

女川原子力発電所2号炉
運転中の原子炉における
格納容器破損防止対策の有効性評価について

平成30年7月
東北電力株式会社

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 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）
2. 審査会合での指摘事項に対する回答

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

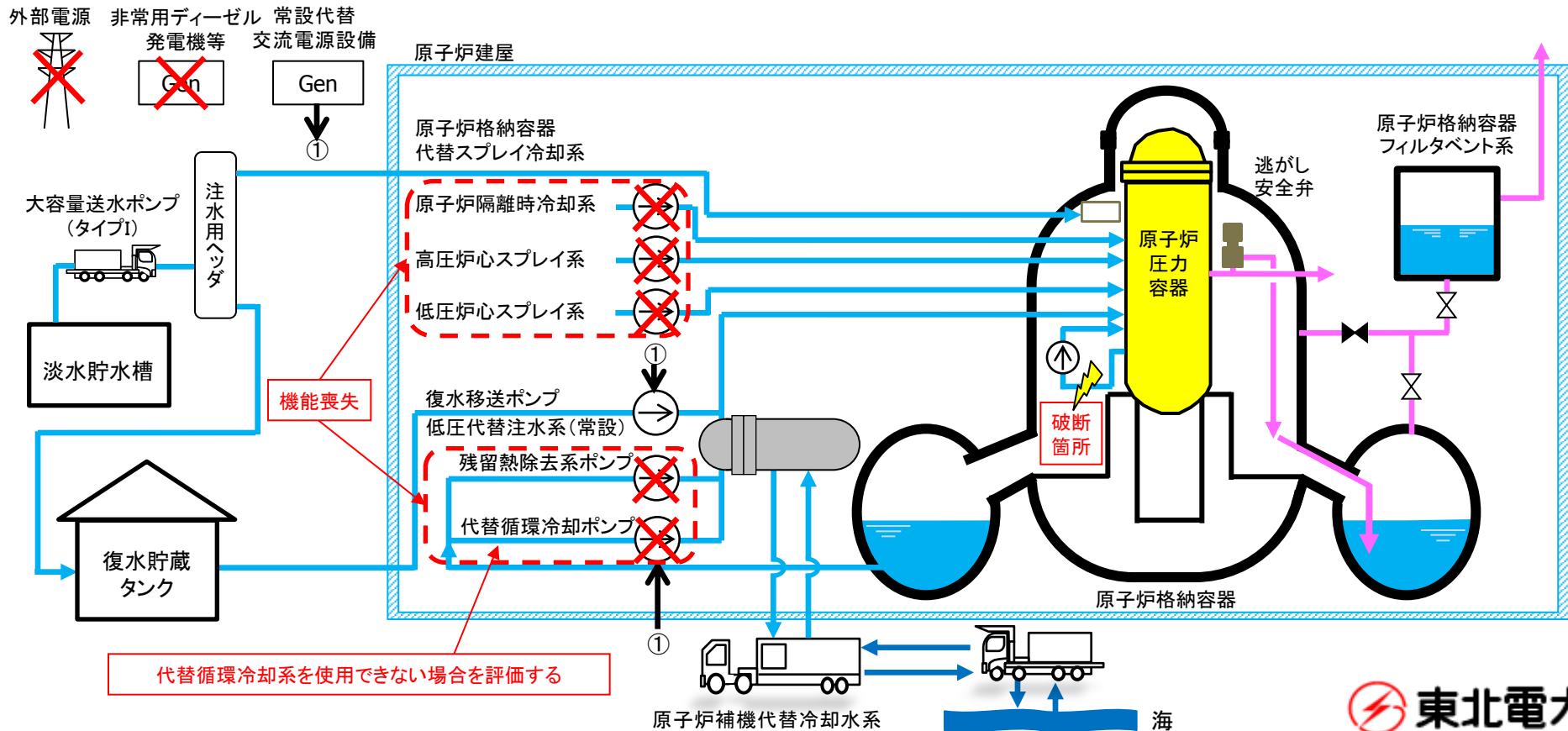
1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/12) 事象の概要

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



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 原子炉再循環ポンプ吸い込み側配管の 両端破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
	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。
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)	120m ³ /h(ポンプ1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 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

