

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について (審査会合における指摘事項の回答)

平成31年2月28日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

目次

1. はじめに
 2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼
 - 2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)
 - 2.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2)
 - 2.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3)
 3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)
 - 3.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4, 5)
 - 3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)
 - 3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.7)
 4. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH), 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI), 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)
 - 4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)
- 参考 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1. はじめに

- 格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)」及び「水素燃焼」については、第593回審査会合(平成30年6月28日)に、格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)」については、第596回審査会合(平成30年7月5日)において対策の有効性を示している。
- 第593回審査会合及び第596回審査会合の指摘事項について、指摘事項の回答並びに格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」及び「水素燃焼」の評価事故シーケンスに関する解析条件の変更を説明する。
- また、第606回審査会合(平成30年7月26日)及び第672回審査会合(平成31年1月22日)の指摘事項のうち、燃料評価条件の変更、コリウムシールドの材料選定の考え方等について、説明する。

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(1/6)

(1) 指摘事項

・代替循環冷却系について、より効率的にドライウェル温度を低下させるための運用を検討すること。

(2) 回答

- ・格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)」への対応においては、代替循環冷却系による原子炉注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイにより格納容器冷却を行うこととしており、格納容器の限界温度及び限界圧力を下回っているものの、事象発生から7日後においても格納容器温度が高く維持されている評価であった。
- ・より効率的に格納容器温度を低下させる方法として以下の2ケースについて検討した。

表1 検討ケース

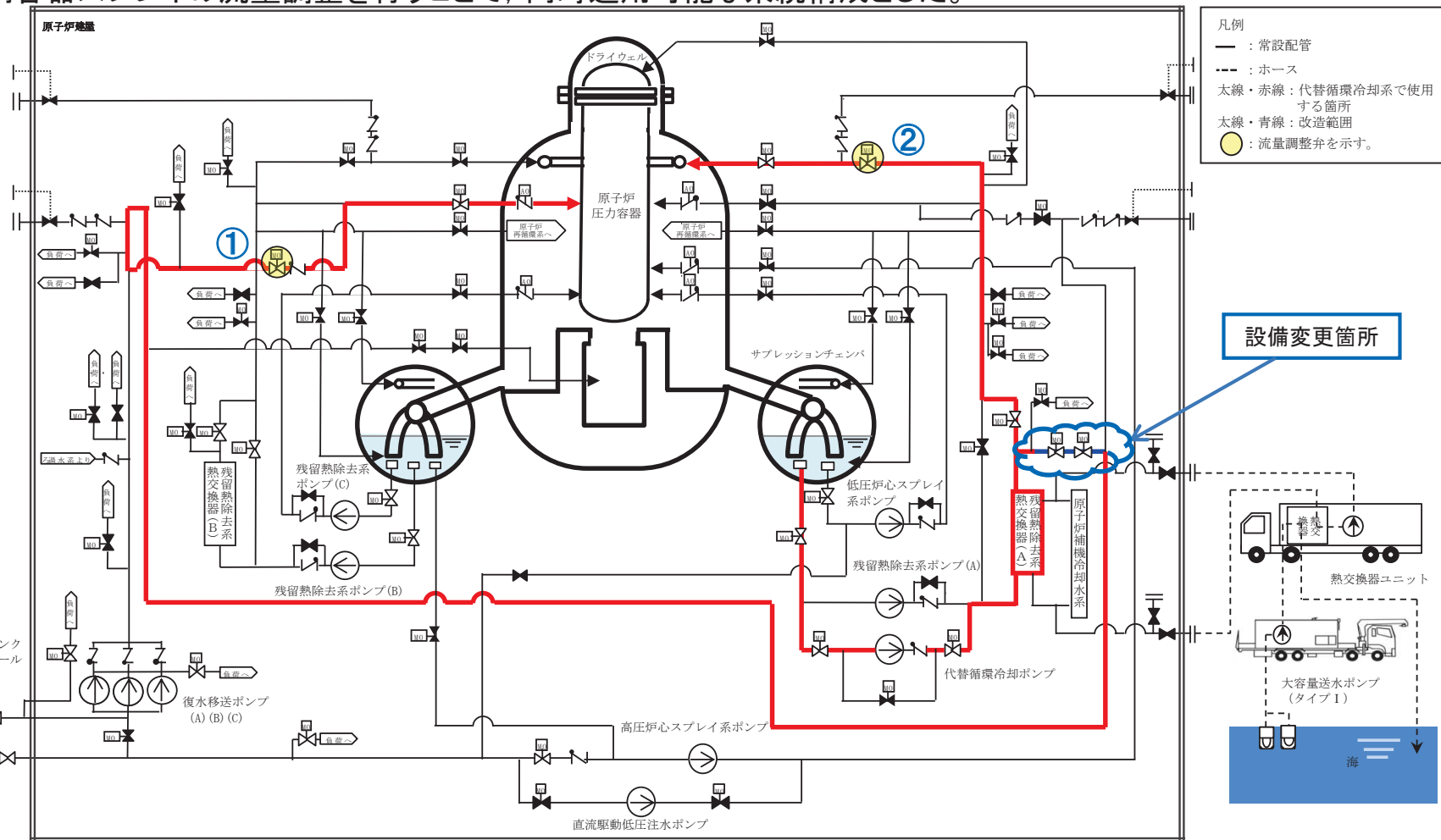
ケース	概要
従来ケース	代替循環冷却系で原子炉注水を行い、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系で格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイ(間欠)は格納容器温度150℃にて開始する。
ケース1 現状の設備のまま 手順変更	代替循環冷却系で原子炉注水を行い、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系で格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイ(間欠)の開始基準温度を下げることで、格納容器温度を低下させる。
ケース2 代替循環冷却系の 設備変更を考慮	代替循環冷却系で原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運用を実施する。格納容器スプレイを連続で行うことで、格納容器温度を低下させる。(設備変更の概要については、次ページのとおり)

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃烧

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(2/6)

【ケース2における設備変更の概要】

- ・ケース2における代替循環冷却系の設備変更の概要を以下に示す。
- ・新たに残留熱除去系配管と復水補給水系配管にタイラインを設置し, 図1の①の弁で原子炉注水の流量調整, ②の弁で格納容器スプレイの流量調整を行うことで, 同時運用可能な系統構成とした。



2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(3/6)

【解析条件】

- ・ケース1及びケース2の解析条件は以下のとおり。
- ・ケース2における代替循環冷却系の流量の分配については、原子炉注水に崩壊熱相当である35m³/h, 格納容器スプレイに最低流量である88m³/hを踏まえ、各々に対して包絡する条件として原子炉注水へ50m³/h, 格納容器スプレイへ100m³/hに設定した。

表2 解析条件

	項目	従来ケース	ケース1	ケース2
機器条件	代替循環冷却系	150m ³ /hにて原子炉注水	変更なし	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉注水へ50m ³ /h, 格納容器スプレイへ100m ³ /hに分配
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	88m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	変更なし	—
操作条件	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却操作	事象発生24時間後以降(開始条件) 格納容器温度150°C到達(停止条件) 格納容器温度110°Cまで降下後	事象発生24時間後以降(開始条件) 格納容器温度150°C到達(停止条件) 格納容器温度110°Cまで降下後 従来ケースにてスプレイ停止後(開始条件) 格納容器温度140°C到達(停止条件) 格納容器温度110°Cまで降下後	—

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(4/6)

【解析結果及び検討結果】

- 各ケースの解析結果は、表3及び図2, 図3のとおりである。
- ケース1及びケース2ともに従来ケースの7日後の格納容器温度である約147°Cより低下できている。設備的な観点ではケース1の現状の設備のまま、手順変更のみの対応でも格納容器温度は7日後時点で150°Cを下回るものの、ケース2のほうが格納容器温度を低減できると及びケース1の格納容器スプレイ頻度増加による運転員への負荷を軽減できるという運用的な観点を考慮し、女川2号においては、ケース2の代替循環冷却系の設備変更を行い、原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運用により格納容器除熱する方法を採用する。

表3 解析結果

	従来ケース	ケース1	ケース2
格納容器温度(7日後)	約147°C	約140°C	約94°C

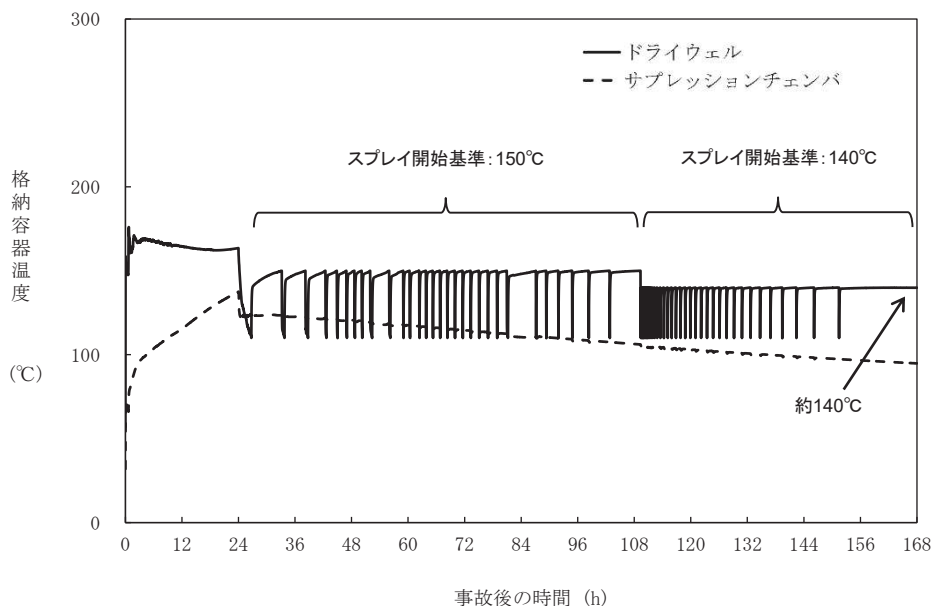


図2 格納容器温度の推移(ケース1)

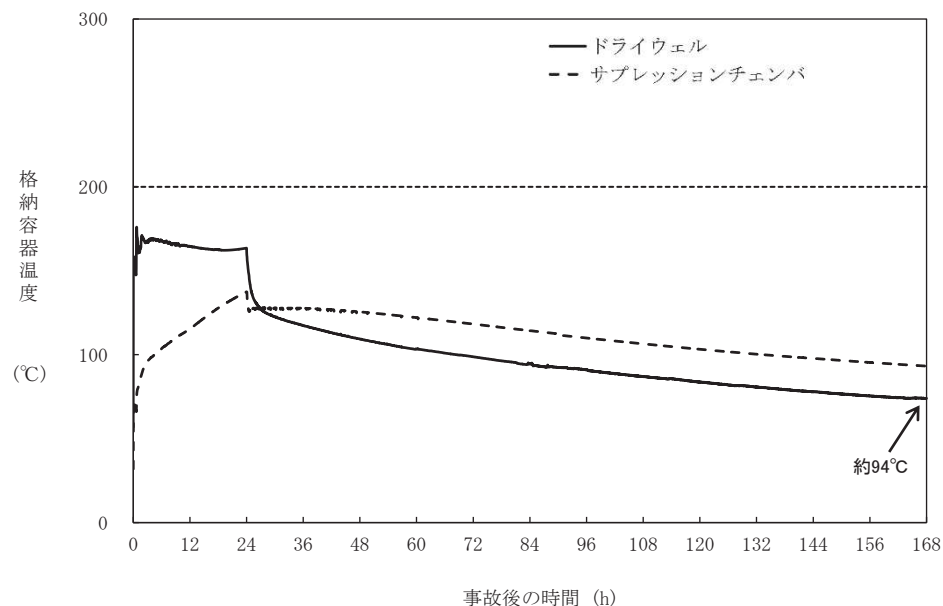


図3 格納容器温度の推移(ケース2)

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(5/6)

【ベースケースの解析条件変更】

指摘事項No.1の検討を踏まえ, 表4のとおり, ベースケースの解析条件を変更する。

表4 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
機器条件	代替循環冷却系	150m ³ /hにて原子炉注水	循環流量は, 全体で150m ³ /hとし, 原子炉注水へ50m ³ /h, 格納容器スプレイへ100m ³ /hに分配
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	88m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	—
操作条件	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却操作	事象発生24時間後以降 (開始条件) 格納容器温度150°C到達 (停止条件) 格納容器温度110°Cまで 降下後	—

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(6/6)

【有効性評価の解析条件変更後の評価結果】

- ・解析条件の変更後においても, 以下の表5及び表6に示すとおり, 解析結果は判定基準を満足することを確認した。
- ・なお, 解析条件の変更に加え, Cs-137放出量評価においては, 格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果として, DF=10^{*1}を適用している。

※1: 女川2号炉の格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果の設定の考え方については「59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」を参照。また, BWR全体への適用性については別途説明予定

表5 評価結果(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合))

