
重大事故等時の予期せぬインターロック作動 に係る調査について

2025年6月
原子力エネルギー協議会
(ATENA)

1. 経緯・目的
2. SA状態に対する調査方針・調査結果について
 - 2 – 1. SA状態に対する調査方針について
 - 2 – 2. SA状態に対する調査結果について
3. SAを超える状態に対する調査方針について
4. 今後の進め方について

1. 経緯・目的

原子力規制委員会は2021年3月に「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」の調査結果を「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」（以下「中間取りまとめ」）として公表しており、これを受け、ATENAは「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られた知見への対応」をテーマとして選定（2021年12月）し、検討を開始した。

ATENAでは中間取りまとめから得られた技術的課題とその分析評価を実施し、「予期せぬインターロックの動作」を技術的課題の一つとして抽出し、「中間取りまとめ」で報告された事象と同様に**重大事故等（以下、「SA」という。）の対応が阻害される可能性があるインターロックがないか、各社で調査を実施した。**

また、**原子力発電所の安全性を高い水準に引き上げるため、本知見について、予期せぬインターロック作動は事故対応を阻害する恐れがあると捉えて、規制の枠にとらわれず、ATENA・事業者の自主的な活動として、設計上想定しているSA環境を超えるような状況（以下、「SAを超える状態」という。）においても、事故収束を図るために重要性の高い対策に着目して、新規制基準にて想定するSA状態に加えてSAを超える状態についても想定し、今後、調査を実施することとした。**

<技術課題から抽出された意図しないインターロック作動について>

1F-3号のADSは、従来設計基準において想定したパラメータの変動範囲を超えてパラメータが変動したことにより、当初設計では意図しないインターロックの作動に至った。

2. SA状態に対する調査方針・調査結果について

調査対象とする事故状態と調査の位置づけ

SA状態※に対する調査については、新規規制基準への適合対応の中でSA状態での重大事故等対処設備（以下、「SA設備」という。）の機能維持について確認されるが、1F事故知見を踏まえ、パラメータ変動に着目し、SA時に使用する系統を対象として、**パラメータが設計基準における想定を超えて変動した場合に作動する可能性のあるインターロックを網羅的に確認し、SA対応に影響を与えるものがないか確認する位置づけ**で実施した。

※：SA状態とは、重大事故等対策の有効性評価において想定する状態を指す。

- ・ 調査対象：BWR各社代表1プラント（大間、女川2号、柏崎6、7号、東海第二、志賀2号、浜岡4号、島根2号）、PWR代表1プラント（高浜3号）
- ・ 調査時期：2023年度に実施

調査の進め方

BWR及びPWRにおける代表プラントにおけるSA時に使用する系統を対象とし、当該系統のインターロックを抽出し、パラメータが設計基準における想定を超えてSA状態で想定する範囲まで変動した場合に、インターロックが作動するかどうかを調査し、作動する恐れがある場合にはSA時の対応への影響を確認する。なお、SA状態までは、機器の健全性が確保されることを確認済であるため、インターロック要素及びインターロックの故障は想定しない。

Step1 系統の選定 (P6参照)

発電所には多数の機器があり、それらのほぼすべてがインターロックを有している。その系統のうち、SA対応を阻害するものは無いかとの観点で調査を行うことから、SA時に使用する系統を対象として選出

Step2 インターロックの確認 (P7参照)

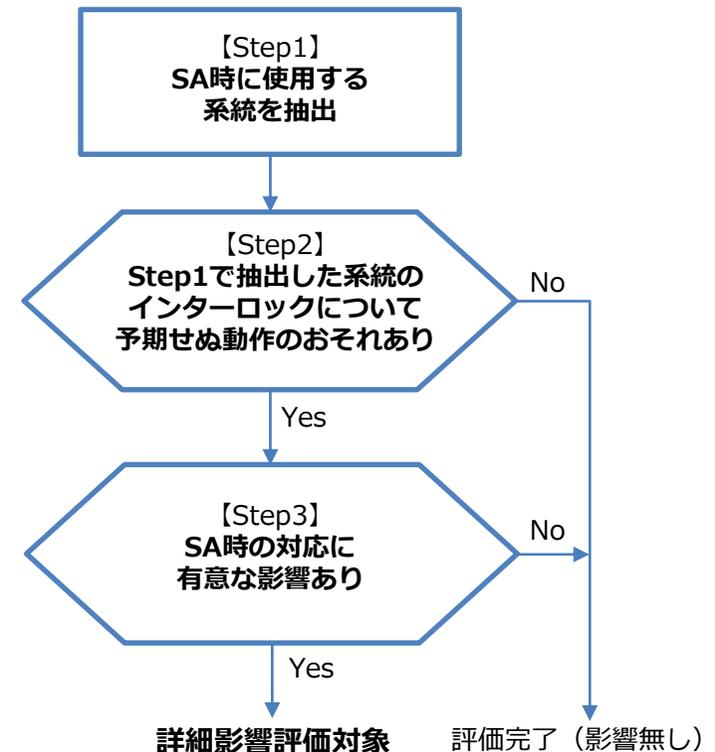
選定した系統について、ロジック図等を用い、想定外の動作の有無について確認
(BWR：各社代表1プラント、PWR：代表1プラント)

Step3 SA対応への影響評価 (P8参照)

インターロックに想定外の動作が確認された事項について、SA対応操作への影響の有無を確認

※以降、各ステップの調査方針はBWRプラントを例に説明

SA状態に対する予期せぬインターロック評価フロー



2 - 1. SA状態に対する調査方針について

Step 1. SA時に使用する系統の抽出

SA時に使用する系統を抽出可能な情報源（**設工認、有効性評価等**の状況を踏まえてプラント毎に設定）により、**プラント毎の設計及び運用の特徴に応じてインターロックの確認を行う系統を抽出する。**

可搬型設備については、設備自体の起動停止にプラントパラメータは連動していないとの想定のもと、下表には記載していないが、接続先の恒設設備がインターロックを有していることで、当該可搬型設備によるSA等の対応に影響を与えるおそれがある場合は追加する。

参考として、インターロックを確認する系統の抽出例を下表に示す。

出力抑制	原子炉注水		除熱		減圧
<ul style="list-style-type: none"> ● RPS ● ARI ● RPT 	<ul style="list-style-type: none"> ● RCIC ● HPCS(HPCF) ● RHR(LPCI(LPFL)) ● LPCS ● 高圧,低圧代替注水 (HPAC,MUWC等) ● CRD ● SLC 	<ul style="list-style-type: none"> ● RHR(S/C冷却,PCVスプレイ,SHC) ● ARHR ● FCVS ● CUW ● 機器冷却水系（本表で選択された系統の冷却及び1次系冷却を実施する系統：RCW,RSW,EWS,TCW等） 	<ul style="list-style-type: none"> ● ADS（阻止回路含む） ● HPIN 		
隔離	水素爆発防止	SFP冷却	空調設備	電源	その他
<ul style="list-style-type: none"> ● PCIS ● MSIV 	<ul style="list-style-type: none"> ● FCS ● CAMS ● PAR 	<ul style="list-style-type: none"> ● FPC 	<ul style="list-style-type: none"> ● SGTS ● HVM 	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用母線（遮断器） ● D/G 	<ul style="list-style-type: none"> ● IA ● LDS（漏えい検出系）

