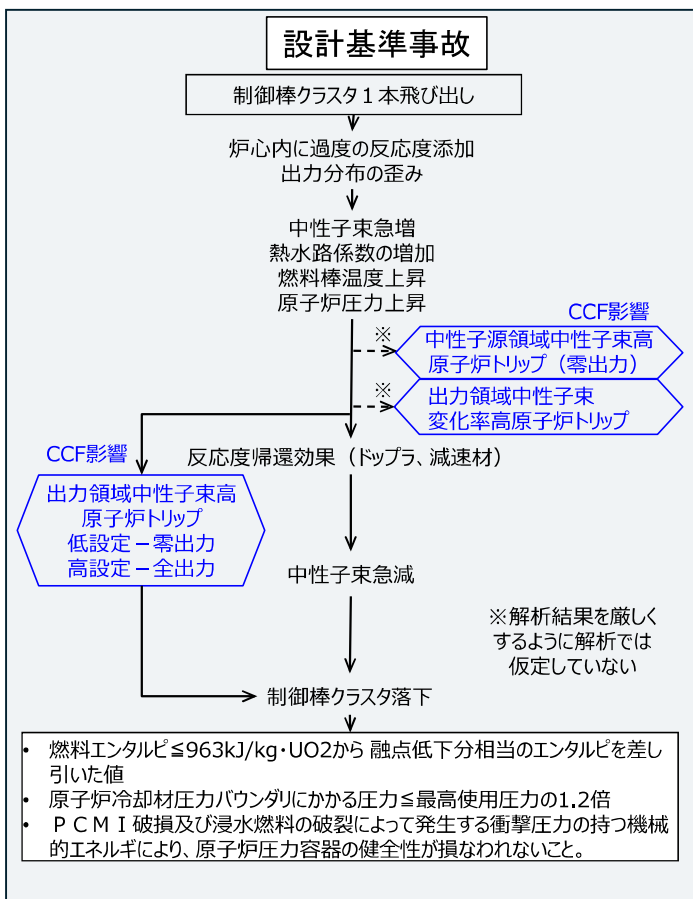


- 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力の1.2倍

- 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
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力の1.2倍

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)

無断複製・転載禁止

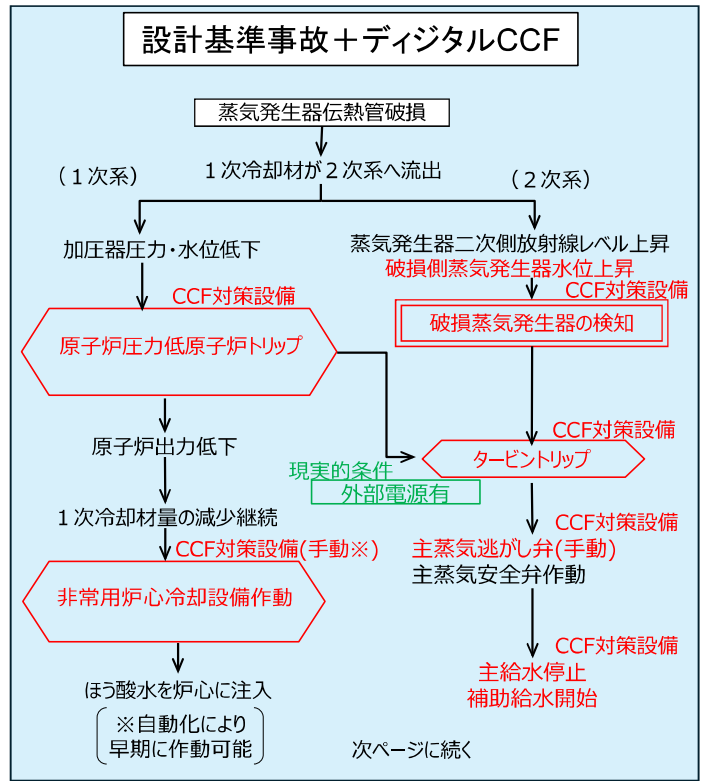
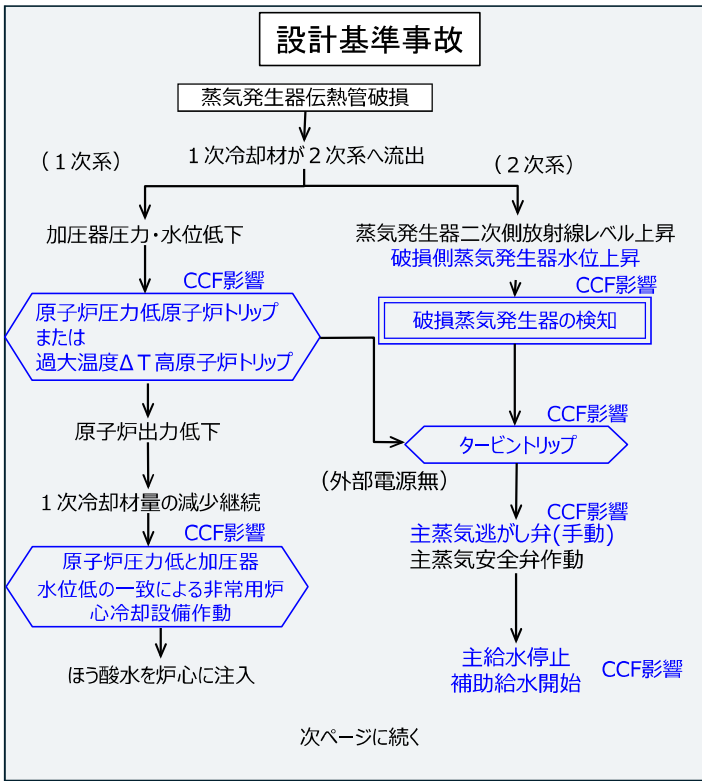


