

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6月
東北電力株式会社

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 雰囲気気圧力・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する場合）
 - 1.2 水素燃焼
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

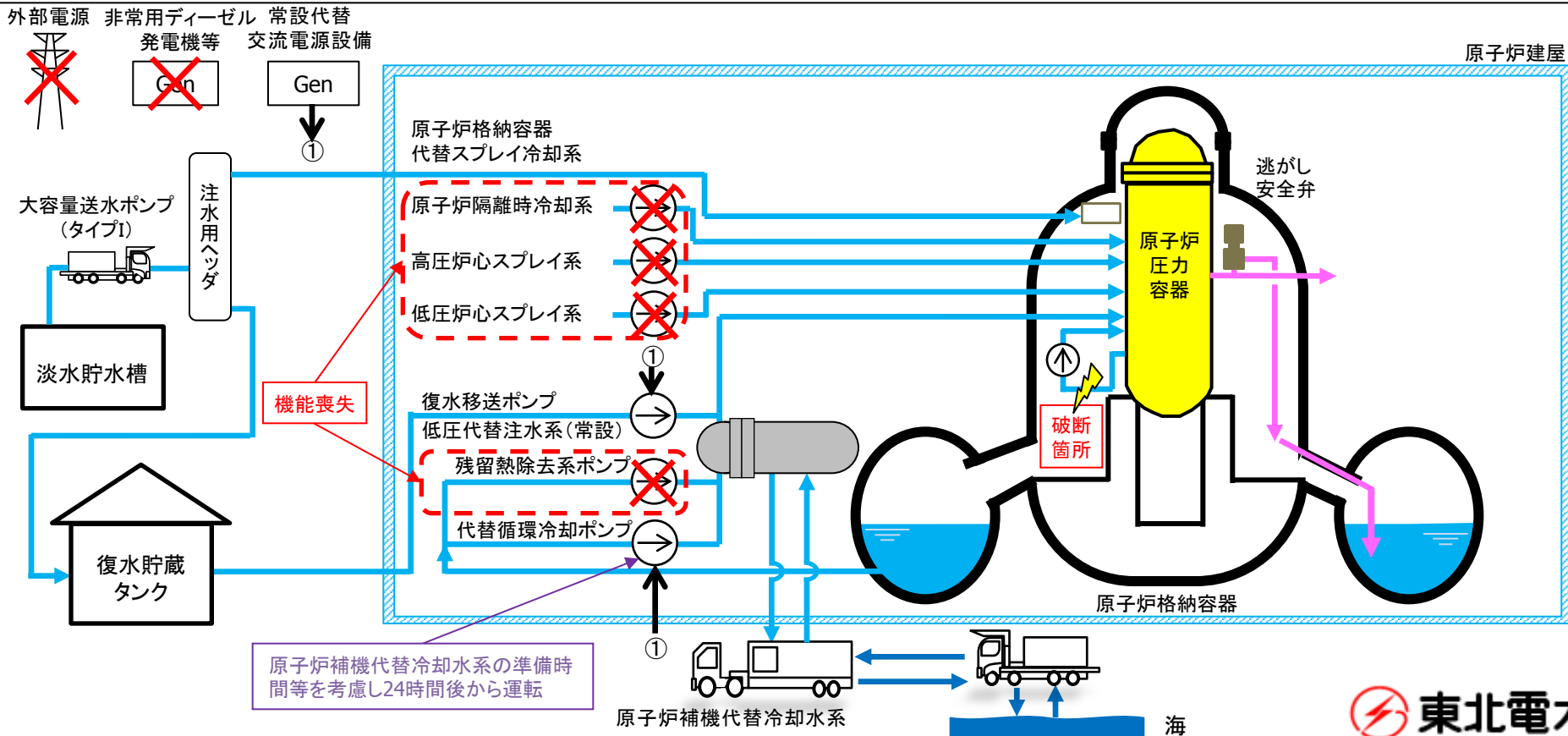
1.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(1/11) 事象の概要

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
- ・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
- ・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 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)	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
	代替循環冷却系	150m ³ /hにて原子炉注水	代替循環冷却系の設計値として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88 m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,設定