Step2. 予期せぬ動作のおそれのあるインターロック要素抽出

Step1で抽出されたシステムの有するインターロックの作動に使用されているパラメータのうち、**SA時にDB環境条件を超過するおそれのある原子炉系パラメータ**※1の使用の有無を確認。

※1 SAの事故進展に伴ってDB環境条件を超過するほど大きく変動する以下のパラメータ。

- ・原子炉水位、圧力
- ・原子炉格納容器温度、圧力、水位、水温、放射線量、水素・酸素ガス濃度
- ・原子炉二次格納施設内放射線量、水素ガス濃度

また、**上記パラメータに加えて、SA時の原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータ**※2の有無を確認。

※2 原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータの例

- ・ECCS系統圧力（PCV圧力上昇に付随し系統圧上昇）：ADSのECCS出口圧力確立で使用
- ・蒸気配管破断検出（室温上昇により破断検出動作）：RCIC蒸気管破断トリップ信号で使用

Step3. SA対応への影響確認

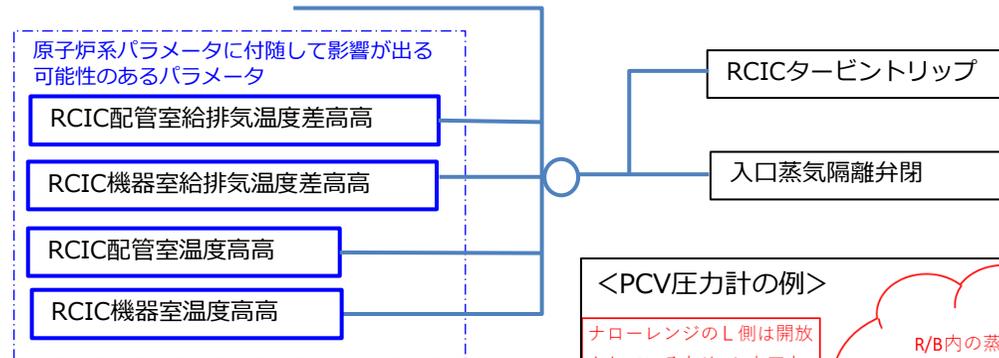
「原子炉系パラメータ」及び「原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータ」を**インターロック要素として使用している場合、インターロックの動作によるSA対応への影響有無を確認。**

＜調査の一例＞

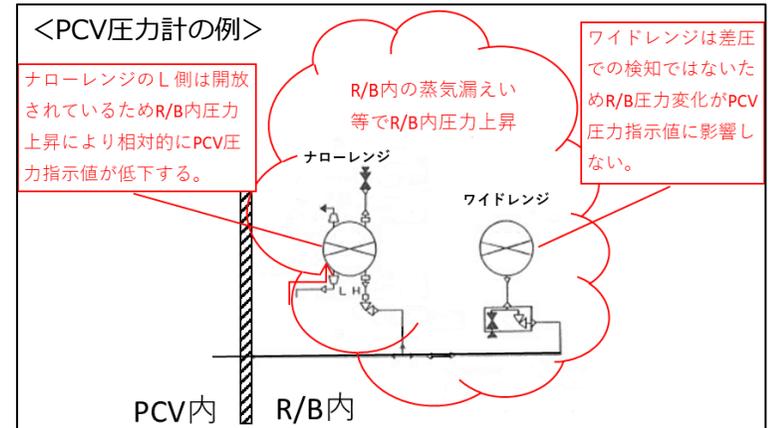
- 高エネルギー配管については、破断を想定した隔離信号として建屋内温度や放射線量が使用されている。一方で、室温や放射線量は配管破断が無くてもSAの事故進展に伴って上昇することが考えられるため、SA時に期待する系統に、建屋内温度や放射線量による隔離信号が使用されていないか確認する。

＜RCIC隔離（トリップ）信号の例＞

当該インターロックの本来の目的はRCIC蒸気配管破断を検知することであるが、他系統のISLOCAに伴う室温上昇等によって誤検知する可能性が無いが、また、その影響がSA対応に影響が無いかを確認する。



- 圧力、差圧については、その検出方法によって計器設置場所の圧力の影響を受ける可能性がある。そのため、圧力、差圧をインターロックに用いている場合は計器設置場所の環境についても考慮の上、確認する。



2-2. SA状態に対する調査結果について

(1) SA対応へ影響のあるインターロックの抽出

対象システムについて、前頁までのStep 1～3の調査を実施した結果、**BWRプラントにおいて、予期せぬインターロック動作によりSA対応への影響が考えられるものとして、以下が抽出された。**
 なお、**PWRプラントにおいてはSA対応へ悪影響のあるインターロックは確認されなかった。**

起因となるプラント状態	関連するインターロック	想定される影響	詳細図
格納容器内の圧力上昇時の悪影響	自動減圧系(ADS)作動条件 「余熱除去ポンプ(RHR)運転中」 信号の発生	格納容器圧力上昇により、格納容器に接続されるRHRの系統圧力が上昇し、系統運転中を検知する信号（出口圧力確立）が発信する可能性あり	参考2.(1/4) ①図参照
	原子炉隔離冷却系(RCIC)トリップ条件 「排気圧力高」信号の発生	格納容器圧力上昇により、格納容器に接続されるRCICタービン排気ラインの系統圧力が上昇し、RCICのトリップ信号が発信する可能性あり	参考2.(2/4) ②図参照
格納容器内の圧力上昇時の悪影響	格納容器雰囲気モニタ (CAMS) サンプル系トリップ条件 「サンプルガス入口配管圧力高」信号の発生	SA後の安定停止に向けた対応の中で、代替循環冷却を実施しながらPCV内可燃性ガス濃度低減のための窒素封入を行う際に、1Pdを超えたPCV内の可燃性ガス濃度測定が必要となるが、CAMSトリップ信号により1Pd以上における可燃性ガス濃度測定が不可となる	参考2.(2/4) ③図参照
格納容器内温度が飽和温度以上に上昇した場合の悪影響	原子炉水位による停止条件 「原子炉水位高 (L8)」信号の発生	格納容器温度が飽和温度以上となることで、原子炉水位計測に使用している水位計の基準水柱が蒸発した場合、実際の水位より高く表示されることより、原子炉水位高による高圧注水系停止インターロック※が実際の水位より高めで発生する。 ※原子炉隔離冷却系 (RCIC) 停止及び高圧炉心スプレイ系 (HPCS又はHPCF) 注入隔離弁自動閉	参考2.(3/4) ④図参照
原子炉建屋内の温度上昇時の悪影響	漏えい検知による原子炉隔離冷却系 (RCIC) トリップ条件 「RCIC機器・配管エリア温度高」信号の発生	RCIC系が健全であっても、格納容器漏えいもしくはRHR系のISLOCAにより原子炉建屋内に蒸気漏えいが発生した場合、RCICトリップ信号が発信する可能性あり	参考2.(4/4) ⑤図参照

