

# 東海第二発電所

## 重大事故等対策の有効性評価 審査会合における指摘事項の回答

平成29年8月24日  
日本原子力発電株式会社

- 
1. 審査会合(2017年8月22日)での指摘事項
  2. 指摘事項の回答

# 1. これまでの審査会合での指摘事項について(1/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
1	2017/8/22	58_1.15_計装		原子炉水位不明時について、原子炉水位の推定手段に必要なパラメータ及び具体的な推定方法を整理して提示すること。
2	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	Cs-137放出量評価について、評価条件として原子炉建屋のブローアウトパネルが閉状態を期待していることを踏まえ、SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を整理し、その機能を維持できることを整理して提示すること。
3	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	可搬型窒素供給装置の準備の判断基準について、酸素濃度監視設備の誤差も踏まえて、設定の考え方を整理して提示すること。
4	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	緊急用メタクラ、常用メタクラ、母線の位置関係について説明すること。
5	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	代替循環冷却系を使用するケースと比較して、Cs-137の放出量が大きくなる理由を分析し、資料に追記すること。
6	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	RPV下部ヘッドが健全でない状態で、原子炉水位不明時に代替循環冷却系を使用できない場合は、低圧代替注水系(常設)による外部水源持込みによってベント開始タイミングが早くなることが想定されるため、注水流量の制御の考え方を整理して提示すること。

# 1. これまでの審査会合での指摘事項について(2/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
7	2017/8/22	CV	MCCI	MCCIのコリウムシールドの侵食量評価において、CIT-11の実験結果を採用しない理由について、炉外構造物の組成(酸化鉄の含有量等)の観点から説明すること。
8	2017/8/22	CV	MCCI	コリウムシールドに対する侵食量の不確かさについて、熔融炉心-コリウムシールド-コンクリートの伝熱を評価するに当たってのコリウムシールドの物性の不確かさや侵食が進行した際のコリウムシールドの厚みの不確かさ等も含めて、解析コード及び条件等による不確かさが及ぼす影響を全体的に整理して提示すること。
9	2017/8/22	CV		外部水源の持込みの制限、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位管理の目的等、対策の基本的な考え方については、資料に記載すること。
10	2017/8/22	CV		東海第二の格納容器破損防止のマネジメントの特徴として、原子炉、格納容器及びペDESTALへの流量調整等、運転員操作が多いことから、操作を行うSA制御盤に持たせる機能や運転員の操作分担の考え方を整理して提示すること。また、具体的に、運転員の操作頻度、運転員にかかる負荷を整理し、操作に失敗した場合の影響や、その影響を防止するための対策について整理して提示すること。
11	2017/8/22	51_1.8_CV下部注水		デブリの検知に用いる格納容器下部水温計について、ペDESTALからのケーブルの取り出し等が分かる図及びSA環境条件に対する対策の考え方を追加すること。

## 2. 指摘事項の回答(No.1及びNo.6)



### (1) 指摘事項

(No.1)

原子炉水位不明時について、原子炉水位の推定手段に必要なパラメータ及び具体的な推定方法を整理して提示すること。

(No.6)

RPV下部ヘッドが健全でない状態で、原子炉水位不明時に代替循環冷却系を使用できない場合は、低圧代替注水系(常設)による外部水源持込みによってベント開始タイミングが早くなることが想定されるため、注水流量の制御の考え方を整理して提示すること。

### (2) 回答

- ・水位不明と判断した場合、原子炉水位LO到達まで水位回復したことを原子炉注水流量及び必要な注水時間により判断
- ・崩壊熱相当以上の注水の継続、原子炉下部水位及び原子炉下部水温の上昇がないことで炉心冷却の維持を確認
- ・外部水源による原子炉注水しかできない場合には、原子炉水位LO到達の判断で原子炉注水流量を崩壊熱相当に変更
- ・格納容器下部水位、格納容器下部水温及びドライウエル雰囲気温度のパラメータ変化により、原子炉圧力容器下部からの漏えいの有無を確認
- ・原子炉圧力容器温度(下鏡部)300°C到達により、損傷炉心の冷却に失敗したことを判断
- ・原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL(ドライウエル部)への注水流量を調整し格納容器下部水位を一定の範囲に維持