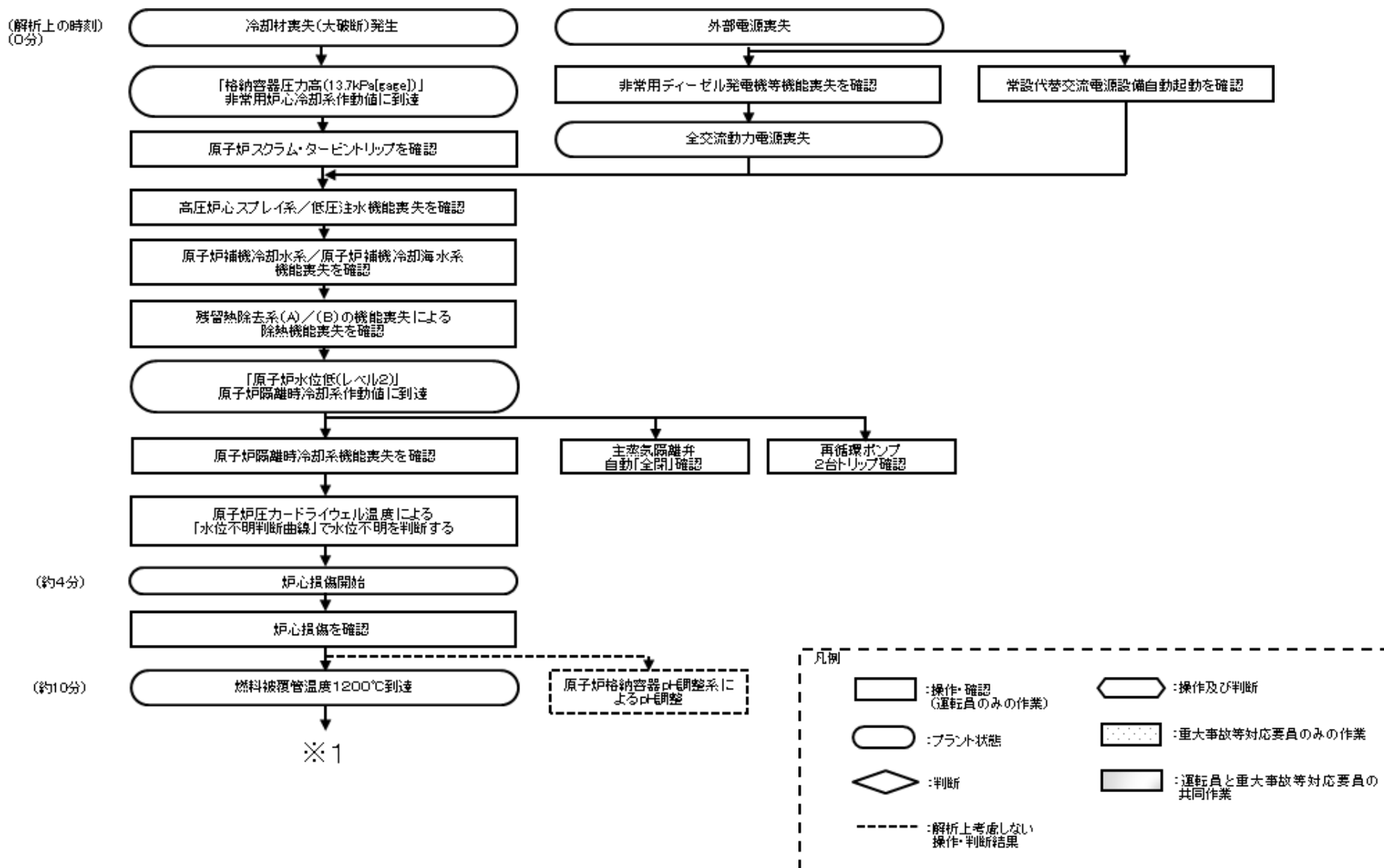
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

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
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生23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
	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
	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	事象発生24時間以降 (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	代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定 間欠運転の基準は、長期的な格納容器閉じ込め機能確保のマネジメントを考慮して設定