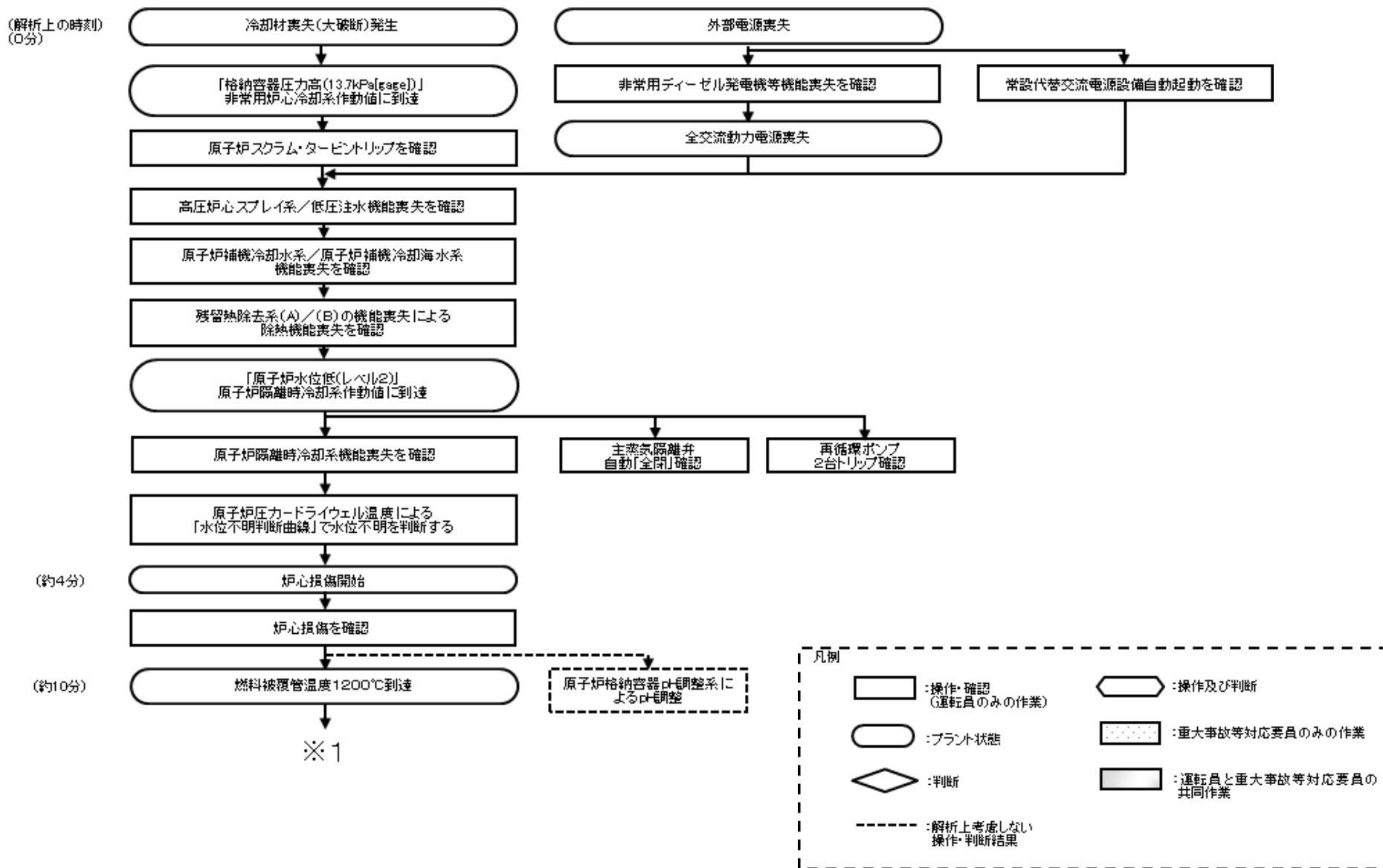
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

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操作	事象発生15分後	全交流動力電源喪失を確認後実施するが、事象判断時間を考慮して、事象発生から10分後に開始し、操作時間は5分間として設定
	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による格納容器冷却操作	(開始条件) 格納容器圧力0.640MPa[gage]到達時 (停止条件) 格納容器圧力0.540MPa[gage]まで降下後 又はサプレッションプール水位が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	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	格納容器圧力0.854MPa[gage]接近時	格納容器限界圧力を踏まえて設定