### (3) 記載箇所

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) 3.1.2 添付資料3.1.2.2

## 2. 指摘事項の回答(No.2)



### (1) 指摘事項

Cs-137放出量評価について、評価条件として原子炉建屋のブローアウトパネルが閉状態を期待していることを踏まえ、SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を整理し、その機能を維持できることを整理して提示すること。

### (2) 回 答

- ・SA環境下で期待する機能としては、原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系)による排気筒からの放射性物質放出の観点から、原子炉建屋内の負圧維持の達成のための閉維持機能(放射性物質の閉じ込め機能)が必要
  - ・インターフェイスシステムLOCA時には破断箇所の隔離のための現場操作が必要となるが、ブローアウトパネルの開閉状態に因らず現場作業は可能(炉心損傷防止対策の有効性評価 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCAにてご説明済))
- ⇒ 以上から、ブローアウトパネルに期待する機能として、放射性物質の閉じ込め機能としての閉維持機能が必要
- ・当該機能は「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件となることから、重大事故等対策としてSA環境下での閉維持機能を確保する設計とする

### (3) 記載箇所

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) 3.1.2 添付資料3.1.2.4 別紙

## 2. 指摘事項の回答(No.3)



### (1) 指摘事項

可搬型窒素供給装置の準備の判断基準について、酸素濃度監視設備の誤差も踏まえて、設定の考え方を整理して提示すること。

### (2) 回答

- ・水の放射線分解による水素及び酸素の発生速度の違う設計基準事故相当のG値を用いた評価結果を考慮しても、可搬型窒素供給装置の起動準備操作が 酸素濃度4.0vol%到達までに間に合うことを確認。
- 可搬型窒素供給装置の起動準備操作時間 : 約2時間(115分)
- 設計基準事故相当のG値を用いた評価結果 : 約6時間の余裕時間

酸素濃度	到達時刻
3.5vol%	事象発生約15時間後
4.0vol%	事象発生約21時間後

- ・以下のとおり、酸素濃度監視設備の計装誤差(約0.6vol%)を踏まえた可搬型窒素供給操作及び格納容器ベント操作基準を 以下に整理した。

操作	実施基準(計装誤差を含む)	実施基準の設定根拠
窒素供給準備	酸素3.5vol%(2.9~4.1vol%)	窒素供給準備時間を考慮して設定
窒素供給	酸素4.0vol%(3.4~4.6vol%)	格納容器ベントの遅延のため、格納容器ベント基準到達前を設定
格納容器ベント	酸素4.3vol%(3.7~4.9vol%)	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準として設定

### (3) 記載箇所

3.1 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) 3.1.2 添付資料3.1.2.16

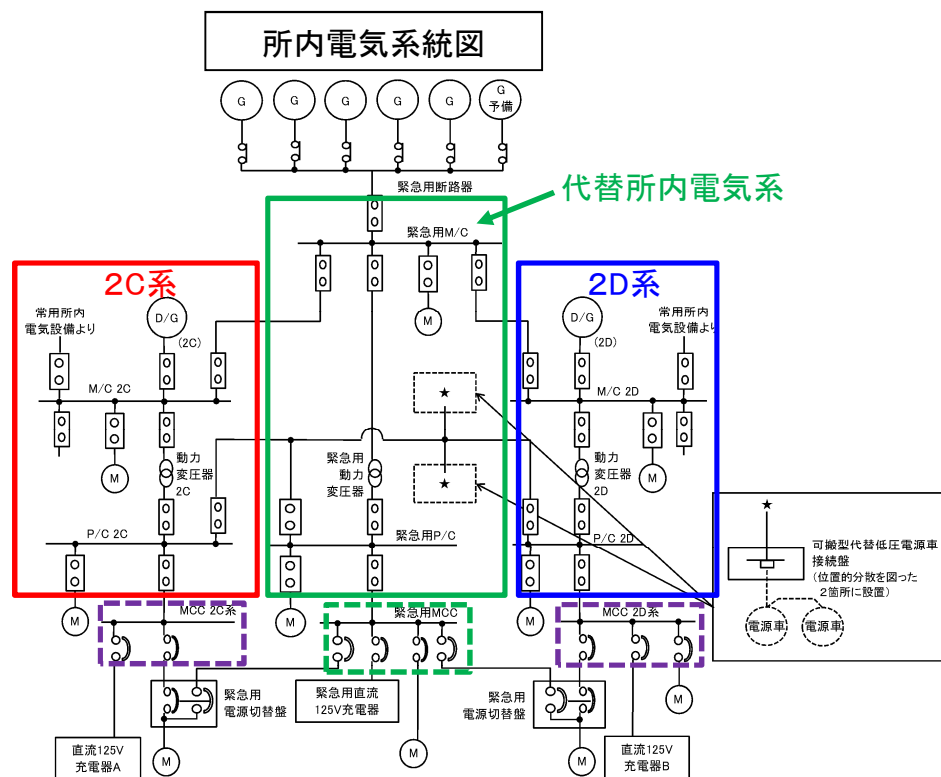
## 2. 指摘事項の回答(No.4)

