

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-015 改 55(説 16)
提出年月日	令和 2 年 4 月 24 日

# 島根原子力発電所 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 (コメント回答)

---

令和 2 年 4 月  
中国電力株式会社

# 審査会合での指摘事項に対する回答（1/2）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
242	令和元年10月31日	解析条件（破断箇所の隔離時間）の見直しについて、ブローアウトパネルの流路面積の設定の考え方について整理して説明すること。また、既設ブローアウトパネルを減らすことによる他の解析への影響についても示すこと。	3
243	令和元年10月31日	ブローアウトパネル開放の信頼性について定量的に説明すること。	4
251	令和元年11月28日	耐圧強化ベントの配管ルート等について詳細に示すとともに、高低差及び枝管も含めて水素対策や凝縮水の滞留対策等を説明すること。	5～7
252	令和元年11月28日	RCICの第一水源をCSTからS/Pへ変更する理由について、水位設定値を変えた場合のCSTの水量とCSTを水源とした場合の影響評価の関係を説明すること。	8
253	令和元年11月28日	逃がし安全弁の解析条件としてTB, TWシーケンスで最も厳しい逃がし安全弁2弁開で評価するとしていたことを踏まえ、2弁開の条件での影響についても説明すること。	9
254	令和元年11月28日	ISLOCA発生の評価条件として、操作場所及びアクセスルートに対し、蒸気や漏えい水の回り込みの影響について、定性的説明ではなく、系統ごとに漏えいの発生箇所とエレベーションも含め図面等を用いて定量的に説明すること。また、ISLOCA検知手段として、検知設備の設置状況や検知性能を踏まえた検知手段の成立性を示すとともに、温度検知器とエリアモニタがないエリアについての漏えい検知、ISLOCAの総合的な判断とは具体的に何をするのか手順を説明すること。	10～18
255	令和元年11月28日	LOCA時注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失時の輪谷貯水槽から給水時間の相違点について、原子炉注水の考え方も踏まえて説明すること。	19, 20

## 審査会合での指摘事項に対する回答（2/2）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
256	令和元年11月28日	急速減圧により下部プレナム部にCCFLによりボイドが形成されるが、ボイドが存在する期間（CCFLが継続する期間）及び燃料棒への影響について説明すること。	21
257	令和元年11月28日	原子炉水位計について、差圧から水位に直す時の換算式やMAAPの解析結果及び温度計の配置、型式等を含め基本的な内容を資料としてまとめ説明すること。	22～27
261	令和2年2月20日	S / C 雰囲気温度を実施基準とした S / C スプレイの手順を整備していない理由について、S / C スプレイによる効果等データを踏まえて説明すること。その際、事故シーケンスによっては、S / C の方が高温・高圧になること、S / C へ放射性物質の放出が行われることも考慮すること。 また、仮に S / C スプレイを実施する場合、低圧時にベント実施を判断することになるが、その場合のベント実施の考え方を説明すること。	28～31
262	令和2年2月20日	ベント戦略の変更により影響を受ける T Q U V 以外の事故シーケンスについても、有効性評価へ変更後の評価結果を示すこと。	32～40
263	令和2年2月20日	手順側のベント準備の判断フローについて、今回のベント戦略の変更を適切に反映するとともに炉心損傷有りの場合は「残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱可能」の判断が 2 回出てくる理由、ベント準備と格納容器代替スプレイ開始の実施のタイミングについて説明すること。	41
264	令和元年12月24日 (保管アクセス)	可搬型設備の必要台数について、有効性評価の審査を踏まえて整理すること。	42

## 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.242)

- 指摘事項 (第790回審査会合 (令和元年10月31日) ISLOCA)  
解析条件 (破断箇所の隔離時間) の見直しについて, ブローアウトパネルの流路面積の設定の考え方について整理して説明すること。また, 既設ブローアウトパネルを減らすことによる他の解析への影響についても示すこと。
- 回答
  - ISLOCA時には原子炉建物 4 階 (燃料取替階) に設置する 2 個の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル (BOP) が開放することにより, BOP閉止装置及びBOPを通じて屋外と通気する。BOP閉止装置は現在設計中であるが, 仮にBOP閉止装置の開口面積 (待機時の開状態) がBOPの開口面積を下回る設計となった場合, 屋外との通気はBOP閉止装置の開口面積により制限されると考えられる。このため, BOP閉止装置の開口面積を可能な限り確保するよう設計を進めているが, BOP 2 個分から25%減少させたBOP1.5個分をBOP閉止装置の開口面積の設計下限値と設定し, ISLOCA時の解析条件とする。
  - BOPの開口面積を1.5個分に減らした場合, 主蒸気管破断事故 (MSLBA) 時において原子炉格納容器 (PCV) に作用する外圧の最大値は変わらず, 設計外圧未満であることを確認している (図242-1)。

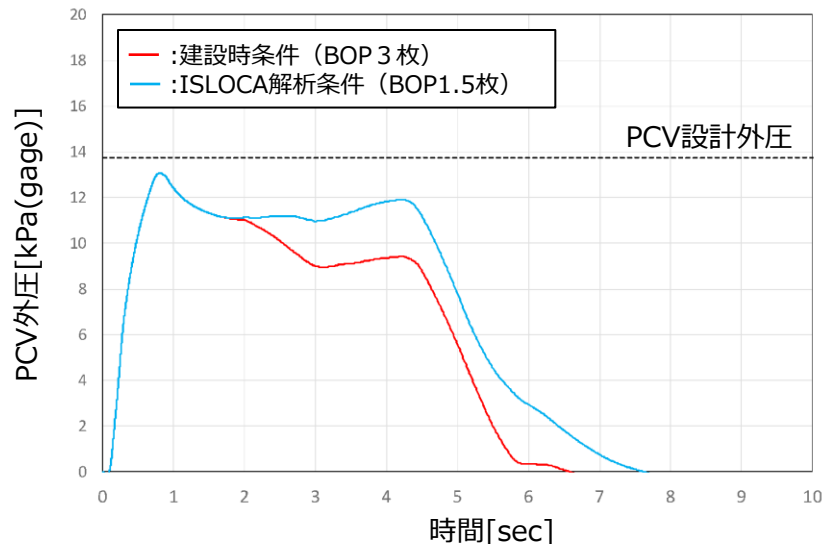


図242-1 MSLBA時のPCV外圧の圧力変化

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.243）

- 指摘事項（第790回審査会合（令和元年10月31日）ISLOCA）  
ブローアウトパネル開放の信頼性について定量的に説明すること。
- 回答

原子炉建物4階（燃料取替階）に設置する2個の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（BOP）と原子炉建物4階（燃料取替階）より下階からの圧力伝播箇所である大物搬入口との位置関係を図243-1に示す。圧力は音速で伝播し、大物搬入口とBOPの最短距離は約26m、最長距離は約40mである。圧力到達の時間差は約0.04秒であることから、BOPは同時に開放するものと判断する。

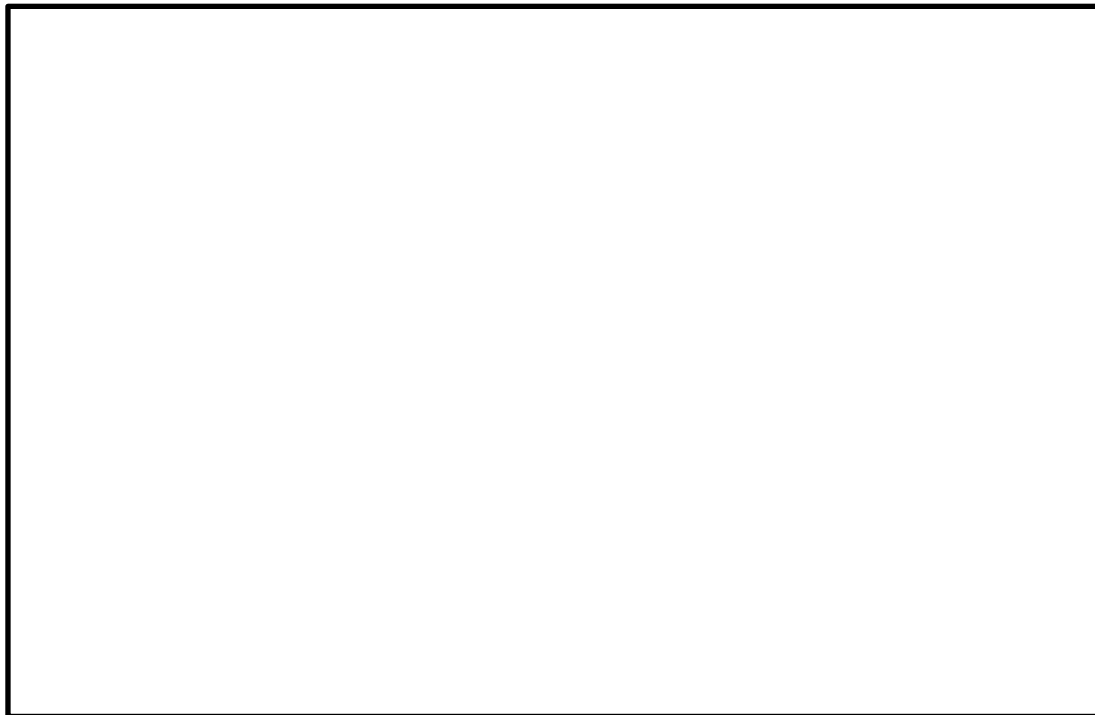


図243-1 圧力伝播箇所とBOPの位置関係

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.251）（1/3）

- 指摘事項（第803回審査会合（令和元年11月28日）炉心損傷防止コメント回答）  
耐圧強化ベントの配管ルート等について詳細に示すとともに，高低差及び枝管も含めて水素対策や凝縮水の滞留対策等を説明すること。
- 回答
  - 原子炉格納容器から非常用ガス処理系排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図251-1に示す。

図251-1 耐圧強化ベントライン配管ルート図

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.251）（2/3）

### ■ 回答（つづき）

- 耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。
  - ✓ 原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）までの配管【図中①】は、水平配管であり閉止端までの距離が短いため、水素が蓄積することはないと考えられる。
  - ✓ 非常用ガス処理系との隔離弁（AV216-12）までの配管【図中②】は、ハイポイントを有するが、水素の蓄積を防止する目的で、ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図中③】を設置する。
  - ✓ 以下の配管は、水素は微量であるものの、蓄積する可能性が否定できないため、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。
    - 格納容器フィルタベント系との隔離弁（MV226-13）までの配管【図中④】
    - 非常用ガス処理系との隔離弁（MV226-2A,2B）から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図中⑤, ⑥】

図251-2 耐圧強化ベントラインから他系統への分岐部の配管ルート図

## ■ 回答 (つづき)

- 耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、ローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり、格納容器圧力 約10kPa[gage] 以上であればベントガスによって排気管放出端からドレンを排出できる。
  - 非常用ガス処理系排気管における気液対向流制限の発生条件に基づき評価した結果、ベントガス流速が約 [ ] より大きい場合にベントガスに随伴してドレンが排出される。
  - ベントガス流速 約 [ ] をベントガス密度及び配管断面積に基づき、ベントガス流量に換算すると約 [ ] となる。
  - 系統の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 [ ] の時の格納容器圧力は約10 kPa[gage] となる。

図251-3 耐圧強化ベントラインのローポイントから排気管放出端までの配管ルート図



# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.252)

- 指摘事項 (第803回審査会合 (令和元年11月28日) 炉心損傷防止コメント回答)  
RCICの第一水源をCSTからS/Pへ変更する理由について、水位設定値を変えた場合のCSTの水量とCSTを水源とした場合の影響評価の関係を説明すること。

- 回答  
以下の理由から復水貯蔵タンク (CST) の第一水源としての有用性が大きく損なわれることとなり、水源切替時のリスクも踏まえた上で、第一水源はサプレッション・チェンバ (S/C) が適当であると判断した。
  - 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の水源をCSTとした場合の解析結果において、水位設定値の変更前に使用できる最低水量800m<sup>3</sup>では約30時間の注水が可能であるが、水位設定値の変更後に使用できる最低水量360m<sup>3</sup>では約10時間に短縮される。
  - 同評価におけるS/C水温の100℃到達時間は、図252-1のとおり約9.6時間後のため、約10時間分の容量では、CSTからS/Cへ水源を切替えても、RCICがS/C水源として使用できない水温100℃以上となっているため、注水継続は不可能となる。

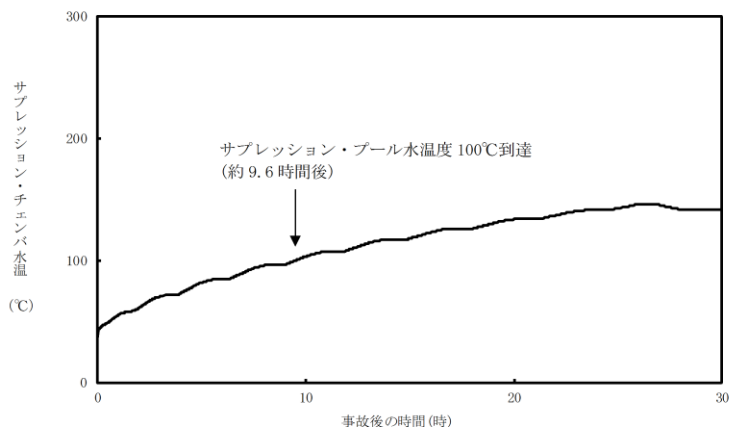


図252-1 サプレッション・プール水温度  
(長期TB：RCICの水源をCSTとした場合)

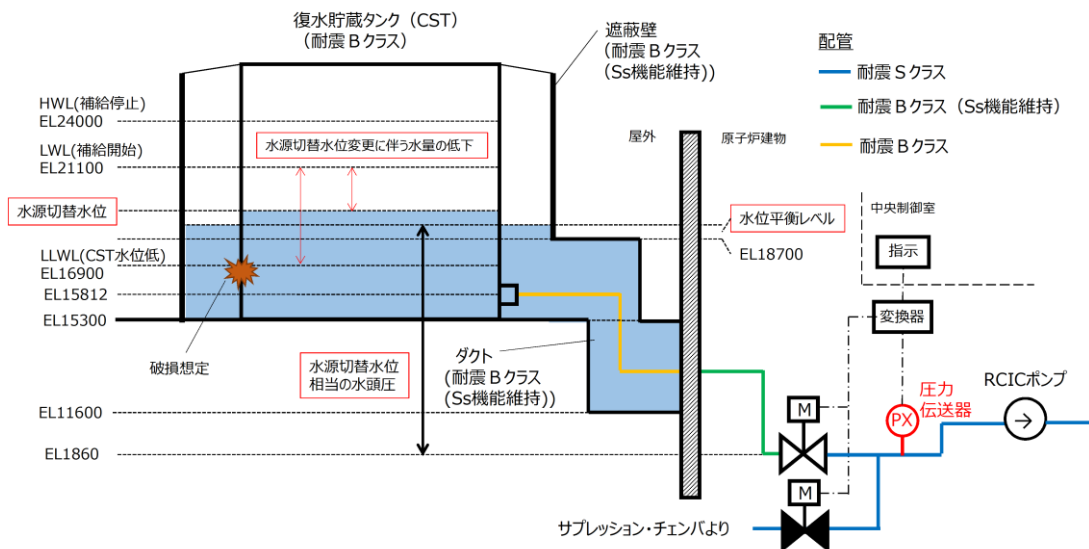


図252-2 水位による切替方式 概要図

## 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.253)

- 指摘事項（第803回審査会合（令和元年11月28日）炉心損傷防止コメント回答）  
逃がし安全弁の解析条件としてTB, TWシーケンスで最も厳しい逃がし安全弁2弁開で評価するとしていたことを踏まえ、2弁開の条件での影響についても説明すること。
- 回答
  - 長期TBシナリオにおいて、急速減圧を実施する際の逃がし安全弁の個数による感度を確認した結果を図253-1及び図253-2に示す。
  - 急速減圧を実施する際の逃がし安全弁の個数が6個の場合は2個の場合と比べて、原子炉冷却材の流出流量が大きくなり原子炉水位の低下が早くなるものの、原子炉圧力の低下が早く、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水開始時間が早まることにより原子炉水位の回復が早くなっている。
  - よって使用する逃がし安全弁の個数が少なくなるほど、注水が開始されるタイミングが遅れ、水位回復が遅れる結果となるが、有効性評価は最適評価であることを踏まえ、6個での原子炉減圧操作を条件とし解析を行い、各判断項目を満足することを確認している。