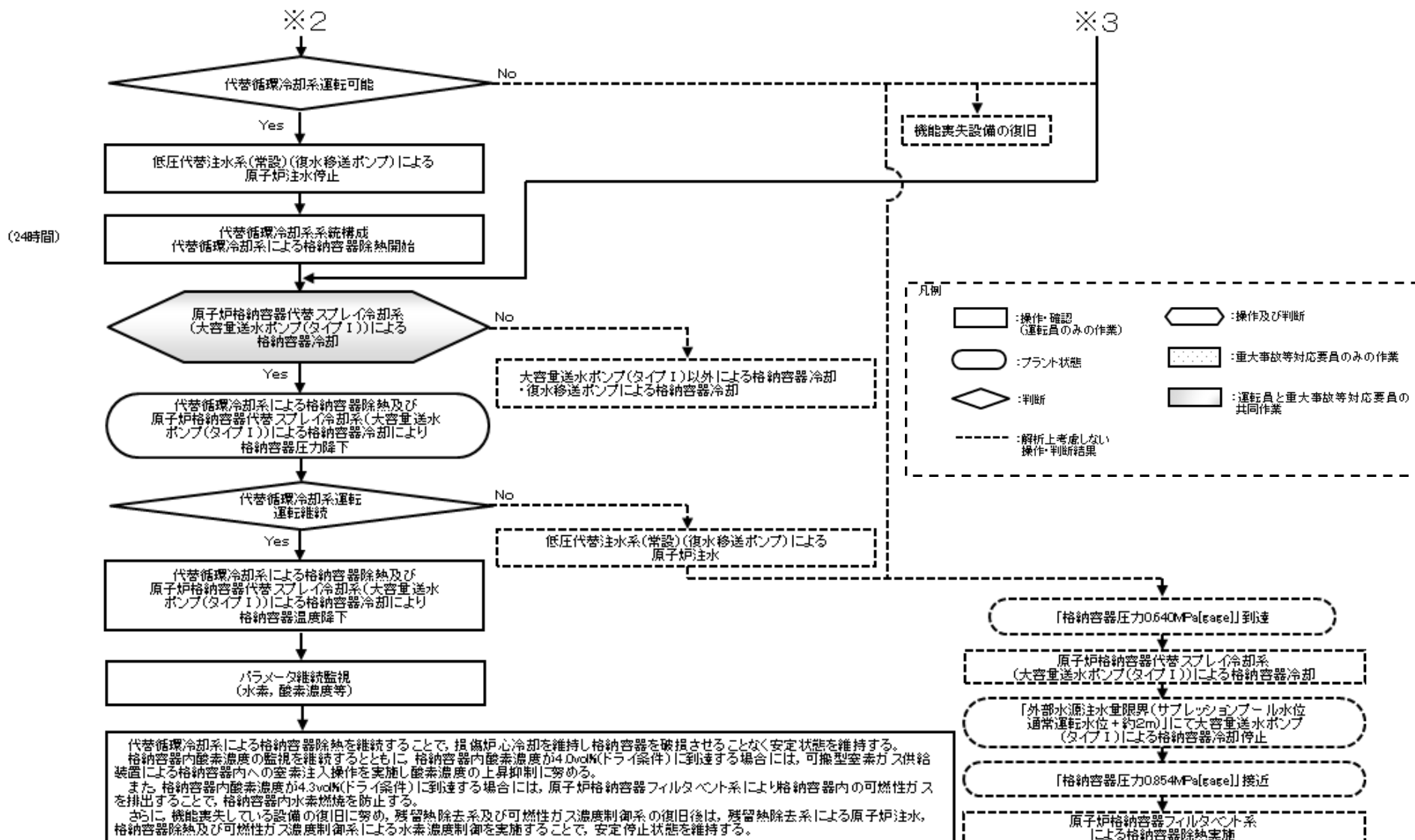
1. 運転中原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

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(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約1%以下であるため、その影響は無視しうる程度である。

