

# 女川原子力発電所2号炉 運転中の原子炉における 炉心損傷防止対策の有効性評価について

---

平成30年5月17日  
東北電力株式会社

1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策
  - 1.1 高圧・低圧注水機能喪失
  - 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)
2. LOCA時注水機能喪失における事象想定の見直しについて
3. 審査会合での指摘事項に対する回答

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

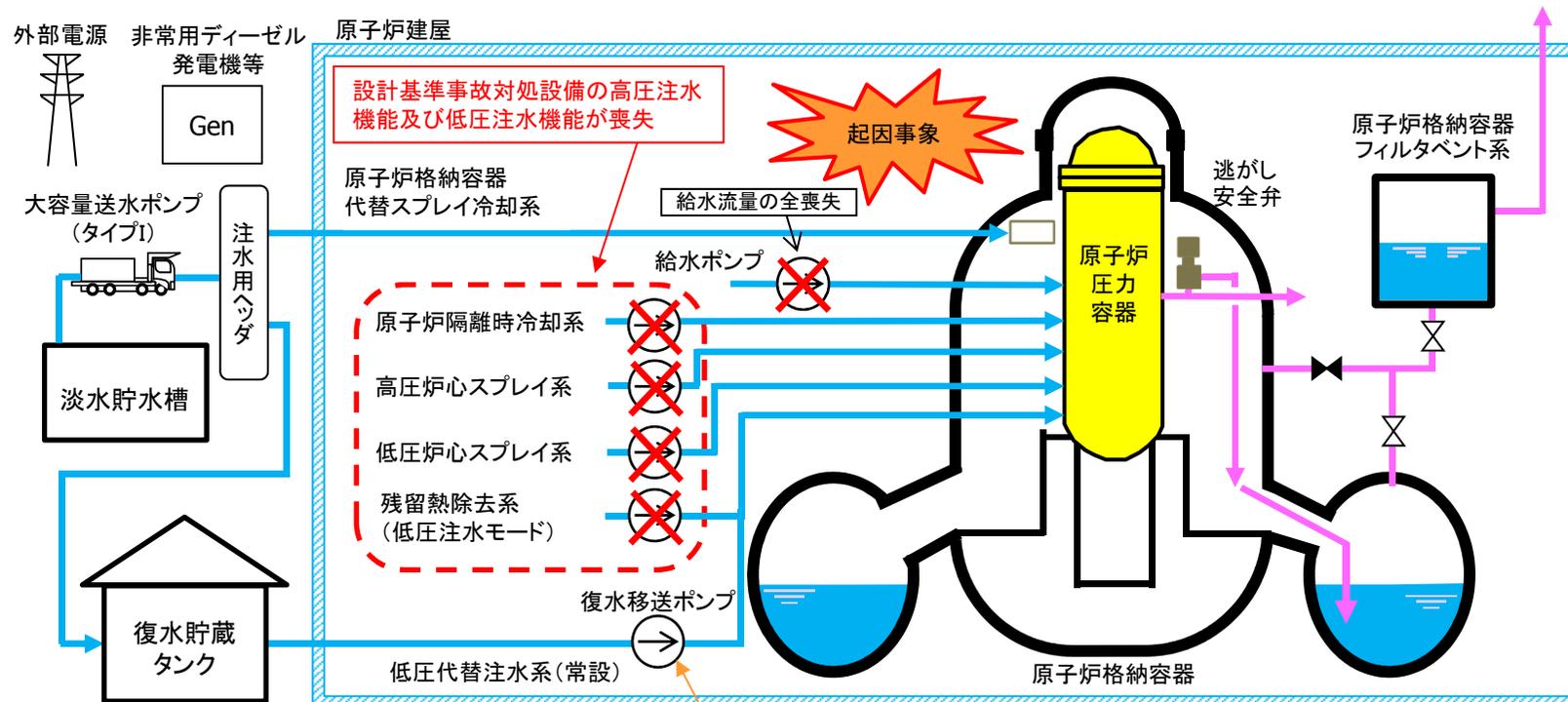
## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(1/9) 事象の概要

### 高圧・低圧注水機能喪失の特徴

過渡事象(起回事象は給水流量の全喪失)の発生後, 高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード))が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し, 炉心損傷に至る。

### 高圧・低圧注水機能喪失の対策概要

- ・逃がし安全弁を手動開操作し, 低圧代替注水系(常設)により炉心を冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱



重大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設)を用いて炉心へ注水する

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(2/9) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失の発生を想定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する
	外部電源	外部電源あり	外部電源は使用できるものとする。 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる。

## 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(3/9) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連大 事 す る 故 機 等 器 対 策 に	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3) <sup>*</sup> (遅れ時間:1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低(レベル2)	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気隔離弁の設計値として設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2個, 356t/h/個 7.44MPa[gage] × 3個, 360t/h/個 7.51MPa[gage] × 3個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 3個, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	低圧代替注水系(常設)	145m <sup>3</sup> /h(ポンプ2台当たり, 0.427MPa[dif]において)で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /hにてスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
原子炉格納容器フィルタベント系	流路特性(0.427MPa[gage]において, 10.0kg/sの流量)に対し, 原子炉格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系の設計値として設定	

※ 原子炉水位インターロックのレベルを示す数値は、水位が低下するに伴い減少する

- ・通常運転水位 : 圧力容器基準点より約14.1m
- ・原子炉水位低(レベル3) : 圧力容器基準点より約13.4m
- ・原子炉水位低(レベル2) : 圧力容器基準点より約12.2m
- ・原子炉水位低(レベル1) : 圧力容器基準点より約9.5m