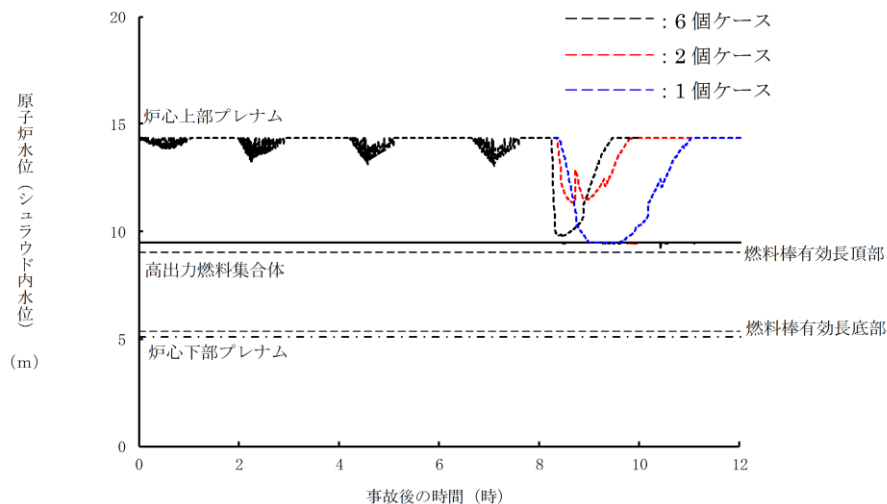


図253-1 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移

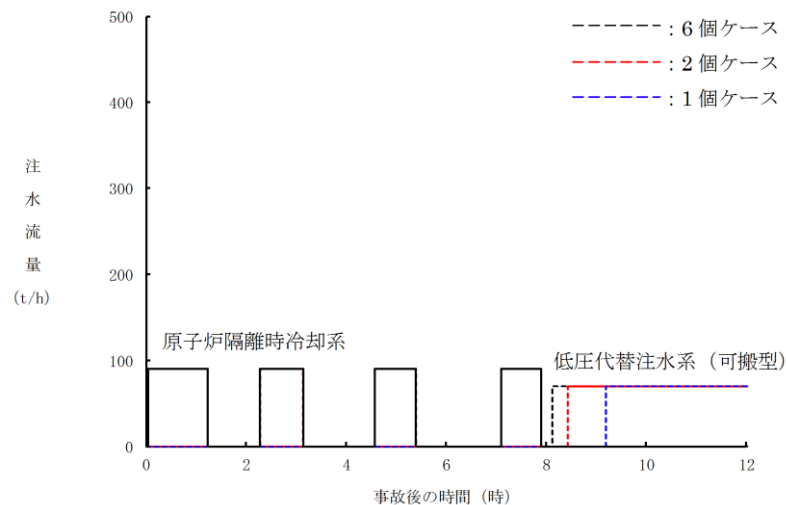


図253-2 注水流量の推移

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (1/9)

- 指摘事項（第803回審査会合（令和元年11月28日）炉心損傷防止コメント回答）  
ISLOCA発生の評価条件として、操作場所及びアクセスルートに対し、蒸気や漏えい水の回り込みの影響について、定性的説明ではなく、系統ごとに漏えいの発生箇所とエレベーションも含め図面等を用いて定量的に説明すること。  
また、ISLOCA検知手段として、検知設備の設置状況や検知性能を踏まえた検知手段の成立性を示すとともに、温度検知器とエリアモニタがないエリアについての漏えい検知、ISLOCAの総合的な判断とは具体的に何をやるのか手順を説明すること。
- 回答  
【ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内環境評価について】
  - 有効性評価で想定した以外の系統におけるISLOCA発生時の環境評価を実施するため、一部解析モデルを見直した。（図254-1の朱記部分）なお、R/B大物搬入口の耐震対策に伴う影響（二次格納施設の範囲の縮小）も考慮した。
  - 見直し後のモデルを用いて、各系統（ISLOCA発生確率の高いA、B、C - 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系）でISLOCAが発生した場合の原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度、圧力及び溢水による影響）を評価し、この結果から何れのケースにおいても、操作場所及びアクセスルートに対して蒸気や漏えい水の回り込みの影響がないことを確認した。以下、代表2ケースを示す。

## ○ A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価

解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を図254-2に、溢水範囲を図254-3に、蒸気の滞留範囲を図254-4に、原子炉建物内の雰囲気温度の推移を図254-5に、溢水評価結果を表254-1に示す。

### (1) 溢水による影響

- ✓ モデル見直し後において、事象発生から現場隔離操作の完了時間（10時間）までの原子炉冷却材の漏えい量は約600m<sup>3</sup>となり、モデル見直し前の評価結果から変更はない。
- ✓ 図254-2及び図254-3に示すとおり、隔離操作が必要な注水弁（MV222-5A）は原子炉建物中1階（EL19.0m）の床面上に設置されているため溢水影響はなく、また隔離操作場所へは溢水影響のない2階（EL23.8m）からアクセスするため、操作場所へのアクセス性及び操作性への影響はない。

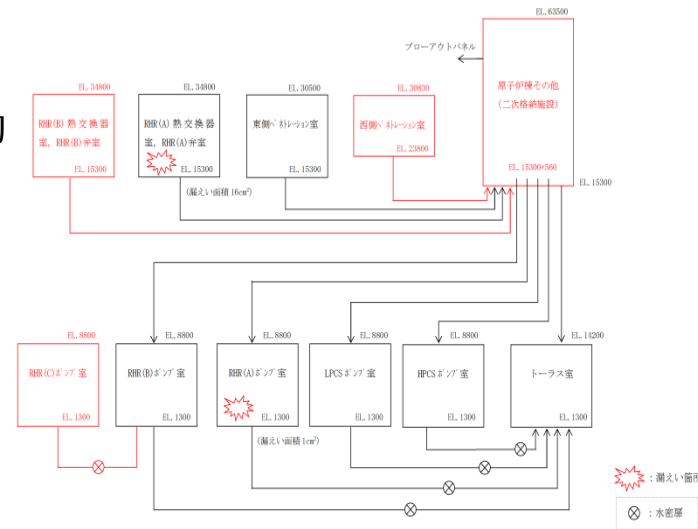


図254-1 原子炉建物ノード分割モデル

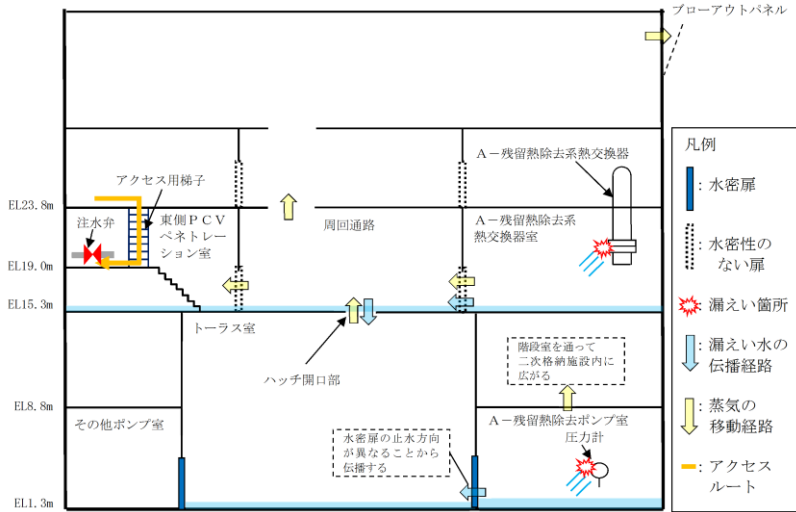


図254-2 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

表254-1 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+ [m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失高さ FL+ [m] <sup>※2</sup>	影響評価	備考
原子炉建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N	560	808	0.075	0.17 <sup>※4</sup>	2-R1R-1-8B	B-原子炉圧力容器計器 <sup>※4</sup>	0.56	①<②	
			R-1F-04N									
	15.3	R-1F-07-1N	R-1F-05N	560	860	0.075	0.17 <sup>※4</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	①<②	
			R-1F-04N									
			R-1F-03N									
			R-1F-22N									
	1.3	R-1F-10N	R-1F-05N	560	827	0.075	0.17 <sup>※4</sup>	MV222-15B	B-R1R テスト弁	1.99	①<②	
			R-1F-04N									
			R-1F-03N									
			R-1F-22N									
1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマゾー弁	7.63	①<②		
		R-1F-04N										
		R-1F-03N										
		R-1F-22N										
1.3	R-B2F-02N	R-1F-05N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマゾー弁	7.63	①<②		
		R-1F-04N										

■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 事象発生 10 時間後の溢水量
- ※ 2 基準床からの高さ
- ※ 3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器
- ※ 4 ハッチからの排出評価を実施

図254-3 A-残留熱除去系 溢水範囲

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (3/9)

## ■ 回答 (つづき)

(2) 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

✓ モデル見直し後において、漏えいした蒸気の回り込みによってアクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「東側PCVペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約78℃となるが、原子炉減圧後に原子炉棟内環境が静定する事象発生の約9時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している10時間後までの温度は約44℃である。また、湿度は100%である。

✓ この現場環境下において、運転員は防護具等※を着用することで、操作場所への移動及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は約38分である。

※汚染防護服，耐熱服，個人線量計，作業用長靴，酸素呼吸器，綿手袋，ゴム手袋

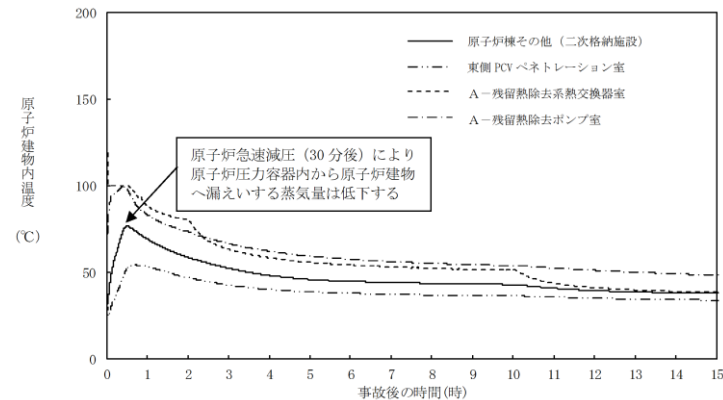


図254-5 原子炉建物内の雰囲気温度の推移

図254-4 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲

以上より、A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時において、操作場所及びアクセスルートに対して蒸気や漏えい水の回り込みの影響はなく、現場操作による破断箇所との隔離は可能である。

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (4/9)

## ■ 回答 (つづき)

### ○ 低圧炉心スプレイ系におけるISLOCA発生時の評価

解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を図254-6に、溢水範囲を図254-7に、蒸気の滞留範囲を図254-8に、原子炉建物内の雰囲気温度の推移を図254-9に、溢水評価結果を表254-2に示す。

#### (1) 溢水による影響

- ✓ 図254-6に示すとおり、「低圧炉心スプレイポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから「トールス室」に伝播する。この時、事象発生10時間後まで隔離が実施できないことを想定した場合でも、原子炉冷却材の漏えい量は約16m<sup>3</sup>である。
- ✓ 低圧炉心スプレイ系の隔離操作が必要な注水弁 (MV223-2) は、原子炉建物中1階 (EL19.5m) の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する機器は、地下2階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない1階(EL15.3m)からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

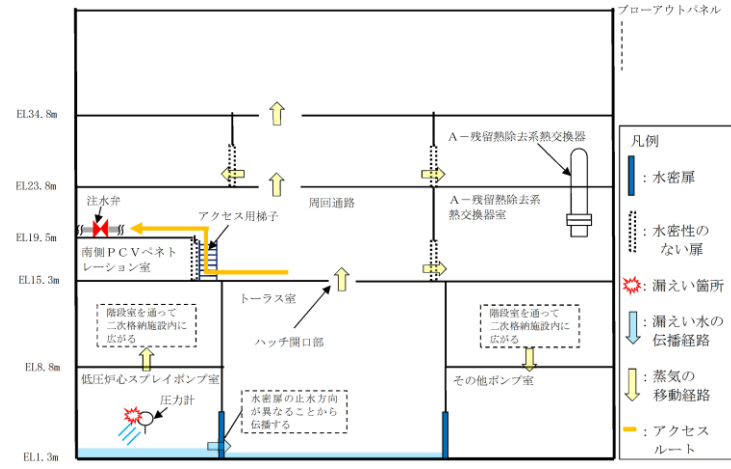


図254-6 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

表254-2 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+ [m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失高さ FL+ [m] <sup>※2</sup>	影響評価	備考
原子炉建物	1.3	R-B2F-31N	R-B2F-02N	15.8	1039	0.07%	0.10	MV224-9	HPCSポンプ CST側第2ミッド7#弁	7.63	①<②	

■ : 溢水源のある区画  
 ※1 事象発生10時間後の溢水量  
 ※2 基準床からの高さ  
 ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

図254-7 低圧炉心スプレイ系 溢水範囲

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (5/9)

## ■ 回答 (つづき)

(2) 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

- ✓ 「低圧炉心スプレイポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、図254-8のように各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内に伝播する。アクセスルート及び操作場所である「原子炉棟その他（二次格納施設）」における雰囲気温度は、初期温度から僅かに上昇するが、現場操作の完了までの雰囲気温度の最大値は約31℃であり、想定している作業環境（約44℃）未満で推移する。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため、ゆっくりと上昇を続けた後、高い値で維持される。なお、圧力については漏えい発生後から上昇傾向となるものの、ブローアウトパネルの開放圧力には到達しない。
- ✓ この現場環境下において、運転員は防護具等を着用することで、操作場所への移動及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は約41分である。