(2) 抽出したインターロックに対する詳細影響評価

調査の結果、BWRプラントにおいてSA対応に影響を及ぼす可能性のあるインターロックが抽出されたため、**詳細影響評価を実施**した。

評価結果は下表のとおりであり、**SA対応の中で、当該インターロックが作動しないように対策、または作動した場合においても事故時の対応が継続できるように対策される**ことを確認した。

関連するインターロック	各社の対策
自動減圧系(ADS)作動条件 「余熱除去ポンプ(RHR)運転中」信号の発生	➤ 手動による阻止信号投入による対応 (動作要素の相違や設定値変更により動作しない場合は対象外)
原子炉隔離冷却系(RCIC)トリップ条件 「排気圧力高」信号の発生	➤ 信号除外操作による対応、又は設定値変更による発生阻止
格納容器雰囲気モニタ (CAMS)サンプリング系 トリップ条件 「サンプルガス入口配管圧力高高」信号の発生	➤ 設定変更による発生阻止、又はインターロックを有しない設計
原子炉水位による停止条件 「原子炉水位高 (L8)」信号の発生	➤ 原子炉水位不明時手順での対応
漏えい検知による原子炉隔離冷却系 (RCIC) トリップ条件 「RCIC機器・配管エリア温度高」信号の発生	➤ RCICの代替注水手段による対応

ただし、SA時に事故時の対応が継続できることを確認したものの、**これらのインターロックがSA環境において意図せず作動する可能性があるインターロックに関する注意事項、対応等について、調査結果の知見として運転手順書等に記載することを検討していく。**

今後の対応

- BWRプラントにおいては、SA対応の中で、当該インターロックが作動しないように対策、または作動した場合においても事故時の対応が継続できるように対策されることを確認した。また、PWRプラントにおいてはSA対応へ悪影響のあるインターロックは確認されなかった。
- ただし、BWRにおいては、抽出されたインターロックがSA環境において意図せず作動する可能性があるインターロックに関する注意事項、対応等について、調査結果の知見として運転手順書等に記載することを検討していく。
(再稼働プラントについては2025年度内、再稼働時期が2026年度以降となるプラントについては再稼働まで)

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

調査対象とする事故状態と調査・対応の位置づけ

SAを超える状態に対する調査・対応については、規制の枠にとらわれず、**ATENA・事業者の自主的な活動として、設計上の想定を超えるような状況においても、事故対応が阻害される恐れがないように、このような状態に至った場合への備えの位置づけ**で実施する。

なお、新規制基準への適合対応において、SA設備が機能維持されるためSAを超える状態に至る可能性は相当低いと考えるものの、**そのような環境下においても、SA設備による対策を実施できることが、安全性を更に向上させるものと考えた**ことから、実施するものである。

これにより、SA対応を阻害する方向にインターロックが働いたとしても、「冷やす」機能（原子炉注水、格納容器スプレイ、格納容器下部注水及び格納容器除熱）を確保する場合において最後段の対策となる可搬型設備を用いた対策が継続できるようになる。

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

調査の進め方

SAを超える状態であることを踏まえ、インターロック要素の故障などの何らかの理由により、事故時の対応を阻害する方向にインターロックが作動することを想定し、事故収束のために重要性の高い対策に着目して、インターロック作動の影響を確認する。

重要性の高い対策として、**安全確保に必要な「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」のうち、放射性物質の放出を防止するための原子炉格納容器の健全性維持に必須となる、「冷やす」機能に着目し、その中で最終段の対策となる可搬型設備を用いた対策について、予期せぬインターロック作動の影響を確認**する。

また、調査の進め方や具体的な調査方法については、BWR（ABWR、BWR5）及びPWRの代表プラントによる先行調査を踏まえて検討した。

なお、**「止める」、「閉じ込める」については、以下の理由から、調査対象とはしない方針**とした。

- 「止める」及び「閉じ込める」は、事象発生 of 極初期に作動する機能であり、SAを超える状態に至る前に作動することから、これらの作動が阻害されることはない。
- 「止める」は、SAを超える状態となる前に動作した後、当該機能の維持を阻害するインターロック（制御棒の場合は引き抜き of インターロック、SLCの場合はポンプ停止、注入ライン上 of 弁の閉止インターロック）を有さないため、予期せぬインターロック作動の考慮が不要である。
- 「閉じ込める」は、原則として格納容器隔離弁は開のインターロックを有していないが、例外として、格納容器隔離弁のうち注入ライン上に設置される弁は、開のインターロックを有する場合がある。この場合でも逆止弁を有する又は格納容器外で閉ループを構成することから、閉じ込める機能は阻害されないと考えられる〔BWR（ABWR、BWR5）及びPWRの代表プラントを対象に調査を行い、阻害されないことを確認済〕。

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

具体的な調査の方法

「冷やす」機能を有する系統として、**原子炉注水系、格納容器スプレイ系、格納容器下部注水系及び格納容器除熱系※を対象とし、注水ラインの確保**（図1の青ライン）**の観点での調査**（以下、「注水ライン調査」という）及び注水ラインから**分岐するラインへの回りみの防止**（図1の緑ライン）**の観点での調査**（以下、「分岐配管調査」という）を実施する。具体的には、注水ライン及び注水ラインから分岐するライン上のインターロックを有する弁について、対応を阻害する方向に、インターロック作動が発生することを前提として、事故対応への影響を確認する。

※：BWRでは格納容器除熱系に関してはFCVSがあり、FCVSは運転員の判断によって手動操作により隔離弁の開閉を行う設備である。そのため予期せぬインターロック作動の影響を受けず、格納容器除熱系は予期せぬインターロック作動により阻害されないことは明らかであるため、調査の対象とはしない