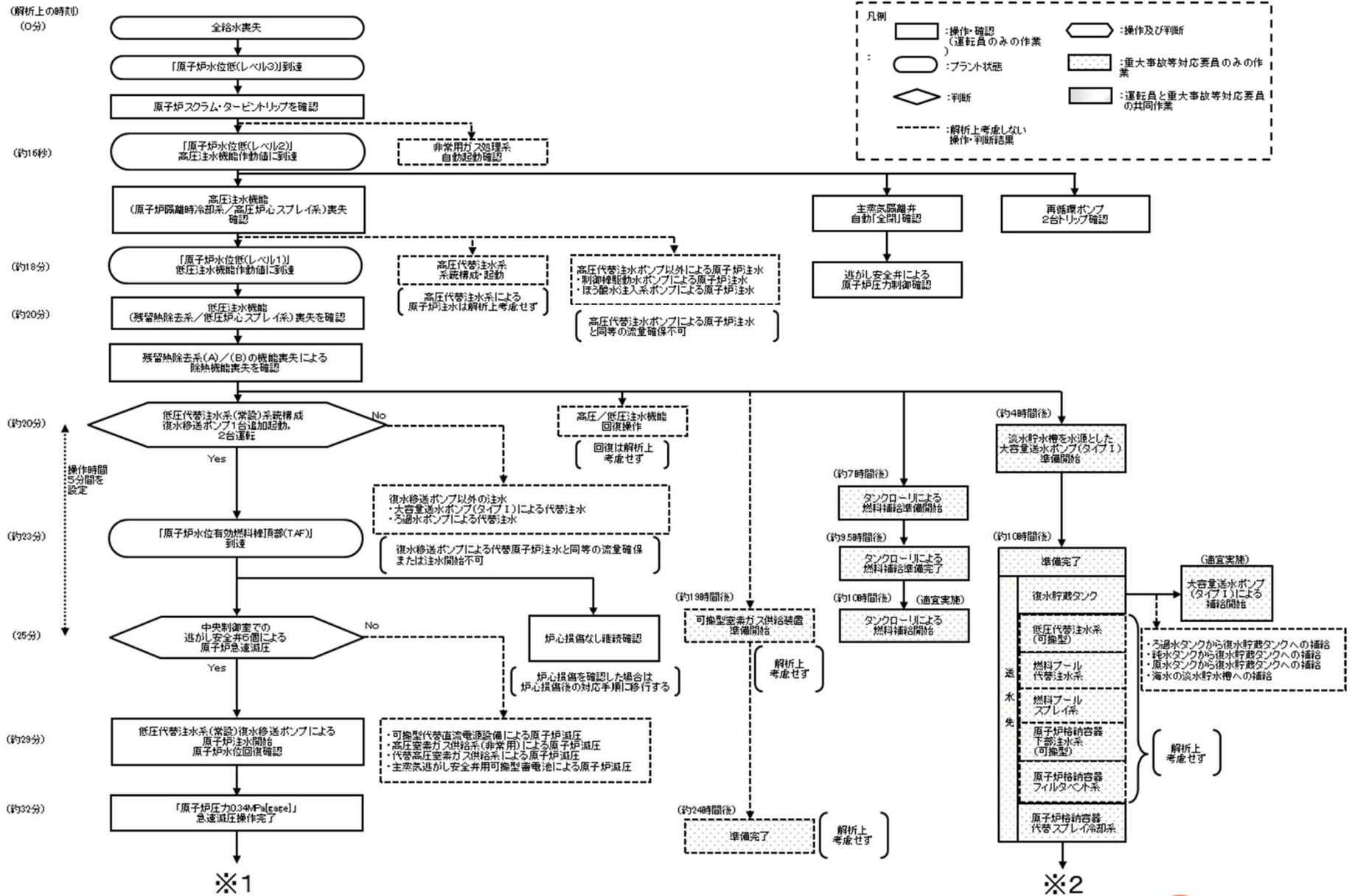
# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(4/9) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事 連大 する 故 操 等 作 対 策 件 に	低圧代替注水系(常設)の 起動及び中央制御室にお ける系統構成	事象発生20分後	事象判断及び高圧・低圧注水機能喪 失を確認後実施し、事象発生から20分 後に開始するものとする。操作時間は 5分間とする
	逃がし安全弁による原子 炉急速減圧操作	事象発生25分後	中央制御室操作における低圧代替注 水系(常設)の準備時間を考慮して、 事象発生から25分後に開始する
	原子炉格納容器代替スプ レイ冷却系による 格納容器冷却操作	(開始条件) 格納容器圧力0.384MPa[gage] 到達時 (停止条件) 格納容器圧力0.284MPa[gage]まで降下後又はサブプレッション プール水位が外部水源注水量限界(サブプレッションプール水 位が真空破壊装置下端-0.4m(通常運転水位+約2m))に 到達	格納容器設計圧力を踏まえて設定
	原子炉格納容器フィルタベ ント系による 格納容器除熱操作	格納容器圧力0.427MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設 定

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(5/9) 対応手順の概要

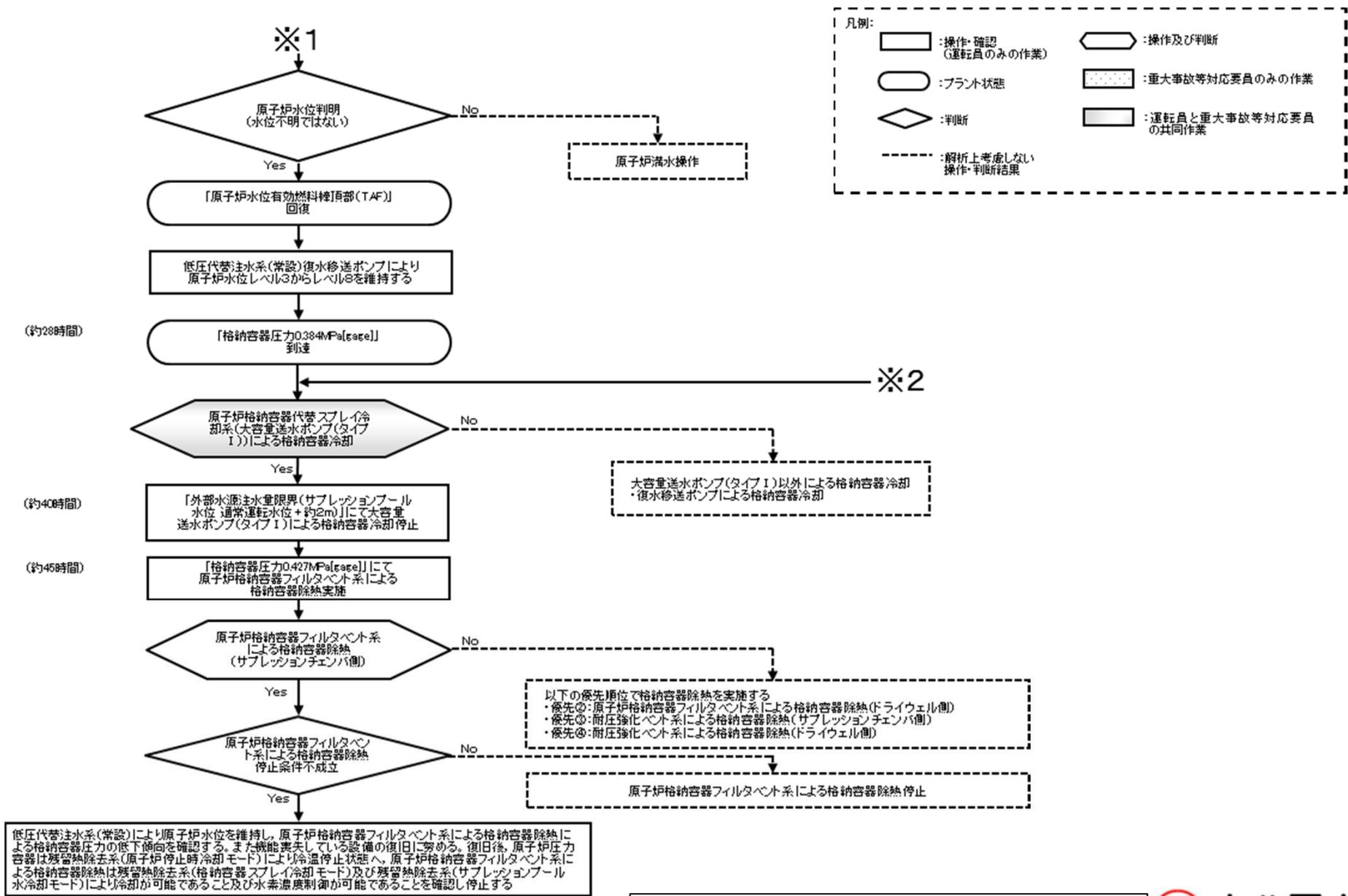


有効性評価2.1 高圧・低圧注水機能喪失 第2.1.4図



# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(6/9) 対応手順の概要



有効性評価2.1 高圧・低圧注水機能喪失 第2.1.4図



# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(7/9) 有効性評価の結果

### 高圧・低圧注水機能喪失における有効性評価の結果

- ・表1に評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び燃料被覆管温度の推移を図1及び図2に示す。
- ・格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、格納容器ベント実施までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ないLOCA時注水機能喪失(約 $3.4 \times 10^{-1}$  mSv)以下であり、5mSvを下回ることを確認した。