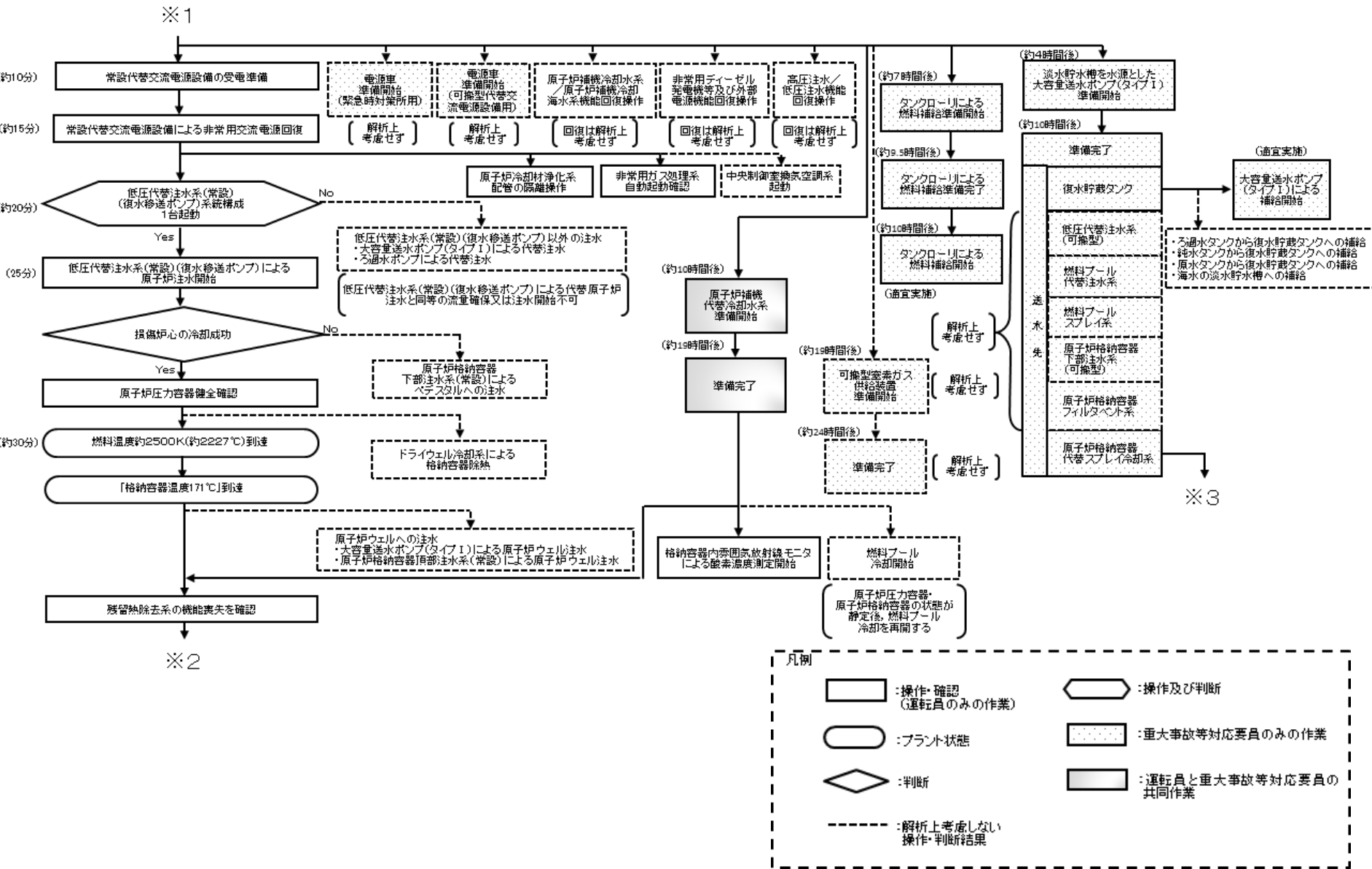
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/12) 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