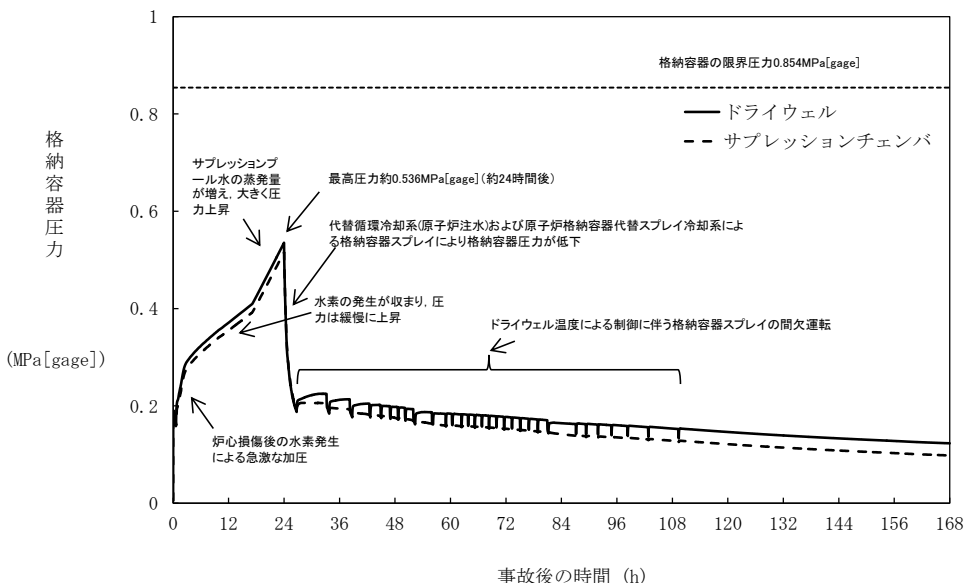


図1 格納容器圧力の推移

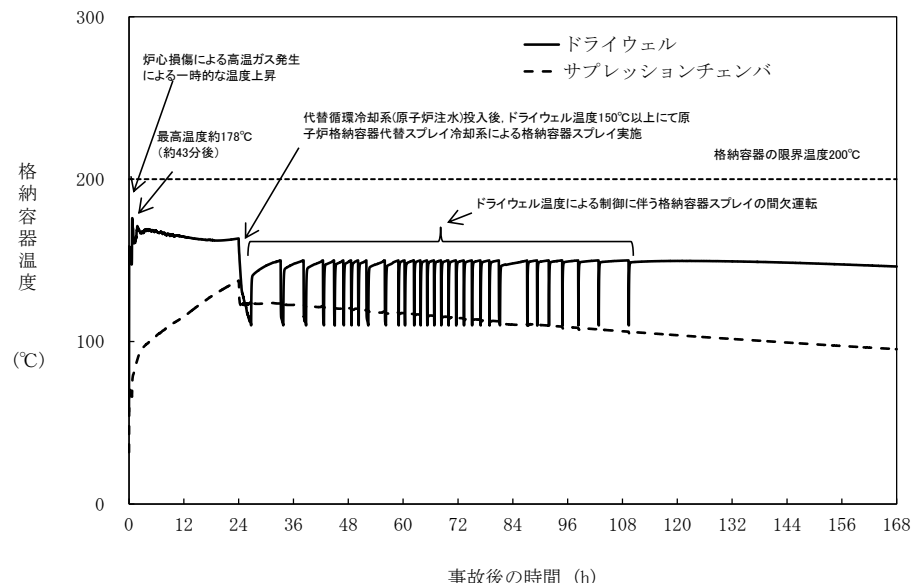


図2 格納容器温度の推移

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11TBq	100TBq

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1,510m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³ 淡水貯水槽:10,000m ³
燃料	約359kL	約900kL
電源	約4,552kW	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