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約859°C	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.69MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約154°C	200°C(格納容器限界温度)未満

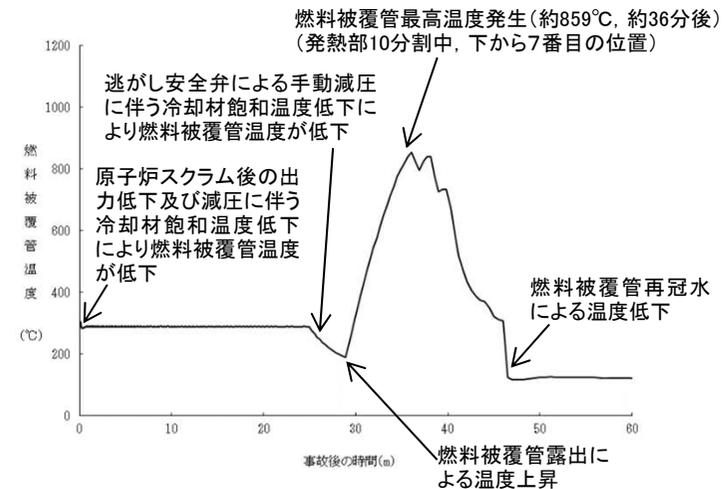
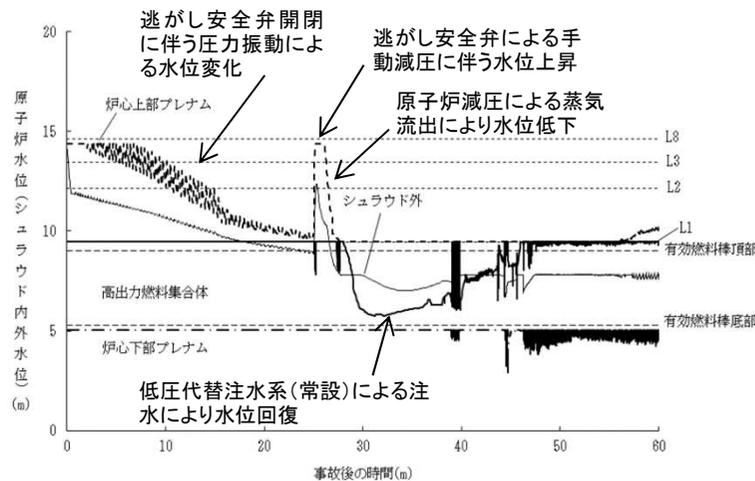


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

図2 燃料被覆管温度の推移

1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策  
 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(8/9) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表2に示す。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名	31名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:18名
水源	約3,800m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> 淡水貯水槽:10,000m <sup>3</sup>
燃料	約585kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失(9/9) 長期的な格納容器の安定状態の維持

### 背景

有効性評価(炉心損傷防止対策)における格納容器内の温度解析結果について、判定基準(200°C(格納容器限界温度)未滿)は満足するものの、高めの値(約112°C)を示している。そこで、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策を検討した。

### 対策概要

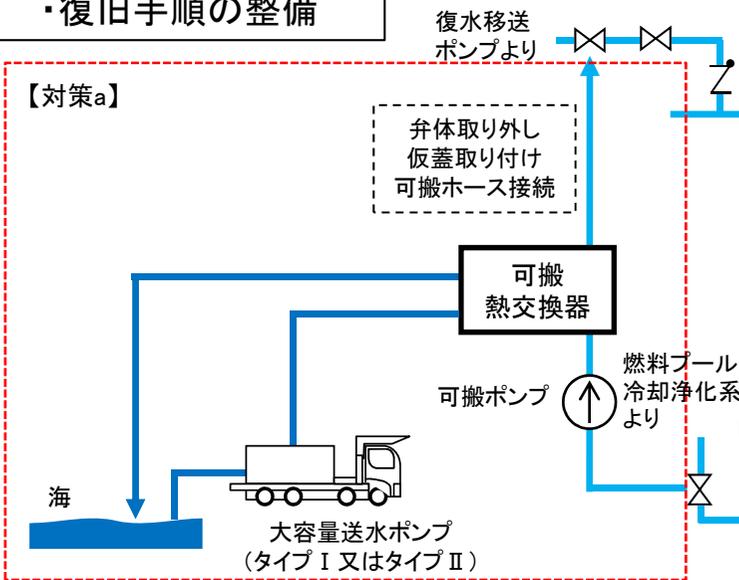
代替循環冷却系, 残留熱除去系復旧以外の除熱手段(自主対策)

- 可搬型原子炉格納容器除熱系による格納容器除熱
- 原子炉補機代替冷却水系を用いたCUW※<sup>1</sup>による原子炉除熱
- 原子炉補機代替冷却水系を用いたDWC※<sup>2</sup>による格納容器除熱