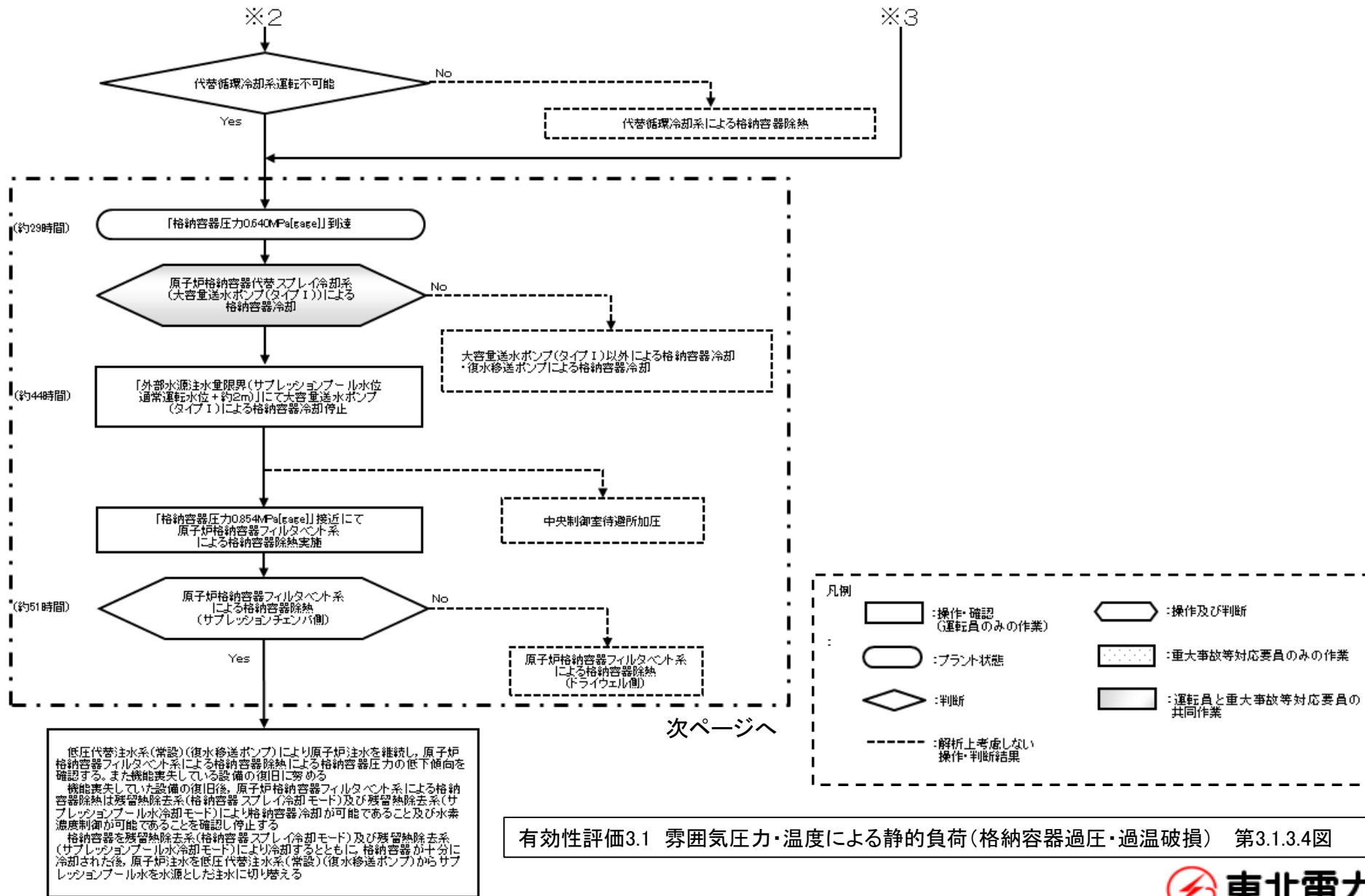
1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(6/12) 対応手順の概要