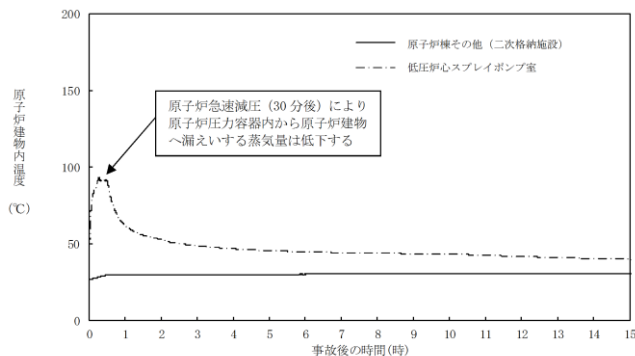


図254-9 原子炉建物内の雰囲気温度の推移

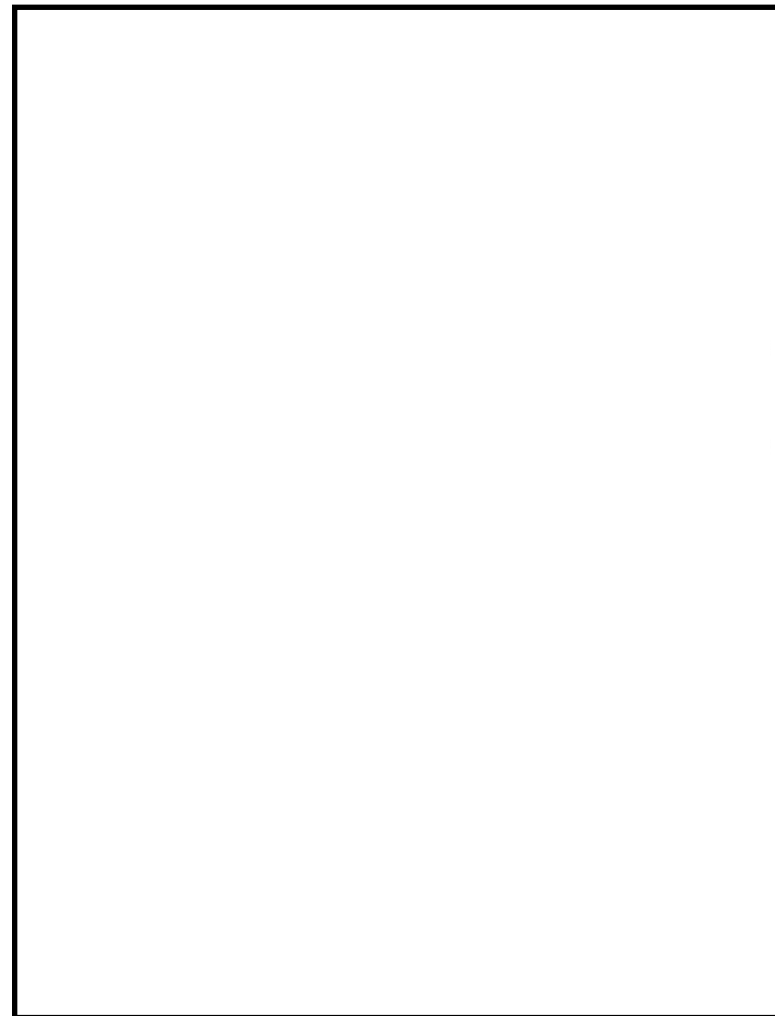


図254-8 低圧炉心スプレイ系 蒸気滞留範囲

以上より、低圧炉心スプレイ系におけるISLOCA発生時において、操作場所及びアクセスルートに対して蒸気や漏えい水の回り込みの影響はなく、現場操作による破断箇所の隔離は可能である。

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (6/9)

## ■ 回答 (つづき)

### 【ISLOCA検知設備の設置状況と検知手段の成立性について】

- ISLOCAの発生が想定される場所 (エリア) に設置されている検知器及び検知性をまとめたものを表254-1に示す。各エリアには必ず1つ以上検知可能な設備があるため、ISLOCA発生時においてエリア特定は可能である。なお、万一検知器による検知ができない場合は、運転員の巡視点検により漏えい個所を特定する。
- 各エリアに設置された検知器の仕様を(1)～(5)以下に示すとともに、各エリアに設置された検知器の設置場所及び監視カメラの映像について図254-13に示す。

表254-1 ISLOCAの発生が想定される場所 (エリア) の漏えい確認設備について

※数字は、検知器の設置台数を表す。

想定場所		確認設備	火災感知器※1	監視カメラ	漏えい検知器	温度検知器	エリア放射線モニタ
A - 残留熱除去系	熱交換器		上部：熱5, 煙2 下部：熱2, 煙2	上部：1 下部：2	下部：1	上部：6	—
	ポンプ		熱3, 煙3	1	1	6	1
B - 残留熱除去系	熱交換器		上部：熱5, 煙2 下部：熱1, 煙1	上部：1 下部：2	下部：1	上部：6	—
	ポンプ		熱3, 煙3	1	1	6	1
C - 残留熱除去系	ポンプ		熱5, 煙4	1	1	—	—
低圧炉心スプレイ系	ポンプ		熱2, 煙2	2	1	—	—

### (1) 火災感知器

型式	種別	公称感知温度 公称感知濃度	耐震性	電源
熱感知器	熱アナログ式 スポット型感知器	40℃～85℃ (1℃刻み)	Ss機能 維持	非常用 電源
煙感知器	光電アナログ式 スポット型感知器	2.4～17.2%/m (0.2%/m刻み)	Ss機能 維持	非常用 電源



熱感知器 煙感知器  
図254-10 火災感知器の外形

### (2) 監視カメラ

※1：熱は熱感知器，煙は煙感知器を示す。

項目	仕様
耐震性，電源	Ss機能維持，非常用電源
解像度	1280x720(JPEG) /1280x960(H.264)
最低被写体 照度	デイモード(カラー)：0.4lux, ナイトモード(白黒)：0.02lux
動作環境	温度：-10℃～+50℃, 湿度：5%～85%(結露不可)
パン角度範囲	340°
テルト角度範囲	100°



図254-11 カメラ外観



# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (7/9)

## ■ 回答 (つづき)

### (3) 漏えい検知器

設置区画	機器番号	検知高さ	耐震性	電源
A-RHRポンプ室	LE255-58	床面より25mm	耐震クラスC	非常用電源
B-RHRポンプ室	LE255-59	床面より25mm	耐震クラスC	非常用電源
C-RHRポンプ室	LE252-517	サンブ床面より20mm	耐震クラスC	非常用電源
LPCSポンプ室	LE252-514	サンブ床面より20mm	耐震クラスC	非常用電源
A-RHR熱交換器室	LE255-214	床面より20mm	耐震クラスC	非常用電源
B-RHR熱交換器室	LE255-215	床面より20mm	耐震クラスC	非常用電源



図254-12 漏えい検知器の構造及び外観

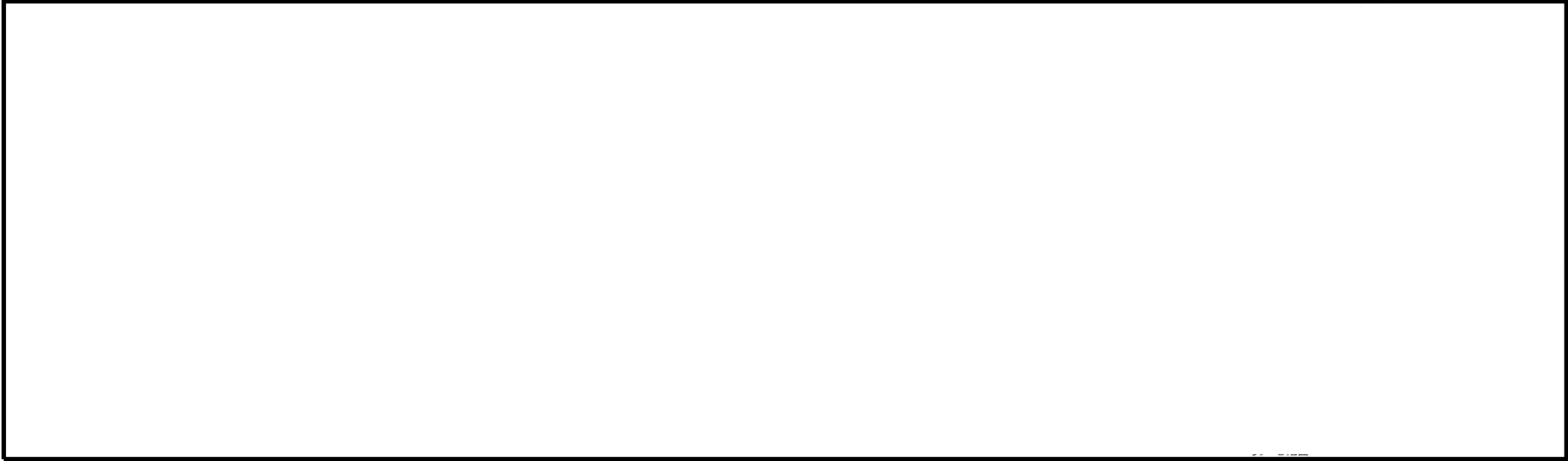
### (4) 温度検知器

設置区画	機器番号	測定原理	検出器設置高さ	耐震性	電源
A-RHRポンプ室	TE222-3A-1～6 (6点)	熱電対	ポンプ室床面より約4.2m上	耐震クラスS	無停電電源 (AC100V)
B-RHRポンプ室	TE222-3B-1～6 (6点)	熱電対	ポンプ室床面より約4.0m上	耐震クラスS	無停電電源 (AC100V)
A-RHR熱交換器室	TE222-4A-1～6 (6点)	熱電対	熱交室床面より約3.9m上	耐震クラスS	無停電電源 (AC100V)
B-RHR熱交換器室	TE222-4B-1～6 (6点)	熱電対	熱交室床面より約2.9m上	耐震クラスS	無停電電源 (AC100V)

### (5) エリア放射線モニタ

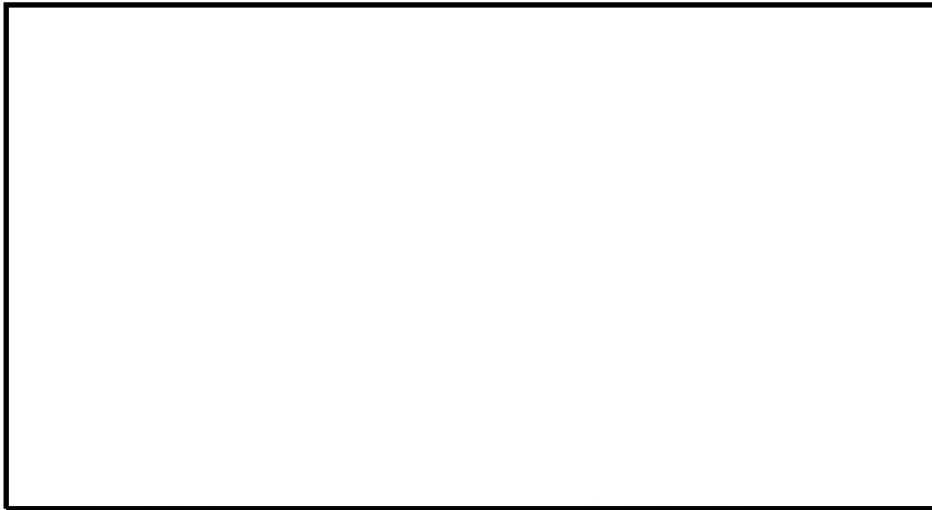
設置区画	検出器	測定線種	測定範囲 (mSv/h)	耐震性	電源
A-RHRポンプ室	電離箱	空間γ線	$10^{-3} \sim 10^1$	耐震クラスC	非常用電源
B-RHRポンプ室	電離箱	空間γ線	$10^{-3} \sim 10^1$	耐震クラスC	非常用電源

■ 回答 (つづき)



原子炉建物地下2階

原子炉建物1階



原子炉建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

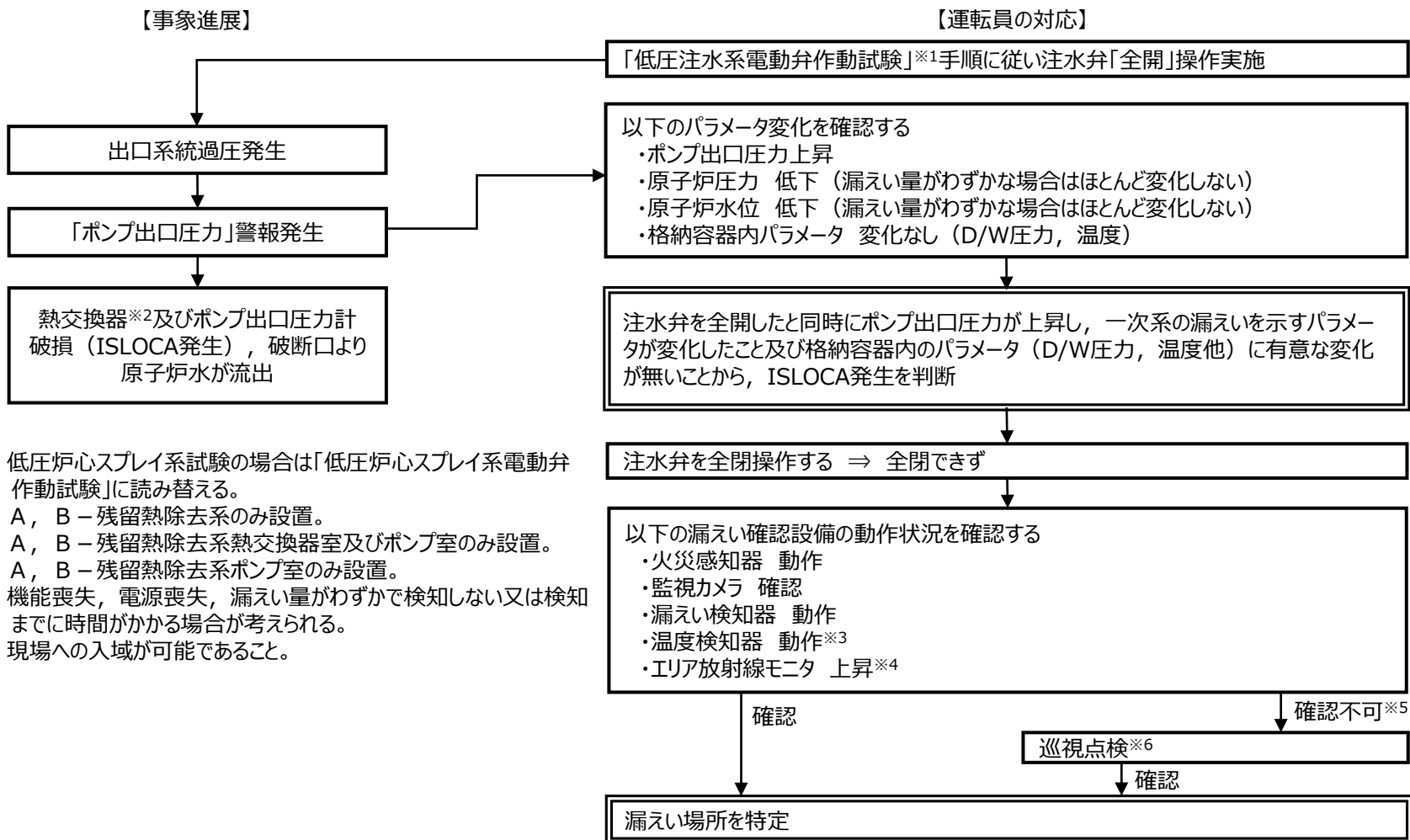
図254-13 検知器設置場所監視カメラ映像

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.254) (9/9)

## ■ 回答 (つづき)

### 【ISLOCAの総合的な判断について】

- ISLOCA発生後の運転員による認知から、漏えい場所の特定までの手順を以下に示す。各エリアにおける漏えい確認設備の動作状況を確認することにより、漏えい場所の特定を実施する。