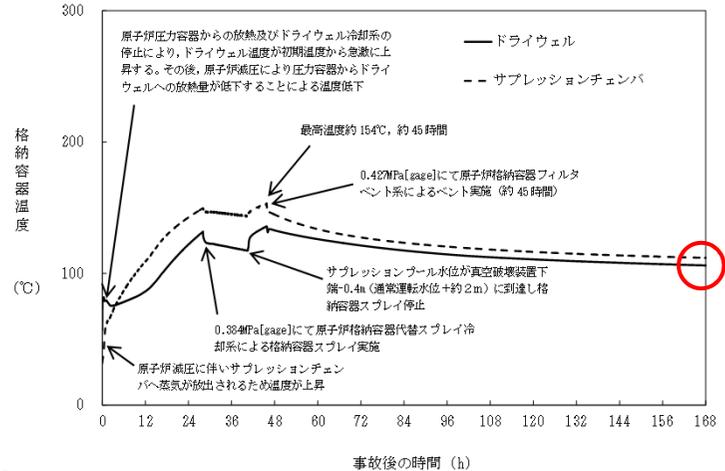
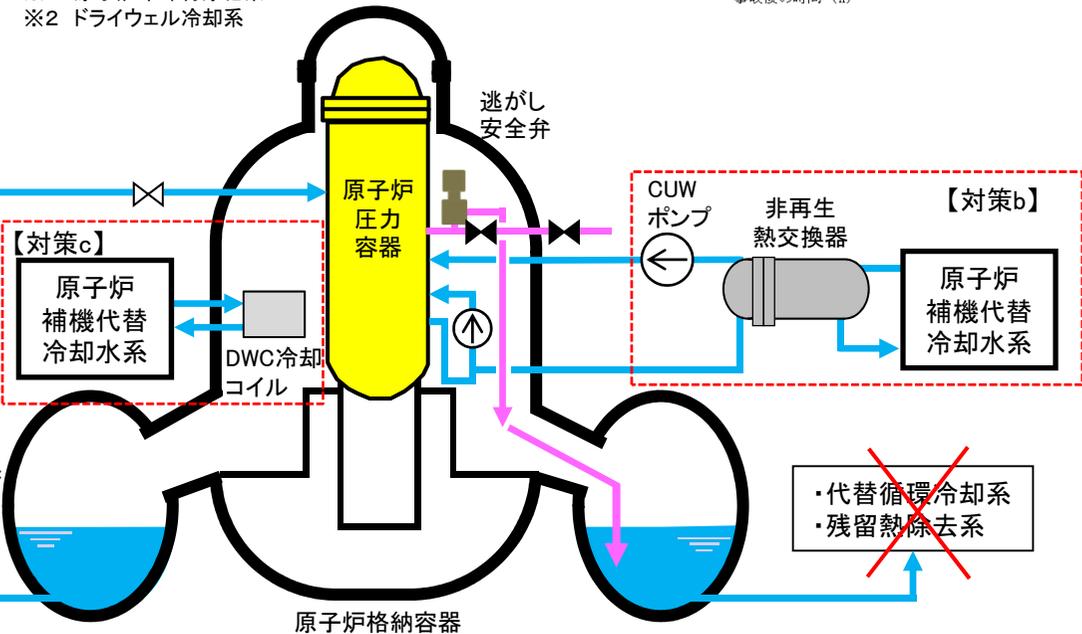
### 残留熱除去系の復旧

- ・予備品の確保
- ・復旧手順の整備

#### 【対策a】



※1 原子炉冷却材浄化系  
※2 ドライウェル冷却系



- ・添付資料2.1.1 (別紙1) 安定状態の維持について
- ・技術的能力 添付資料1.0.15 原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について

# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

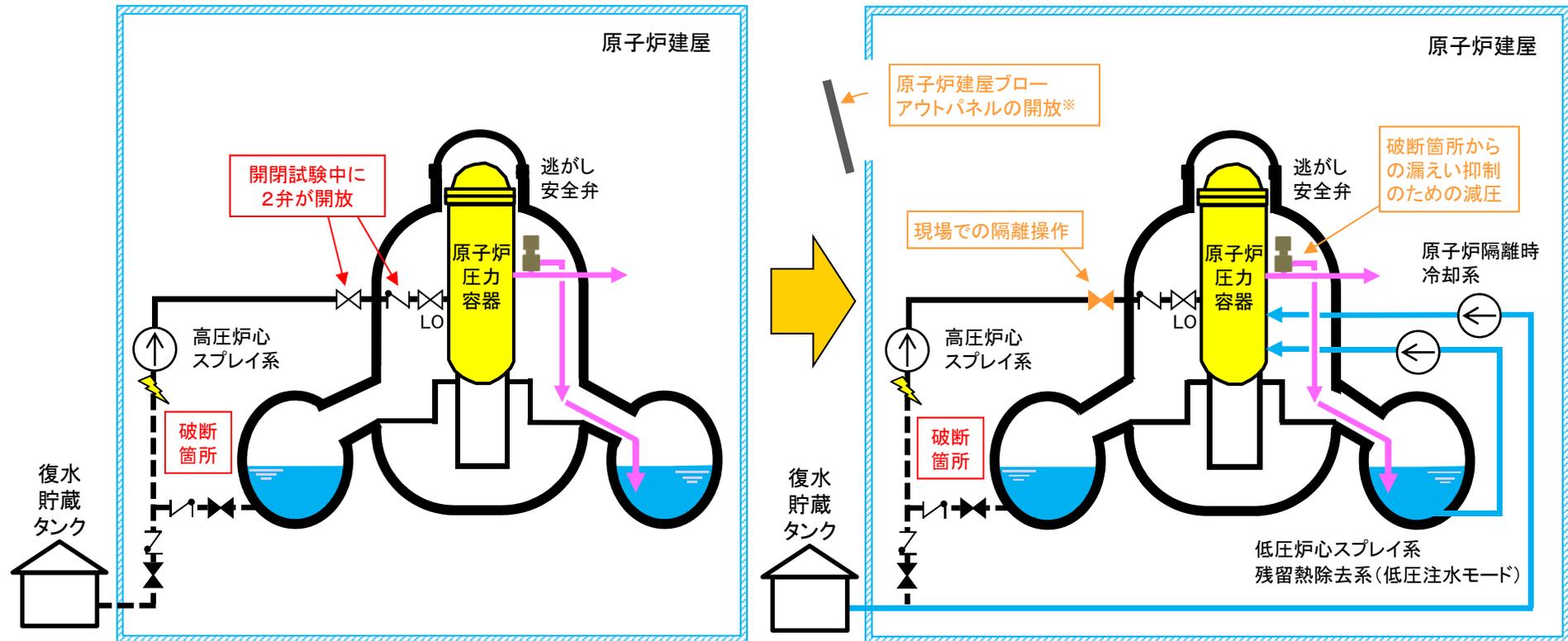
## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (1/9) 事象の概要

### 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)の特徴

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失(隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断)に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

### 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)のシナリオ

高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験実施中に2弁が開放され低圧設計箇所が過圧され破断



--- : 低圧設計配管  
LO : ロックドオープン(常時開の手動弁)

※ 閉止機能については、別資料にて説明

1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (2/9) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	高圧炉心スプレイ系の吸込み配管の破断 破断面積は約35cm <sup>2</sup>	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、機能喪失による影響を踏まえ高圧炉心スプレイ系の低圧設計部であるポンプの吸込み配管とする。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、ポンプ、計器、配管及び弁からの漏えい面積を併せても25cm <sup>2</sup> を超えないことを確認しているが、保守的に約35cm <sup>2</sup> とする
		給水流量の全喪失	インターフェイスシステムLOCAの発生と同時に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失が発生することを想定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧炉心スプレイ系の機能喪失	インターフェイスシステムLOCAが発生する高圧炉心スプレイ系が機能喪失するものと想定
	外部電源	外部電源なし	外部電源ありを想定すると、給復水系による給水が継続することとなり、外部電源がなく、給復水系による給水がなくなる場合と比較し、原子炉水位の低下が緩和されることとなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。 ただし、外部電源がない場合は、事象発生と同時に再循環ポンプはトリップし、外部電源がある場合と比べて原子炉水位の低下が緩やかになることから、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低(レベル2)の信号でトリップするものとする。原子炉水位低(レベル2)の信号でトリップすることで、原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる