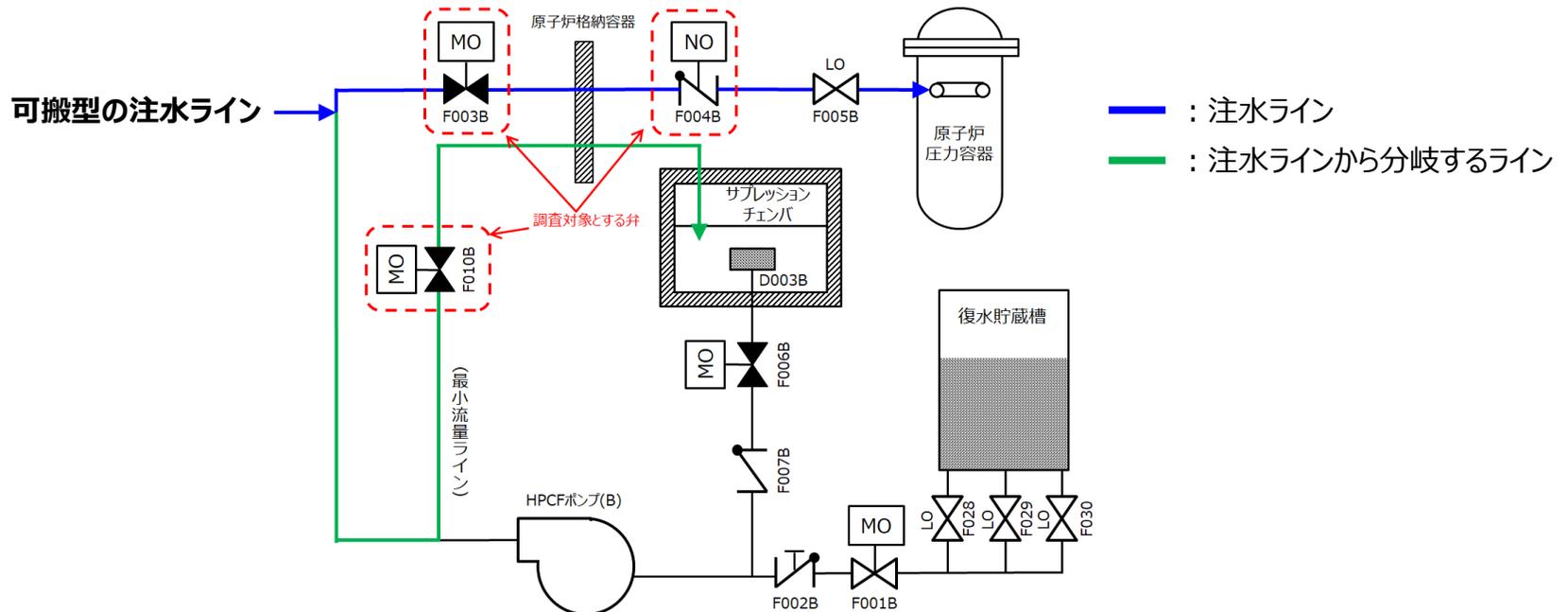


図1 調査の対象とする隔離弁（ABWRにおいてHPCF(B)へ可搬型注水設備を接続した場合の例）

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

調査手順

(1) 注水ライン調査

- ① 注水ライン上に設置される弁のうち、インターロックを有する注入隔離弁を配管計装線図等を使って抽出する（図1のF003B,F004B）。
- ② 抽出された注入隔離弁が、予期せぬインターロック作動によって、注水する際に「開」できない、又は注水中に「閉」することで、注水が阻害されることを想定し、当該隔離弁を遠隔手動操作やインターロックバイパスにより「開」する、「開」できない場合は、別系列（又は別系統）により注水する等の何等かの手段により対応可能であるかを確認する。

(2) 分岐配管調査

- ① 注水ラインから分岐する配管に設置される弁のうち、インターロックを有する弁を配管計装線図等で抽出する（図1の「F010B」のHPCF最小流量バイパス弁）。
- ② 抽出された弁が、予期せぬインターロック作動により「開」することで、分岐配管に向かう流路が形成され、目的とする注水先へ注水できなくなることを想定し、当該隔離弁を遠隔手動操作やインターロックバイパスにより「閉」する、「閉」できない場合は、別系列（又は別系統）により注水する等の何らかの手段により対応可能であるか確認する。

なお、予期せぬインターロック作動は、現場の環境悪化に伴う検出器の故障により発生するものとし、MCR等でインターロックを組んでいる回路の故障までは想定しないものとする。

3. SAを超える状態に対する調査・対応方針について

今後の対応

- 調査を行った結果、**「冷やす」機能を阻害する恐れのあるインターロックが抽出された場合には、ガイド等への注意喚起の追記等、**予期せぬインターロック作動が発生した場合の円滑な対応に資する対応について検討のうえ対策を進めていく。
- **調査及び対策**については、可搬型による注水戦略はプラント毎に異なるため**廃止措置プラント以外の全プラントを調査対象※とし、2025年度内に実施**する。なお、**再稼働時期が2026年度以降となるプラントについては、再稼働までに実施**する。

※新規制基準適合性審査が未申請のプラント（女川3号、柏崎刈羽1～5号、浜岡5号、志賀1号等）は、設置変更許可申請後に調査

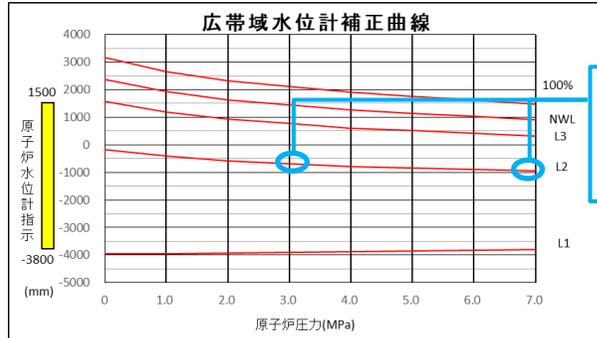
4. 今後の進め方について（予期せぬインターロック）

- ◆ 「SA状態に対する調査知見の手順等への反映」及び「SAを超える状態に関する調査・ガイド等への注意喚起の追記等」については、2025年度に実施していく。
- ◆ 再稼働時期が2026年度以降となるプラントについては、再稼働時期までに実施していく。

	2025年5月	6月	7月～	2026年3月	2026年4月～
ATENA	<p>SAを超える状態への調査方針・実施計画検討</p>	<p>▼SA状態の調査結果及びSAを超える状態に関する調査方針の公表(6月)</p>			
事業者		<p>調査方針に基づくSAを超える状態に関する調査・対策 (2025年度中)</p> <p>2026年度以降の再稼働プラントのSAを超える状態に関する調査・対策 (再稼働まで)</p> <p>SA状態に対する調査知見の手順等への反映(2025年度) (未稼働プラントは再稼働まで)</p>			

