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28日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護の観点から公開できません

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. 審査会合（2017年8月22日）での指摘事項（1／2）

番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
58	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。
60	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。
61	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。
62	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。
63	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. 審査会合（2017年8月22日）での指摘事項（2／2）

番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
64	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。
65	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、溶融炉心-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。
66	2017/8/22	CV		外部水源の持込みの制限、ペデスタル（ドライウェル部）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。
67	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、格納容器及びペデスタルへの流量調整等、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。
68	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、ペデスタル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.58）

(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。

(2) 回　答

・原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位LOまでの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 （原子炉水位LO以上の水位維持）	原子炉水位LO到達判断後， ・原子炉注水流量　：崩壊熱相当以上の流量 ・格納容器下部水位：上昇がないこと ・格納容器下部水温：上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 （原子炉水位LO以下に低下，炉心損傷の進展）	原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達

(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.60）

(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：計装の読み取り値	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

※ 括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

(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　添付資料3.1.2.16

2. 指摘事項の回答（No.61）

(1) 指摘事項

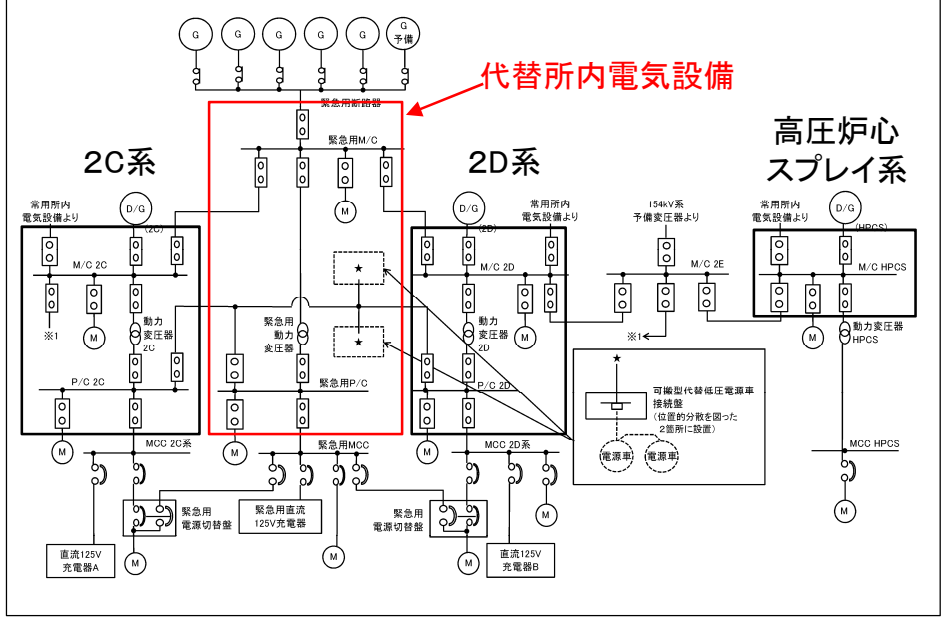
緊急用メタクラ、常用メタクラ、母線の位置関係について説明すること。

(2) 回　答

・1）～3）に示すように、位置的分散を考慮した配置としている。

1）所内電源系統図

所内電源系統図



2）メタクラとその設置場所

	原子炉建屋（付属棟）	常設代替高圧電源装置置場	備考
緊急用メタクラ	―	地下1階	P／Cも同様
非常用メタクラ	2D系：地下1階 2C系：地下2階 HPCS系：地下2階	―	P／Cも同様
常用メタクラ	2B系：地下1階 2A系：地下2階	―	P／Cも同様

(2) 回　答

3）メタクラの設置場所

常設代替高圧電源装置置場	原子炉建屋（付属棟）	
	地下2階	地下1階
・写真については，一部イメージを含む。 第 57-2-11 図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用M／C）	凡例 ：原子炉建屋付属棟 ：原子炉建屋原子炉棟 ：原子炉建屋廃棄物処理棟 第 57-2-18 図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用所内電気設備設置場所）（M／C　2C及びHPCS，P／C　2C）	凡例 ：原子炉建屋付属棟 ：原子炉建屋原子炉棟 ：原子炉建屋廃棄物処理棟 第 57-2-19 図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用所内電気設備設置場所）（M／C　2D及び2E，P／C　2D）