評価項目	変更前	変更後	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{*2}	約0.536MPa[gage]	約0.536MPa[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178℃	約178℃	200℃ (格納容器限界温度)未満
建屋からの漏えいによるCs-137放出量	約11TBq	約9.9 × 10 ⁻¹ TBq	100TBq未満

※2: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において, 水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは, 格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%以下であるため, その影響は無視し得る程度である。

表6 評価結果(水素燃焼)

評価項目	変更前		変更後		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度 ^{*3} (ドライウェル)	約2.7vol%	約2.8vol%	約2.4vol%	約2.8vol%	5vol%以下
酸素濃度 ^{*3} (サプレッションチェンバ)	約2.3vol%	約3.6vol%	約2.1vol%	約3.4vol%	5vol%以下

※3: 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2)

(1) 指摘事項

・格納容器内雰囲気酸素濃度について、検出器の特性を踏まえた上で、選定理由を整理して提示すること。

(2) 回答

・酸素濃度の検出器は多種多様なものが存在し、大きく分類すると「①電気化学的な性質を利用したもの」、「②酸素の常磁性を利用したもの」及び「③酸素の光吸収を利用したもの」があるが、以下の理由から①及び③の方式の検出器は選定していない。

- 格納容器内で発生する水素ガスと測定対象である酸素ガスの燃焼反応による影響(①の方式)
- 検出器への放射線影響(①及び③の方式)
- 化学変化による検出器の劣化・消耗に伴う取替の発生(①の方式)

・共存ガス及び放射線の影響が小さく、劣化・消耗も少ない②の方式を利用した酸素濃度検出器に対する評価及び特徴(デメリット)を表7に示す。重大事故等対処設備としての使用にあたり、特にデメリットがなく、当社において使用実績のある熱磁気風式の酸素濃度検出器を選定している。

表7 酸素の常磁性を利用した酸素濃度検出器の各検出方式に対する評価及び特徴(デメリット)

検出方式	共存ガスの影響	耐震性	耐放射線性	劣化・消耗	設備構成	特徴(デメリット)
磁気流量比式 磁気力式圧力検出形	○	○	○	○	×	サンプリングガス以外に補助ガスが必要となるため、設備構成が複雑になる(×)
磁気力式ダンベル形	○	△	○	○	○	原理上、可動部があるため他の検出器に比べ耐震性が弱い可能性がある(△)
熱磁気風式	○	○	○	○	○	特になし

2. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合), 水素燃焼

2.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3)

(1) 指摘事項

・原子炉格納容器の漏えい率検査において漏えいが発生する原因を工学的に整理して提示すること。

(2) 回答

・原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、全てのフランジ部、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

・200℃、2Pdの環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能の評価においては、これらのシール部のガスケット等の試験結果及び材料特性によりシール機能が維持できることを確認している。一方、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査では漏えいが確認されているものの、判定基準を満足しており閉じ込め機能は確保されている(表8)。

・原子炉格納容器全体漏えい率検査は、局部ではなく原子炉格納容器全体を対象とした大規模な体系で実施することから、漏えい箇所を特定することは困難であるものの、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいは、主に以下に起因するものと推定される。

表8 原子炉格納容器全体漏えい率検査結果

判定基準	検査結果
0.40%/d	約0.04%/d～約0.18%/d

➤ 全てのシール部の微小な漏えいの合算

原子炉格納容器全体漏えい率検査では、個別の箇所で生じている微小な漏えいが全て合算された状態となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所で確認できなかった漏えいを、原子炉格納容器全体漏えい率検査で検知することが考えられる。

➤ 弁体の経年変化による影響

原子炉格納容器全体漏えい率検査時の原子炉格納容器隔離弁は、保全プログラムに基づき一部の機器は点検を行った状態であり、その他は数サイクルの運転経験を経た状態のため、弁体の経年変化による漏えいの可能性があるが隔離機能への影響はない。

・なお、これらの漏えいの要因は、「原子炉格納容器の漏えい率試験規定(JEAC4203)」の判定基準において考慮されているため、適切な保全を実施した上で検査を実施することで原子炉格納容器の気密性は担保される。

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4, 5)(1/3)

(1) 指摘事項

- ・格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)について、実際の対応手順を踏まえた上で、ベースケースとすべき評価条件を再度検討して提示すること。(No.4)
- ・要員の線量評価の説明を再検討し弁手動操作のフローを説明すること(中操でベントのボタンを押すタイミングとベント操作開始のタイミングの一致性の有無等)。(No.5)

(炉心損傷後における格納容器ベントは外部水源注水量限界到達後、中央制御室から遠隔操作により速やかに開始する手順としていることに対し、プラント挙動及び線量評価では格納容器圧力が0.854MPa[gage](2Pd)に到達した時点でベントを開始する条件としていたため、ベント開始タイミングの相違について整理を求められたもの。)

(2) 回答

- 格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)」においては、格納容器代替スプレイ後の作業等を踏まえて、格納容器圧力が0.854MPa[gage]到達時に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を開始する解析としていた(第596回審査会合(平成30年7月5日))。
- 実際の運用に即した解析とするため、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始時間を設定し、解析条件に反映した。また、格納容器除熱開始時間は次ページにて示す運用変更を踏まえた時間を設定している。
- 要員の線量及びCs-137の放出量の評価条件についても、上記変更を踏まえ、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始時間を見直した。

表9 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)	条件変更の考え方
操作条件	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0.854MPa[gage]接近時	外部水源注水量限界(サ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))に到達から5分後	格納容器冷却停止後に速やかに格納容器除熱を実施可能な運用に見直しを実施したため。
評価条件	要員の線量評価, Cs-137の放出量評価	約51時間後 (格納容器圧力0.854MPa[gage]接近時)	約45時間後 (外部水源注水量限界に到達から5分後)	同上

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4, 5)(2/3)

【ベント時の退避における運用の変更について】

- 炉心損傷が発生した場合、外部水源注水量限界到達時点からプルーム通過に備えた作業等を実施し、格納容器ベント操作を実施する運用としていたが、外部水源注水量限界到達による格納容器代替スプレイの停止以降、速やかに格納容器除熱を実施可能な運用に見直しを実施した。
- 本運用に見直しを実施することにより、外部水源注水量限界到達後に開始するS/Cベント用出口隔離弁の操作について、格納容器限界圧力(0.854MPa[gage])までの時間余裕をさらに確保できることから、より安全性が向上する運用となる。

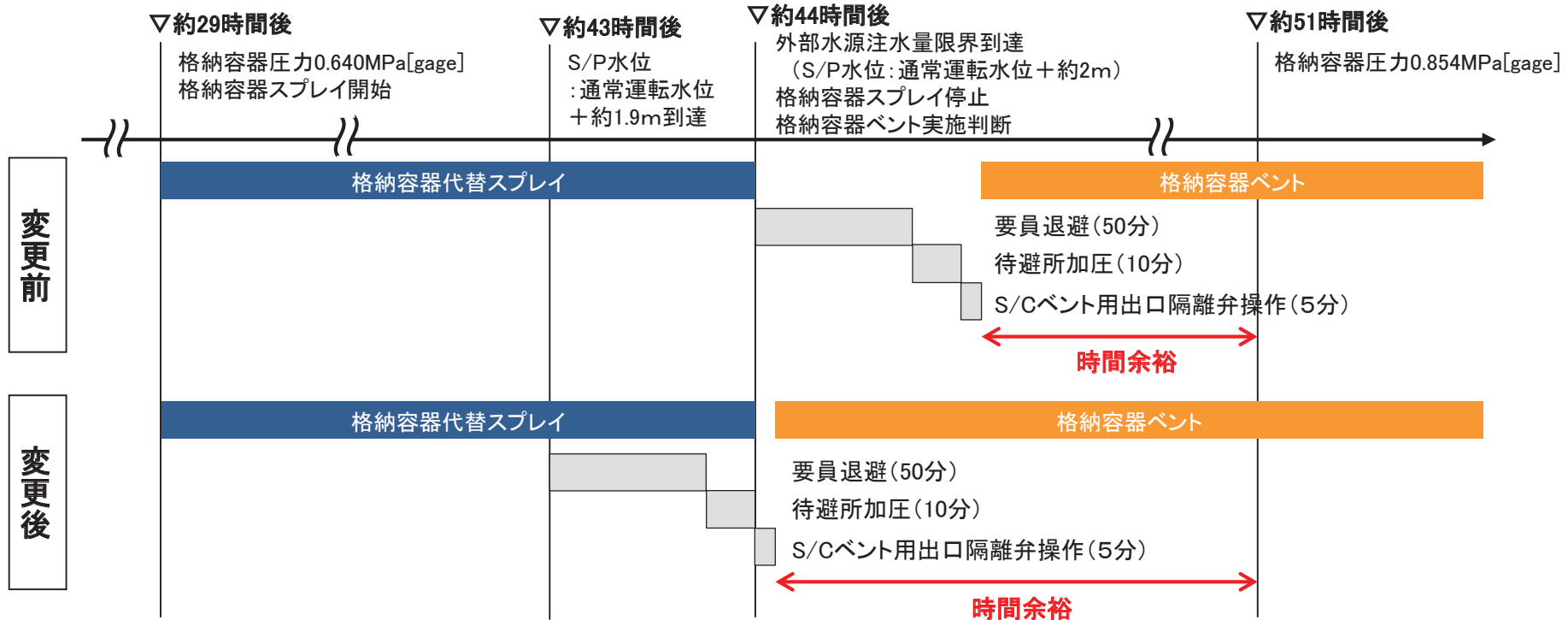


図4 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」における手順の概要

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4, 5)(3/3)

【有効性評価の解析条件変更後の評価結果】

- ・解析条件の変更後においても、以下の表10に示すとおり、解析結果は判定基準を満足することを確認した。
- ・なお、解析条件の変更に加え、Cs-137放出量評価においては、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果として、DF=10※1を適用している。

※1: 女川2号炉の格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果の設定の考え方については「59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」を参照。また、BWR全体への適用性については別途説明予定

表10 評価結果(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合))

評価項目		変更前	変更後	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※2		約0.854MPa[gage] を超えない	約0.640MPa[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178℃	約178℃	200℃(格納容器限界温 度)未満
Cs-137放出量	ドライウェルの ベントライン経由	約 3.8×10^{-1} TBq	約 3.2×10^{-1} TBq	100TBq未満
	建屋からの 漏えい	約10TBq	約 9.9×10^{-1} TBq	
	合計	約11TBq	約1.4TBq	

※2: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)

(1) 指摘事項

・外部注水量限界到達までの管理方法及び信頼性について、整理して提示すること。

(2) 回答

a. 注水量管理方法について

- ・外部水源注水量の管理方法としては、「サプレッションプール(S/P)の水位計を用いた注水量の管理」及び「外部水源を用いた注水量の積算による管理」を行う。
- ・運用上、管理の容易性の観点からS/Pの水位計による注水量管理を優先し、仮にS/P水位が確認できなくなった場合には、注水量の積算による管理を行う。それぞれの具体的な確認方法は表11のとおり。

表11 外部水源の注水量管理

管理方法	具体的な確認方法	使用する計装設備
【優先1】 S/P水位の水位計を用いた注水量管理	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源を用いて原子炉圧力容器や格納容器へ注水された水量は、最終的にS/P水位の上昇として現れる ・中央制御室の運転員はS/P水位を監視し、水位が「通常運転水位+約2m」に到達した時点で外部水源注水量限界に到達したことを判断する 	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力抑制室水位
【優先2】 外部水源を用いた注水量の積算による管理	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源を用いた注水系統による積算注水量が2,000m³ ※に到達した時点で外部水源注水量限界に到達したことを判断する ・積算注水量は各注水流量計指示値及び注水継続時間を把握し、「注水流量×注水時間」により算出する 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・残留熱除去系洗浄ライン流量 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・原子炉格納容器下部注水流量 等

※ LOCA又は原子炉圧力容器破損が発生した場合、原子炉圧力容器内の保有水が格納容器内へ移行することから管理値を1,700m³とする

b. 管理の信頼性について

- ・注水量管理に用いる「圧力抑制室水位」、「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量」等の計装設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計としていることから、外部水源注水量を管理するための信頼性は有している。

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.7)(1/2)

(1) 指摘事項

- ・燃料評価条件を定格負荷に見直したことによる、要員、手順等への影響について、すべての事故シーケンスを対象に整理して提示すること。

(2) 回答

a. 燃料評価の変更

(a) 評価条件の変更

- ・非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備については、重大事故等時に想定される機器の負荷容量を合計しても定格出力運転とはならないため、現実的な評価を行う観点から想定負荷(図5の赤線)に基づく燃料評価を実施していた。
- ・燃料評価に使用する各発電機の負荷容量について、発電機を運転する際に取り得る最大の負荷容量である定格負荷(図5の青線)に基づき燃料評価を行い、燃料保有量の妥当性を確認した。