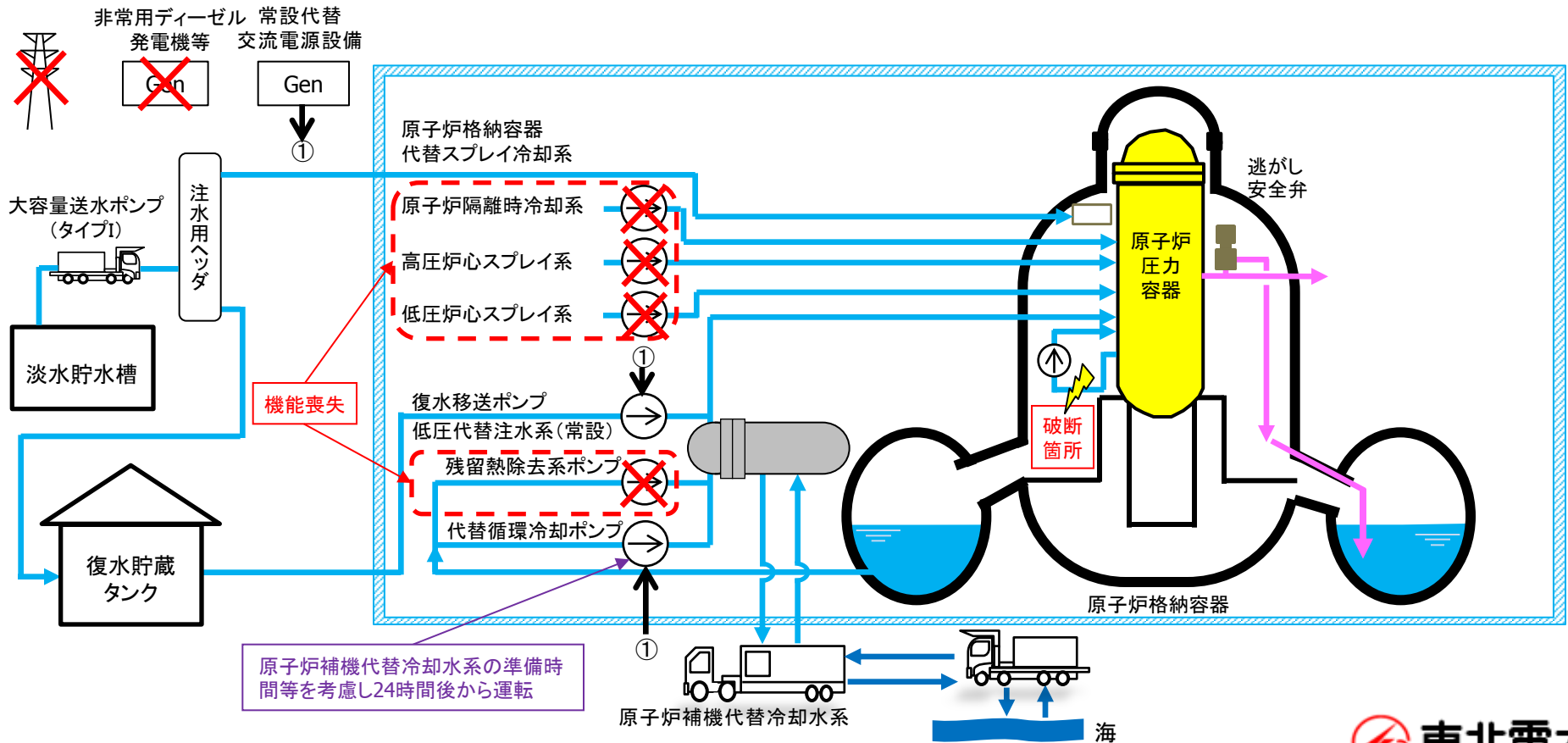
格納容器破損モード「水素燃焼」の評価項目

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2.7vol%	約2.8vol%	5vol%
酸素濃度(サプレッションチェンバ)	約2.3vol%	約3.6vol%	5vol%