# 審査会合での指摘事項に対する回答（No.255）（1/2）

- 指摘事項（第803回審査会合（令和元年11月28日）炉心損傷防止コメント回答）  
LOCA時注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失時の輪谷貯水槽から給水時間の相違点について、原子炉注水の考え方も踏まえて説明すること。
- 回答
  - LOCA時注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）において、原子炉隔離時冷却系の運転の有無の違いはあるが、輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への補給準備の着手判断※<sup>1</sup>は同様であることから、いずれも事象発生10分後から準備を開始し、事象発生2時間30分後に準備が完了する。
  - 低圧原子炉代替注水槽への補給操作は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、低圧原子炉代替注水槽の水位が低下することを確認し適宜実施する手順としている。表255-1及び表255-2に示すとおり、当該2シーケンスにおいては低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の開始時間が異なることから、低圧原子炉代替注水槽への補給開始時間の記載が異なることとなる。

※1：低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。

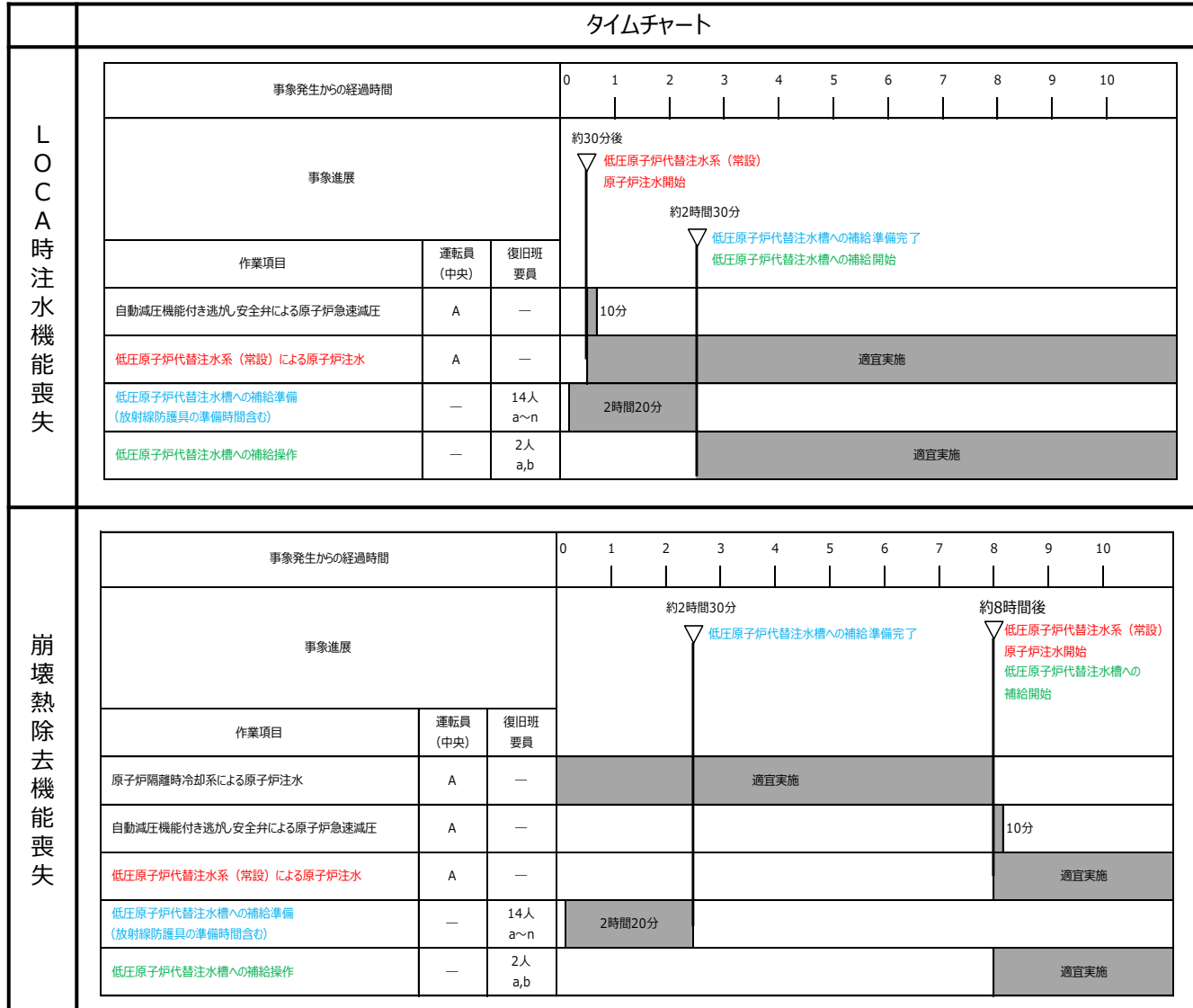
表255-1 LOCA時注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の比較

	LOCA時注水機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)
低圧原子炉代替注水系（常設） による原子炉注水	事象発生30分後以降	事象発生8時間後以降 (事象発生8時間後まで原子炉隔離時冷却系により 原子炉注水を実施)
輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉 代替注水槽への補給	事象発生2時間30分後に準備完了	
	事象発生2時間30分後以降	事象発生8時間後以降

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.255) (2/2)

■ 回答 (つづき)

表255-2 LOCA時注水機能喪失と崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) のタイムチャート比較



# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.256)

- 指摘事項（第803回審査会合（令和元年11月28日）炉心損傷防止コメント回答）  
急速減圧により下部プレナム部にCCFLによりボイドが形成されるが、ボイドが存在する期間（CCFLが継続する期間）及び燃料棒への影響について説明すること。
- 回答
  - TQUVのベース解析では、図256-1に示すとおり炉心下部プレナム部のボイドが存在し続ける（CCFLが継続する）結果となるため、CCFLモデルを外した感度解析を実施し、燃料被覆管温度に与える影響を確認した。
  - 感度解析の結果を図256-2に示す。下部プレナム部のボイド率は低下傾向となり、約54分後にボイド率はゼロとなるため、ベース解析と比較して炉心下部プレナム部に蓄積する水量が増加し、原子炉水位の上昇は遅れる結果となる。
  - このため、燃料被覆管温度については、表256-1に示すとおり感度解析の方が大きくなるが、判断基準である1200℃を下回ることを確認した。

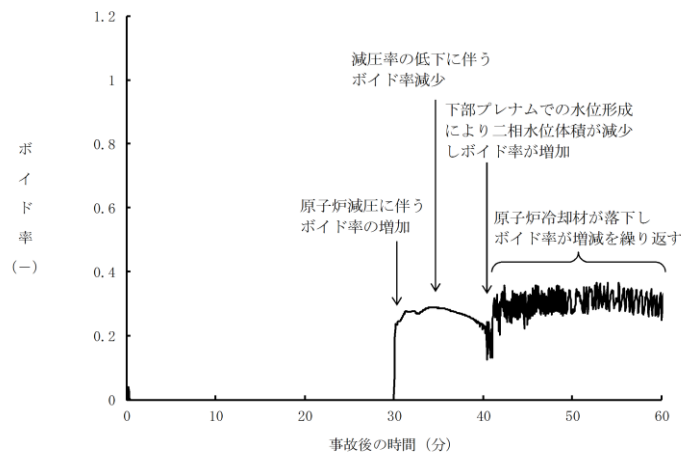


図256-1 下部プレナム部ボイド率の推移（ベース解析）

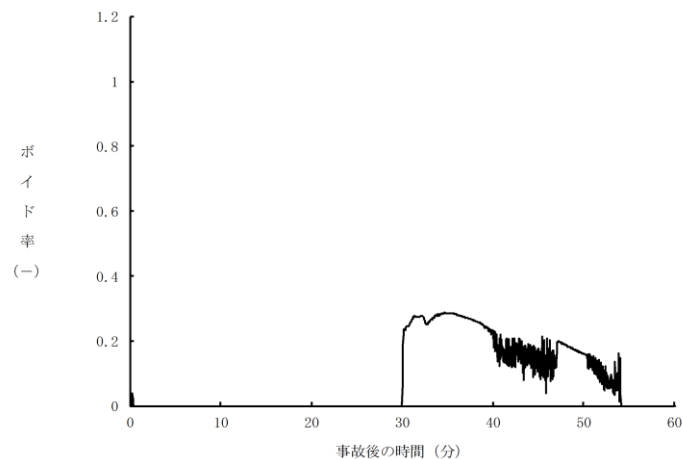


図256-2 下部プレナム部ボイド率の推移（感度解析）

表256-1 感度解析結果

評価項目	解析結果		判断基準
	ベース解析	感度解析	
燃料被覆管の最高温度	約509℃	約523℃	1,200℃以下

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.257) (1/5)

- 指摘事項 (第803回審査会合 (令和元年11月28日) 炉心損傷防止コメント回答)  
原子炉水位計について、差圧から水位に直す時の換算式やMAAPの解析結果及び温度計の配置、型式等を含め基本的な内容を資料としてまとめ説明すること。

## ■ 回答

【実運用における原子炉水位について】

### (1) 原子炉水位計の測定原理

- 原子炉水位計は凝縮槽を原子炉圧力容器(RPV)の近傍に設置し、凝縮槽とRPVの液相に接続した計装配管により格納容器外へ圧力を導き、差圧(DP)を計測し中央制御室等では水位として監視している。
- 検出器には凝縮槽側とRPV側の水位(Lr, Ls)に応じた水頭圧(Hr, Hs)および原子炉圧力(P<sub>RPV</sub>)が加わるが、差圧(DP)は原子炉圧力成分が相殺され水頭圧差 (Hr - Hs) となる。
- 凝縮槽の水位(Ls) は常に一定※であるため、RPV側液相密度( $\rho_r$ )、凝縮槽側液相密度( $\rho_s$ ) を校正条件として定めることで、差圧(DP)から原子炉水位(Lr) へ換算している。

(※:凝縮槽内水位の低下が生じる条件下では、水位不明と判断する)

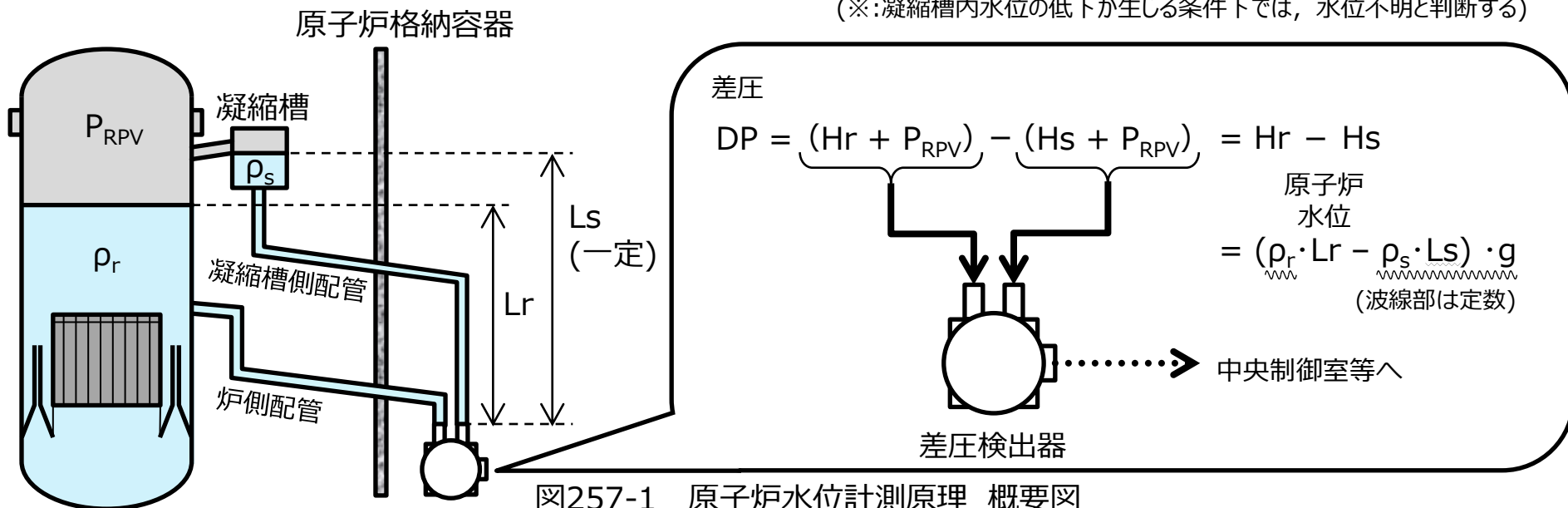


図257-1 原子炉水位計測原理 概要図

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.257) (2/5)

## ■ 回答(続き)

### (2) 原子炉水位計測の概要

- 差圧を原子炉水位に換算するためには冷却材等の密度を校正条件として定める必要があるが、密度は原子炉圧力容器内の圧力・温度の影響を受け一定ではない。大幅な密度変化の計測影響は無視できないため、主要な用途に応じて校正条件を設定した複数の水位計を設置している。

表257-1 原子炉水位計の種類と主要用途

計器名称	計測範囲※1	主要用途	安全保護系 作動設定値	校正条件 (炉内)	炉側計装 ノズル位置
原子炉水位 (狭帯域)※3	0～150cm	通常時監視 給水制御	(L8) L3	定格圧力 飽和	RPV
原子炉水位 (広帯域)	-400～150cm	通常時監視 事故時監視	L2 L1H L1	定格圧力 飽和	RPV
原子炉水位 (燃料域)	-800～-300cm	事故時監視	-	大気圧 飽和	ジェット・ ポンプ※2
原子炉水位 (SA)	-900～150cm	事故時監視	-	大気圧 飽和	ジェット・ ポンプ※2
原子炉水位 (停止域)※3	0～1000cm	停止時監視	-	大気圧 不飽和	RPV

※1：基準点(0cm)は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）

※2：炉心シュラウド内水位の変動を検出するため

※3：自主対策設備

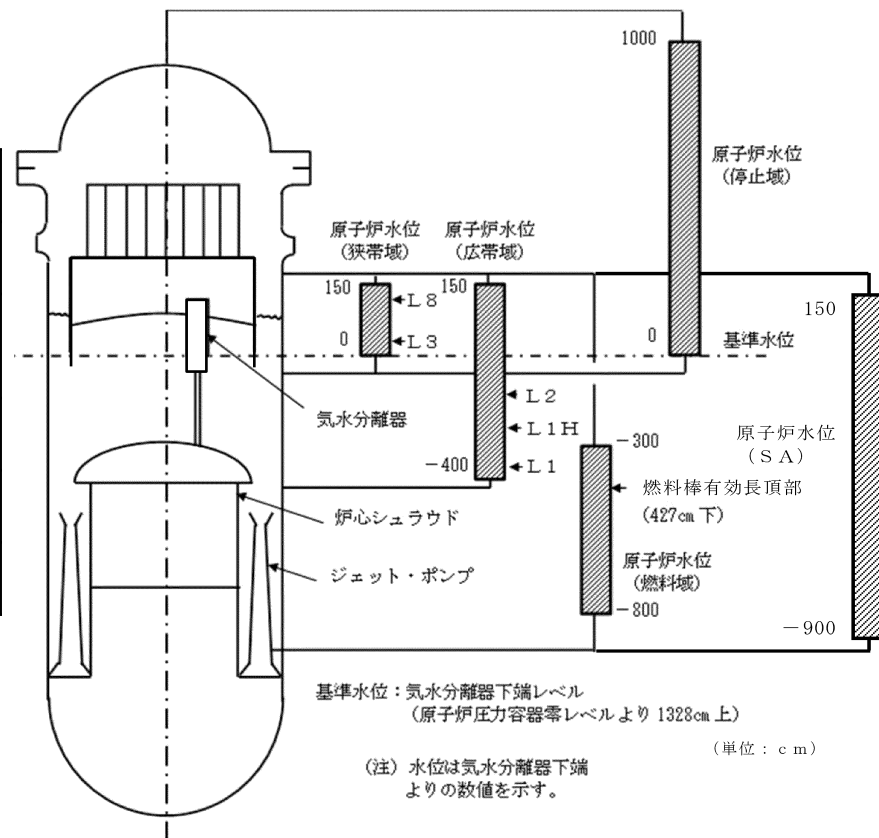


図257-2 原子炉水位計の概要図



## 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.257) (3/5)

### ■ 回答(続き)

#### (3) 実際の炉内条件と校正条件の相違による影響

##### ➤ 炉水の状態 (単相/二相) による影響

校正条件にボイド率は考慮していないため、原子炉水位計は炉水の状態によらず単相としての水位を計測結果として出力する。そのため、原子炉水位の計測値は二相水位に対して低めに計測されることとなるが、二相水位は計測値以上にあり、安全保護系は所定の水位到達前に水位低下を検知し作動することから単相計測としている。