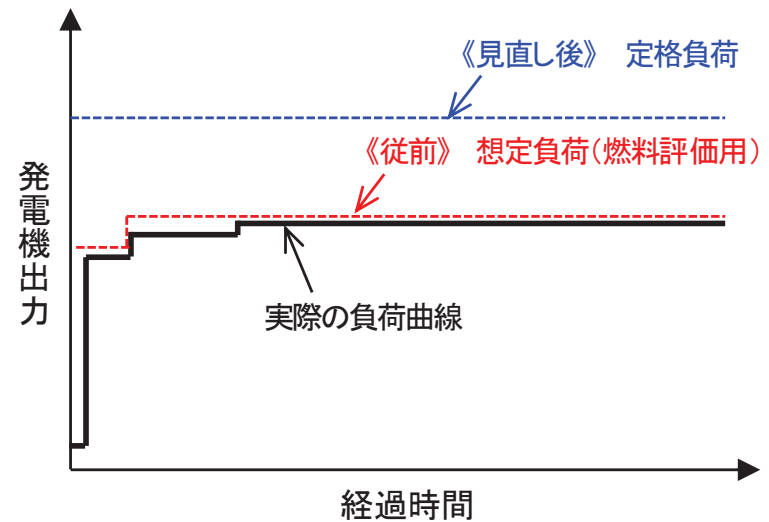


図5 燃料評価で想定する負荷(イメージ)

(b) 評価結果

- ・燃料評価を見直した結果、可搬型設備等の燃料消費量も含め燃料消費量が最大となる事故シーケンスグループ等は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」等であり、その消費量は約851kLとなる。
- ・2号炉の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクで合計約900kLの軽油を保有していることから、7日間の重大事故等対策の継続が可能である。

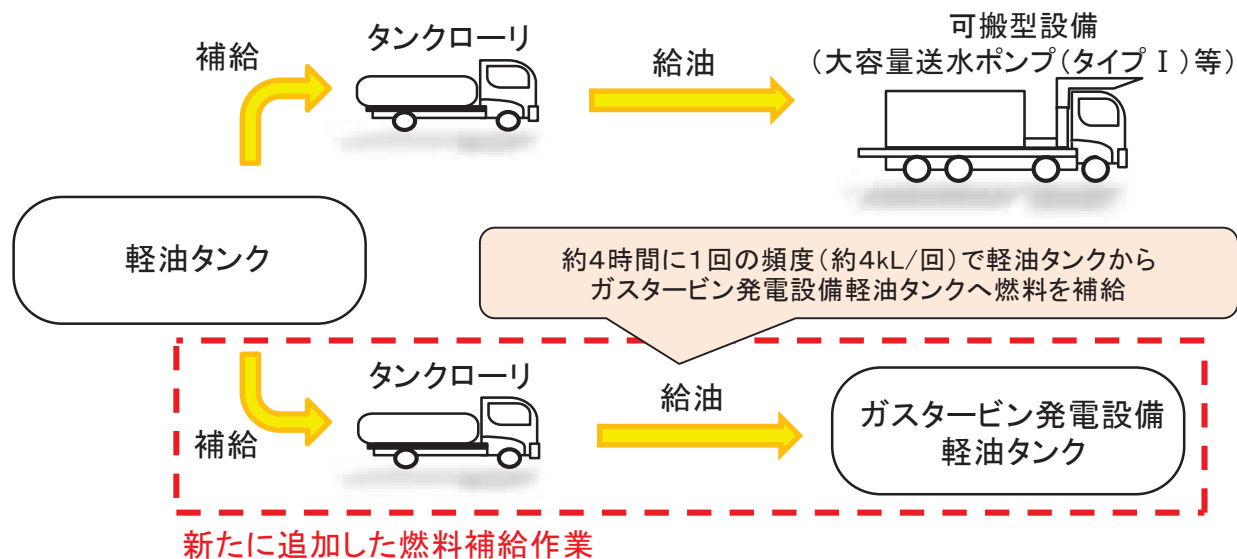
有効性評価 第3.1.3.5図「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の作業と所要時間
 技術的能力 「1.14 電源の確保に関する手順等」
 重大事故等対処設備 「57条 電源設備」

3. 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.7)(2/2)

b. 燃料補給作業の追加

- ・燃料評価の見直しに伴い各発電機の燃料消費量が増加するが、事象発生後7日間、各軽油タンクが枯渇しないよう下図のとおり軽油タンクとガスタービン発電設備軽油タンク間における燃料補給作業を追加した。
- ・事象発生約10時間後以降、約4時間に1回の頻度(約4kL/回)で軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給を継続することで、事象発生から7日間、各軽油タンクを枯渇させることなく対応可能であることを確認した。



全交流動力電源喪失(常設代替交流電源設備による電源供給実施)時の対応を示す。
外部電源喪失(非常用ディーゼル発電機等による電源供給実施)時は「軽油タンク」を「ガスタービン発電設備軽油タンク」に、「ガスタービン発電設備軽油タンク」を「軽油タンク」に読み替える。

c. 重大事故等対策に必要な要員数の変更

- ・燃料補給作業の追加に伴い一部の事故シーケンスグループにおける重大事故等対策に必要な要員数は増加する※ものの、従前から確保している発電所常駐要員数30名(プラント停止中は28名)で対応可能である。

※ 運転停止中における事故シーケンスグループのうち「崩壊熱除去機能喪失」(10名→18名)及び「原子炉冷却材の流出」(11名→19名)

有効性評価 第3.1.3.5図「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の作業と所要時間
技術的能力 「1.14 電源の確保に関する手順等」
重大事故等対処設備 「57条 電源設備」

4. DCH, FCI, MCCI

4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)(1/5)

(1) 指摘事項

・コリウムシールドについて、耐熱材の性質を踏まえた上で、材料選定の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

【コリウムシールドの設置目的について】

・仮に溶融炉心がドレンサンプに流入することを考慮すると、バウンダリ機能が損なわれるおそれがあるため、溶融炉心を早期に固化・停止させるため。

【目的の達成手段について】

・溶融炉心を早期に固化・停止させるため実効的な流路径を小さくし、溶融炉心の侵入量を少なくする。小さくした流路径が侵食により拡大することを防止するため、耐侵食性を有するコリウムシールドを設置する。

【コリウムシールドの材料選定について】

・上記の設置目的及びその達成手段を考慮すると、コリウムシールドの材料として耐侵食性を有する材料が適している。
 ・模擬溶融炉心による侵食実験の結果より、耐侵食性の候補材(, , ZrO_2)の中から最も耐侵食性に優れている ZrO_2 をコリウムシールドの材料として選定した。

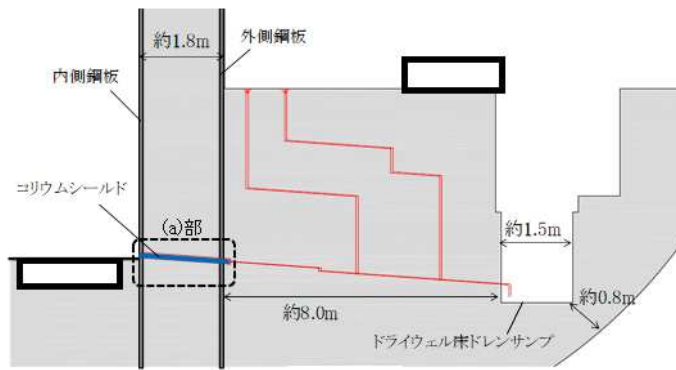


図6 コリウムシールドの概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. DCH, FCI, MCCI

4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)(2/5)

【コリウムシールド設置に伴う溶融物の固化距離に対する懸念事項】

- コリウムシールドに ZrO_2 を使用することで、ドレン配管に流入した溶融炉心の固化距離に対する懸念事項として以下の2点が挙げられる。

＜懸念事項①: 熱伝導度低下による影響＞

- ドレン配管内にコリウムシールド(ZrO_2)を設置した場合、流路断面積の減少により溶融炉心の固化を促進させる反面、 ZrO_2 の熱伝導度の低さから、溶融炉心の固化を阻害するおそれがある。コリウムシールド設置前後の固化距離に影響するパラメータの評価結果を表12に示す。
- コリウムシールドを設置した方がコリウムシールドを設置しない場合より流路断面積は0.12倍となり、除熱パスの等価熱伝導度は0.64倍にとどまる。各パラメータの固化距離との関係は、流路断面積に比例し、除熱パスの等価熱伝導度に対して反比例することから、流路断面積の大幅な減少に比べ、熱伝導度の低下の影響は小さい。

表12 固化距離への影響するパラメータの評価結果

パラメータ	(a)コリウムシールドなし	(b)コリウムシールドあり	(b)/(a)
流路断面積 (m ²)	0.0048	0.00058	0.12
除熱パスの等価熱伝導度 (W/mK)	0.78	0.50	0.64

4. DCH, FCI, MCCI

4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)(3/5)

<懸念事項②: 流路材質による熔融炉心拡がり挙動に与える影響>

コリウムシールド設置後においても熔融炉心が直接接触するのは通水配管(SUS配管)であり、コリウムシールド設置に伴う流路材質の差による熔融炉心拡がり挙動に与える影響は小さいと考えている。

ただし、ここでは仮に通水配管が完全に熔融したことを想定し、熔融炉心とコリウムシールド(ZrO_2)が接触した場合の拡がり挙動に与える影響について検討した。

なお、濡れ性の影響については、次ページにて説明する。

[流路材質による拡がり挙動に及ぼす影響の知見]

流路材質による拡がり挙動に及ぼす影響について、COMAS実験から得られた知見より検討を行った。

- ・COMAS実験では、実機相当組成の熔融物を、3種類の流路材(コンクリート、鉄、セラミック)に流し込み、拡がり挙動の比較が行われており、流路材間で拡がり距離に顕著な差がない^[1](図7)。
- ・COMAS実験等の熔融物拡がり実験結果を元に、拡がり解析コードによるベンチマーク解析が実施され、実験結果の再現性から熔融炉心の拡がり挙動に支配的なパラメータは粘性係数であるとしている^[2](図8)。
- ・拡がり挙動に支配的なパラメータは、熔融炉心の粘性係数であることから、拡がり距離は熔融炉心自体の特性に依存しており、流路材質の差による拡がり挙動に及ぼす影響はないと考えられる。

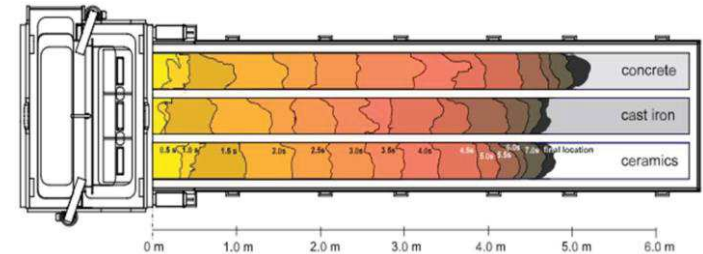


図7 COMAS実験結果

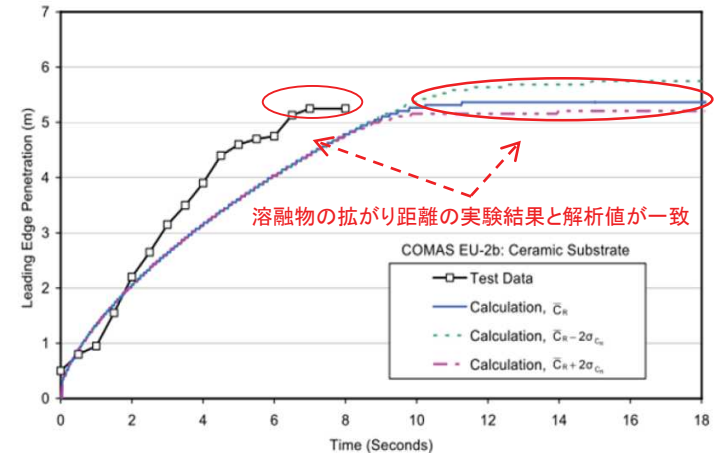


図8 COMAS EU-2b 実験の拡がり距離と MELTSPREAD コード予測の比較

(セラミック流路、粘性係数として最適値、 $\pm 2\sigma$ 値の感度解析)

[1] W.Steinwarz, et al., "Investigations on the Phenomenology of Ex-Vessel Core Melt Behavior (COMAS)," Nuclear Engineering and Design, Vol. 209, pp. 139-146, 2001.