※: 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

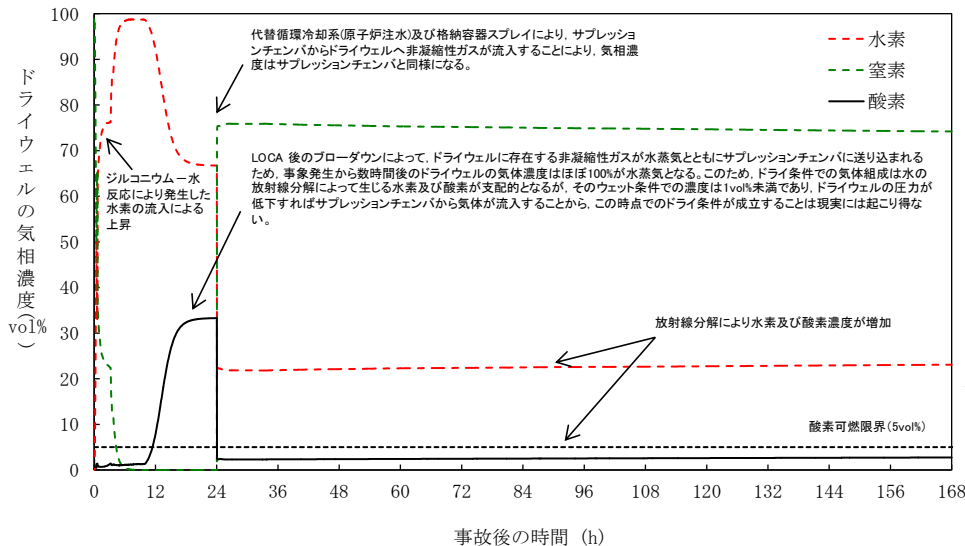


図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

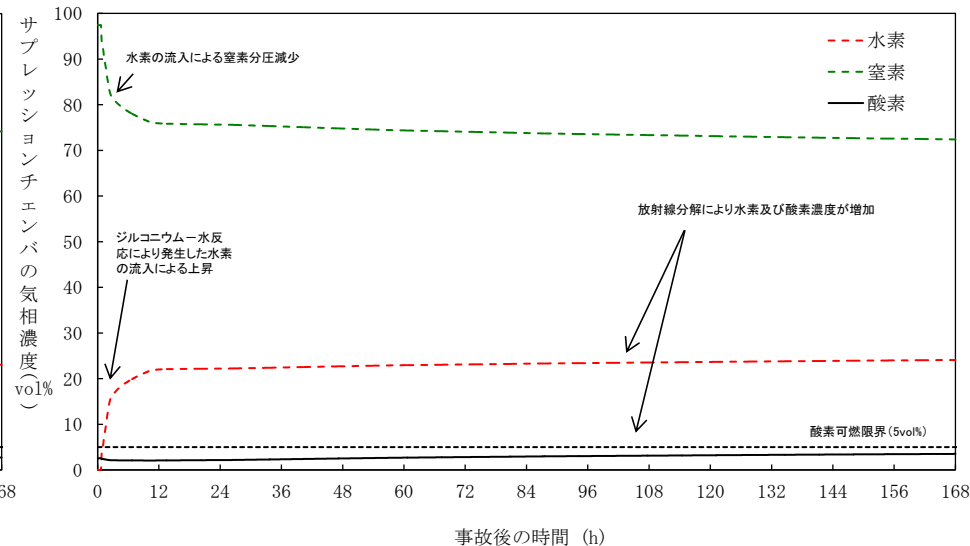


図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

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

【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 $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ 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 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態においては $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$ 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

【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39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4.0vol%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3.9vol%	約4.0vol%	5vol%
酸素濃度(サブプレッションチェンバ)	約2.4vol%	約4.0vol%	5vol%