##### ➤ 炉水密度変化による影響

校正条件は水位計が主に使用される温度・圧力で定義するため、校正条件と異なる温度・圧力条件下での計測値には、炉水密度が相違することにより以下の影響が生じる。

- 校正条件よりも高温の場合  
密度が小さくなり同質量での体積が増加するため、計測値よりも高め水位となる。
- 校正条件よりも低温の場合  
密度が大きくなり同質量での体積が減少するため、計測値よりも低め水位となる。

通常運転時は原子炉圧力制御により校正条件とほぼ同じ状態が維持されるため密度影響はほとんどない。事故時には温度・圧力が変動するが、事故時監視に使用する下記水位計への影響は設計上の考慮がなされている。

#### 原子炉水位(広帯域)…校正条件：定格圧力・飽和温度

減圧・注水後に校正条件よりも低温となり計測値よりも低め水位となるが、原子炉水位 (燃料域) の計測範囲をオーバーラップさせており、炉心冠水判断および T A F 以上の水位回復傾向監視は可能である。

#### 原子炉水位 (燃料域) および原子炉水位 (S A) …校正条件：大気圧, 飽和温度

実際の水位よりも高めに水位を判断することがないよう、事故収束までの最低温度を校正条件としている。炉内が高温の状態でも本水位計により水位の絶対値を正確に把握する必要がある場合に備え、補正曲線を使用した手順を整備している。

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.257) (4/5)

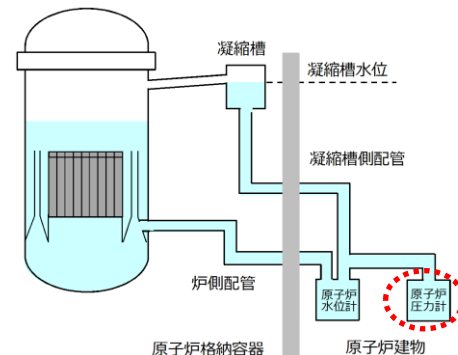
## ■ 回答(続き)

### (4) 原子炉水位(燃料域)および原子炉水位(SA)の補正手順

- 炉内が校正条件と比べ高温の状態での水位の絶対値を把握するため、原子炉水位(燃料域)または原子炉水位(SA)の補正曲線(図257-4)を使用した補正手順を定めている。
- 補正時の炉内は飽和状態のため、温度または圧力の実測値を元にした密度補正が可能である。通常運転中の炉水温度は原子炉再循環ポンプ入口温度計等により直接計測しているが、原子炉再循環系が事故時には停止しており測定出来ない。そのため、補正曲線は事故時においても直接計測可能な原子炉圧力計による圧力基準曲線としている。

- DCHシナリオにおける急速減圧判断水位BAF+20%(-724cm)は、以下の手順で確認する。

- ① 原子炉圧力の実測値(約7.8MPa)を確認
- ② 補正曲線“BAF+20%(-724cm)”で原子炉圧力(横軸)における原子炉水位(縦軸)を確認
- ③ 原子炉水位(燃料域)または原子炉水位(SA)の実測値が、②で確認した値(約-750cm)を示した時点でBAF+20%(-724cm)と判断する。



計器名称	検出器の種類	個数	計測範囲	監視場所
原子炉圧力	弾性圧力検出器	2	0~10MPa[gage]	中央制御室
原子炉圧力(SA)	弾性圧力検出器	1	0~11MPa[gage]	中央制御室

図257-3 重大事故等時に使用可能な原子炉圧力計の仕様

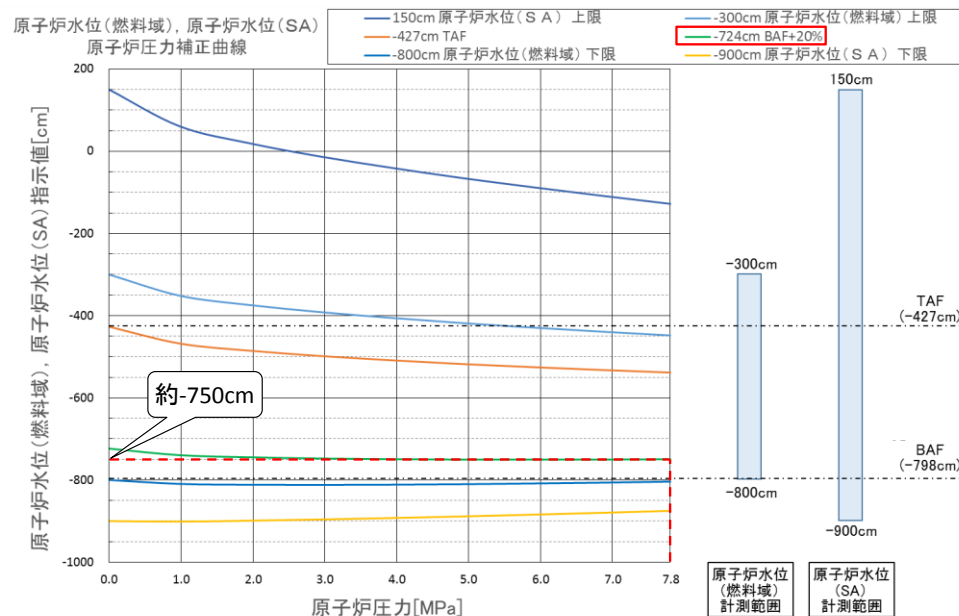


図257-4 原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA)補正曲線

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.257) (5/5)

## ■ 回答(続き)

### 【有効性評価における原子炉水位について】

- 有効性評価において用いているMAAPコードでは、原子炉水位のうち、炉心シュラウド内水位については二相水位、炉心シュラウド外水位及びジェット・ポンプ内水位については単相水位で出力される（一例：図257-4 DCHシナリオの原子炉水位）。MAAPでは、原子炉水位を原子炉圧力で補正するモデルとはなっていないため、炉心シュラウド外及びジェット・ポンプ内の単相水位は実機における圧力補正後の水位に相当する。
- DCHシナリオでは、原子炉水位がBAF+20%到達時に急速減圧を実施している。MAAPコードでは、BAF+20%到達の判断をジェット・ポンプ内単相水位を用いているため、実運用において判断する水位（原子炉水位(燃料域)または原子炉水位(SA) 指示値から圧力補正を行った水位）と同等となっている。

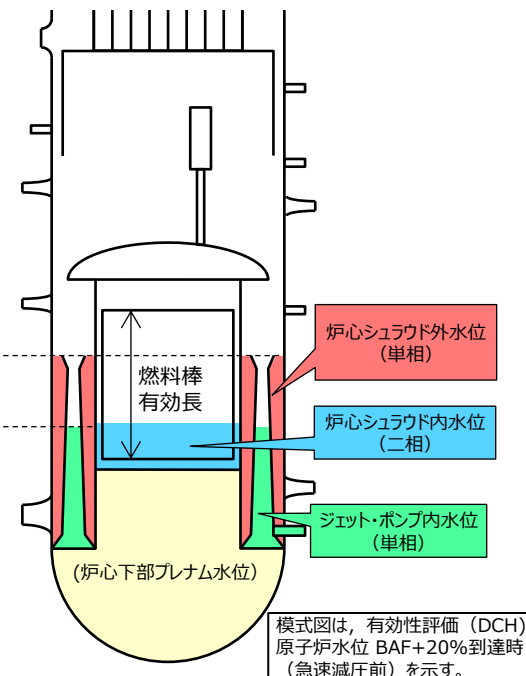
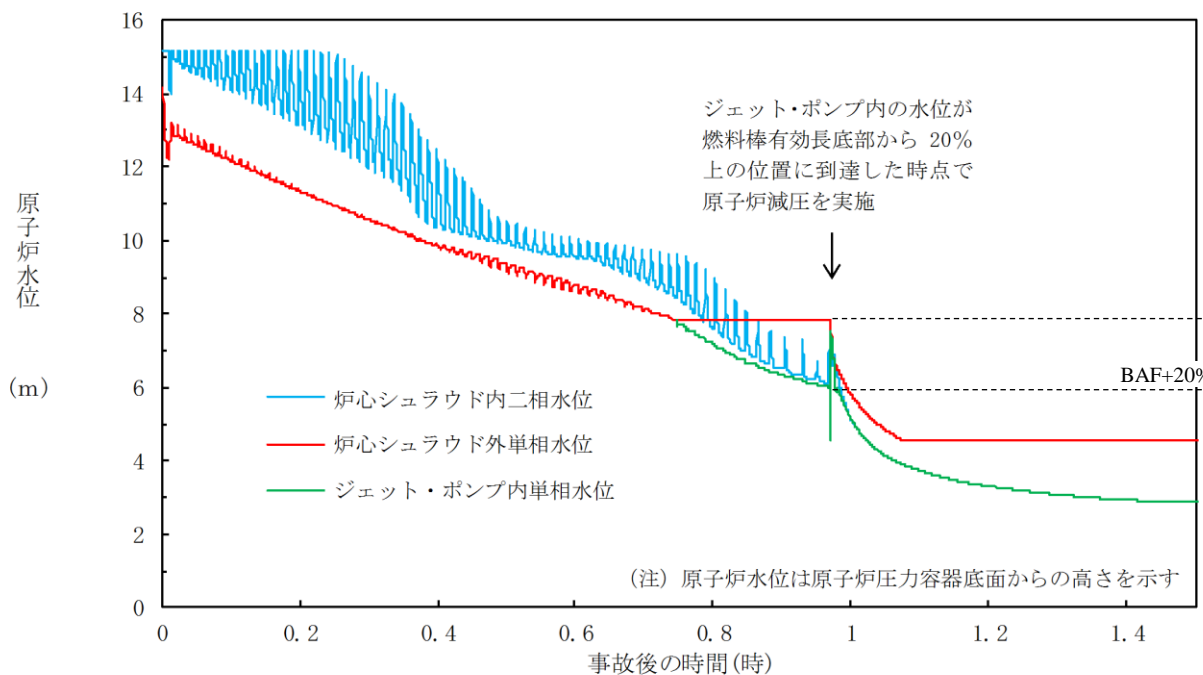


図257-4 原子炉水位の推移 (DCH)

参考：有効性評価審査会合資料抜粋（2019.11.28）

■ 指摘事項（第748回審査会合（令和元年7月25日）崩壊熱除去機能喪失）  
重大事故等発生時，原子炉水位計の凝縮槽に水が無い場合は，  
水位不明判断曲線により判断が可能なのか，詳細に説明すること。

■ 回答

- 原子炉水位不明については，現状以下により確認している。
  - ・原子炉水位の電源が喪失した場合
  - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり，原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが判定できない場合
  - ・水位不明判断曲線の「水位不明領域」に入った場合（図230-1）
- 水位不明判断曲線の確認に使用している「原子炉圧力計」及び「ドライウェル温度計」はSA計器であること及び複数あるドライウェル温度計のうち，1点（図230-2）でも水位不明領域に入った場合は凝縮槽内の水が蒸発したものとみなし，保守的に原子炉水位不明と判断（実際には，ドライウェル内の1点のみの温度上昇では，凝縮槽内の水が即座に蒸発することは考えにくい）することから，上記の基準で対応は可能である。
- なお，原子炉水位計の健全性を更に確実に検知するため，凝縮槽内の水位が適正に維持されていることを確認することを目的として図230-3のとおり凝縮槽に温度計を設置（自主）し，以下を水位不明判断の確認項目に加える。
  - ・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し，有意な差が認められない。

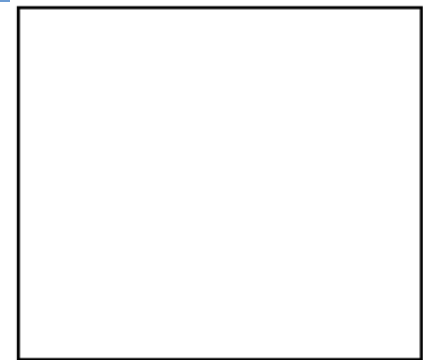


図230-1 水位不明判断曲線

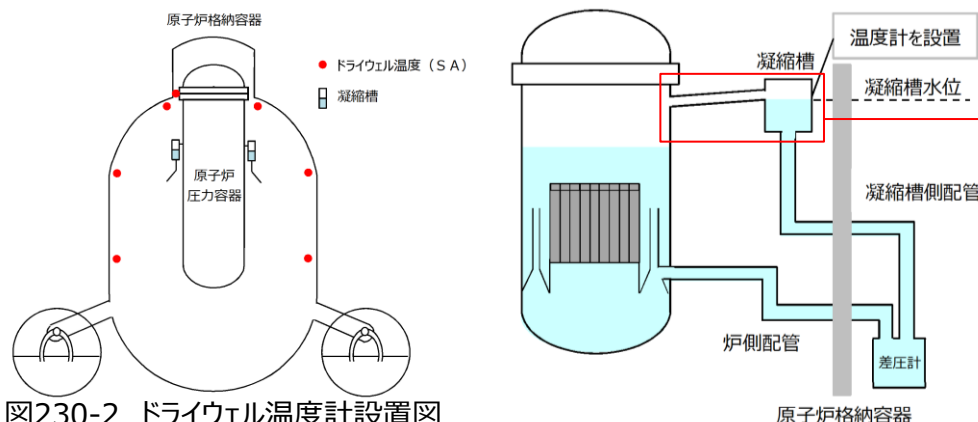


図230-2 ドライウェル温度計設置図

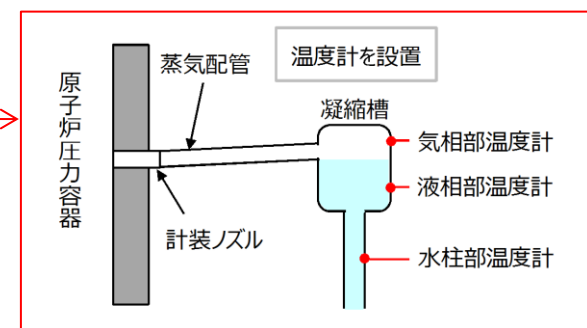


図230-3 凝縮槽温度計 設置位置

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.261）（1/4）

- 指摘事項（第838回審査会合（令和2年2月20日）ベント戦略）  
S/C雰囲気温度を実施基準としたS/Cスプレィの手順を整備していない理由について、S/Cスプレィによる効果等データを踏まえて説明すること。その際、事故シーケンスによっては、S/Cの方が高温・高圧になること、S/Cへ放射性物質の放出が行われることも考慮すること。  
また、仮にS/Cスプレィを実施する場合、低圧時にベント実施を判断することになるが、その場合のベント実施の考え方を説明すること。