[2] M.T.Farmer, "Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design," Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, ANL-09/10, (2009)

4. DCH, FCI, MCCI

4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)(4/5)

[濡れ性による影響]

流路材質による溶融炉心の拡がり挙動の影響の検討において、溶融炉心とコリウムシールドの間の濡れ性の影響が小さいことを前提としている。これは、コリウムシールドの通水配管の配管径()では毛細管現象の影響は小さいと考えているためである。ここでは、溶融炉心の拡がり挙動に対する濡れ性の影響について定量的に評価を行った。

・表面張力(毛細管力)と粘性力の評価

コリウムシールド内に流入した溶融炉心の拡がり挙動において、濡れ性は表面張力に表れるため、溶融炉心の流れにおける表面張力と粘性力を評価した。なお、評価においては、表面張力を大きめに見積もるために $\cos \theta = 1$ とし、コリウムシールド内径($D =$) m)及び表13の値を使用した。

$$(\text{表面張力による力})^{[3]} = \sigma \pi D \cos \theta = \text{約}0.04\text{N}$$

$$(\text{粘性力})^{[3]} = 8 \pi \mu V = \text{約}4.02\text{N}$$

粘性力の方が表面張力よりも2桁ほど大きくなっており、表面張力(濡れ性に関わる)より粘性力が支配的である。粘性力が小さくなり表面張力が支配的になる場合は、流速が現状の値より2桁以下の小さい() m/s以下)場合であり、流速が極めて遅い固化する直前である。

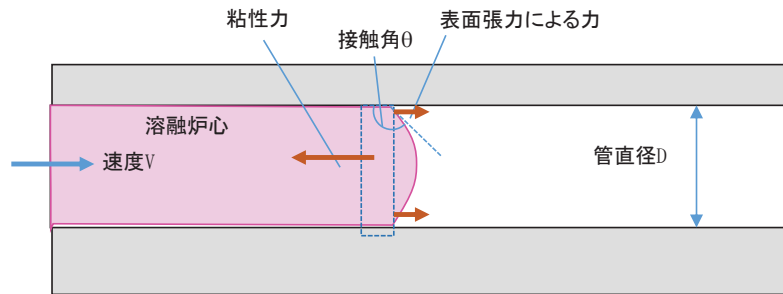


図9 コリウムシールド内に流入した溶融炉心先端に働く力の模式図

表13 溶融炉心の物性パラメータ

物性パラメータ	値
μ : 粘性係数(Pa·s)	()
V: 代表速度(m/s)	()
σ : 表面張力(N/m)	()
ρ : 密度(kg/m ³)	()

コリウムシールドの設置後の溶融炉心の固化距離に対して、懸念事項①、②で示した影響は小さいと考えられる。

[3] 谷口修監修,「水力学」,最新機械工学シリーズ6,森北出版,1993年

4. DCH, FCI, MCCI

4.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.8)(5/5)

[EPRのコアキャッチャについて]

- 女川2号のコリウムシールドで使用する ZrO_2 は、EPRのコアキャッチャの放出流路に使用されている(図10)。
- EPRのコアキャッチャにおける ZrO_2 の機能について調査した結果を以下に示す。
 - ZrO_2 の役割は溶融炉心の流路形状の確保であること

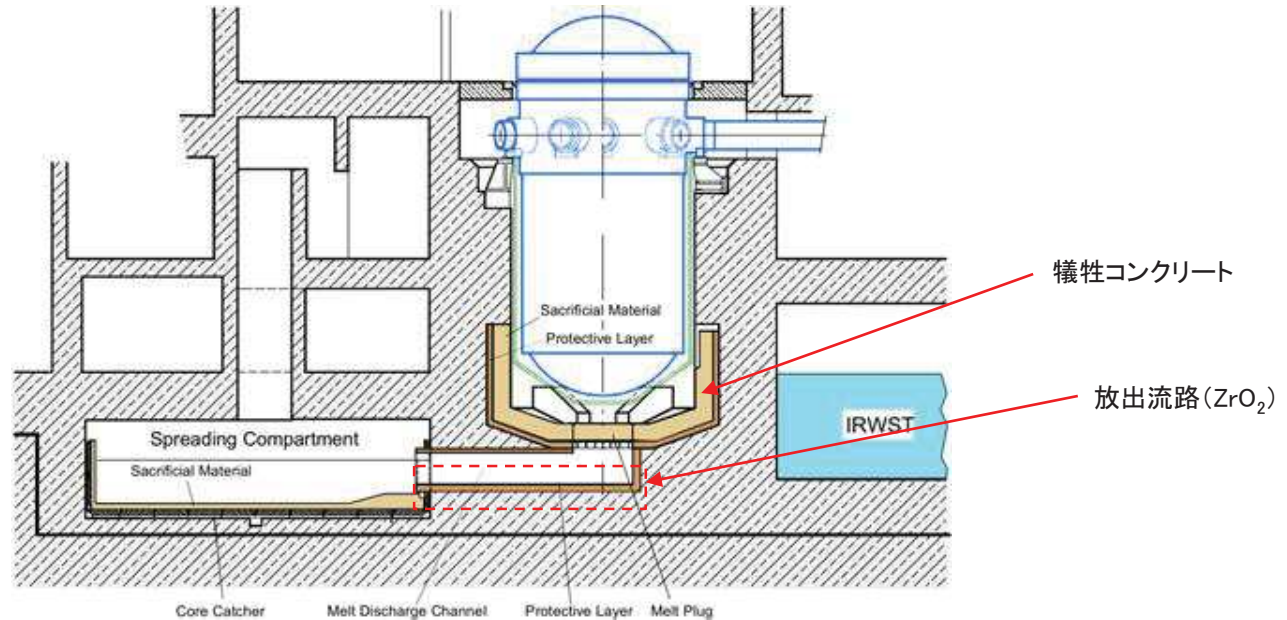


図10 EPRのコアキャッチャの概念図^[4]

[4] AREVA, UK-EPR Fundamental Safety Overview, Volume 2: Design and Safety, Chapter S: Risk Reduction Categories, 2.4 Assessment of Corium Stabilization

参考 運転中の原子炉における格納容器破損防止 対策の特徴と主な対策

第593回審査会合(平成30年6月28日)及び
第596回審査会合(平成30年7月5日)から、
指摘事項等を踏まえた解析条件の変更を反映

目次

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策
 - 1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)
 - 1.2 水素燃焼

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策
 - 2.1 格納容器過圧・過温破損
(代替循環冷却系を使用できない場合)

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

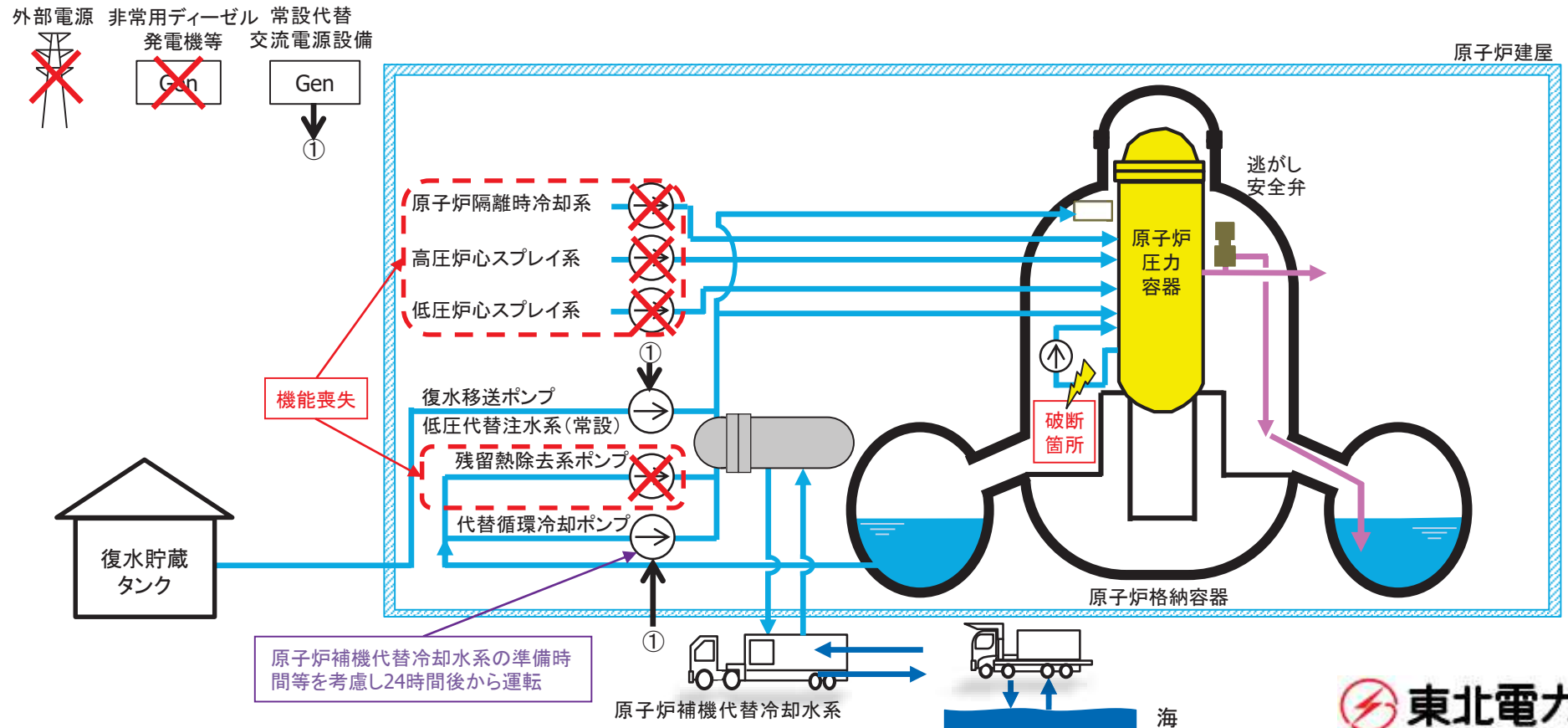
1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(1/11) 事象の概要

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の特徴

- ・「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定する
- ・配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材, 崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の対策概要

- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- ・代替循環冷却系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/11) 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	大破断LOCA 再循環系配管(出口ノズル)の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積り、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管(出口ノズル)における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定
		高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、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
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(3/11) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウェル圧力高 (遅れ時間:1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず,ドライウェル圧力高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
	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	最大130m ³ /hで注水,原子炉水位回復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
	代替循環冷却系	循環流量は,全体で150m ³ /hとし,原子炉注水へ50m ³ /h,格納容器スプレイへ100m ³ /hにて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

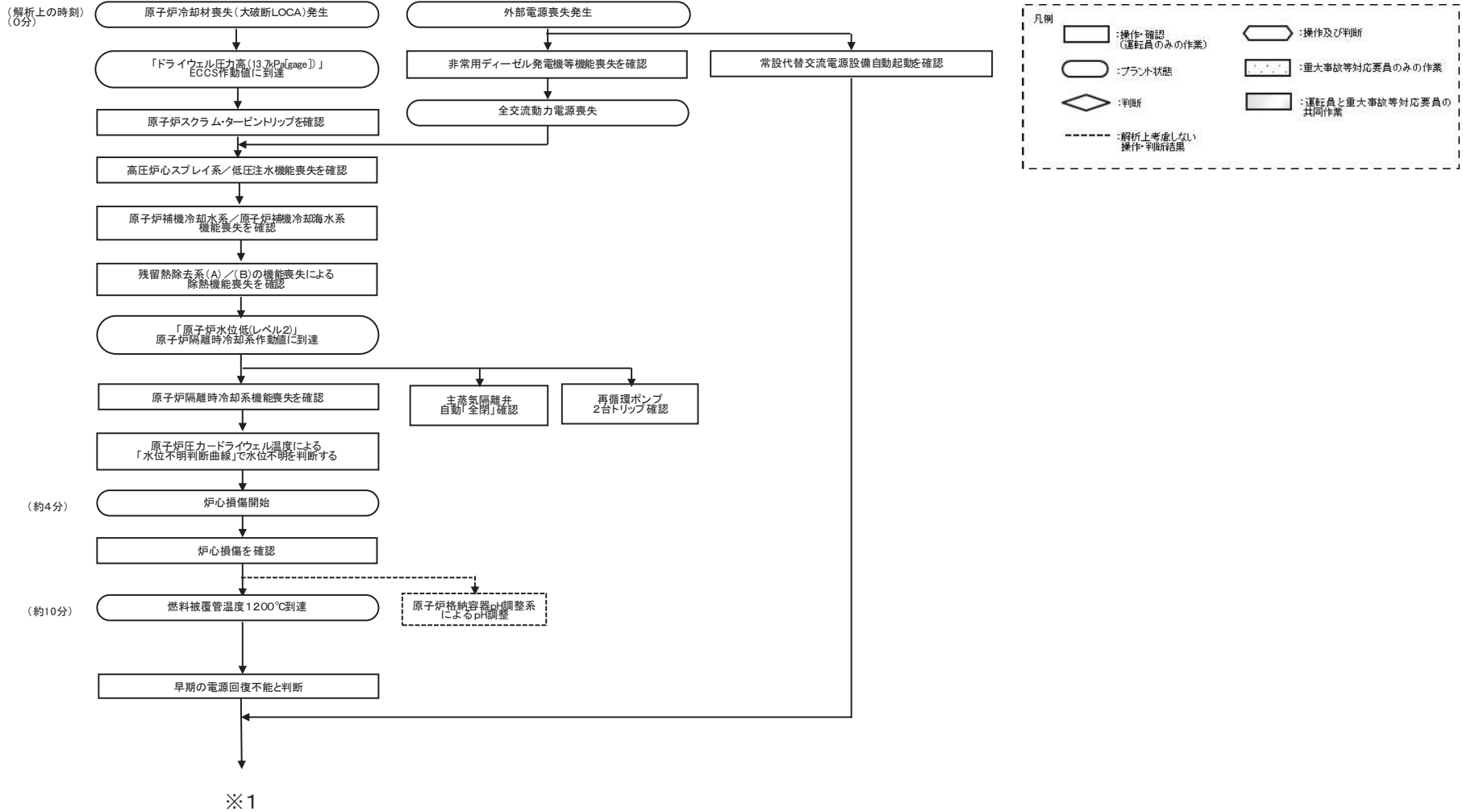
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(4/11) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する 操作条件	常設代替交流電源設備からの受電 及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作	事象発生25分後	常設代替交流電源設備からの受電後, 事象発生から20分後に操作を開始し, 操作時間は5分として設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生23時間後	大容量送水ポンプ(タイプI)の準備完了後の原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生24時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定