※: 事象発生から7日間の最高値

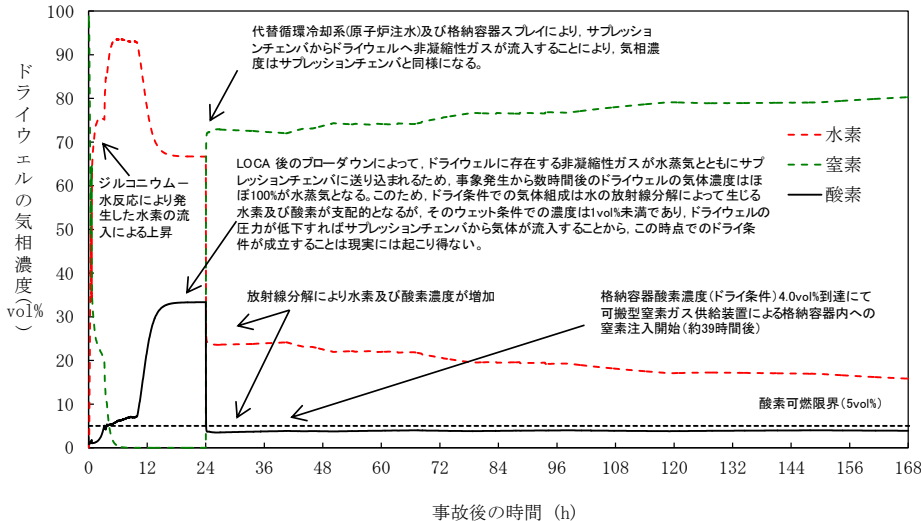


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

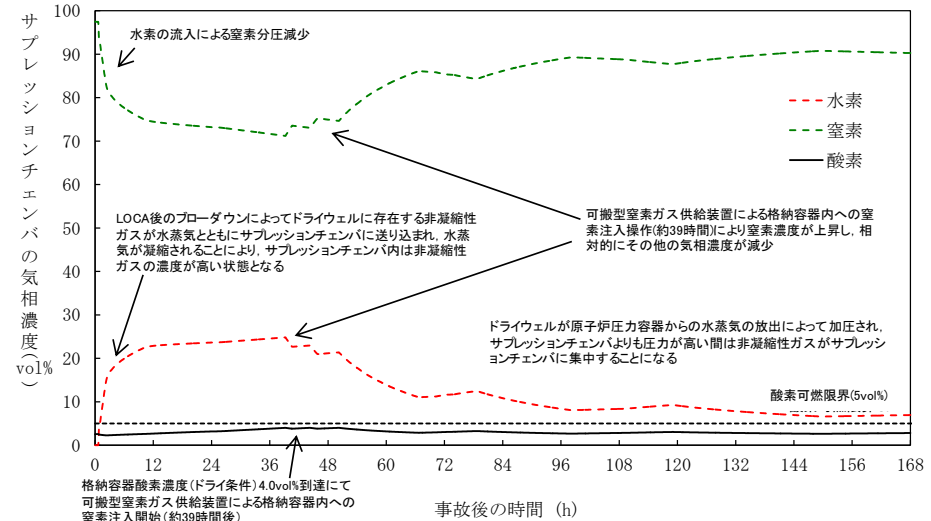


図6 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

2. 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

- ・SRVの排気温度計について位置づけと検知の可能性について整理すること。

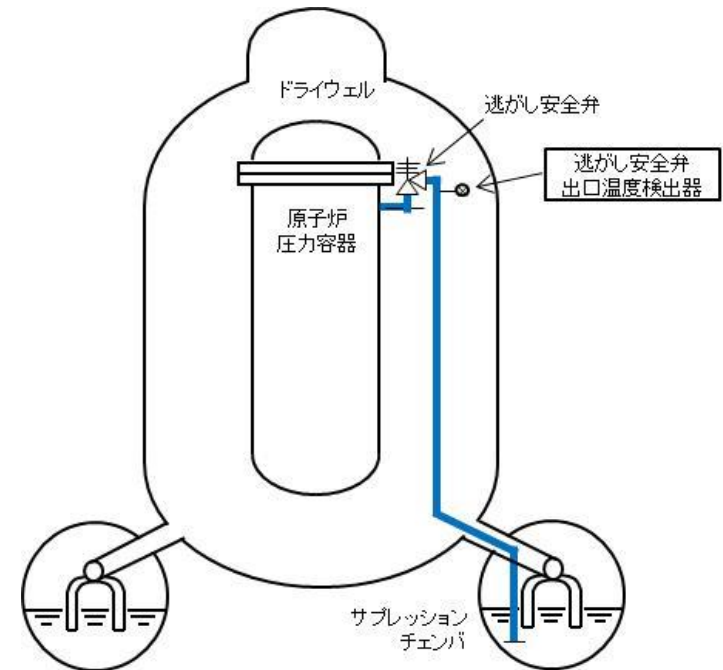
(2) 回答

【検知の可能性】

- ・炉心が冠水した状態では、原子炉圧力容器ドーム部の温度は、定格原子炉圧力ないしはSRV動作圧力に対応する飽和蒸気温度($< 300^{\circ}\text{C}$)となる。
- ・原子炉水位の低下により炉心が露出した状態では、原子炉圧力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となっている状態であり、SRVを開放した場合、SRV出口温度計の指示値は、飽和温度近傍より高い温度を示し、指示値がオーバースケールになると考えられる。
- ・したがって、SRV出口温度計により炉心損傷を検知できる可能性があるものの、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と損傷している場合が考えられることから、不確かさが大きい。

【位置づけ】

- ・上記のとおりSRV出口温度計による炉心損傷検知は不確かさが大きいと考えられることから、格納容器雰囲気モニタ(CAMS)による確認ができない場合の炉心損傷検知の代替手段は、原子炉圧力容器温度としている。



設置の位置づけ	原子炉運転中のSRVからの漏えい検出
計測範囲	0~300℃
設置位置の考慮	熱伝導による誤検出を防ぐため、検出器はSRV本体から十分離れた位置に取り付けられている

図7 SRV出口温度計の概略設置図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3,4)

(1) 指摘事項

- ① FCSにより水素・酸素濃度を十分低減できることを定量的に説明すること。
- ② 安定状態後の長期的な状態維持において、FCS等の水素燃焼対策を説明すること。

(2) 回答

【① FCSによる処理量】

- ・ FCSの処理能力は、定格値(吸込流量 $255\text{Nm}^3/\text{h}$ 、再結合率95%)では、初期酸素濃度2.5vol%において約 $6.1 \times 10^{-2}\text{mol/s}$ の酸素ガスを処理可能
- ・ 重大事故時において、水の放射線分解により格納容器内で発生する酸素ガスは、「3.4水素燃焼」の条件で約 $1.4 \times 10^{-2}\text{mol/s}$ (事象発生24時間後)
- ・ したがって、FCSの処理能力は、放射線分解により発生する酸素ガスを上回るため、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合、格納容器内の酸素濃度が制御可能

【② 格納容器内の水素燃焼対策】

長期的な状態維持において、格納容器内で水の放射線分解に伴い発生する水素及び酸素ガスによる水素燃焼対策として、以下の対策を整備

- 可搬型窒素ガス供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することにより、格納容器内の水素及び酸素ガス濃度の上昇を抑制する手順
- 格納容器内酸素濃度が可燃限界に接近した場合、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて水素及び酸素ガスを格納容器外へ排出する手順
- 可燃性ガス濃度制御系が運転可能な状況においては、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素及び水素ガスを再結合することにより、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持することが可能

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)