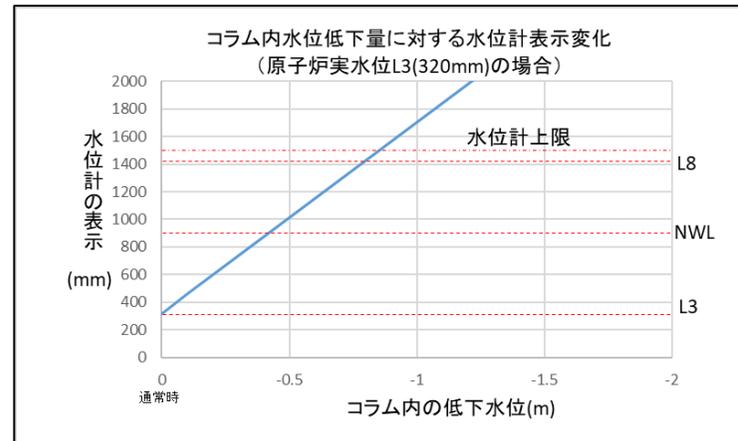
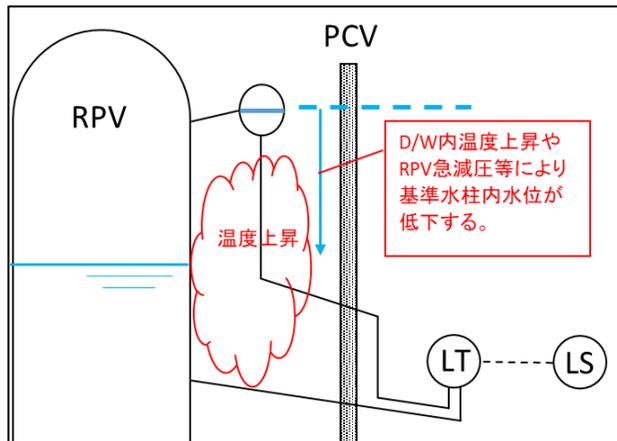
参考

- 原子炉水位は炉圧によって実水位に対して見かけ上の水位が変動する。そのため原子炉水位をインターロック要素に使用している場合は炉圧が変動した場合のインターロックへの影響を考慮の上、確認する。



例：ECCSの起動信号に使用される広帯域水位計は、原子炉圧力が定格圧力時に実水位を出力するように校正されているため、原子炉圧力が低下した場合は、実水位より高めめの指示を出力する。それにより、例えば原子炉圧力が3MPa程度まで低下した場合の原子炉水位L2動作時の実水位は、本来のL2より300mm程度低い位置となる。

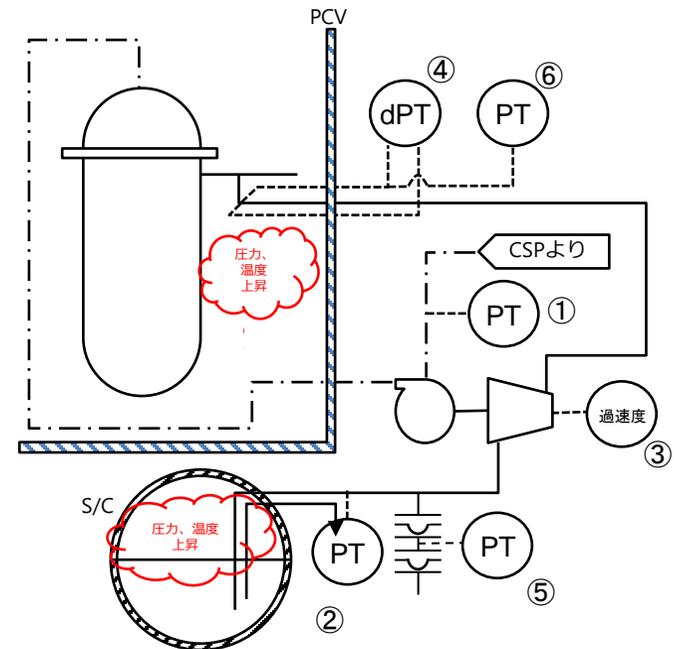
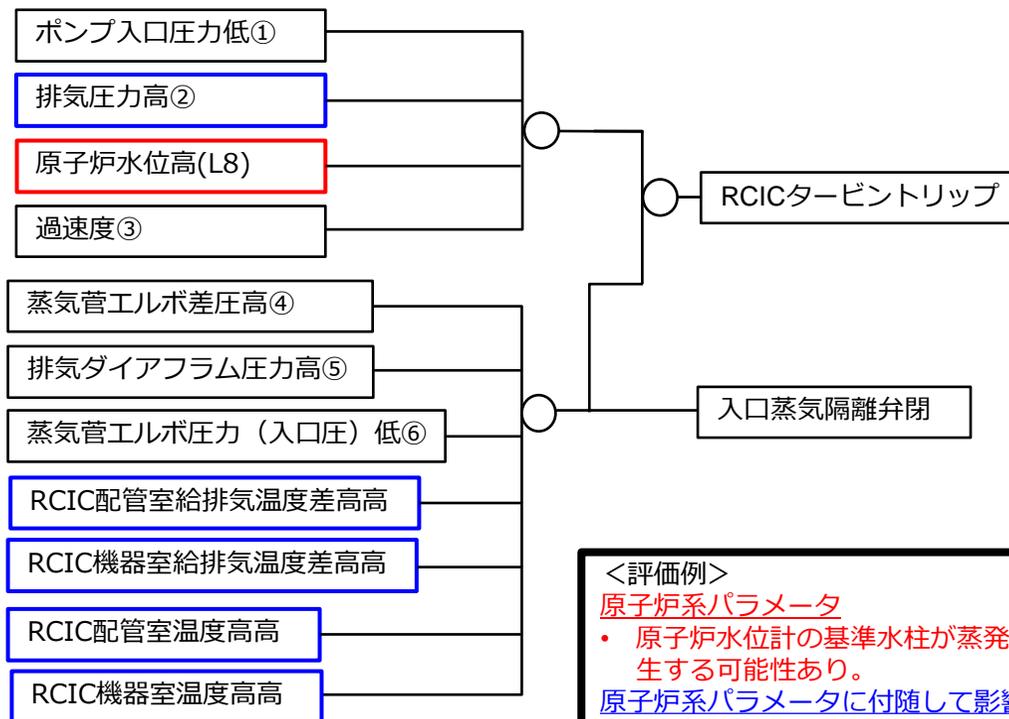
- 原子炉水位やS/C水位でコラム式水位計を使用している場合、通常満水のコラム内の水が蒸発し基準水柱内水位が低下すると、実水位が維持された状態であっても計器の指示値（見かけ上の水位）が変動する。こうした指示値変動によるインターロックへの影響を考慮の上、確認する。



- ▶ 「原子炉系パラメータ」 (赤枠のパラメータ) だけではなく、「原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータ」 (青枠のパラメータ) についても、インターロックへの影響を考慮の上、確認する。