(3) 記載箇所

重大事故等対処設備について（補足説明資料）　57－2

3. 指摘事項の回答(No.62)

(1) 指摘事項

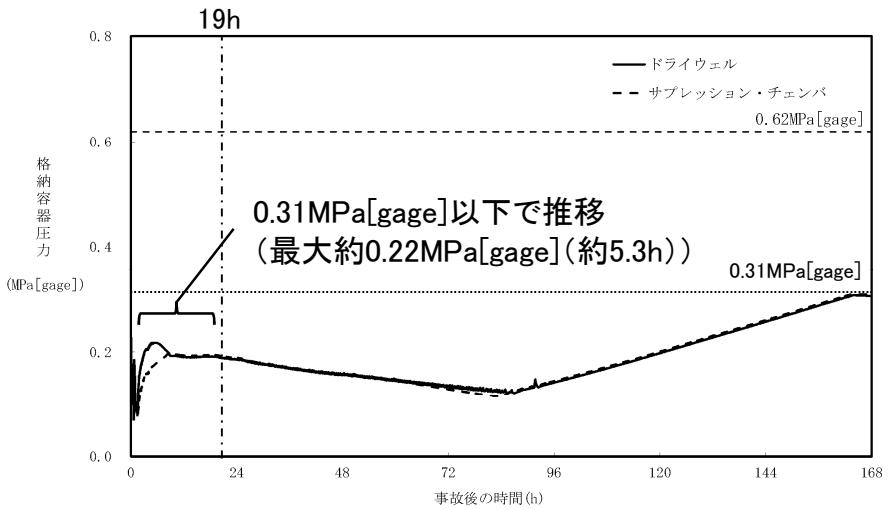
代替循環冷却系を使用するケースと比較して、Cs-137の放出量が大きくなる理由を分析し、資料に追記すること。

(2) 回　答

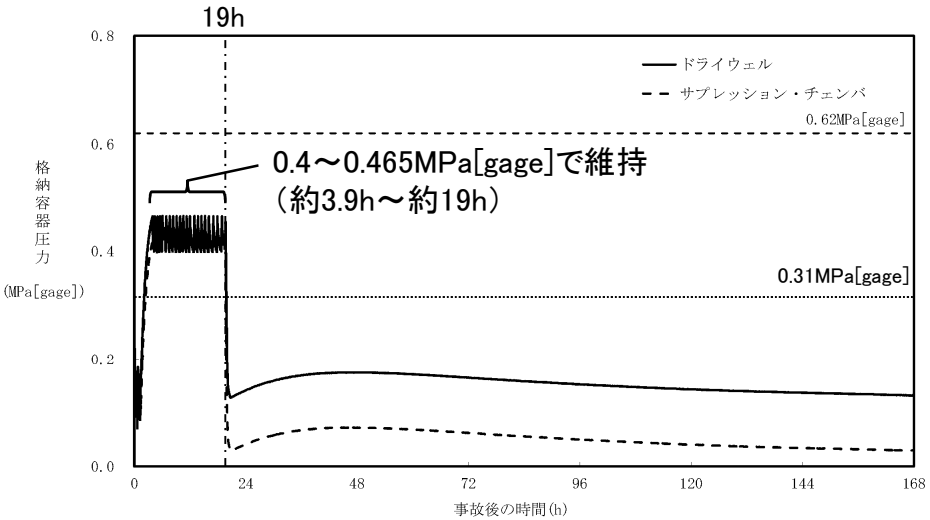
原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量について，代替循環冷却系を使用しない場合(約14.3TBq)が，代替循環冷却系を使用する場合(約7.5TBq)より2倍程度大きくなっているのは，格納容器ベント実施(約19時間)までの格納容器圧力(格納容器から原子炉建屋への漏えい率に寄与)の違いによる影響が大きい。