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

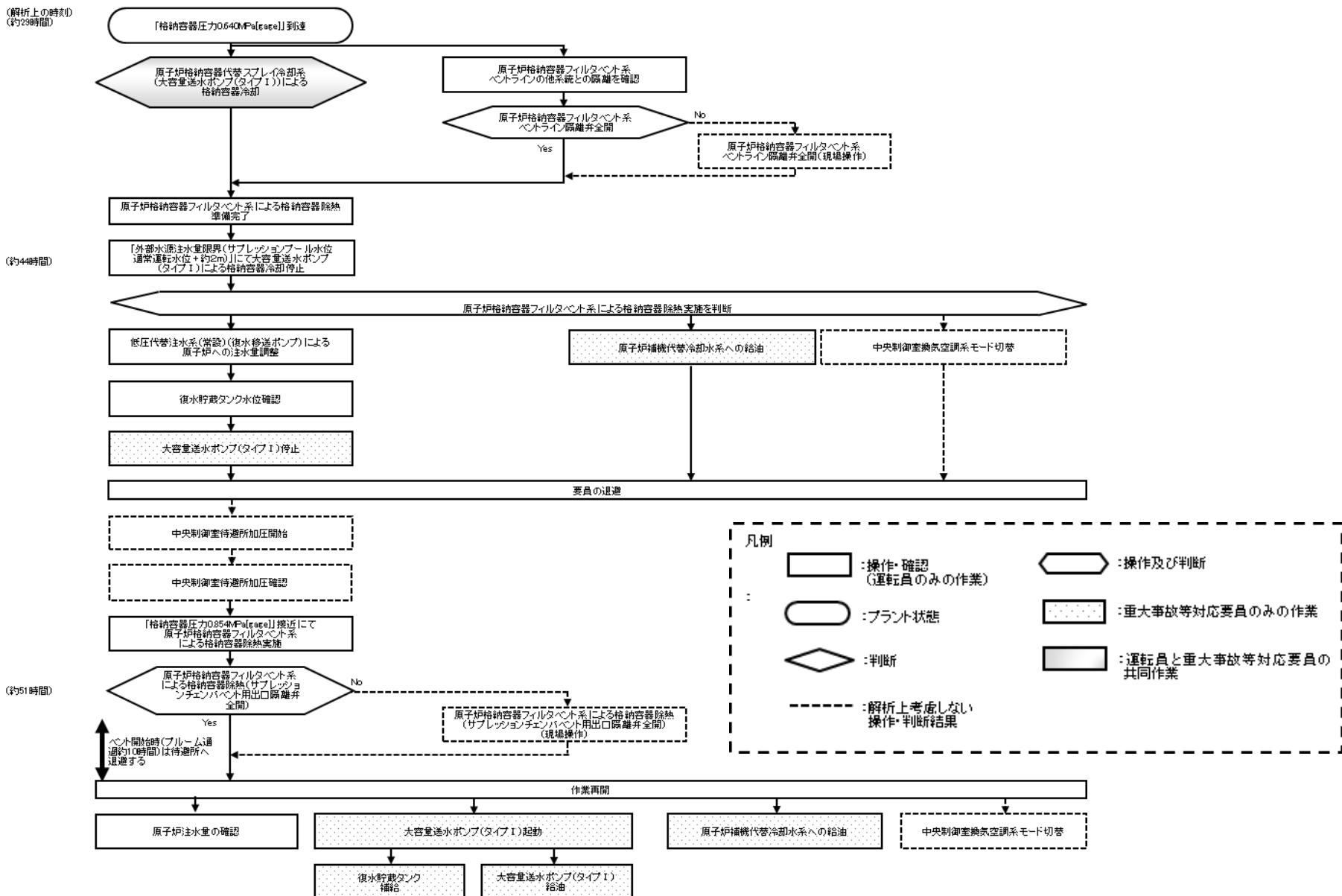
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(7/12) 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

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0.854MPa[gage]を超えない	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約2%以下であるため、その影響は無視しうる程度である。