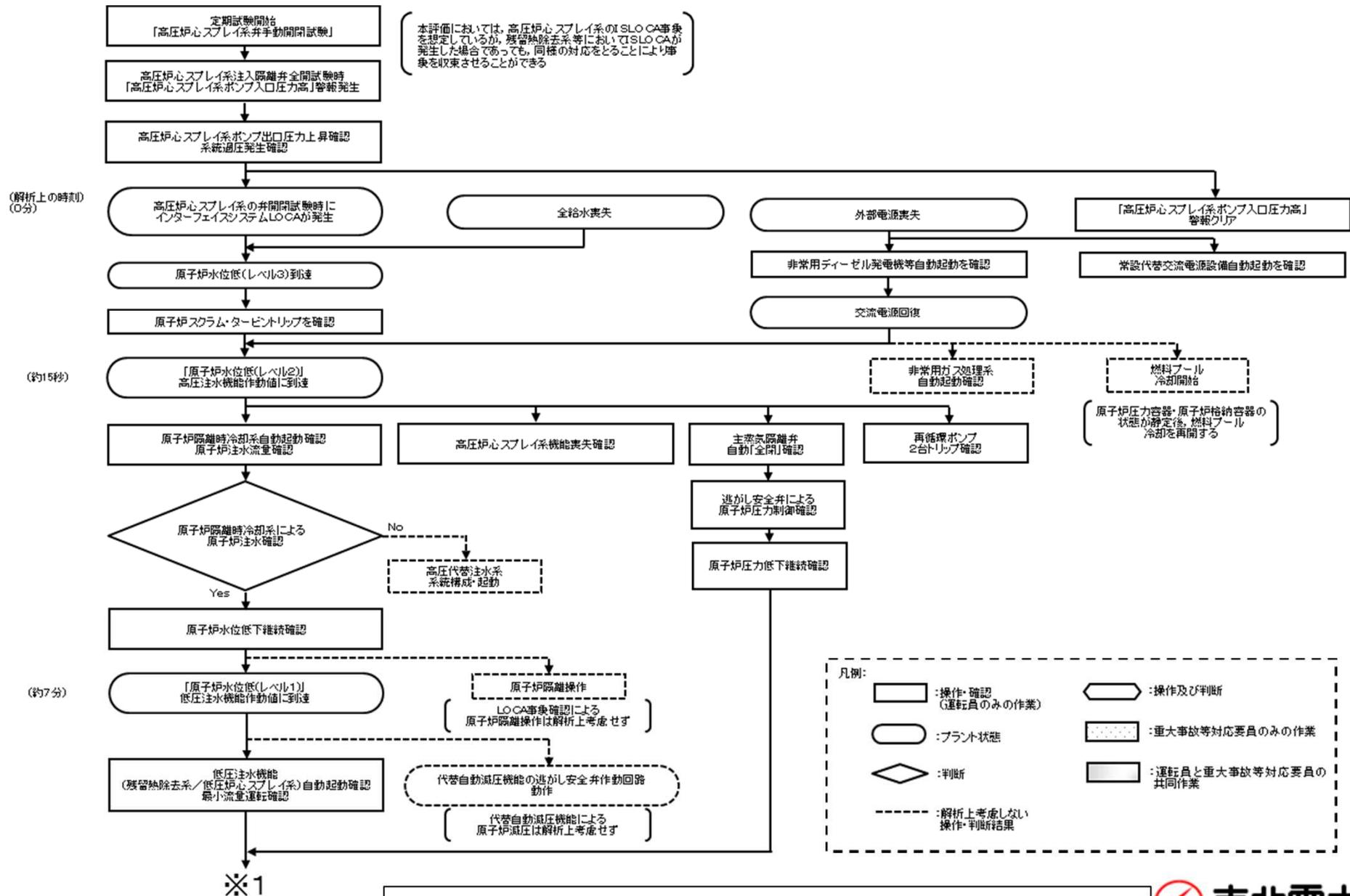
# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (3/9) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連重大する故障等対策条件に	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低(レベル2)	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気隔離弁の設計値として設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 90.8m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり, 7.86~1.04MPa[gage]において)	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2個, 356t/h/個 7.44MPa[gage] × 3個, 360t/h/個 7.51MPa[gage] × 3個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 3個, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	残留熱除去系(低圧注水モード)	原子炉水位低(レベル1)にてポンプ3台が自動起動 1,136m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり, 0.14MPa [dif]において)	残留熱除去系(低圧注水モード)の設計値として設定
低圧炉心スプレイ系	原子炉水位低(レベル1)にて自動起動 1,050m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり, 0.78MPa [dif]において)	低圧炉心スプレイ系の設計値として設定	
関連重大する故障等対策条件に	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生30分後	インターフェイスシステムLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間に余裕時間を考慮し、設定
	高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作	事象発生5時間後	インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉建屋内の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定

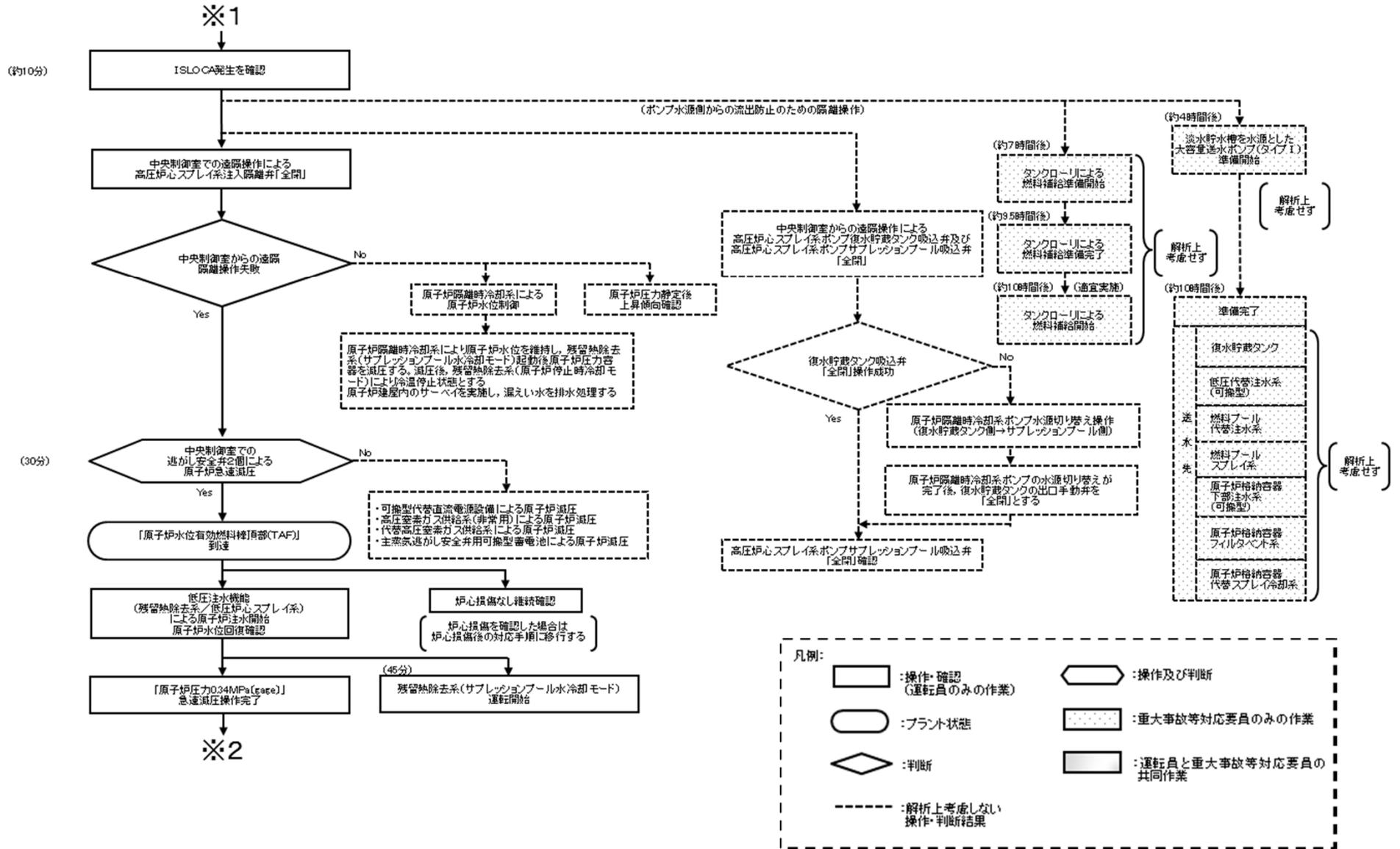
# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (4/9) 対応手順の概要