### (1) 指摘事項

緊急用メタクラ、常用メタクラ、母線の位置関係について説明すること。

### (2) 回答

- ・右図に示すように、位置的分散を考慮した配置としている。





### 3. 指摘事項の回答(No.5)



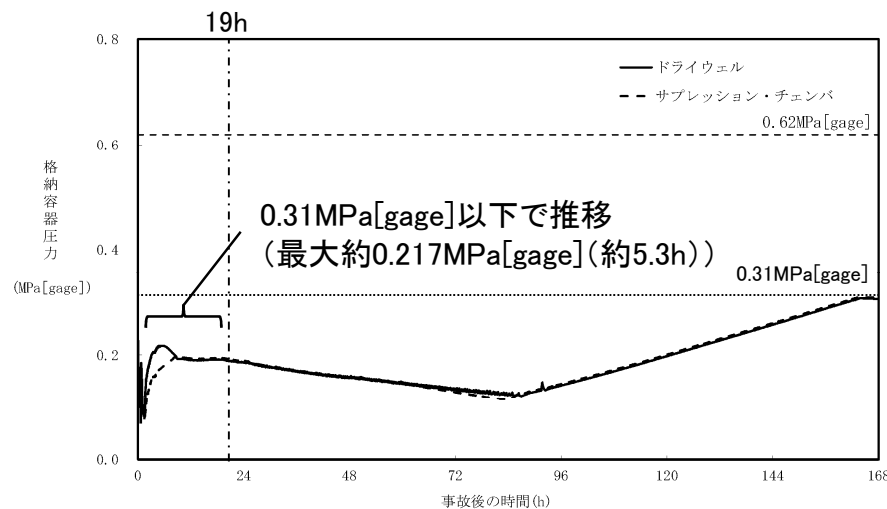
#### (1) 指摘事項

代替循環冷却系を使用するケースと比較して、Cs-137の放出量が大きくなる理由を分析し、資料に追記すること。

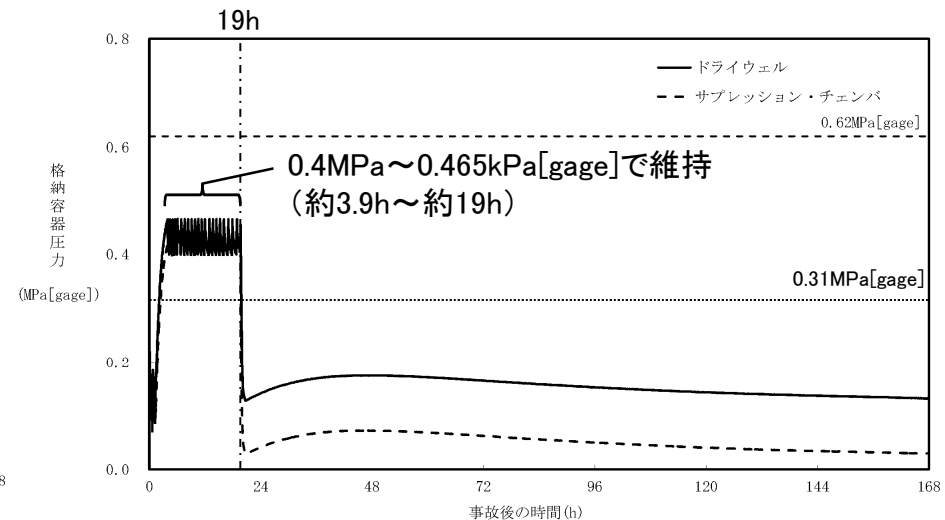
#### (2) 回答

原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量について、代替循環冷却系を使用しない場合(約14.3TBq)が、代替循環冷却系を使用する場合(約7.5TBq)より2倍程度大きくなっているのは、格納容器ベント実施(約19時間)までの格納容器圧力(格納容器から原子炉建屋への漏えい率に寄与)の違いによる影響が大きい。