### ■ 回答

#### 【サブプレッション・チェンバへ格納容器スプレィを実施した場合の感度解析】

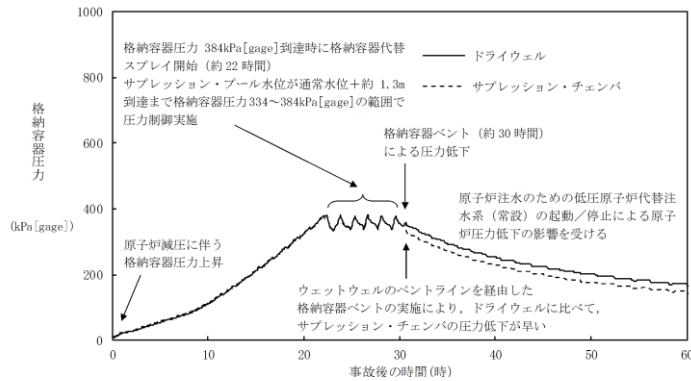
- サプレッション・チェンバに格納容器スプレィを実施した場合の効果を確認することを目的に、炉内で発生する熱がサブプレッション・チェンバ側に移行するシーケンスであるTQUVを一例として感度解析を実施した。
- 表261-1に示すとおり、格納容器ベント時間は感度解析の方が早期となる。これは、サブプレッション・チェンバにスプレィを実施した場合は、ドライウェル（ペDESTAL含む）内に水が溜まらないため、その分サブプレッション・プール水位が上昇しやすいことが要因である。
- 図261-1及び図261-2に示すとおり、格納容器スプレィ実施後の格納容器圧力及び温度については、いずれにスプレィを実施した場合でも制御できており、格納容器冷却の効果に大きな差異はない。
- 以上より、TQUVの場合においても、格納容器ベント時間遅延の観点から、ドライウェルにスプレィを実施することが有効であることを確認した。

表261-1 感度解析結果

評価項目	解析結果	
	ベース解析	感度解析
格納容器ベント時間	約30時間後	約27時間後
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約384kPa[gage]	約384kPa[gage]
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約153℃	約151℃

■ 回答 (続き)

## ベース解析 (ドライウェルスプレイ)



## 感度解析 (サブプレッション・チェンバスプレイ)

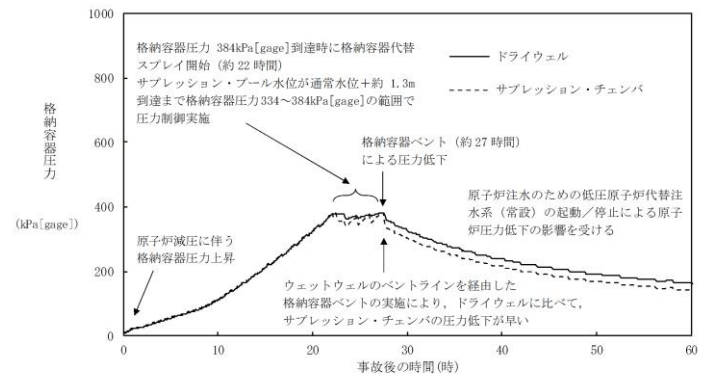


図261-1 格納容器圧力の推移 (TQUV)

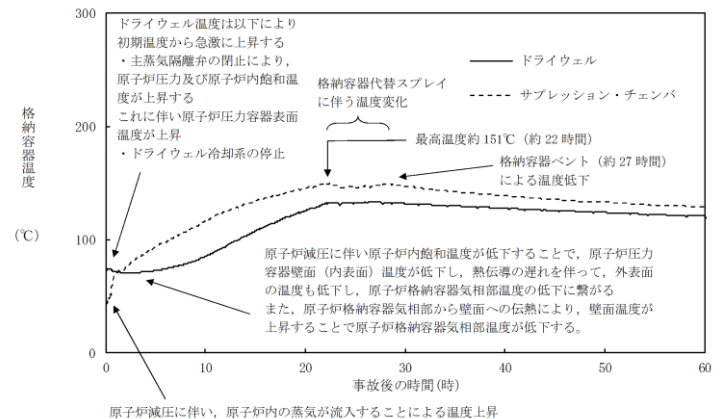
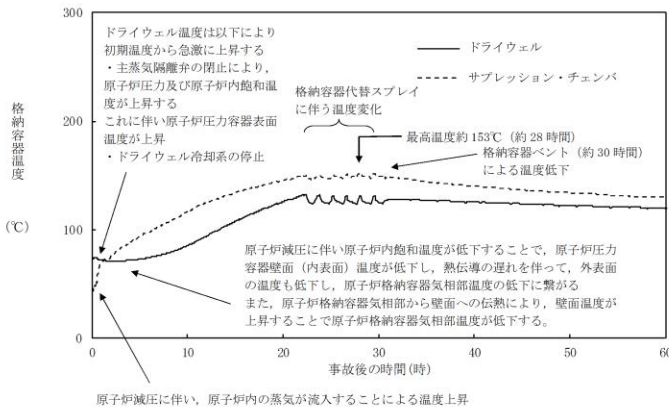


図261-2 格納容器温度の推移 (TQUV)

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.261) (3/4)

## ■ 回答 (続き)

### 【格納容器スプレイの実施タイミングに関する感度解析】

- TQUVでは、格納容器代替スプレイの実施基準である格納容器圧力384kPa[gage]に到達する時間は事象発生から約22時間後であるが、それよりも早期の事象発生約7時間後にサブプレッション・チェンバの雰囲気温度は最高使用温度の104℃に到達する。
- サプレッション・チェンバの雰囲気温度104℃到達時に格納容器スプレイを実施した場合の効果を確認するため、感度解析を実施した。
- 図261-4に示すとおり、事象発生約7時間後からサブプレッション・チェンバへスプレイを開始した以降もサブプレッション・チェンバの雰囲気温度は上昇し続け、図261-5に示すとおり、事象発生から約17時間後に格納容器ベントの実施基準であるサブプレッション・プール水位：通常水位＋約1.3mに到達し、TQUVのベースケース（格納容器圧力384kPa[gage]到達時に格納容器スプレイを開始）の約30時間後よりも早期となる。
- 以上より、サブプレッション・チェンバの最高使用温度104℃未満に制御することができず、また格納容器ベントの実施が早期となるため、サブプレッション・チェンバ104℃到達時のサブプレッション・チェンバへのスプレイ実施は、効果的な戦略ではない。

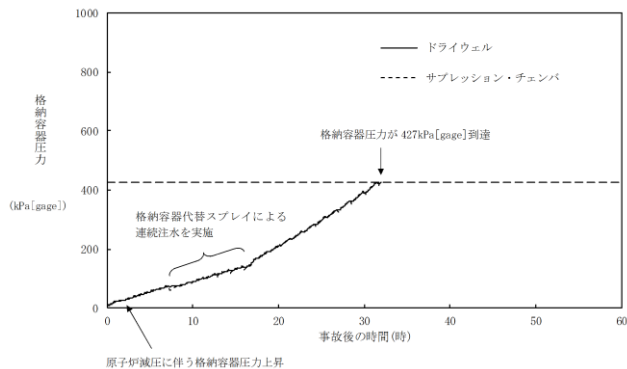


図261-3 格納容器圧力の推移

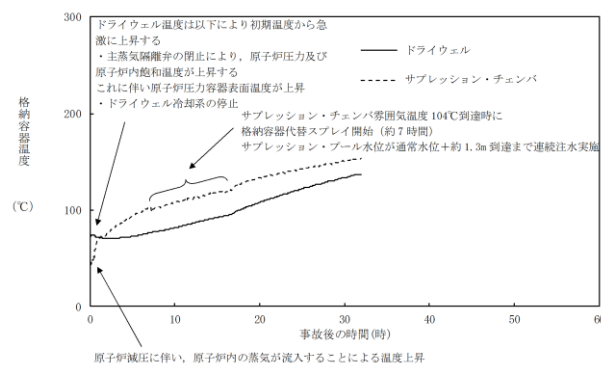


図261-4 格納容器温度の推移

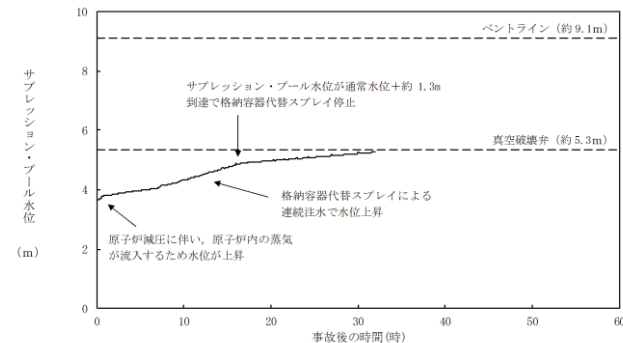


図261-5 サプレッション・プール水位の推移

※ 格納容器圧力が最高使用圧力の427kPa[gage]に到達するまでの期間、解析を実施

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.261）（4/4）

### ■ 回答（続き）

#### 【核分裂生成物の除去効果について】

- LOCAが発生しているような状況においては、炉内で発生した核分裂生成物が直接ドライウエルへ移行するため、ドライウエルヘスプレイを実施することにより核分裂生成物を除去することができる。
- 一方で、TQUV等の事故シーケンスでは、炉内で発生した核分裂生成物は、逃がし安全弁からサプレッション・プールを経由しサプレッション・チェンバ気相部へ移行することとなる。しかしながら、原子炉内で炉水中から炉内気相部への核分裂生成物移行割合は小さく、更にサプレッション・プール水中を経由することで核分裂生成物を除去することから、サプレッション・チェンバ気相部へ移行する核分裂生成物は少ないものとなり、サプレッション・チェンバヘスプレイを実施することによる核分裂生成物の除去効果は、限定的である。
- また、被ばく評価において支配的となる希ガスは、格納容器スプレイにより除去されないため、仮にサプレッション・チェンバヘのスプレイ実施による除去効果を期待したとしても、線量低減効果は限定的である。



## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.262）（1/9）

- 指摘事項（第838回審査会合（令和2年2月20日）ベント戦略）  
ベント戦略の変更により影響を受けるT Q U V以外の事故シーケンスについても、有効性評価へ変更後の評価結果を示すこと。
- 回答  
【格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準の変更】  
➤ 表262-1に、ベント戦略変更による炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベントの変更前後の実施基準を示す。

表262-1 炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準 変更前後比較

	炉心損傷前		(参考) 炉心損傷後
	変更前	変更後	
格納容器 代替スプレイ	PCV圧力が384kPa[gage]に到達した時点で開始し、334kPa[gage]に低下した場合、又はS/P水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止	同左（変更なし）	PCV圧力が640kPa[gage]に到達した時点で開始し、588kPa[gage]に低下した場合、又はS/P水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止
	RHR等の復旧見込みがある場合に実施	(削除)	—
格納容器 ベント	PCV圧力が427kPa[gage]に到達する場合に開始	S/P水位が通常水位+約1.3mに到達する場合に開始	同左
		格納容器圧力が384kPa[gage]以下に維持できない場合※に開始	格納容器圧力が640kPa[gage]以下に維持できない場合※に開始

※ 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合

## 審査会合での指摘事項に対する回答（No.262）（2/9）

### ■ 回答続き

#### 【基準変更による有効性評価への影響】

- 表262-2に、炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準変更による炉心損傷防止対策の有効性評価における変更有無を示す。
- TQUX, TW（取水機能喪失）, TC及びISLOCAについては、格納容器代替スプレイ実施基準（格納容器圧力：384kPa[gage]）に至らないことから、変更はない。
- 長期TB, TBU/TBD及びTBPについては、格納容器代替スプレイの実施により、格納容器ベント実施基準到達（S/P水位：通常水位＋約1.3m到達）が24時間以降となることから、格納容器除熱をRHRにより実施し、格納容器ベントは実施しないことへ変更した。

表262-2 炉心損傷防止対策の有効性評価における変更有無

事故シーケンスグループ	変更有無
TQUV	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
TQUX	変更なし
長期TB	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後、事象発生24時間後に交流電源を復旧しRHRにより格納容器除熱）
TBU/TBD	
TBP	
TW（取水機能喪失）	変更なし
TW（RHR故障）	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
TC	変更なし
LOCA	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
ISLOCA	変更なし

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.262) (3/9)

## ■ 回答続き

- シーケンス毎の主要な評価項目に対する見直し前後の結果を表262-3に示す。変更後においても解析結果が判断基準を満足することを確認した。なお、解析条件見直しによる燃料被覆管温度の評価結果への影響はない。
- また、表262-3に示すとおり、長期TB等において格納容器ベントを実施しない結果に変更となったことから、敷地境界での実効線量を評価する事故シーケンスグループは、変更後において格納容器ベントが最も早期となるLOCAになり、変更後においても解析結果が判断基準を満足することを確認した。

表262-3 シーケンス毎の主要な評価項目に対する見直し前後の結果

シーケンス	解析結果						判断基準
	①格納容器圧力 (kPa[gage])		②格納容器温度 (°C)		③敷地境界での実効線量結果 (mSv)		
	変更前	変更後	変更前	変更後	変更前※	変更後※	
T Q U V	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約154°C	約153°C	長期TB未満 (約24 h)	LOCA未満 (約30 h)	①853kPa [gage] (格納容器限界圧力) 未満  ②200°C (格納容器限界温度) 未満  ③5mSv以下
長期 T B	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約154°C	約151°C	約 $2.2 \times 10^{-2}$ (約20 h)	—	
T B U / T B D	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約154°C	約151°C	長期TBと同等 (約20 h)	—	
T B P	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約154°C	約151°C	長期TB未満 (約22 h)	—	
T W (R H R故障)	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約154°C	約153°C	長期TBと同等 (約20 h)	LOCA未満 (約30 h)	
L O C A	約427kPa[gage]	約384kPa[gage]	約153°C	約153°C	長期TB未満 (約22 h)	約 $1.7 \times 10^{-2}$ (約27 h)	