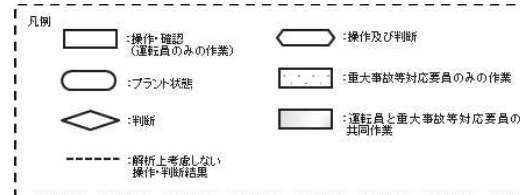
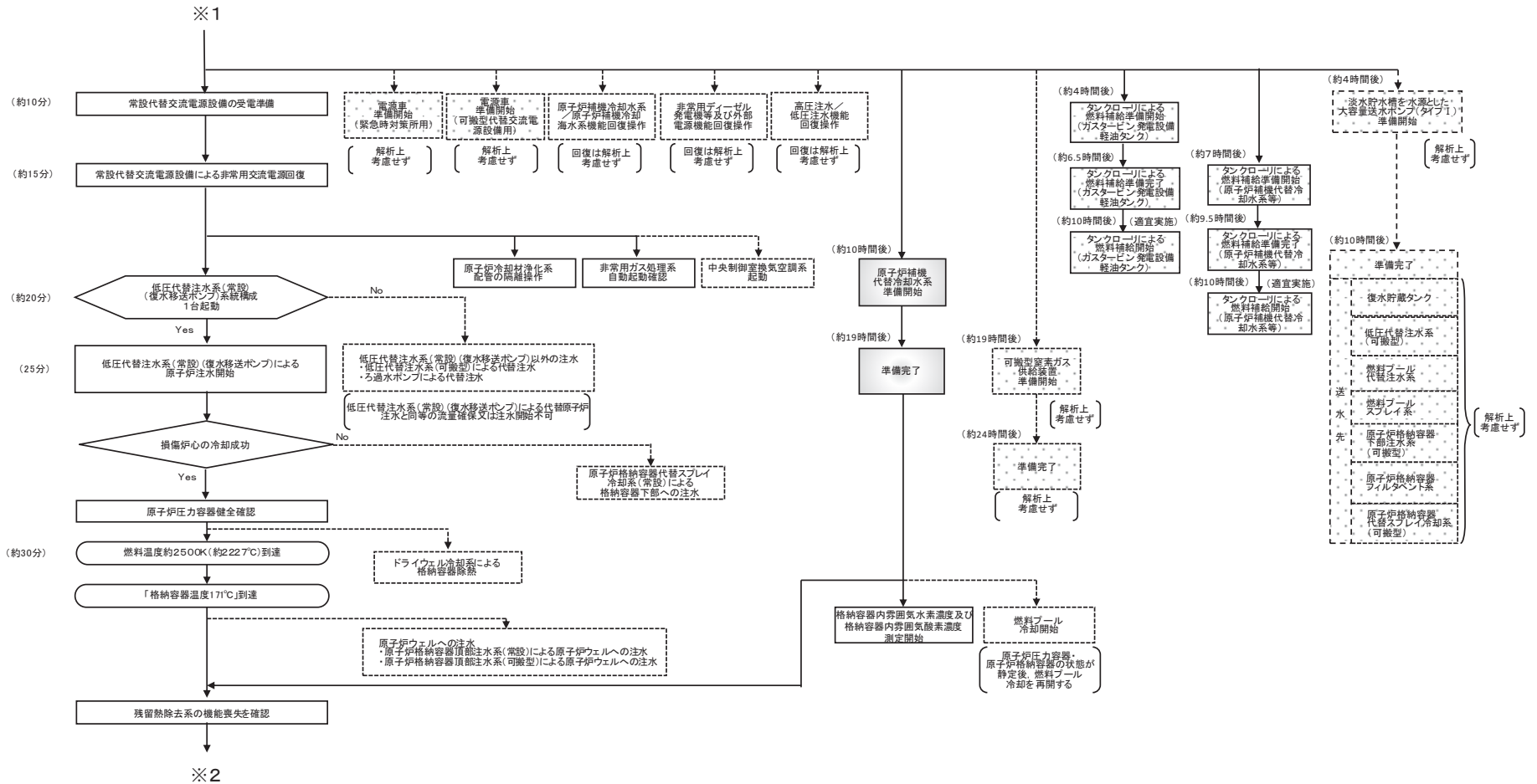
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(5/11) 対応手順の概要



1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

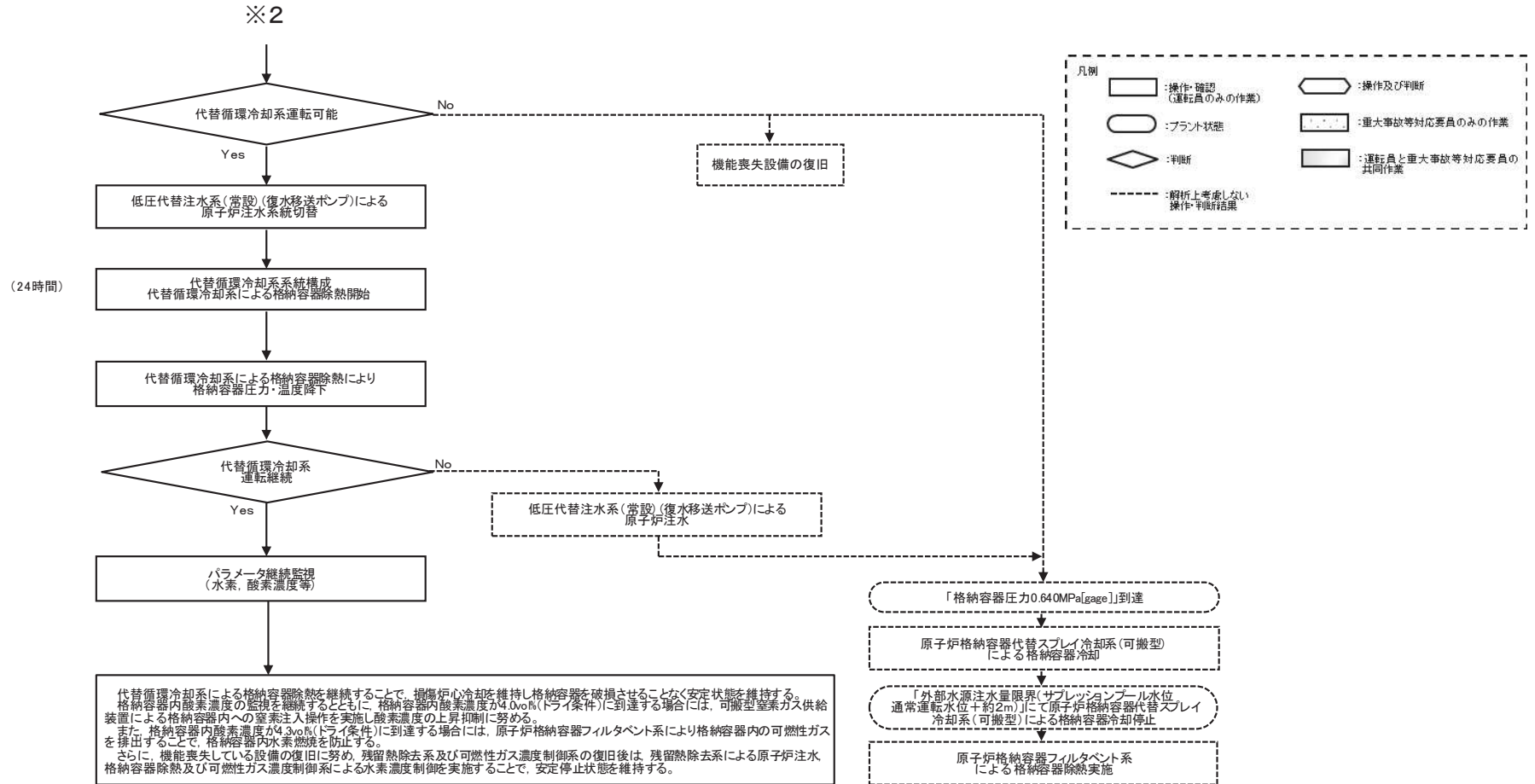
1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合(6/11) 対応手順の概要



有効性評価3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 第3.1.2.3 図

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合(7/11)) 対応手順の概要



1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合(8/11) 有効性評価の結果

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における有効性評価の結果

- ・表1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。
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図1及び図2に示す。

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.536MPa[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178℃	200℃(格納容器限界温度)未満

※:原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

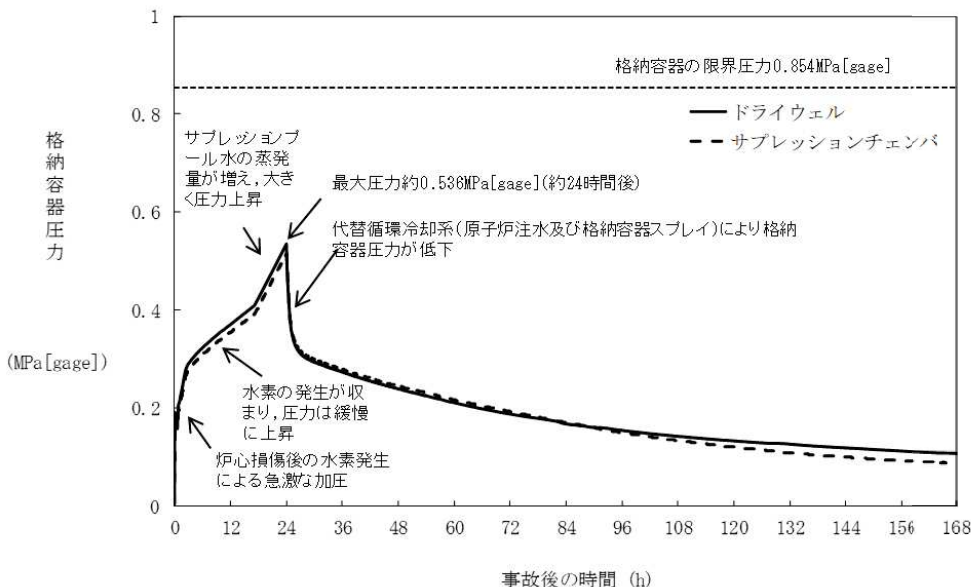


図1 格納容器圧力の推移

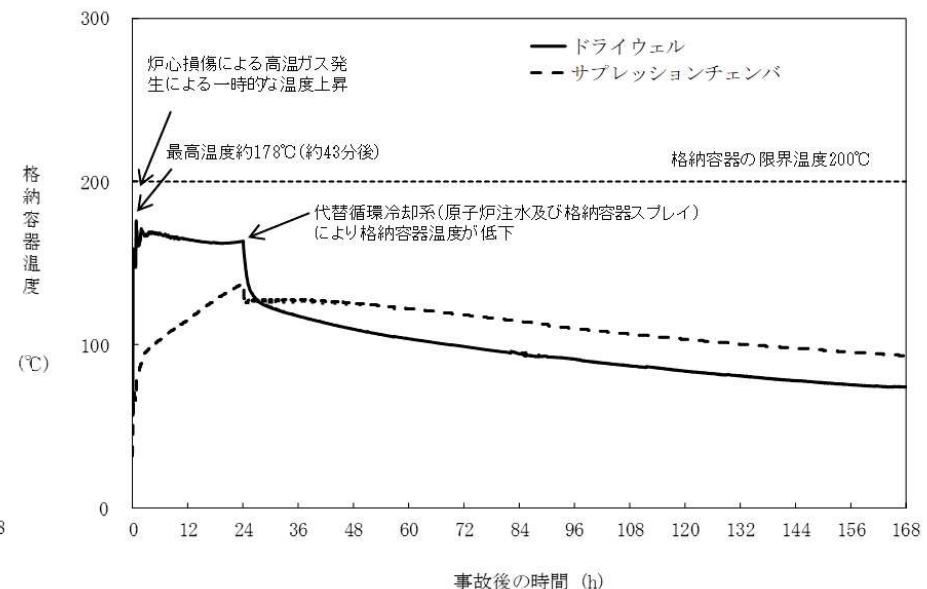


図2 格納容器温度の推移

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(9/11) Cs-137放出量評価

表2 Cs-137放出量評価条件(1/2) 格納容器外への放出の前提条件

項目	評価条件
格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい)
格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下 :1.0Pdで 0.9%/日 1~1.5Pd :1.5Pdで1.1%/日 1.5~2Pd :2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
格納容器の漏えい孔における エアロゾル粒子の捕集効果	DF=10
格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(10/11) Cs-137放出量評価