<RCIC系の場合>

<RCIC隔離 (トリップ) 信号>



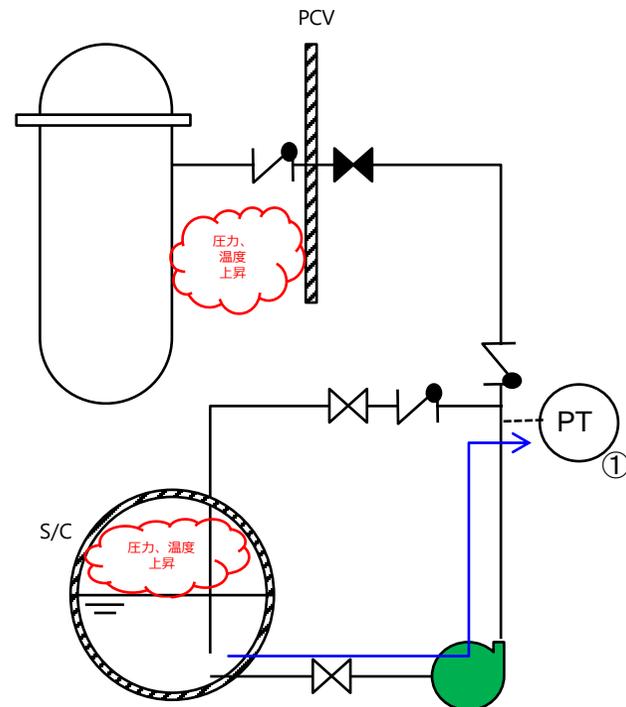
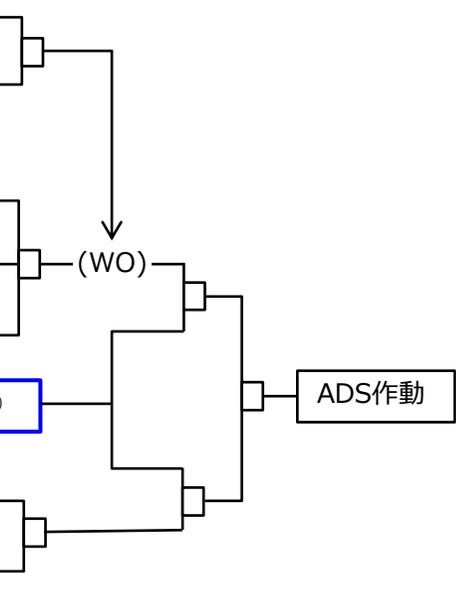
- <評価例>
- 原子炉系パラメータ**
- 原子炉水位計の基準水柱が蒸発することで見かけ上の水位が上昇しL8でタービントリップ信号が発生する可能性あり。
- 原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータ**
- SBOによる建屋内冷却機能喪失及びRPVからの放熱による建屋内温度上昇によりRCIC隔離信号が発生する可能性あり。
 - S/C圧力上昇により、RCICタービン排気圧力が上昇しタービントリップ信号が発生する可能性あり。

ADS阻止信号

- 原子炉出力高
- 原子炉水位高(L2)

ADS作動信号

- D/W圧力高
- 原子炉水位(L1)
- 原子炉水位(L3)
- ECCS出口圧力確立①
- D/W圧力高
- 原子炉水位(L1)

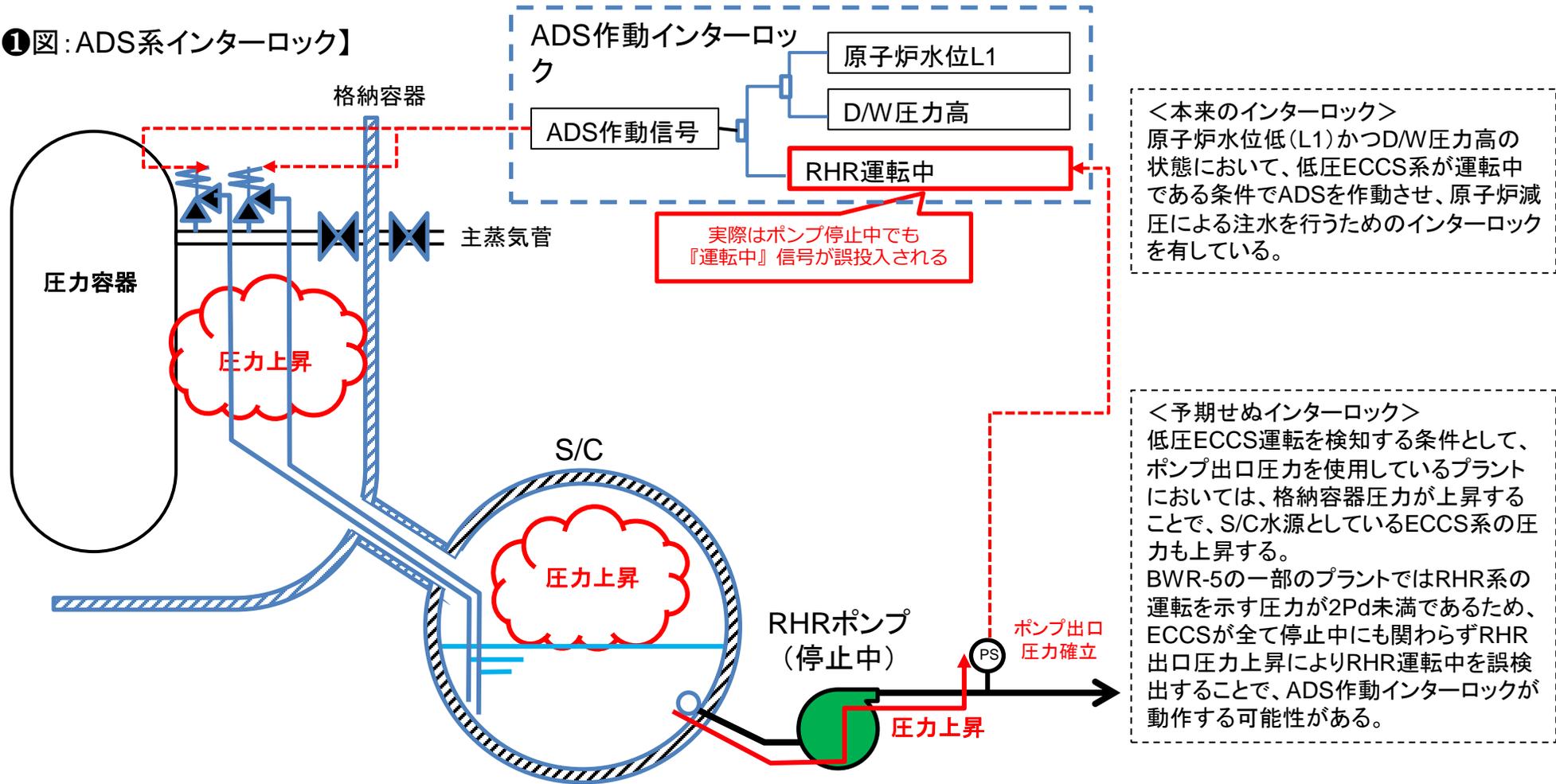


<評価例>
原子炉系パラメータ
 ・ 原子炉水位計の基準水柱が蒸発することで見かけ上の水位が上昇し、L1より高い水位でADS作動信号が発生する可能性あり。
原子炉系パラメータに付随して影響が出る可能性のあるパラメータ
 ・ S/C圧力上昇により、LPCSまたはRHRの系統圧力が上昇し、LPCSまたはRHRが起動していない場合においてもECCS出口圧力確立信号を出力し、ADS動作に至る可能性あり。