- ・代替循環冷却系を使用する場合 : 代替循環冷却系による除熱操作により圧力抑制されるため、0.31MPa[gage](約1Pd)以下で推移(下図(左)参照)
- ・代替循環冷却系を使用しない場合 : 0.465MPa[gage]到達後(約3.9時間)、格納容器ベント実施(約19時間)まで格納容器圧力を0.4MPa~0.465MPa[gage]の範囲で維持(下図(右)参照)



代替循環冷却系を使用する場合



代替循環冷却系を使用しない場合

#### (3) 記載箇所

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) 3.1.3 添付資料3.1.3.4

## 2. 指摘事項の回答(No.7)



### (1) 指摘事項

MCCIのコリウムシールドの侵食量評価において、CIT-11の実験結果を採用しない理由について、炉外構造物の組成(酸化鉄の含有量等)の観点から説明すること。

### (2) 回答

・溶融炉心への混入を考慮しているペDESTAL(ドライウエル部)内構造物4m<sup>3</sup>が、保守的に全量酸化鉄として加わった場合でも、溶融炉心中の酸化鉄割合は約13%と評価され、CIT-11実験における模擬溶融炉心の酸化鉄割合である81%を大幅に下回る。

表: 溶融炉心内の酸化鉄割合の比較

実験条件／実機条件		酸化鉄割合
実験条件	CIT-9	30.5%
	CIT-11	81%
実機条件	RPV破損時	約3%
	構造物混入を考慮	約13%

### (3) 記載箇所

有効性評価 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 添付資料3.5.2

## 2. 指摘事項の回答(No.8)



### (1) 指摘事項

コリウムシールドに対する侵食量の不確かさについて、熔融炉心-コリウムシールド-コンクリートの伝熱を評価するに当たってのコリウムシールドの物性の不確かさや侵食が進行した際のコリウムシールドの厚みの不確かさ等も含めて、解析コード及び条件等による不確かさが及ぼす影響を全体的に整理して提示すること。

### (2) 回 答

- ・コリウムシールドを考慮した場合の重要現象及び評価モデルを踏まえた不確かさを整理し、先行プラントの解析コード安全審査資料に記載される感度解析に加え、以下の感度解析により不確かさの影響は小さいことを確認した。
  - ①コリウムシールド物性値の温度依存性を考慮した感度解析
  - ②熔融炉心からプール水への熱流束についての感度解析
- ・コリウムシールドが侵食しない場合のMAAP解析において、コンクリート温度が侵食開始温度に対して十分に低いことから、CIT実験を踏まえたコリウムシールドの侵食を考慮しても、コンクリートの侵食は生じないものと考えられる。

### (3) 記載箇所

有効性評価 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 添付資料3.5.1, 添付資料3.5.2

## 2. 指摘事項の回答(No.9)



### (1) 指摘事項

外部水源の持込みの制限、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位管理の目的等、対策の基本的な考え方については、資料に記載すること。

### (2) 回 答

・対策の基本的な考え方を以下のように整理し、操作の目的等を資料に追記した。

シーケンス	操作	操作の目的
静的負荷	<p>【原子炉水位LO以上+代替循環冷却系の起動】 外部水源による原子炉注水の停止及び格納容器スプレイの停止</p> <p>【原子炉水位LO以上+代替循環冷却系の起動不可】 外部水源による原子炉注水の崩壊熱相当の流量変更及び格納容器スプレイの停止</p>	サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減
静的負荷, DCH, FCI, MCCI	格納容器圧力400kPa[gage]～465kPa[gage]の格納容器スプレイ	格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位上昇を抑制
DCH, FCI, MCCI	格納容器下部水位の1mへの調整(原子炉圧力容器破損前)	水蒸気爆発の発生を仮定した場合のペDESTALへの影響抑制及びMCCIIによる影響緩和
	格納容器下部水位2.25m～2.75mのペDESTAL(ドライウエル部)注水	ペDESTAL(ドライウエル部)満水付近での溶融炉心の冠水維持及びサプレッション・プール水位の上昇抑制