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における有効性評価(Cs-137放出量)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。

表2 Cs-137放出量評価条件(2/2) 環境への放出の前提条件

項目	評価条件
原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から70分後
原子炉建屋の換気率	<ul style="list-style-type: none"> ・事故発生から70分後～168時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間： 無限大[回/日](原子炉建屋からの漏えい)
非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	効果に期待しない

表3 Cs-137放出量評価結果(7日間)

評価項目	解析結果	判定基準
建屋からの漏えい	約 9.9×10^{-1} TBq	100TBq未満

有効性評価3.1 添付資料3.1.2.4

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(11/11) 必要な要員及び資源の評価

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)」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	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
水源	約890m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,615kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

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. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(1/6) 水素燃焼の評価項目等

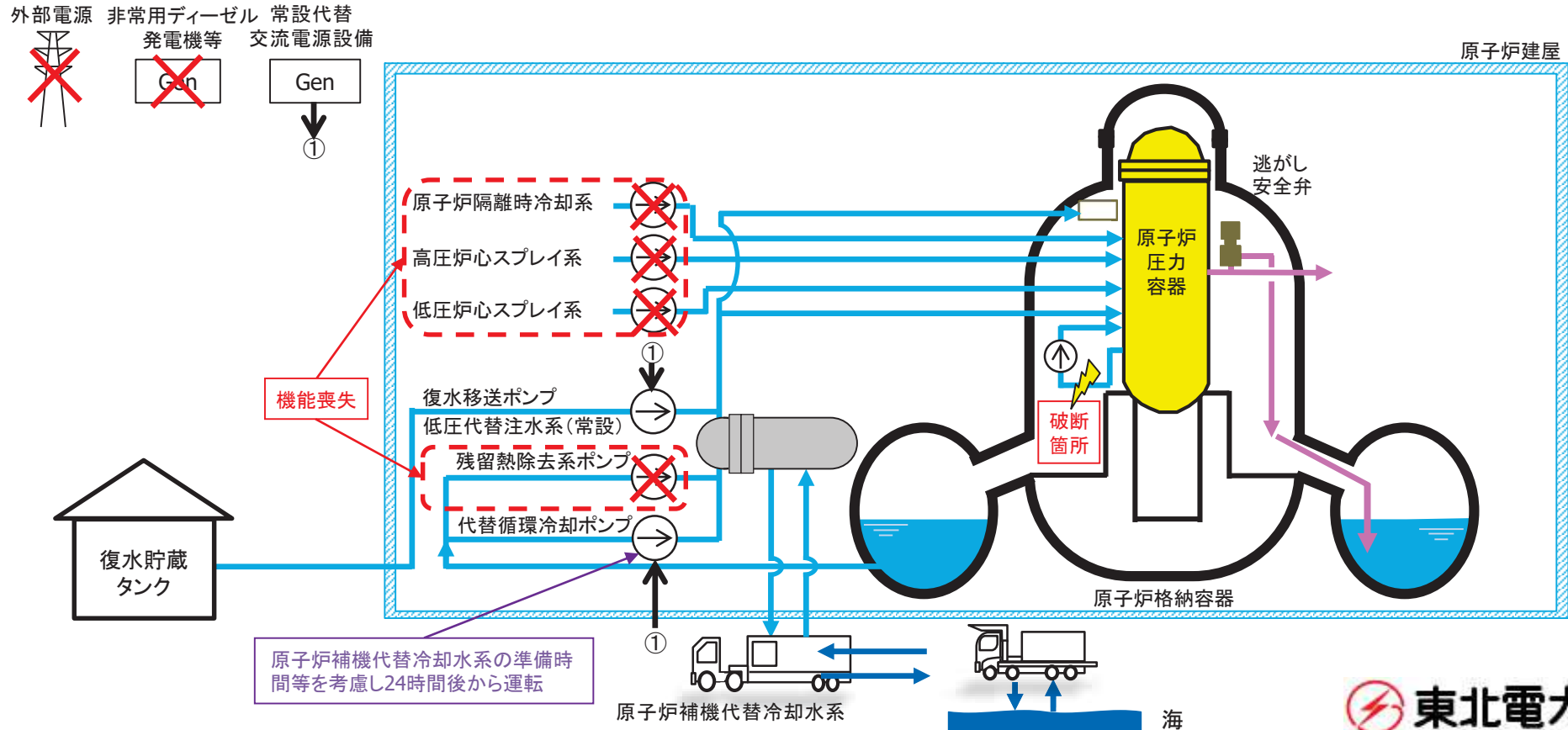
格納容器破損モード「水素燃焼」の評価項目

評価項目: 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。

事故想定と対策概要

事故想定: 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

対策概要: 代替循環冷却系を使用した場合において、窒素置換により格納容器内の不活性化の効果を確認する。



1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(2/6) 評価事故シーケンスの考え方

【評価事故シーケンスの考え方】

- 女川2号炉では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれているため、確率論的リスク評価(PRA)レベル1.5では、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。そのため、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられるシーケンスを選定した。
- 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定した。
- これは、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となる。酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなると考えられ、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして選定した。

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(3/6) 評価シーケンスの対策

【対策】

- ▶ 選定した評価事故シーケンスの対策として、代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用できない場合が考えられる。
- ▶ 代替循環冷却系を使用できない場合では、原子炉格納容器フィルタベント系に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下する。さらに、サブレーションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低下することで、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。
- ▶ そのため、代替循環冷却系を使用する場合を評価する。(事象発生から7日後において、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認。)

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(4/6) 有効性評価の結果

水素燃焼における有効性評価の結果

- ・表5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。
- ・ドライウェル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)を図3及び図4に示す。

表5 解析結果

評価項目	解析結果		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度(ドライウェル)※	約2.4vol%	約2.8vol%	5vol%以下
酸素濃度(サプレッションチェンバ)※	約2.1vol%	約3.4vol%	5vol%以下

※: 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

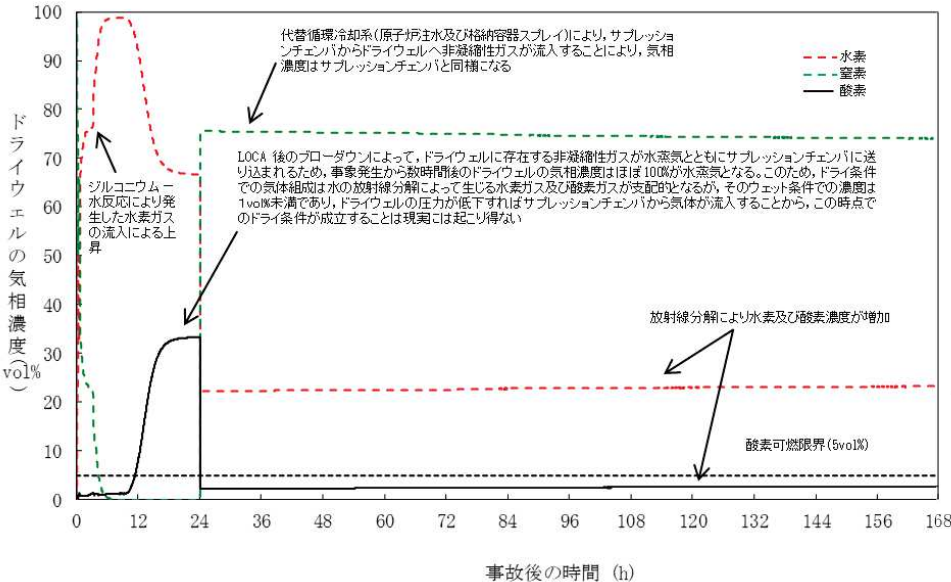


図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

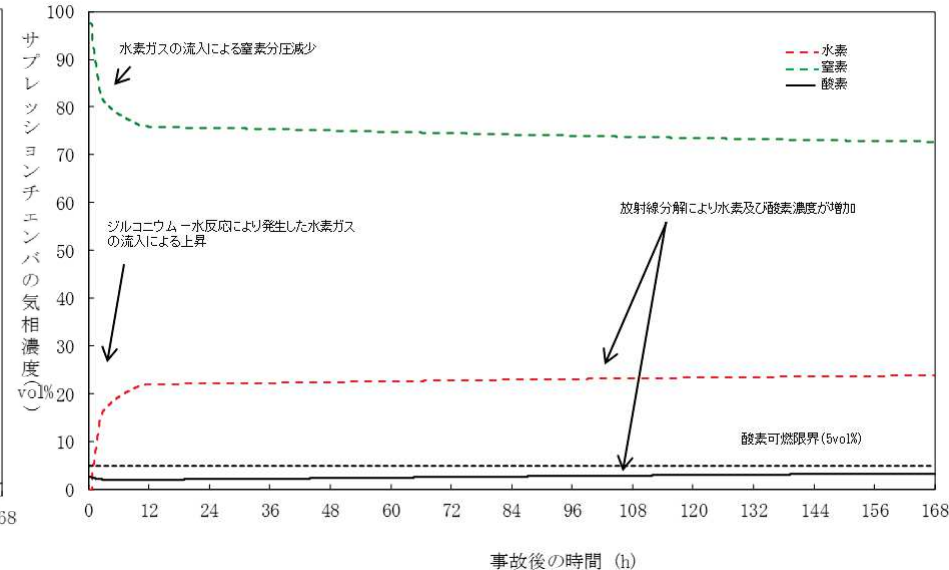


図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(5/6) 評価に用いるG値の妥当性(1/2)

感度解析の条件設定

- ▶ ベースケースでは、電力共同研究の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(\text{H}_2)=0.06$ 、 $G(\text{O}_2)=0.03$ としている。このG値は、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考える。
- ▶ 何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。
- ▶ 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.4$ 、 $G(\text{O}_2)=0.2$ 、非沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.25$ 、 $G(\text{O}_2)=0.125$ とした。この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。

1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 水素燃焼(6/6) 評価に用いるG値の妥当性(2/2)

感度解析結果

- 評価の結果, 事象発生から約48時間後に格納容器内酸素濃度が4.0vol%(ドライ条件)に到達し, 可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで, 格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され, 7日間の酸素濃度の最高値はドライ条件を仮定しても約4.1vol%であり, 可燃限界を下回る。
- その後, 格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については, 原子炉格納容器フィルタベント系によってその水素濃度及び酸素濃度を低減することで, 安定状態を維持できる。

表6 解析結果

評価項目	解析結果※		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度(ドライウェル)	約3.8vol%	約4.1vol%	5vol%以下
酸素濃度(サブプレッションチェンバ)	約2.9vol%	約4.0vol%	5vol%以下