参考2. SA状態を対象に抽出されたインターロックの詳細説明(1/4)

- 格納容器内圧力が上昇した場合の影響について

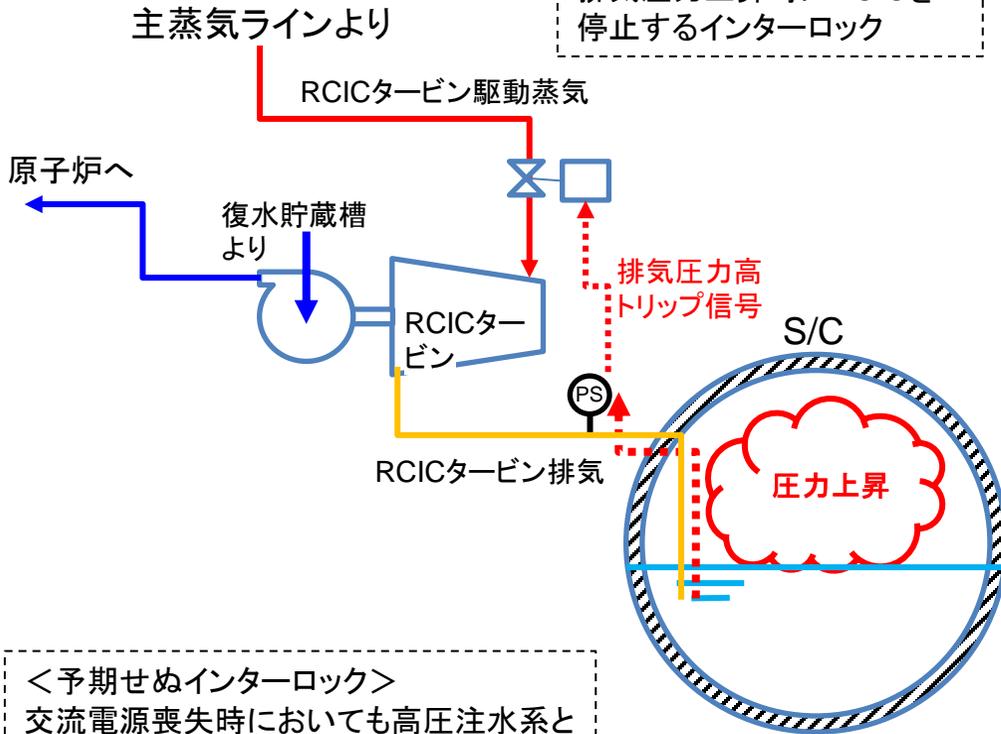
【①図: ADS系インターロック】



参考2. SA状態を対象に抽出されたインターロックの詳細説明(2/4)

- 格納容器内圧力が上昇した場合の影響について

【②図:RCIC系インターロック】

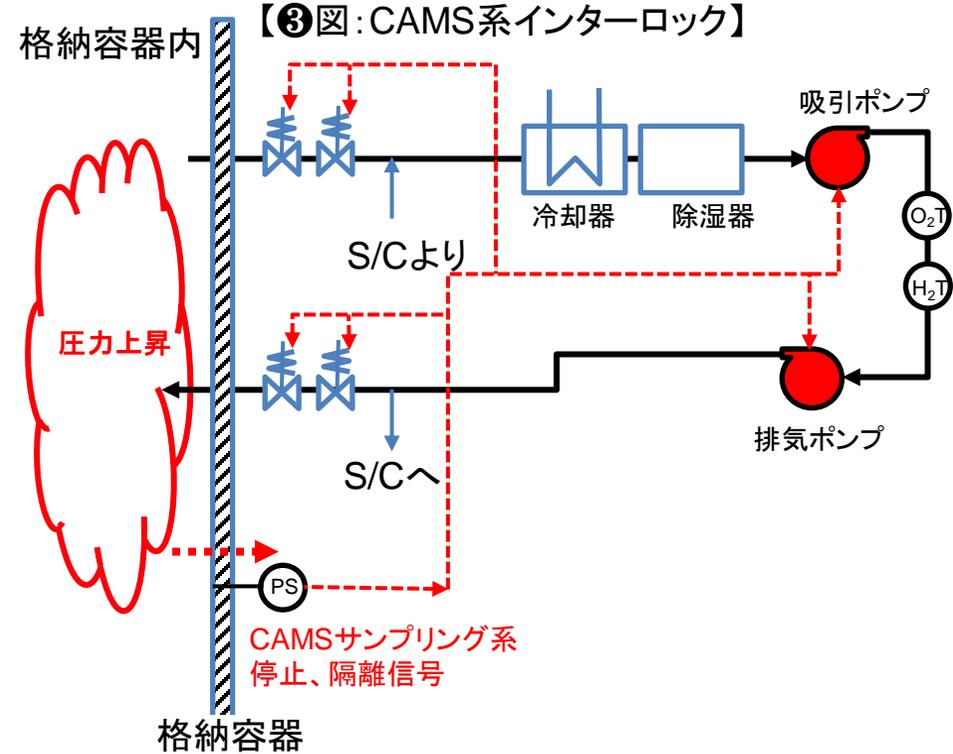


＜予期せぬインターロック＞

交流電源喪失時においても高圧注水系として使用できるRCICであるが、格納容器(サプレッションチェンバ)の圧力が上昇した場合、RCIC自体に異常が無くても排気圧力が上昇しトリップ値に至る可能性がある。