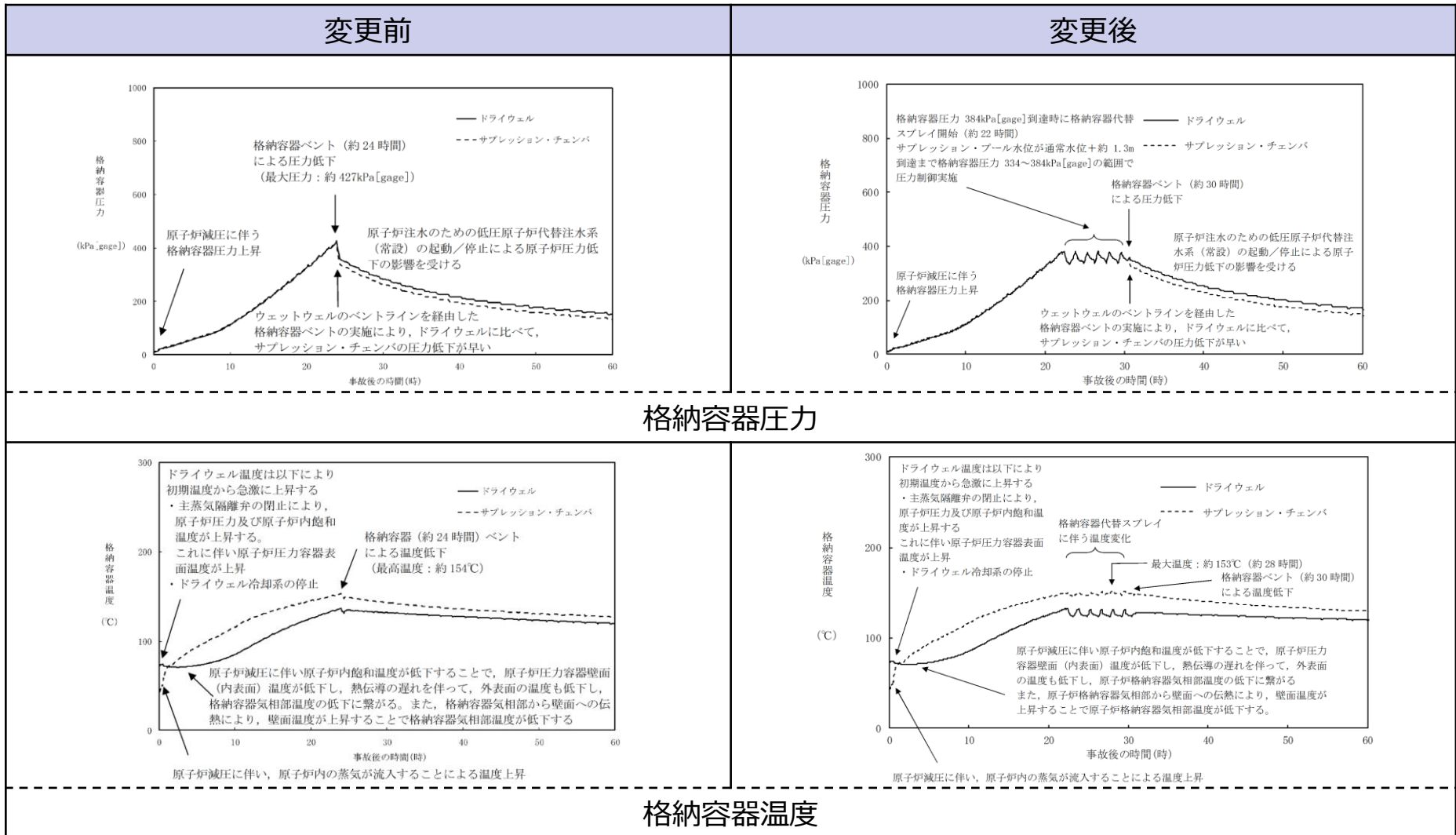
※括弧内はベント時間を記載

# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.262) (4/9)

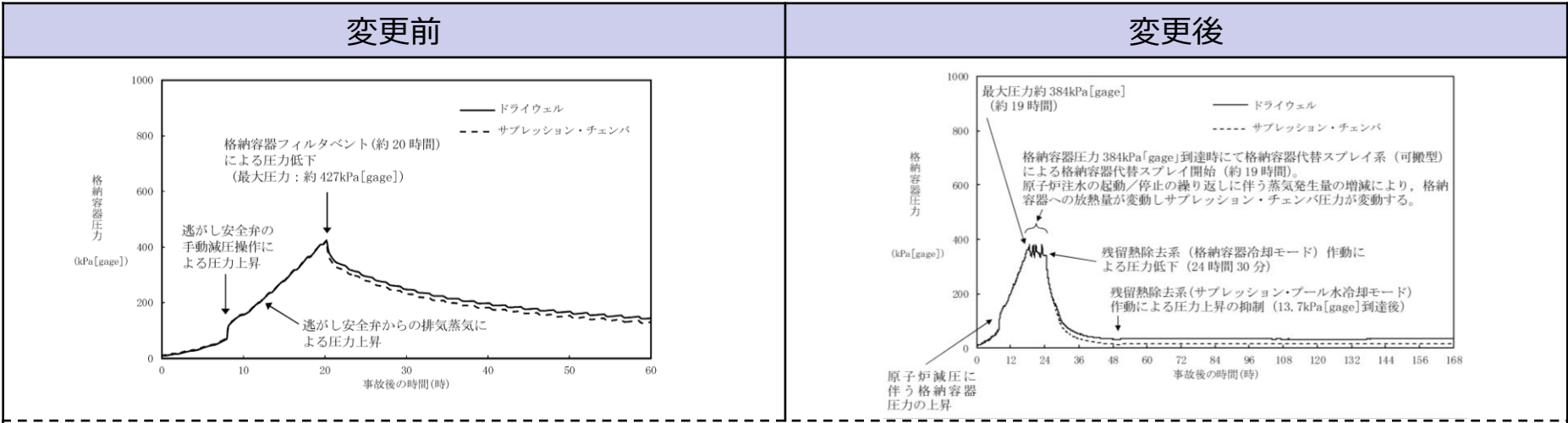
## ■ 回答続き

- 基準変更前後における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を以下に示す。

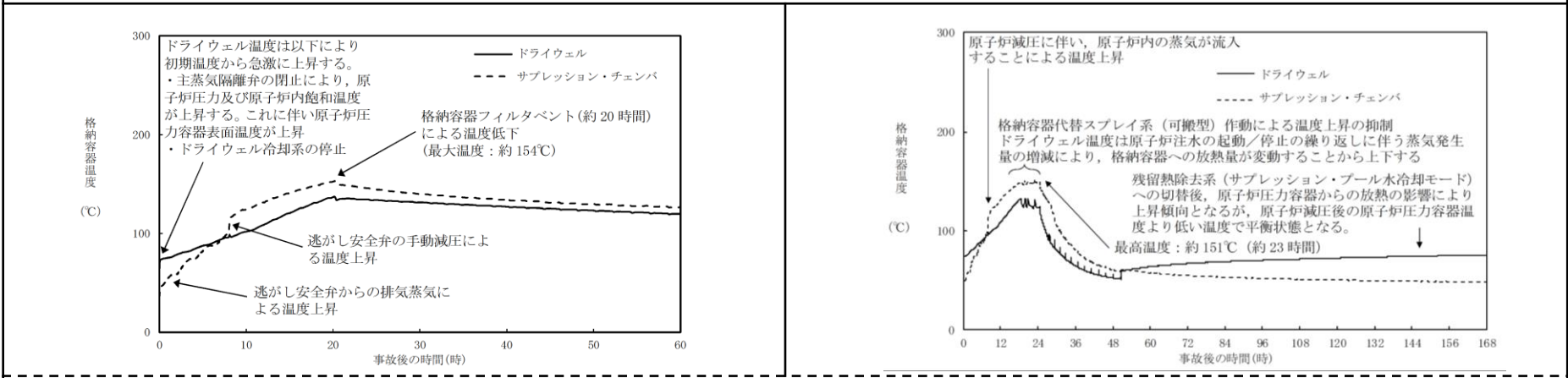
【TQUV】



■ 回答続き  
【長期TB】



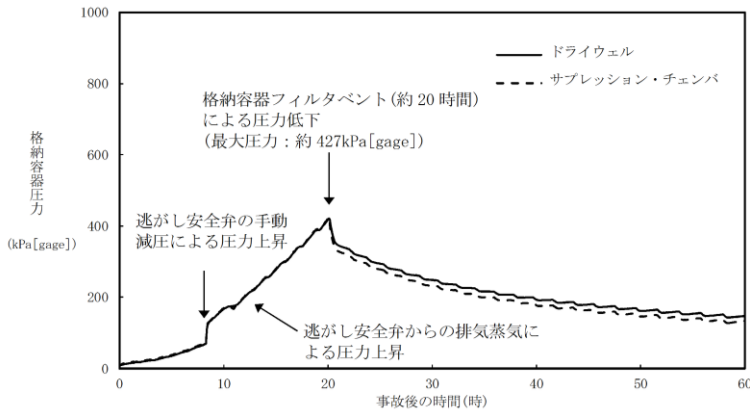
格納容器圧力



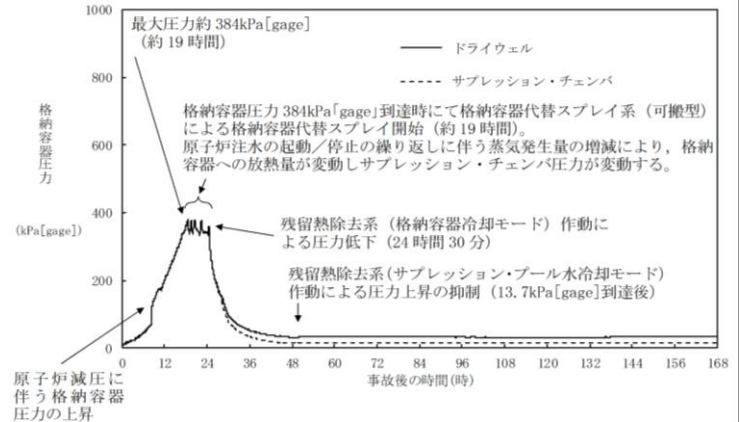
格納容器温度

## ■ 回答続き 【TBU/TBD】

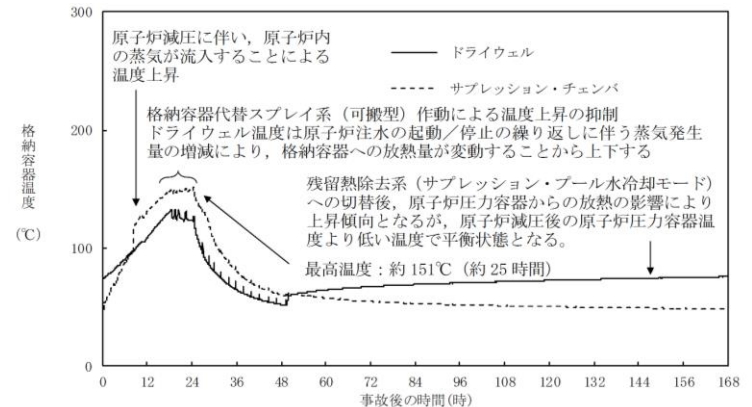
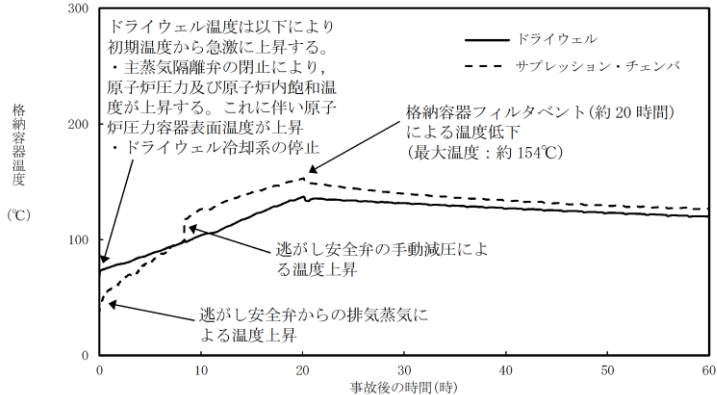
### 変更前



### 変更後



## 格納容器圧力

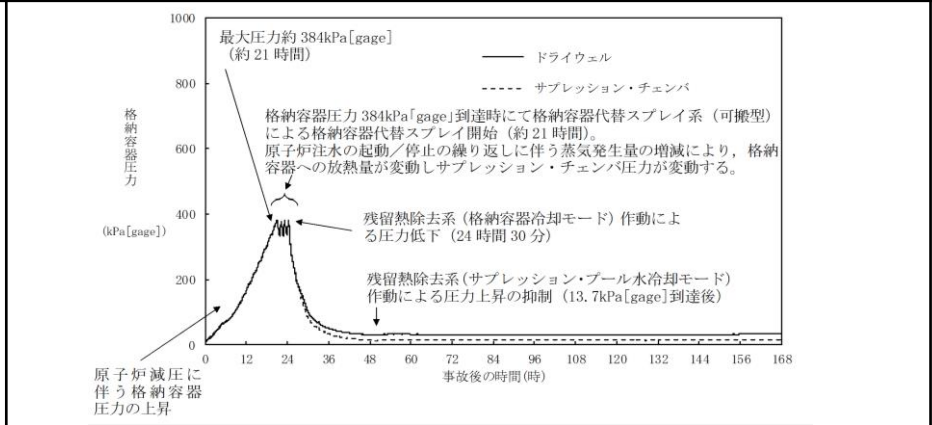
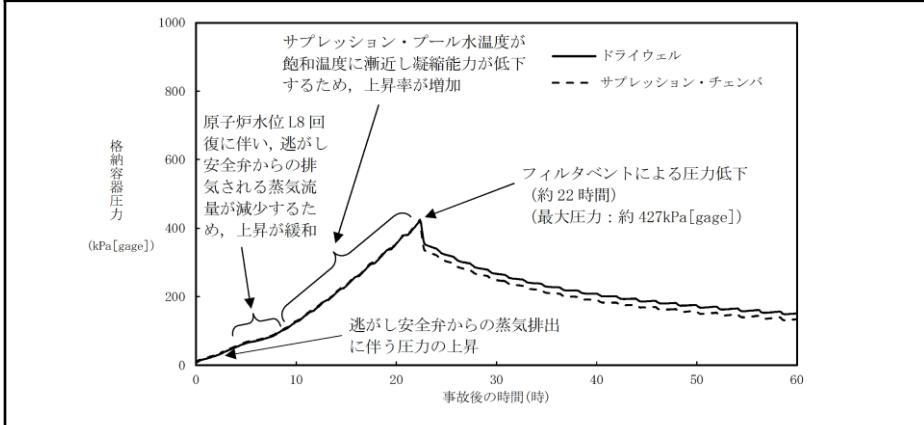


## 格納容器温度

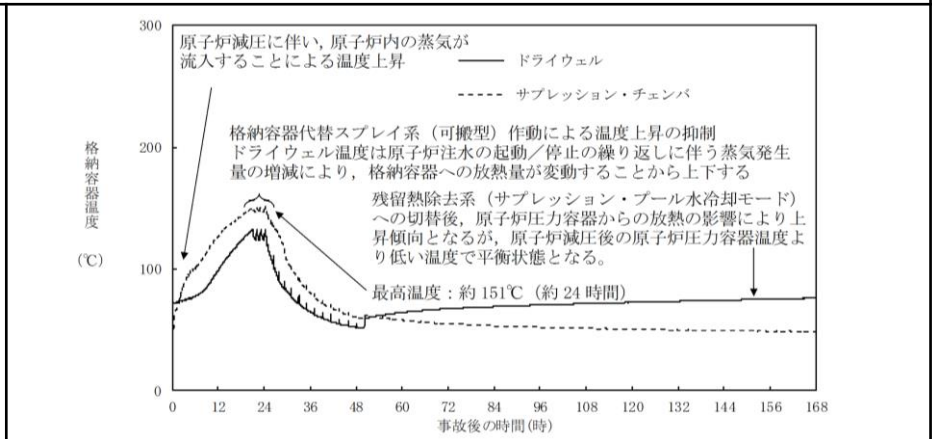
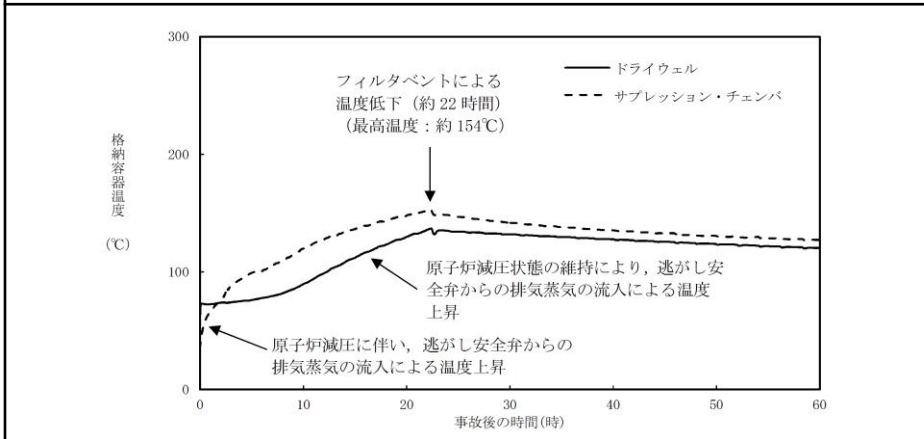
# 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.262) (7/9)