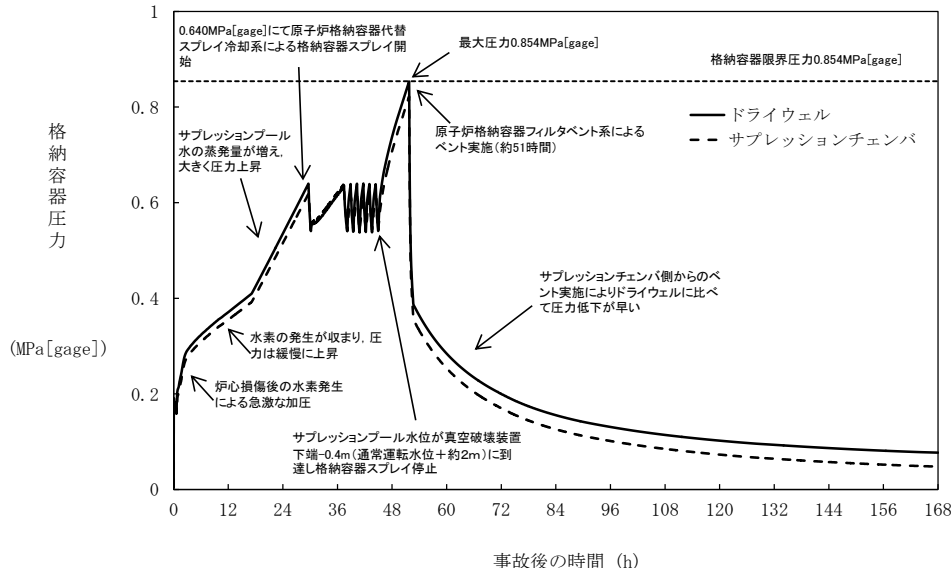


図1 格納容器圧力の推移

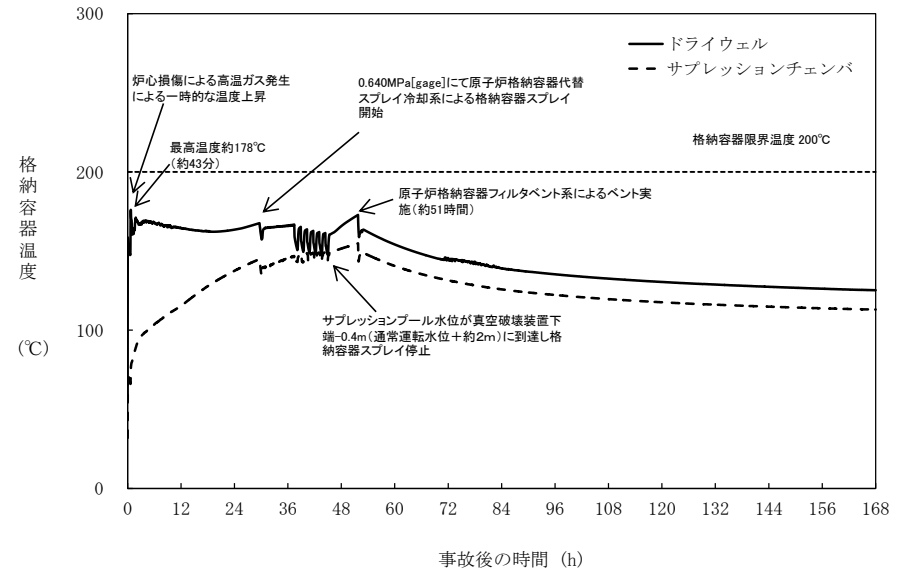


図2 格納容器温度の推移

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できない場合)(10/12) Cs-137の放出量評価

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 漏えい孔における捕集効果	効果に期待しない
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

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
格納容器ベント開始時間	事故発生から約53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

※:PCVからの漏えいを考慮した評価のため、格納容器ベント時間がベースケースと異なる

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
ドライウエルのベントライン経由	約 3.8×10^{-1} TBq	100TBq
建屋からの漏えい	約10TBq	
合計	約11TBq	

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3,610m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³ 淡水貯水槽:10,000m ³
燃料	約357kL	約900kL
電源	約4,462kW	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。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)

(1) 指摘事項

- ・安定状態後の長期的な状態維持において格納容器隔離のタイミングや考え方について説明すること。

(2) 回答

- ・重大事故時において格納容器ベントにより格納容器除熱を実施している場合、以下のタイミングで格納容器ベントを停止することが可能

《格納容器ベントを停止するタイミング》

以下に示す全ての状態が成立した場合、格納容器ベントを停止する

- 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能
格納容器ベントの停止以降、長期にわたり格納容器の冷却を可能とする
- 格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能
格納容器ベント停止後も格納容器内における水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの監視を可能とし水素燃焼を防止する
- 可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能
残留熱除去系による格納容器除熱開始後の格納容器負圧破損を防止し、可燃性ガス濃度の上昇を抑制する

《格納容器ベント停止の流れ》