### (3) 記載箇所

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) 3.1.2.1, 3.1.3.1, 添付3.1.2.1

3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過圧 3.2.1

## 2. 指摘事項の回答(No.10)



### (1) 指摘事項

東海第二の格納容器破損防止のマネジメントの特徴として、原子炉、格納容器及びペDESTALへの流量調整等、運転員操作が多いことから、操作を行うSA制御盤に持たせる機能や運転員の操作分担の考え方を整理して提示すること。また、具体的に、運転員の操作頻度、運転員にかかる負荷を整理し、操作に失敗した場合の影響や、その影響を防止するための対策について整理して提示すること。

### (2) 回答①

SA制御盤に持たせる機能については下記の通り。

制御盤名称※1	監視、制御及び操作を行う主な設備
SA監視操作盤 ※1: 新設制御盤については仮名称。	低圧代替注水系(常設), 代替格納容器スプレイ冷却系(常設), 格納容器下部注水系(常設), 代替燃料プール注水系 緊急用海水系, 代替循環冷却系, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系 水素濃度及び酸素濃度監視設備, サプレッション・プールpH制御装置, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

中央制御室での操作は運転員2名(運転員A及びB)によって行う。運転員AはSA監視操作盤専従、運転員BはSA監視操作盤以外の制御盤の操作を行うことで必要な操作を分担。

### 回答②

炉心損傷後の並行操作となり得る操作について整理しその影響について評価した結果、仮に操作が並行した場合でも優先度の高い操作から順次実施又は最初に基準に到達した操作を実施することで、プラント挙動に及ぼす影響は小さく、かつ操作の成立性に問題ないことを確認した。

### (3) 記載箇所

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) 3.1.3 添付資料3.1.2 別紙1, 2

## 2. 指摘事項の回答(No.11)

### (1) 指摘事項

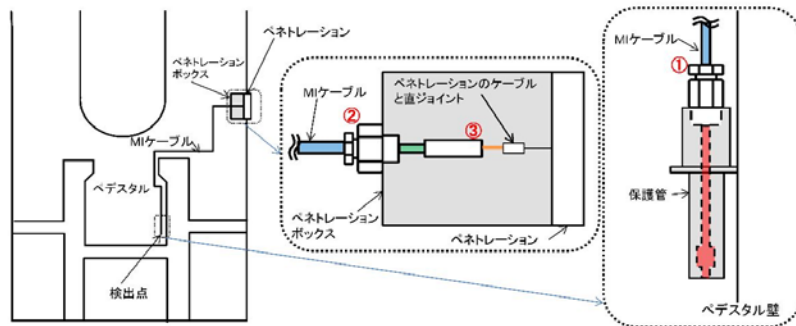
デブリの検知に用いる格納容器下部水温計について、ペDESTALからのケーブルの取り出し等が分かる図及びSA環境条件に対する対策の考え方を追加すること。

### (2) 回答

- ・ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル(MIケーブル)は耐熱性の高い無機物で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル(MIケーブル)をペネトレーションボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。これらは重大事故等時の環境下において耐性を有する設計とする。



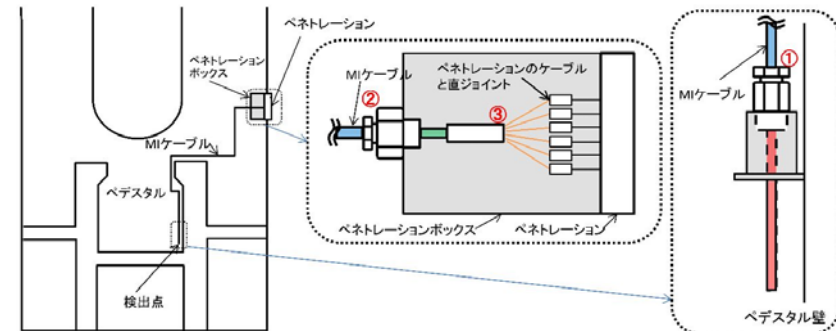
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図



格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第4図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図

### (3) 記載箇所

有効性評価 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 添付資料3.2.3 別添3