## ■ 回答続き 【TBP】

### 変更前 (左) / 変更後 (右)

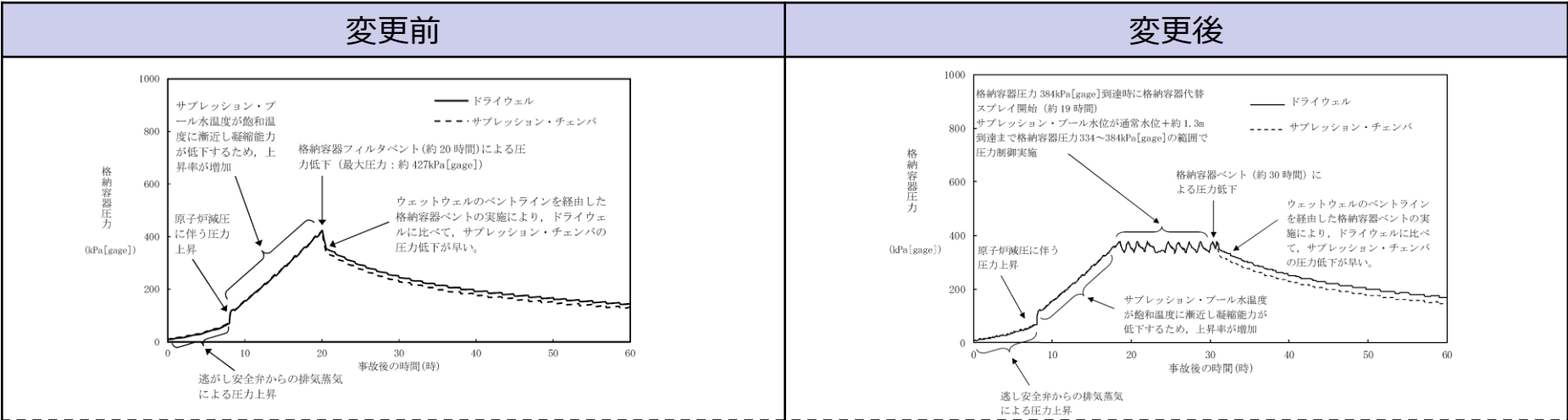


格納容器圧力

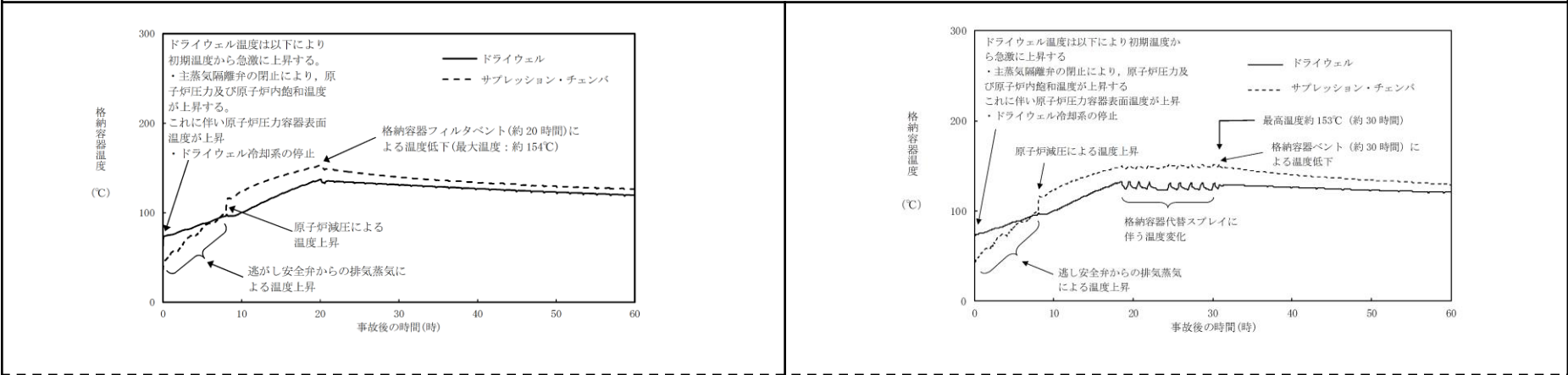


格納容器温度

## ■ 回答続き 【TW (RHR故障)】



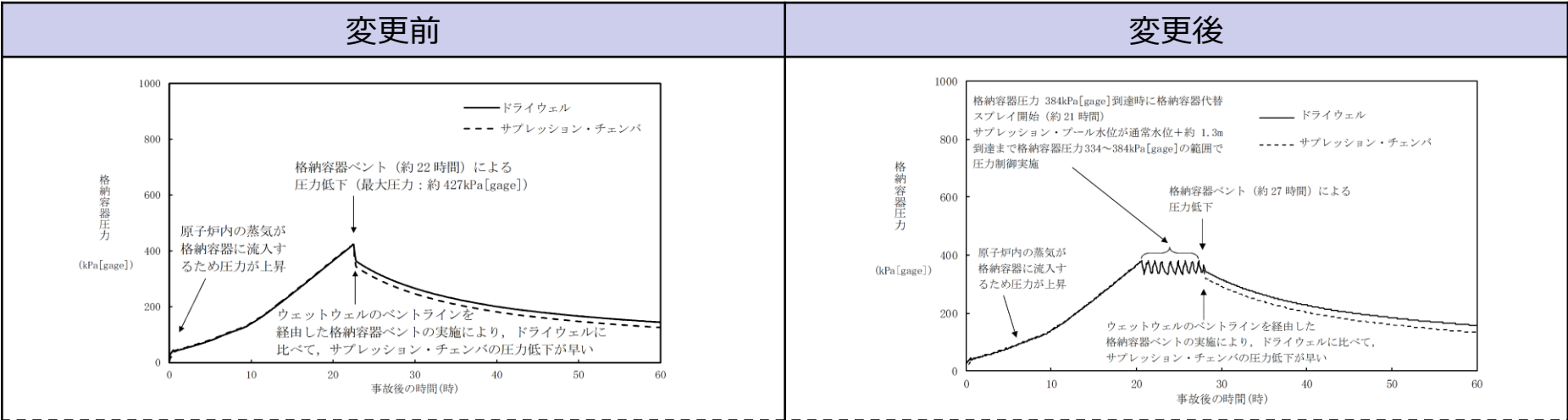
格納容器圧力



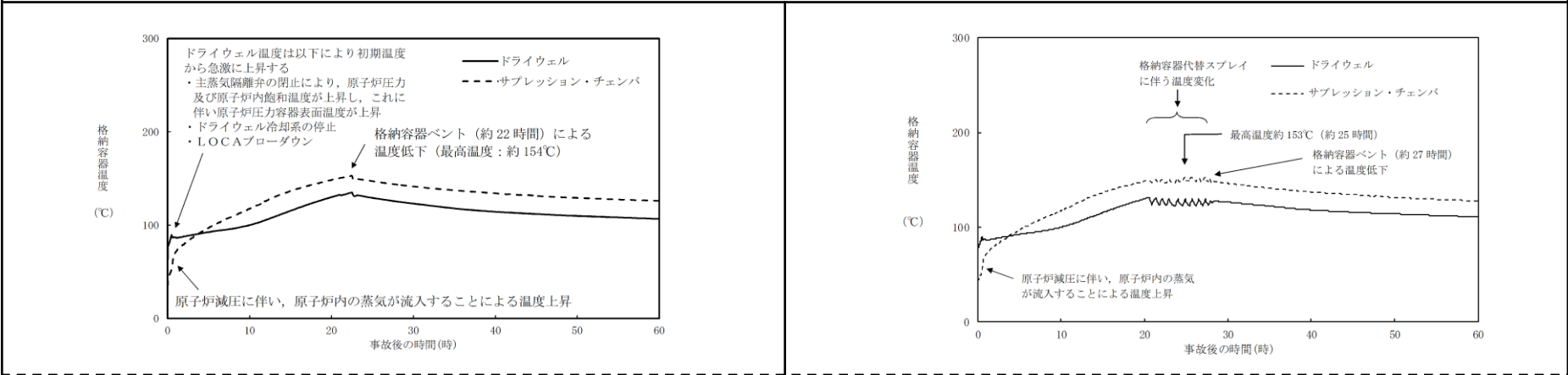
格納容器温度



## ■ 回答続き 【LOCA】



格納容器圧力



格納容器温度

## 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.263)

### ■ 指摘事項 (第838回審査会合 (令和2年2月20日) ベント戦略)

手順側のベント準備の判断フローについて、今回のベント戦略の変更を適切に反映するとともに炉心損傷有りの場合は「残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱可能」の判断が2回出てくる理由、ベント準備と格納容器代替スプレイ開始の実施のタイミングについて説明すること。

### ■ 回答

- 重大事故等の事象進展及び原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮し、炉心損傷前後のそれぞれのタイミングで、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器の除熱の可否を確認することとしている。なお、炉心損傷前後において残留熱除去系の復旧又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系の準備状況を適宜確認し、残留熱除去系又は残留熱代替除去系の運転が可能となった時点で格納容器除熱を開始する。
- ベント準備開始と格納容器代替スプレイ開始の着手基準は、いずれも格納容器圧力640kPa[gage]到達であり、ベント準備開始 (運転員) 及び格納容器代替スプレイ開始 (復旧班要員) は並行して実施する。

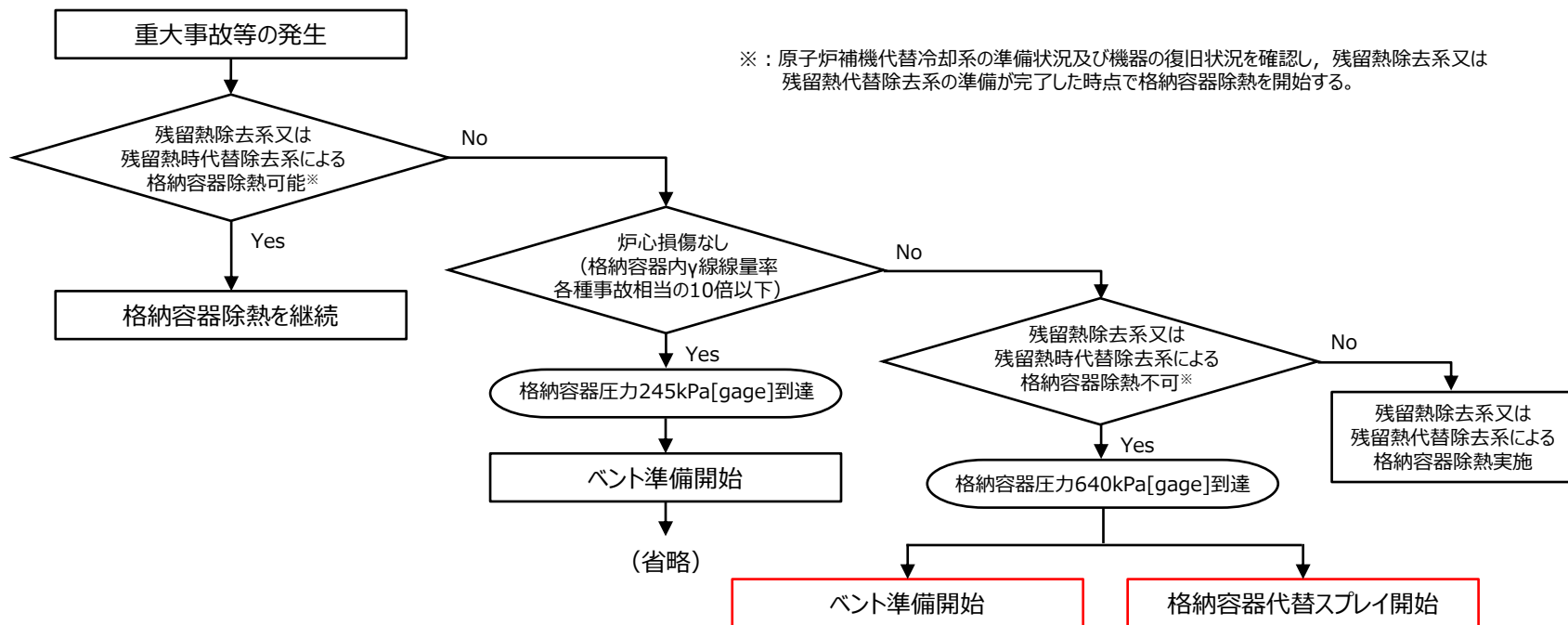


図263-1 ベント実施の判断フロー (抜粋)

## 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.264)

- 指摘事項 (第819回審査会合 (令和元年12月24日) 保管アクセス)  
可搬型設備の必要台数について, 有効性評価の審査を踏まえて整理すること。

### ■ 回答

有効性評価の全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を使用する場合において, 同時に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器への低圧代替注水することを想定しているが, 大量送水車 1 台にて格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (注水量: 120m<sup>3</sup>/h, 格納容器圧力: 1 Pd [0.427MPa]) と低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (注水量: 30m<sup>3</sup>/h, 原子炉圧力: 0.5MPa) に, 各々の必要流量が確保可能であることを確認している。

なお, 想定事故 1, 2 を除き, 燃料プール水温は 66℃ を超えないことから, 燃料プールスプレイ系と他の大量送水車を使用する系統を同時に使用することは無い。

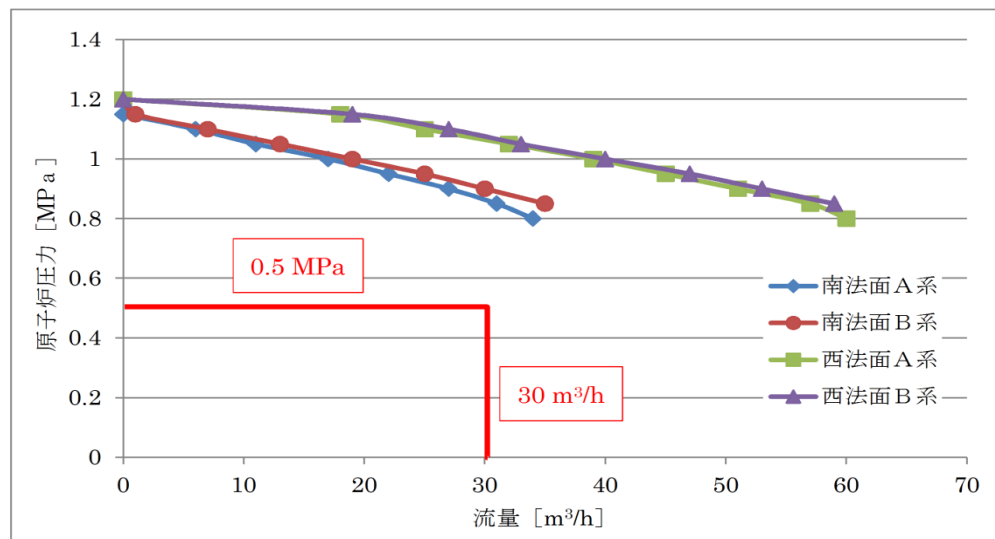


図264 原子炉圧力容器への注水特性 (代替格納容器スプレイ120m<sup>3</sup>/h 同時注水時)