(1) 指摘事項

- ・水素、酸素の計測方法を詳細に説明すること。

(2) 回答

- ・格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備の主要仕様を表7に示す
- ・格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、格納容器内に設置する水素検出器により水素濃度を計測し、中央制御室で監視可能な設計とする
- ・格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素検出器及び酸素検出器により水素濃度及び酸素濃度を計測し、中央制御室で監視可能な設計とする
- ・誤差は最大±2vol%を有している

表7 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	検出器の個数	誤差
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	±約2vol%
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	±約2vol%
格納容器内雰囲気 水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	±約0.6vol%
		0~100vol%	2	±約2vol%
格納容器内雰囲気 酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%	2	±約0.6vol%

重大事故等対処設備について 添付資料 3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備
重大事故等対処設備について(補足説明資料) 52-11 計測設備の測定原理

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

- 可搬型設備によるN₂パージの成立性について、系統構成、漏えい防止、悪影響防止等の観点で説明すること。

(2) 回答

- 格納容器ベント実施後、格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置で発生する水素ガスが、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素ガスを供給することで不活性化を行う。
- 可搬型窒素ガス供給装置は、通常時は接続先の系統と隔離し屋外の保管エリアに保管する。使用時は接続口にホースを接続し、弁操作により系統構成を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、接続口はフランジ構造及び嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。
- 窒素ガスを供給する配管には、逆止弁を設置することにより、万が一接続口が外れた場合でも、逆流しない設計とする。



図8 可搬型窒素ガス供給装置のホース接続に用いる嵌合構造

重大事故等対処設備について
別添資料1_原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)について 別紙2_水素の滞留に対する設計上の考慮

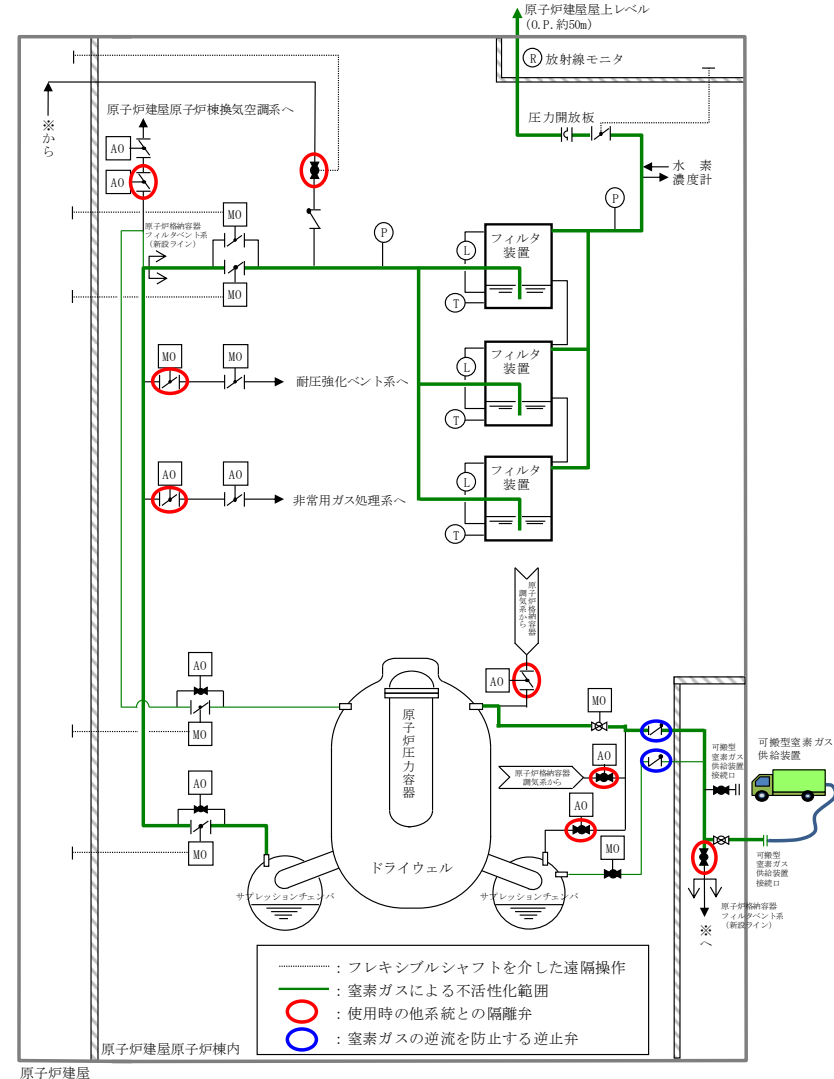


図9 可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内及び原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによる不活性化(ドライウエルへ窒素ガスを供給する場合)