＜本来のインターロック＞
RCICタービン保護のため、排気圧力上昇時にRCICを停止するインターロック

【③図:CAMS系インターロック】



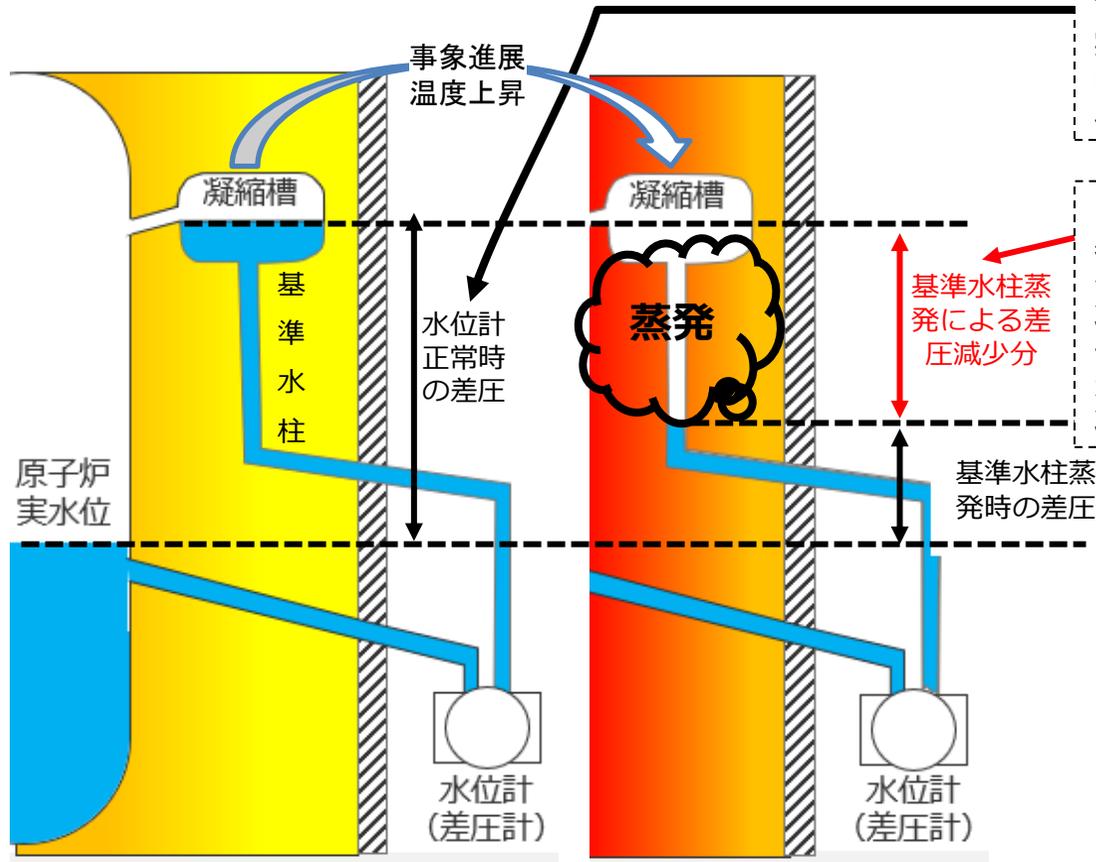
＜本来のインターロック＞

格納容器圧力上昇(1Pd)時における、サンプリング系の保護のためのインターロックであり、予期せぬインターロック動作ではない。しかし、格納容器内水素爆発の防止のマネジメントのために、酸素濃度の監視をしながら窒素封入を行うが、発生した水素、酸素及び封入する窒素により格納容器圧力が上昇し、CAMSが停止に至る可能性があるため検討対象とした。

参考2. SA状態を対象に抽出されたインターロックの詳細説明(3/4)

- 格納容器内温度が飽和温度以上に上昇した場合の影響について

【4図: 原子炉水位によるインターロック】

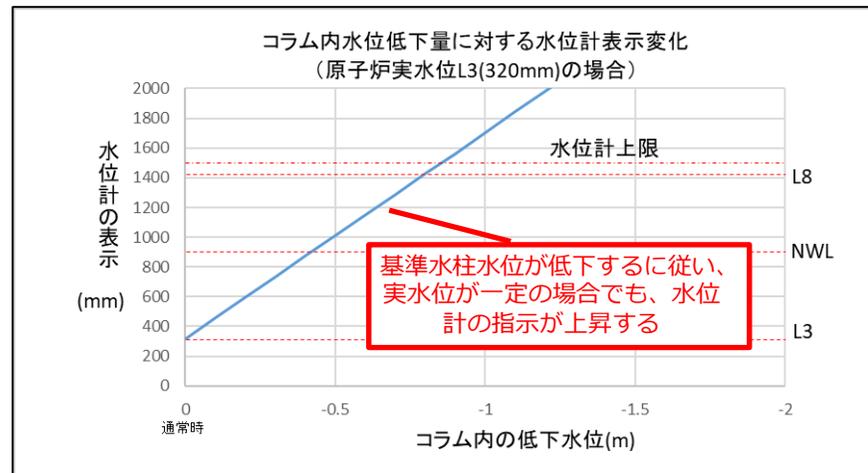


＜原子炉水位の測定原理＞

水位計の基準水柱は本来一定であり、実水位との水頭圧の差を差圧計で計測し原子炉水位を測定している。
 実水位が高くなれば、基準水柱との差が少なくなり、実水位が低くなれば基準水柱との差が大きくなることから、差圧計の差圧が少なければ水位は高いということになる。

＜予期せぬインターロック＞

基準水柱の水が蒸発すると、実水位が変化しなくても差圧計の差圧は少なくなるため、水位計は実水位より高い水位を指示し、その水位でインターロックが動作する。
 そのため実水位が低くなくても水位低による注水系の自動起動信号が出ない、または実水位が低い状態で水位高により注水系の停止インターロックが発生する可能性がある。



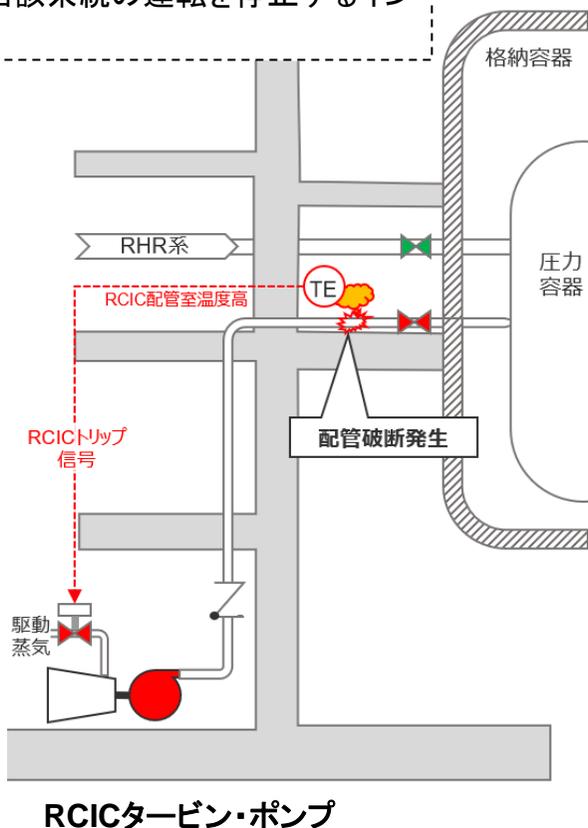
参考2. SA状態を対象に抽出されたインターロックの詳細説明(4/4)

- 原子炉二次格納施設内温度上昇の間接的な影響について

【5図】: 漏えい検知によるRCICトリップインターロック

＜本来のインターロック＞

高エネルギー配管となるRCIC系の破断が発生した場合、室温上昇により破断を検知し、当該系統の運転を停止するインターロック



＜予期せぬインターロック＞

RCIC系の配管に損傷がない場合においても、他系の配管破断や格納容器からのリーク等で配管室等の温度上昇が発生した場合、RCIC系の破断が発生したと誤検出しRCICの運転が停止する。