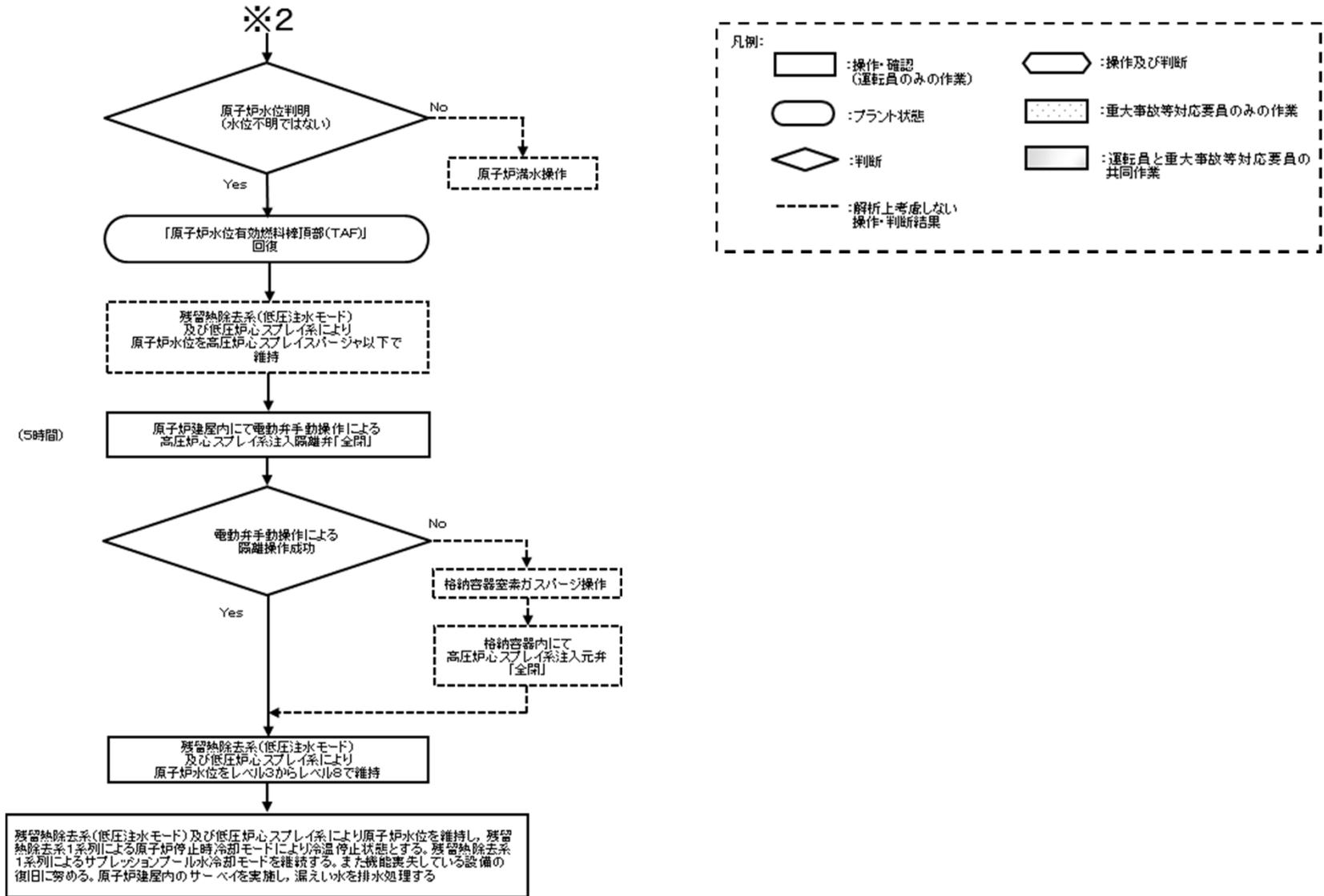
# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (5/9) 対応手順の概要



# 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (6/9) 対応手順の概要



## 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (7/9) 有効性評価の結果

## 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)における有効性評価の結果

- ・表3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・燃料被覆管温度及び原子炉建屋内温度の推移を図3及び図4に示す
- ・想定される原子炉建屋内の環境(約44℃)においても、現場にて隔離操作を実施することが可能であることを確認した

表3 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約357℃	1200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.68MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満