※: 事象発生から7日間の最高値

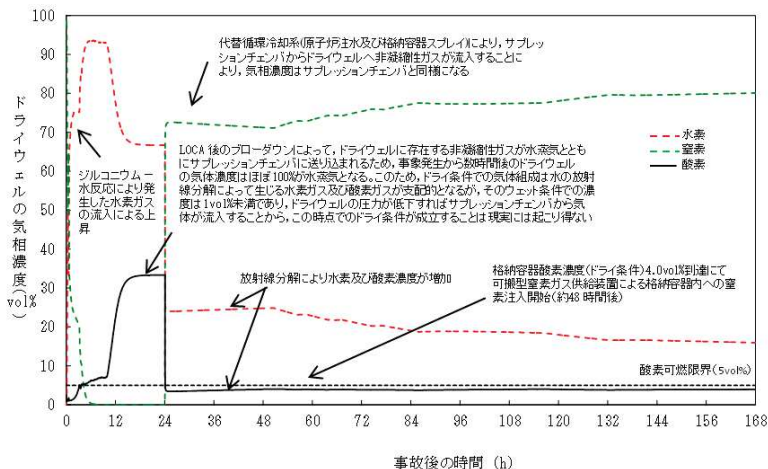


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

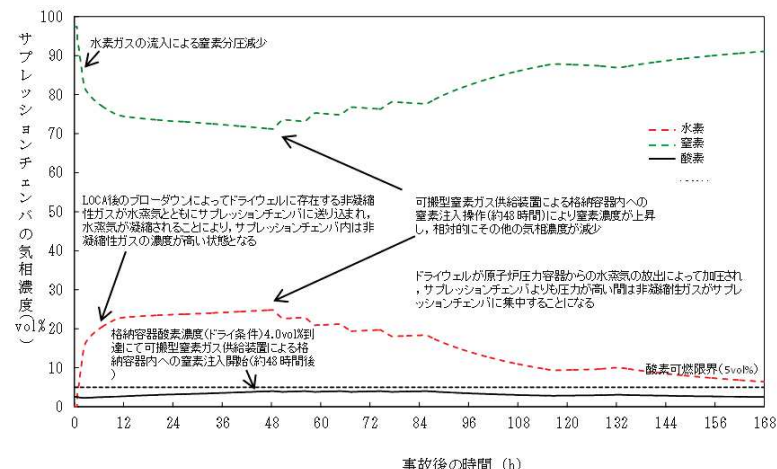


図6 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

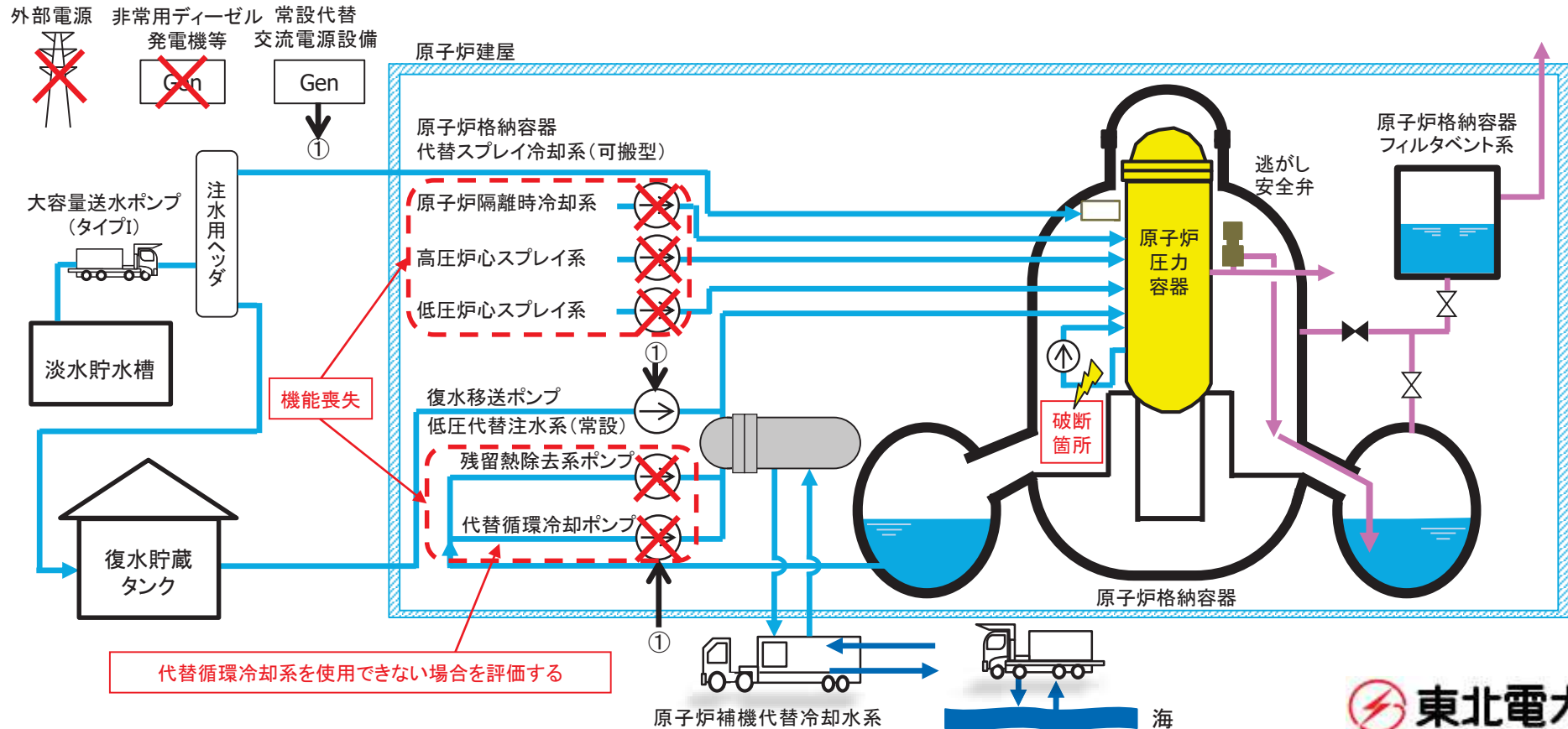
2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/12) 事象の概要

格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合)の特徴

- ・「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定する
- ・配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材, 崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する

格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合)の対策概要

- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(2/12) 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	大破断LOCA 再循環系配管(出口ノズル)の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積り、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管(出口ノズル)における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し設定
		高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、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
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。	

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/12) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウエル圧力高 (遅れ時間:1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず,ドライウエル圧力高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
	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	最大130m ³ /hで注水,原子炉水位回復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(可搬型)	88m ³ /hにて格納容器内へスプレイ	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)に対して,格納容器一次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

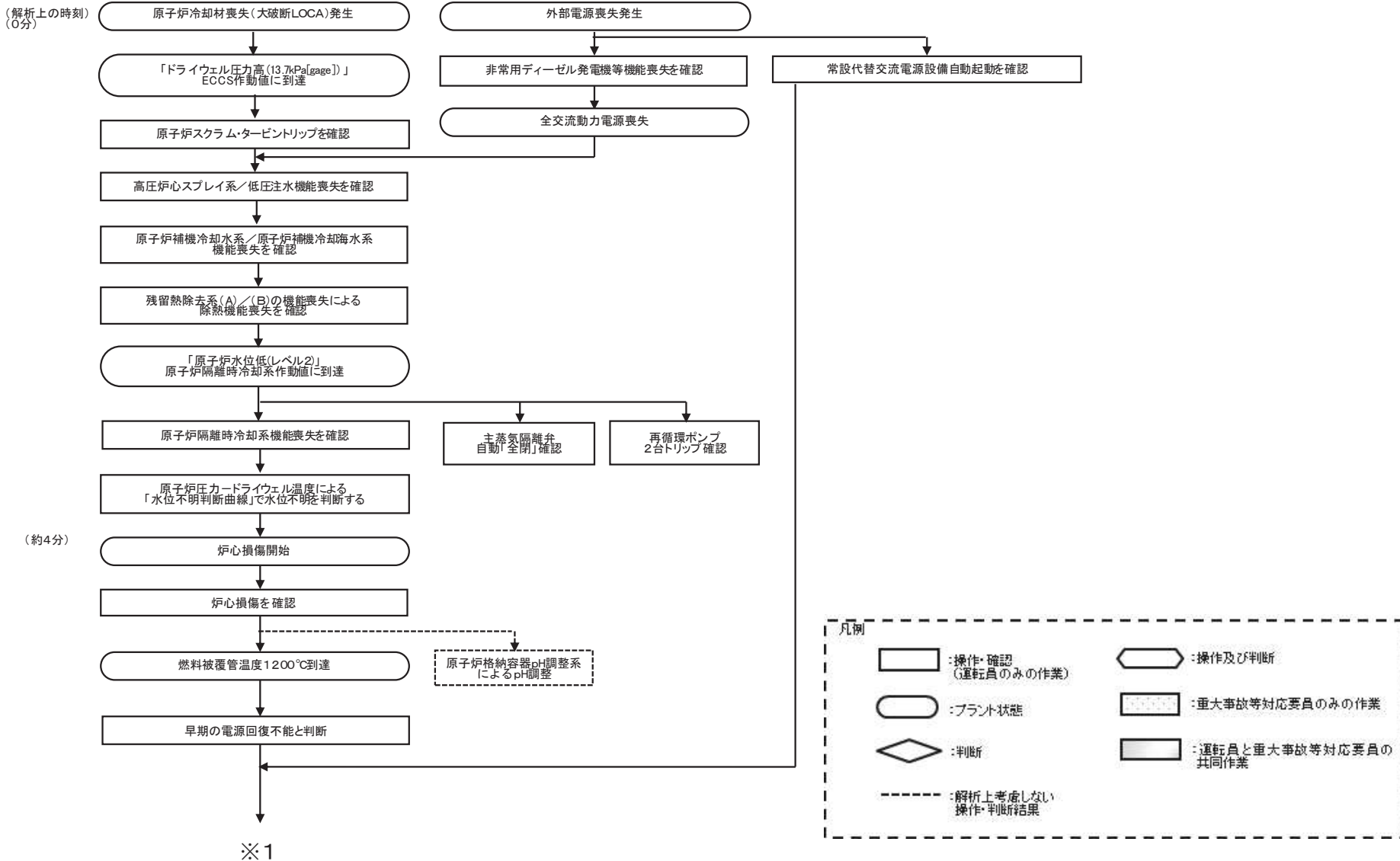
2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(4/12) 主要解析条件

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作	事象発生25分後	常設代替交流電源設備からの受電後, 事象発生から20分後に操作を開始し, 操作時間は5分として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa[gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	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	外部水源注水量限界(サ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))に到達から5分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

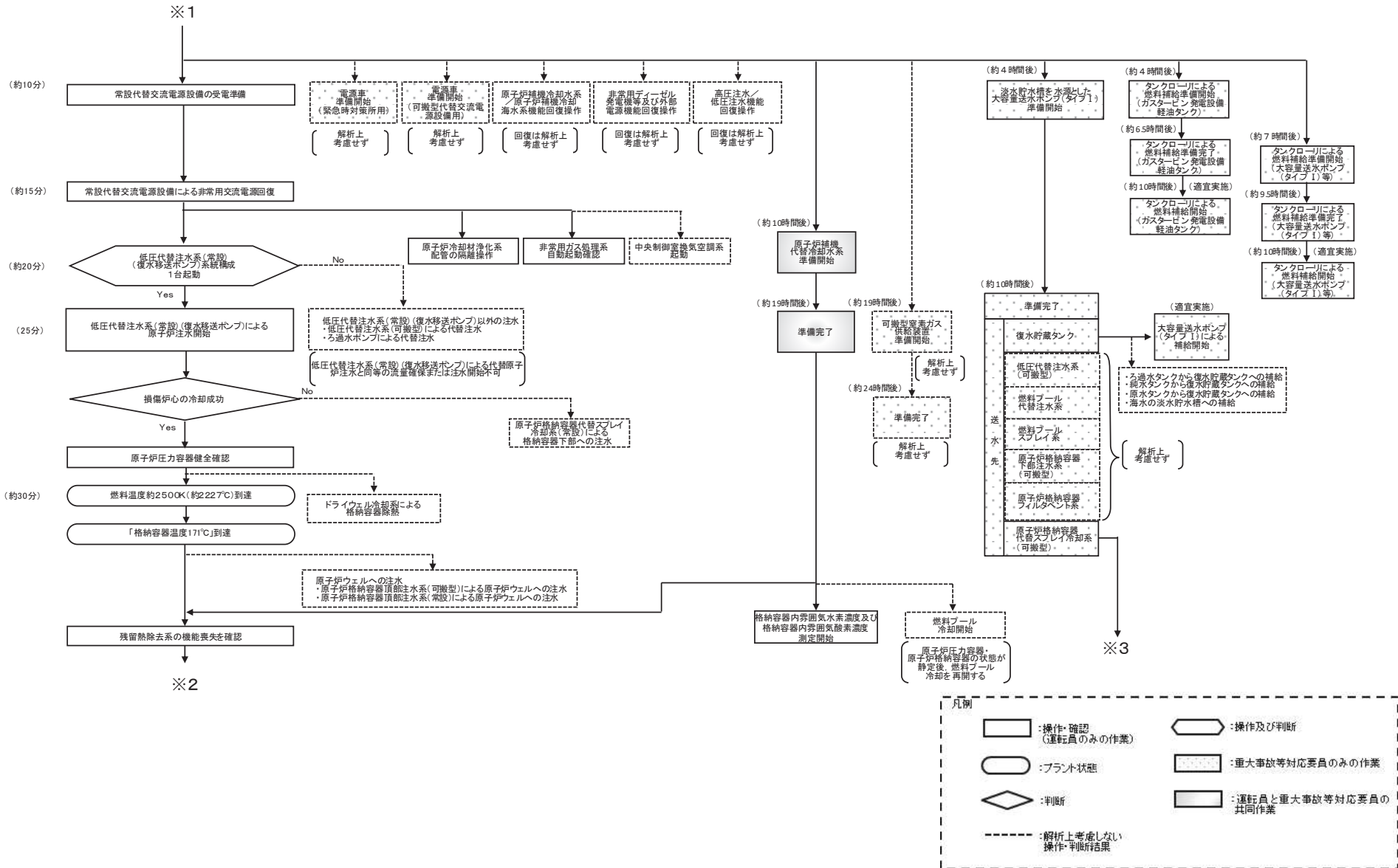
2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/12) 対応手順の概要