- 燃料エンタルピー ≤ 963kJ/kg・UO₂から 融点低下分相当のエンタルピーを差し引いた値
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力の1.2倍
- P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性が損なわれないこと。

- 燃料エンタルピー ≤ 963kJ/kg・UO₂から 融点低下分相当のエンタルピーを差し引いた値
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 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の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。

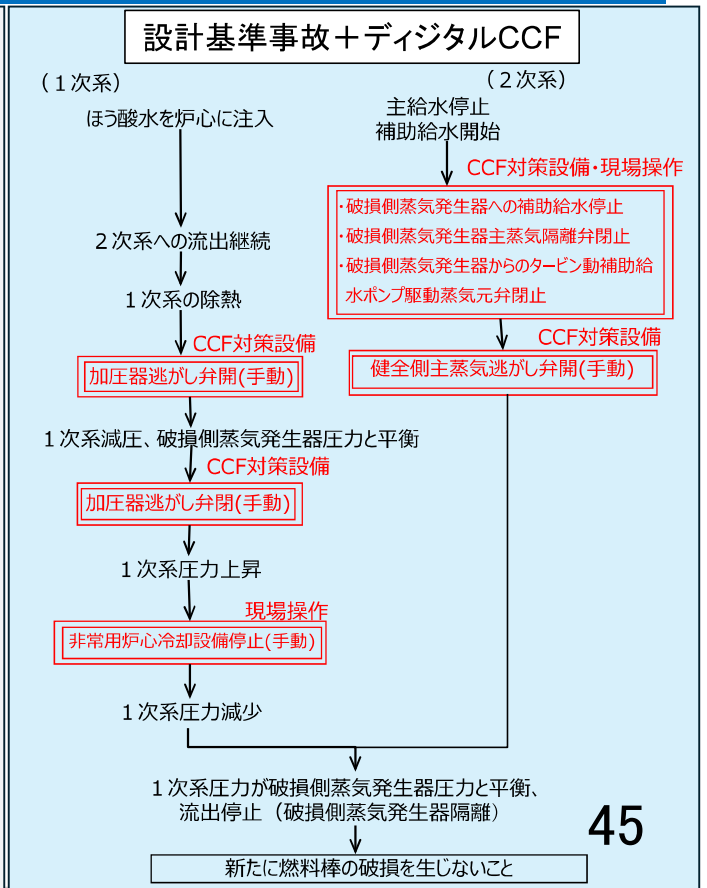
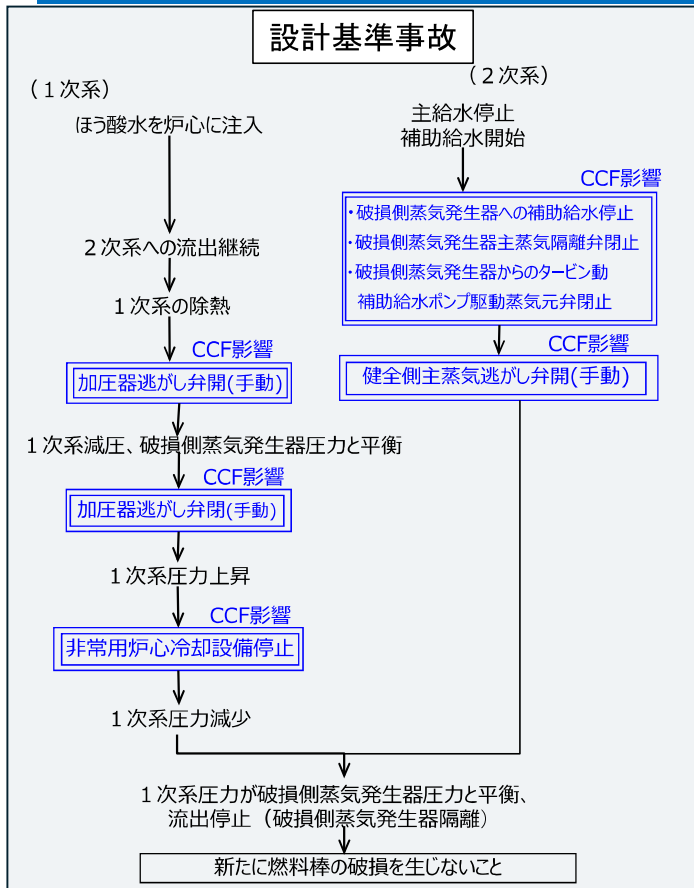
無断複製・転載禁止