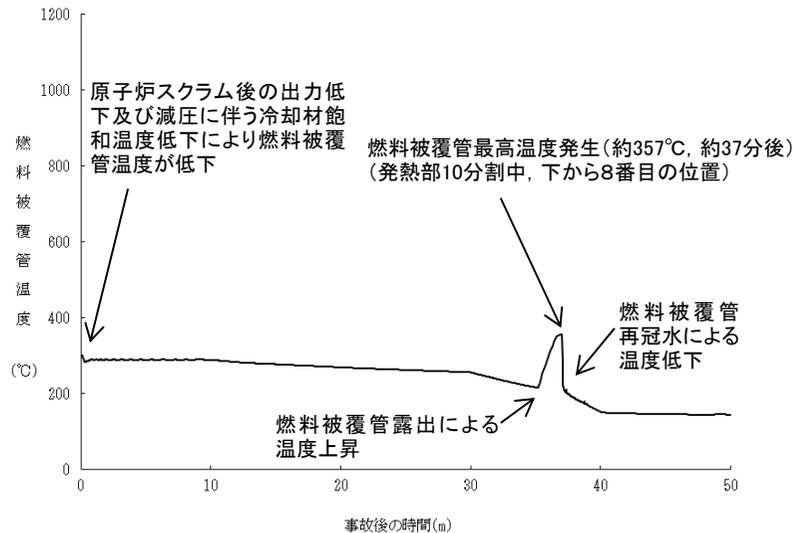


図3 燃料被覆管温度の推移

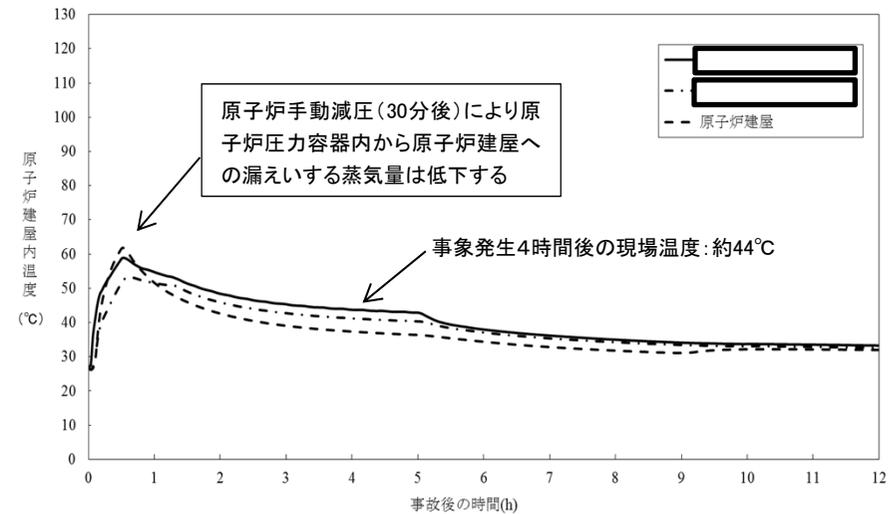


図4 原子炉建屋内温度の推移

有効性評価2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) 第2.7.13図  
添付資料2.7.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境について

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (8/9) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表4に示す。

表4 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 ( 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 )	31名 ( 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:18名 )
水源	隔離までの流出量:約450m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> サプレッションチェンバ:約2,800m <sup>3</sup>
燃料	約592kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

## 1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

## 1.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) (9/9) 破断箇所の想定

高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系では, 隔離弁の開閉試験時に1弁(1弁が開固着している状態での誤開放を想定)での隔離状態となる。そのうち, 低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系については, 中圧設計のラインの1弁を考慮すると発生頻度は低くなる。

加えて, 事象発生直後より高圧注水可能な高圧炉心スプレイ系が使用不能となる方が事象進展と厳しいことから, 破断箇所として高圧炉心スプレイ系を想定する。

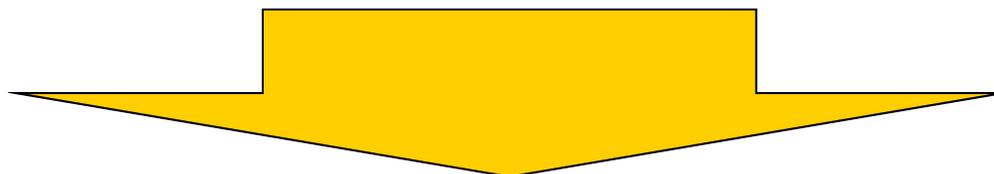
系統	低圧設計配管 までの弁数	運転中定期 試験の有無	ISLOCA発生頻度 [/炉年]
高圧炉心スプレイ系	2	有	$1.9 \times 10^{-8}$
低圧炉心スプレイ系	2※	有	$1.9 \times 10^{-8}$ ※
低圧注水系(A)(B)(C)	2※	有	$1.9 \times 10^{-8}$ ※
残留熱除去系停止時冷却モード戻り配管	2	無	$3.6 \times 10^{-10}$
残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管	2	無	$2.6 \times 10^{-10}$

※ 低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の注入ラインは, 原子炉圧力容器から2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa[gage])の配管で構成され, 2弁目以降から各ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(低圧炉心スプレイ系:4.41MPa[gage], 残留熱除去系:3.73MPa[gage])の配管で構成されており, 3弁目は中圧設計のラインに設置されている。

そのため, 3弁目を考慮すると, ISLOCA発生頻度は更に低下することとなる。

### 【LOCAの分類の考え方】

- 女川2号のPRAにおいては、流出量に応じて炉心損傷回避可能な緩和系が相違することを踏まえて、LOCAを3分類(大破断LOCA, 中破断LOCA及び小破断LOCA)として設定
- 一方、重要事故シーケンスの選定にあたっては、設計基準事故における原子炉冷却材喪失事故の分類である「大破断LOCA」と「中小破断LOCA」の分類に基づいて、2分類とした



- ・PRAにおけるLOCA分類との整合性を考慮し、重要事故シーケンス選定時におけるLOCA分類を3分類(大破断LOCA, 中破断LOCA及び小破断LOCA)に変更する
- ・また、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における重要事故シーケンスとして、要求される設備容量等の観点からより厳しい中破断LOCAを起因事象として選定する

### 【有効性評価において期待する重大事故等対処設備について】

- 中破断LOCAを起因事象として選定することから、蒸気により駆動する原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系には期待しない
- LOCA時注水機能喪失時においては、高圧代替注水系による注水に期待する評価としていたが、高圧代替注水系による注水に期待せず逃がし安全弁を用いた原子炉急速減圧及び低圧代替注水系(常設)を用いた低圧注水による対策の有効性を確認することとする

### 【破断箇所及び破断面積について】

- 破断箇所については、水頭圧による流出量が大きくなるTAFより低い位置の配管のうち最大口径となる配管として再循環配管を選定する
- 想定する破断面積については、上記の対策において破断面積に係る感度解析を実施し、破断面積の代表性・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作の時間余裕等を考慮し、決定する

### 3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(1/2)

#### (1) 指摘事項

- 燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係について、詳細な試験条件を確認して提示すること。

#### (2) 回答(1/2)

- 燃料被覆管の温度上昇時の燃料棒の破裂の有無を判定するため、破裂判定曲線を使用(図5)
- 根拠としている破裂実験は、燃料棒破裂時の「温度」と「被覆管周方向応力」に着目して整理されているため、異なる寸法の被覆管の実験結果を同様に扱うことができる
- 根拠実験は、大部分が未照射材を使用したものであるが、高燃焼度の照射材を用いた実験より、照射による破裂挙動への影響は、実験のばらつきの範囲に収まる程度で、大きな影響はないことを確認<sup>[1]</sup>