2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

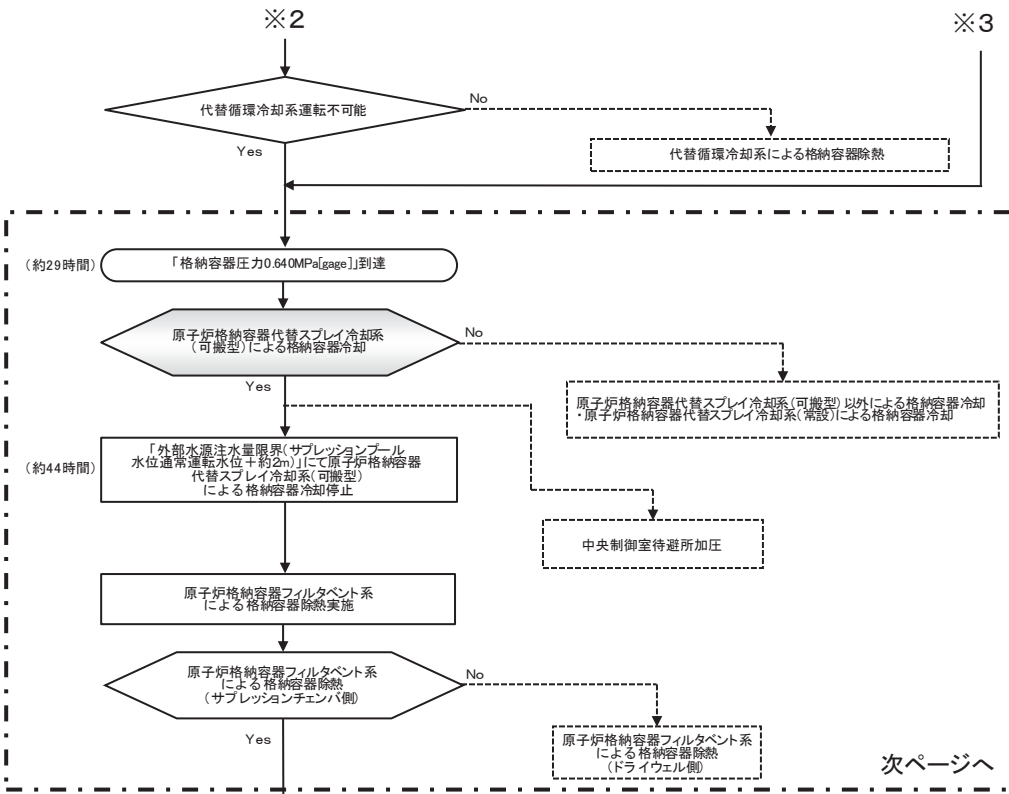
2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(6/12) 対応手順の概要



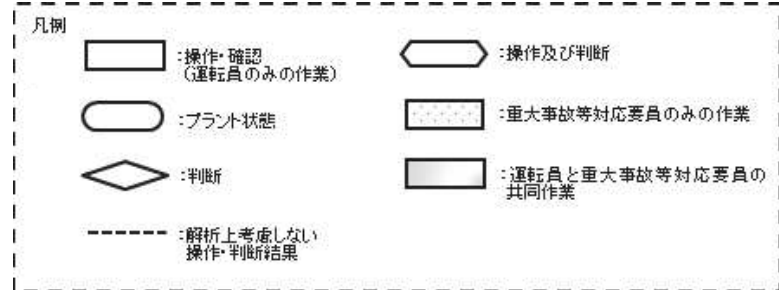
有効性評価3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 第3.1.3.4図

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(7/12) 対応手順の概要



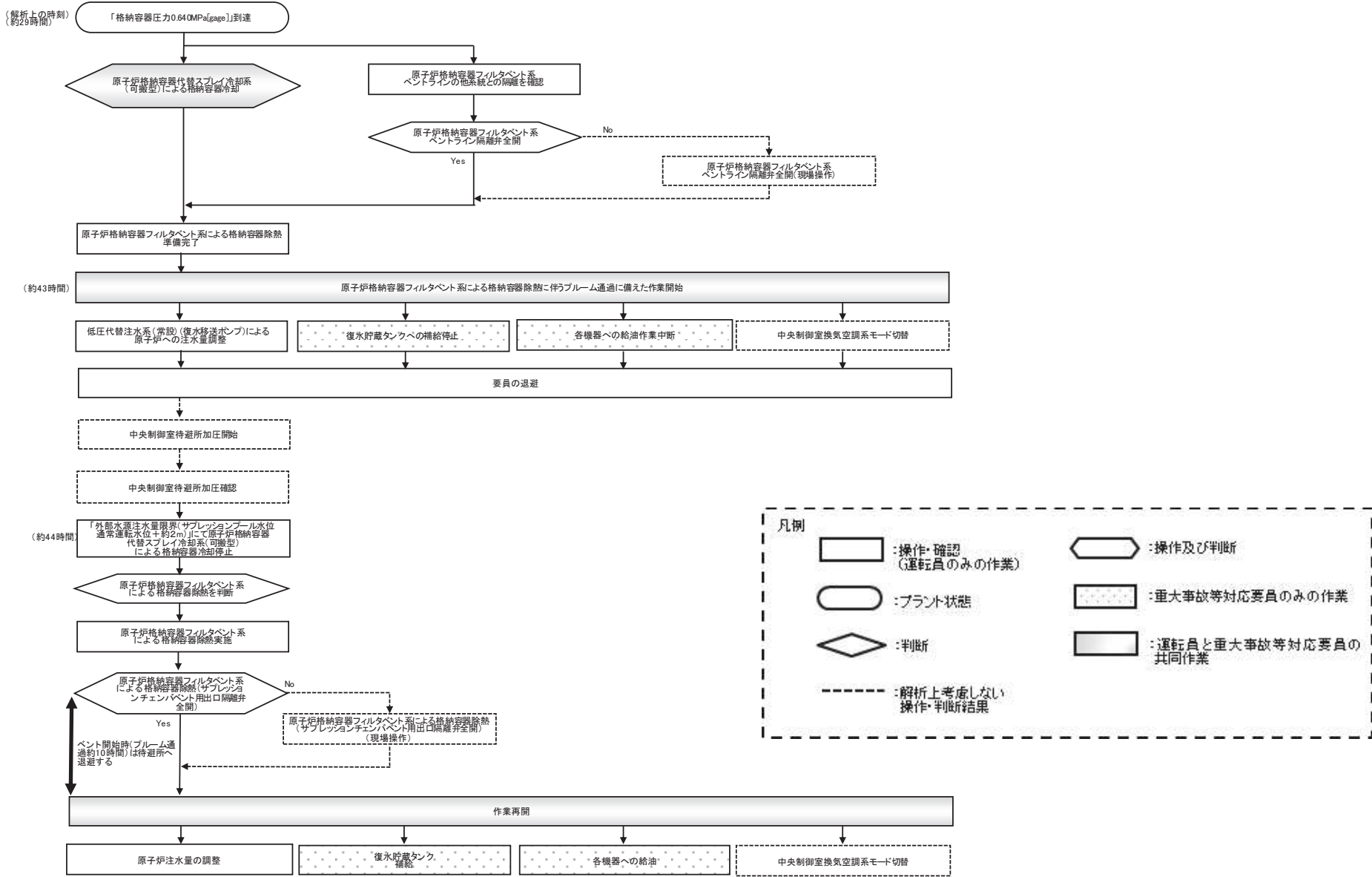
低圧代替注水系(常設(復水移送ポンプ)により原子炉注水を継続。原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱による格納容器圧力の低下傾向を確認する。また機能喪失している設備の復旧を要する。機能喪失している設備の復旧後、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱は残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サブレーションプール水冷却モード)により格納容器冷却が可能であること及び水素温度制御が可能であることを確認。停止する。格納容器を残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サブレーションプール水冷却モード)により冷却するとともに、格納容器が十分に冷却された後、原子炉注水を低圧代替注水系(常設(復水移送ポンプ)からサブレーションプール水を水源とした注水)に切り替える。



有効性評価3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 第3.1.3.4図

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(8/12) 対応手順の概要



有効性評価3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 第3.1.3.4図

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(9/12) 有効性評価の結果

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)における有効性評価の結果

- ・表7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。
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図7及び図8に示す。

表7 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.640MPa[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178℃	200℃(格納容器限界温度)未満

※: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

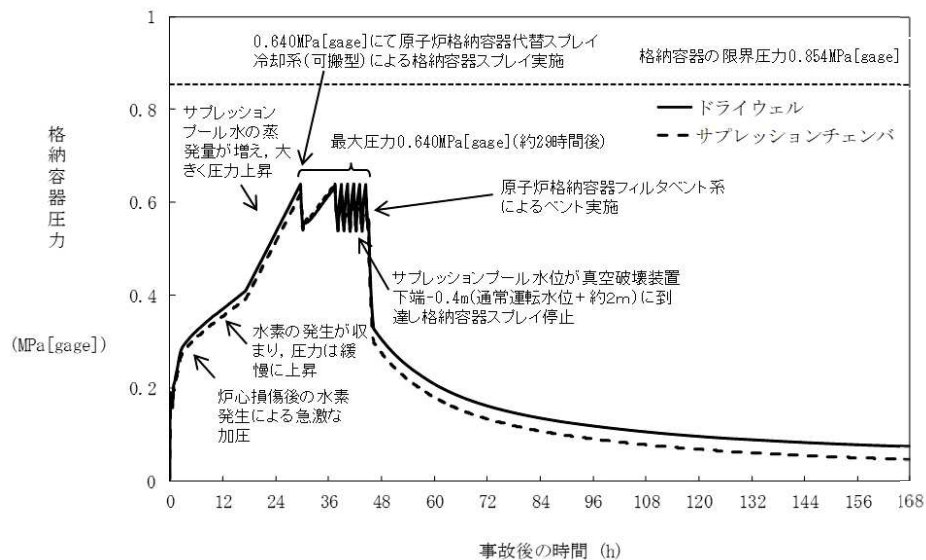


図7 格納容器圧力の推移

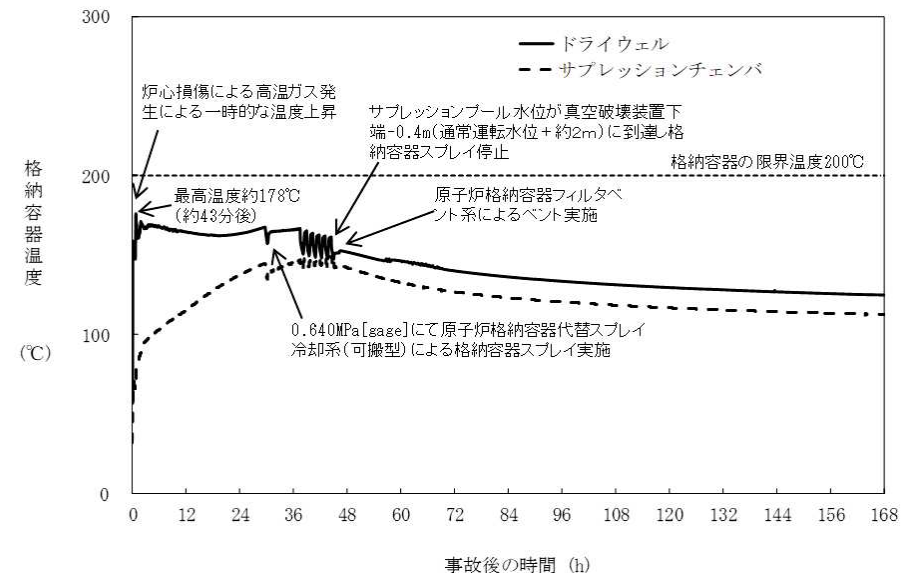


図8 格納容器温度の推移

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(10/12) Cs-137の放出量評価

表8 Cs-137放出量評価条件(1/2) 格納容器外への放出の前提条件

項目	評価条件
格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい)
格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下 :1.0Pdで 0.9%/日 1～1.5Pd :1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd :2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
格納容器の漏えい孔における エアロゾル粒子の捕集効果	DF=10
格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(11/12) Cs-137の放出量評価

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)における有効性評価(Cs-137放出量)の結果

・表9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。

表8 Cs-137放出量評価条件(2/2) 環境への放出の前提条件

項目	評価条件
格納容器ベント開始時間	事故発生から約45時間後
原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置による除去係数	希ガス:1, 粒子状放射性物質:1,000, 無機よう素:500, 有機よう素:50
原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から70分後
原子炉建屋の換気率	・事故発生から70分後～168時間後: 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間: 無限大[回/日](原子炉建屋からの漏えい)
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	効果に期待しない

表9 Cs-137放出量評価結果(7日間)

評価項目	解析結果	判定基準
ドライウェルのベントライン経由	約 3.2×10^{-1} TBq	100TBq未満
建屋からの漏えい	約 9.9×10^{-1} TBq	
合計	約1.4TBq	

有効性評価3.1 添付資料3.1.3.3, 添付資料3.1.3.4

2. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(12/12) 必要な要員及び資源の評価

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)」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10に示す。

表10 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	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
水源	約3,480m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³ 淡水貯水槽:約10,000m ³
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,525kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

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。