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

Copyright © The Kansai Electric Power Co., Inc. All Rights Reserved.
Copyright © Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. All Rights Reserved.



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。

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
検討チーム会合開催履歴及び参加者

第1回(令和元年10月30日)

原子力規制委員会

山中 伸介 原子力規制委員

原子力規制庁

大村 哲臣 審議官

山田 知穂 核物質・放射線総括審議官

遠山 眞 技術基盤課長

西崎 崇徳 技術基盤課 企画調整官

成田 達治 技術基盤課 課長補佐

山田 創平 技術基盤課 係長

小木曾 善一 技術基盤課 技術参与

平野 雅司 総務課国際室 地域連携推進官

今瀬 正博 システム安全研究部門 原子力規制専門職

関根 将史 システム安全研究部門 技術研究調査官

川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

照井 裕之 実用炉審査部門 安全審査官

村上 玄 実用炉監視部門 管理官補佐

丸山 直紀 安全規制管理官(核セキュリティ担当)

奥 博貴 核セキュリティ部門 管理官補佐

佐藤 滋朗 核セキュリティ部門 管理官補佐

原子力エネルギー協議会(ATENA)

富岡 義博 理事

示野 哲男 事務局長

谷川 尚司 部長

福光 裕之 部長

佐々木 茂夫 副部長

株式会社日立製作所

原 勲 原子力制御システム設計部 主任技師

東芝エネルギーシステムズ株式会社

加藤 守 原子力電気システム設計部 電気システム第三担当 参事

三菱重工業株式会社

内海 正文 ICTソリューション本部 電気計装技術部 マネージングエキスパート

東京電力ホールディングス株式会社

遠藤 亮平 原子力設備管理部 設備技術グループ 課長
関西電力株式会社

池田 隆 原子力事業本部 電気設備グループ マネジャー

第2回(令和元年10月30日) ※核物質防護に関する情報を取り扱うため非公開

原子力規制委員会

山中 伸介 原子力規制委員

原子力規制庁

大村 哲臣 審議官

山田 知穂 核物質・放射線総括審議官

遠山 眞 技術基盤課長

西崎 崇徳 技術基盤課 企画調整官

川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

丸山 直紀 安全規制管理官(核セキュリティ担当)