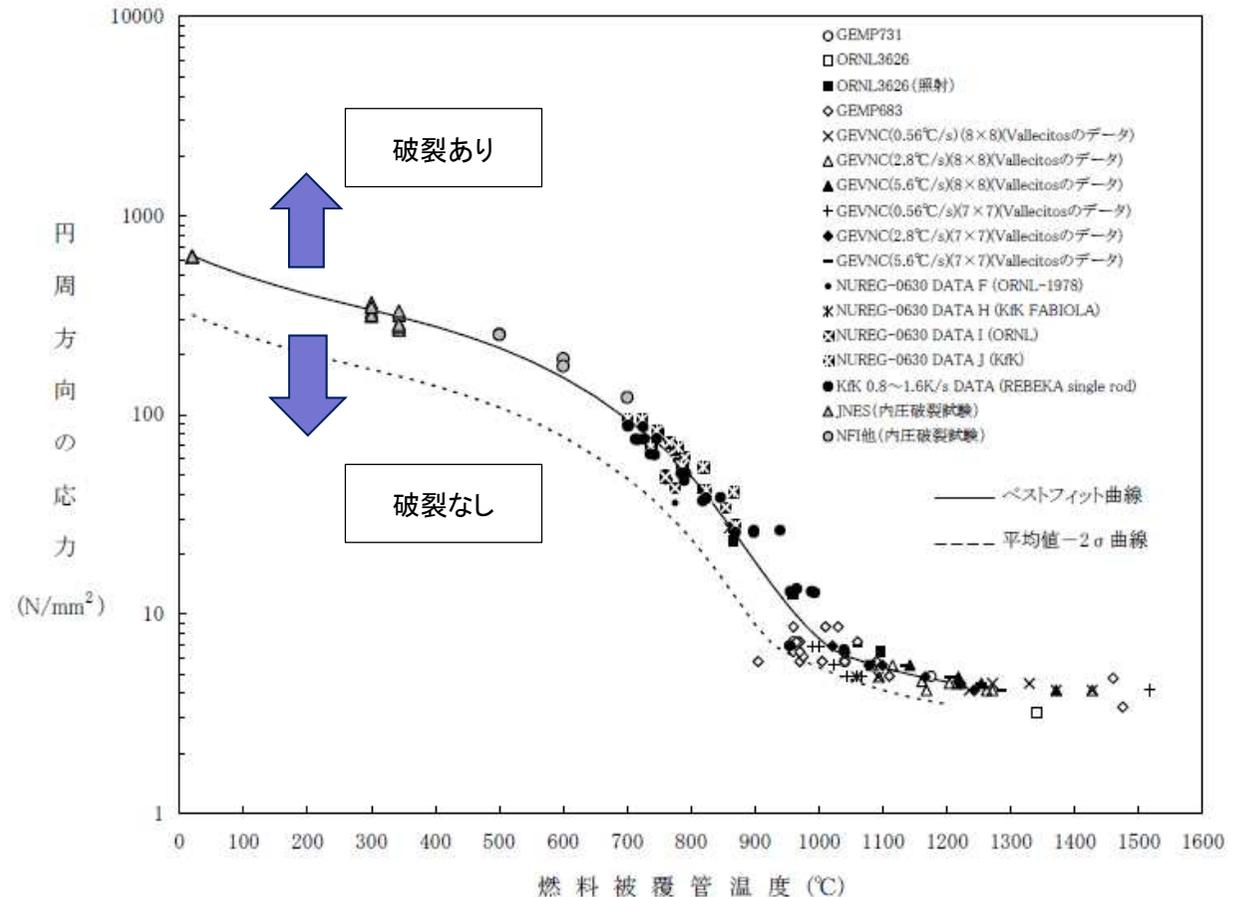


図5 本評価にて用いている破裂判定曲線

引用文献[1] : Karb, E. H., Prussmann, M., Sepold, L., Hofmann, P., and Schanz, G., "LWR Fuel Rod Behaviour in the FR2 In-pile Tests Simulating the Heatup Phase of a LOCA - Final Report," KfK 3346, March 1983.

### 3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(2/2)

#### (2)回答(2/2)

- ・被覆管の燃焼度が大きくなると水素濃度が増加する傾向がみられるが、燃焼末期(55GWd/t)においても水素濃度は約300ppm以下であることを確認
- ・水素富化材(300ppm)被覆管の昇温破裂試験より、機械的強度の著しい低下はみられないことを確認<sup>[2]</sup>(図6)

以上より、有効性評価における破裂判定曲線適用にあたって、燃焼度や水素濃度の影響を考慮しても問題はないことを確認した。

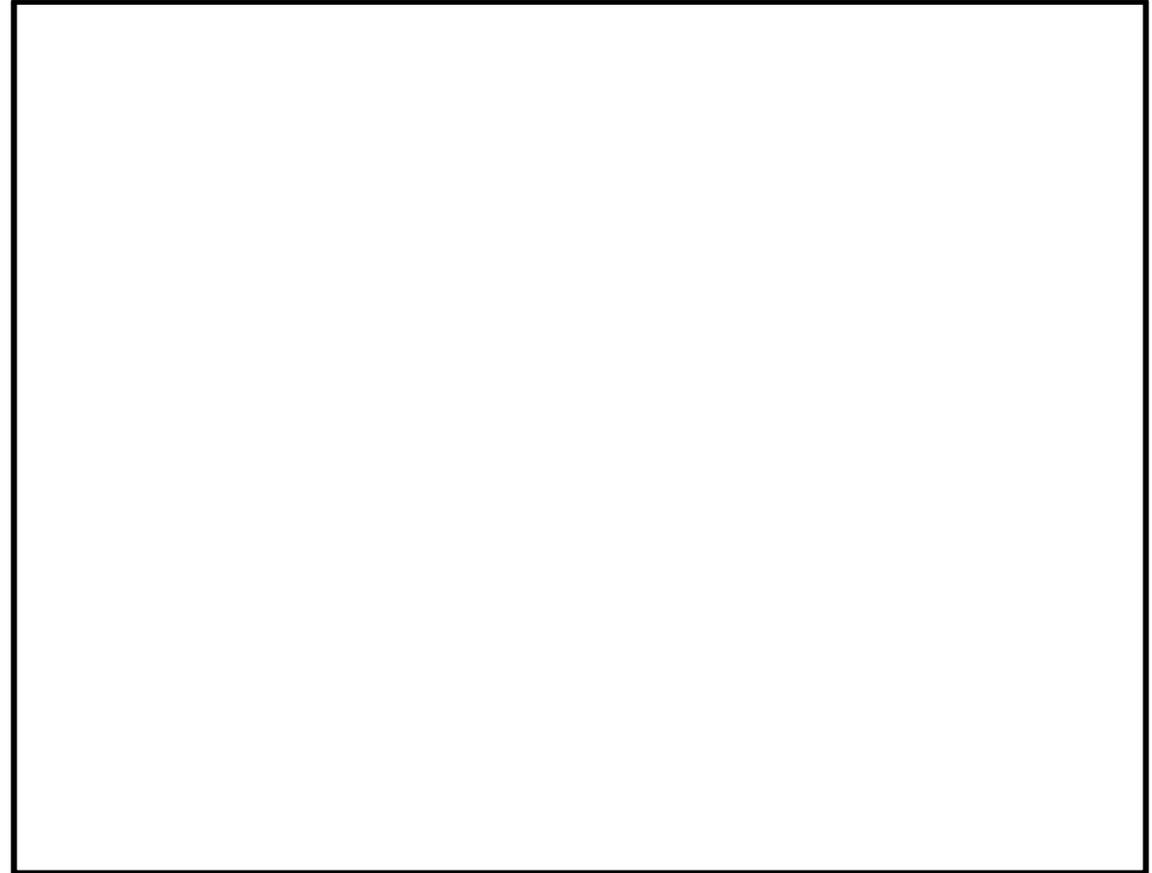


図6 Zry-2における破裂温度と破裂圧力の関係  
(受入材と水素富化材(300ppm))<sup>[2]</sup>

引用文献[2]:「BWR燃料改良被覆管の事故時挙動に関する研究」(電力共通研究,平成15年9月～平成16年3月)

枠囲みの内容は商業機密上の観点から公開できません。