他9名

原子力エネルギー協議会(ATENA)

3名

関西電力株式会社

6名

第3回(令和元年12月4日)

原子力規制委員会

山中 伸介 原子力規制委員

原子力規制庁

大村 哲臣 審議官

山田 知穂 核物質・放射線総括審議官

遠山 眞 技術基盤課長

西崎 崇徳 技術基盤課 企画調整官

成田 達治 技術基盤課 課長補佐

山田 創平 技術基盤課 係長

小木曾 善一 技術基盤課 技術参与

川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

照井 裕之 実用炉審査部門 安全審査官

村上 玄 実用炉監視部門 管理官補佐

今瀬 正博 システム安全研究部門 原子力規制専門職

関根 将史 システム安全研究部門 技術研究調査官

佐藤 滋朗 核セキュリティ部門 管理官補佐
 原子力エネルギー協議会
 富岡 義博 理事
 谷川 尚司 部長
 宮田 浩一 部長
 佐々木 茂夫 副部長
 東京電力ホールディングス株式会社
 遠藤 亮平 原子力設備管理部 設備技術グループ 課長
 上村 孝史 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ マネージャー
 関西電力株式会社
 池田 隆 原子力事業本部 電気設備グループ マネジャー
 田中 裕久 原子力事業本部 原子力安全部門 安全技術グループ チーフマネージャー
 東芝エネルギーシステムズ株式会社
 福本 亮 原子力電気システム設計部
 三菱重工業株式会社
 内海 正文 ICTソリューション本部 電気計装技術部 マネージングエキスパート
 株式会社日立製作所
 伊藤 孝広 原子力電気システム設計部 主任技師

第4回(令和2年1月29日)

原子力規制委員会

山中 伸介 原子力規制委員

原子力規制庁

大村 哲臣 審議官
 山田 知穂 核物質・放射線総括審議官
 遠山 眞 技術基盤課長
 西崎 崇徳 技術基盤課 企画調整官
 成田 達治 技術基盤課 課長補佐
 山田 創平 技術基盤課 係長
 小木曾 善一 技術基盤課 技術参与
 今瀬 正博 システム安全研究部門 原子力規制専門職
 関根 将史 システム安全研究部門 技術研究調査官
 川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官
 照井 裕之 実用炉審査部門 安全審査官
 村上 玄 実用炉監視部門 管理官補佐

奥 博貴 核セキュリティ部門 管理官補佐
原子力エネルギー協議会(ATENA)
富岡 義博 理事
示野 哲男 事務局長
谷川 尚司 部長
宮田 浩一 部長
佐々木 茂夫 副部長
東京電力ホールディングス株式会社
遠藤 亮平 原子力設備管理部 設備技術グループ 課長
上村 孝史 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ マネージャー
関西電力株式会社
池田 隆 原子力事業本部 電気設備グループ マネージャー
田中 裕久 原子力事業本部 原子力安全部門 安全技術グループ チーフマネージャー
三菱重工業株式会社
蒲原 党 原子力事業本部 炉心・安全技術部 制御安全技術課 主席技師
東芝エネルギーシステムズ株式会社
及川 弘秀 原子力電気システム設計部 担当部長
日立GEニュークリアエナジー株式会社
安田 賢一 原子力計画部 原子力計画G 主任技師

【参考】関係条文

<p>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（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原子力規制委員会）</p>
<p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備） 第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において<u>発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、<u>発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備</u>を設けなければならない。</u></p>	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備） 1 （略） 2 第44条に規定する「<u>発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備</u>」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 （1）BWR a) <u>センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</u> b) 上記1の「<u>発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合</u>」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。 （2）PWR a) 上記1の「<u>発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合</u>」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記1の「<u>発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合</u>」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>

<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第四十三条 (略)</p> <p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの(重大事故等対処設備のうち可搬型のもの(以下「可搬型重大事故等対処設備」という。))と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一・二 (略)</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、<u>共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>3 (略)</p>	<p>第43条 (重大事故等対処設備)</p> <p>1～3 (略)</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、<u>共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</u></p> <p>5～7 (略)</p>
---	--