・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0.4～0.465MPa[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

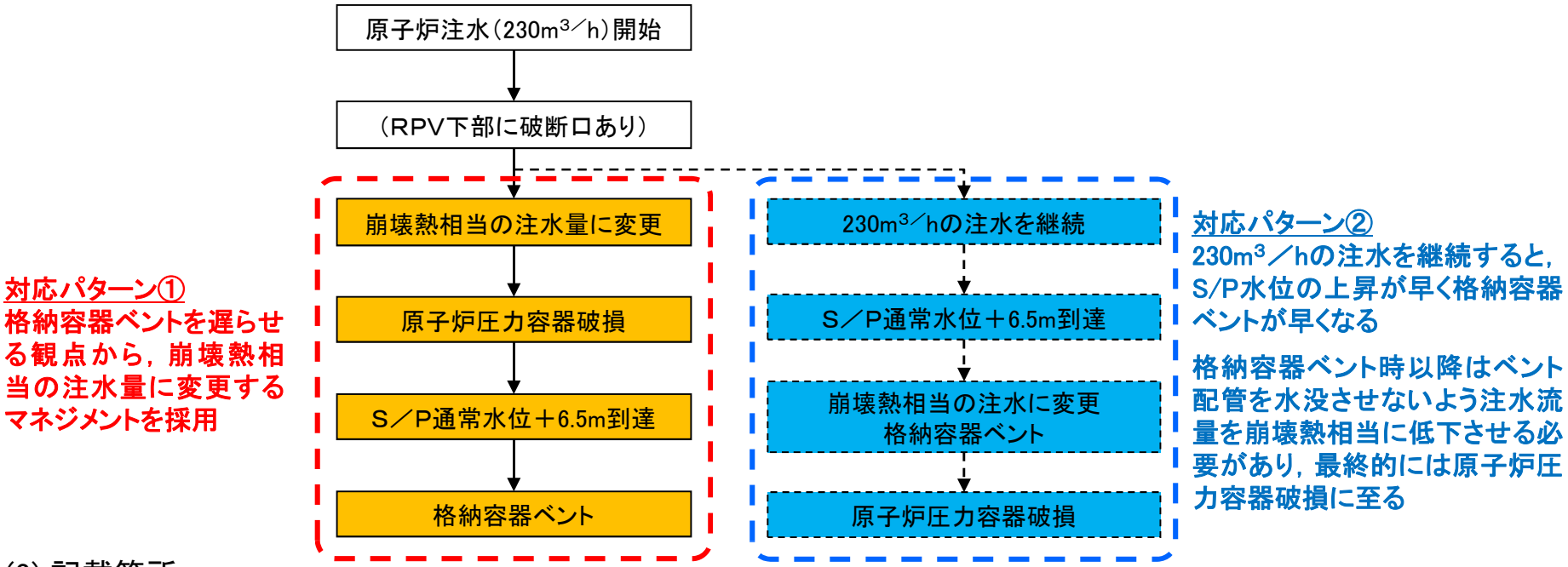
2. 指摘事項の回答(No.63)

(1) 指摘事項

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

・原子炉圧力容器下部に破断口がある場合等，原子炉水位の維持ができない状態でも，外部水源により原子炉注水を実施している場合には，原子炉水位LO到達を判断後，注水流量を崩壊熱相当の注水量に変更する。
この場合，原子炉水位を維持できず原子炉圧力容器の破損に至る可能性はあるが，環境への影響緩和の観点で，格納容器ベントを遅らせるため，崩壊熱相当の注水量に変更し外部水源の持ち込みを制限する方針とする。



(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3.1.2.2

2. 指摘事項の回答（No.64）

(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デスタル（ドライウェル部）内構造物4m^{3}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	ペデスタル内構造物の混入なし	約3%
	ペデスタル内構造物の混入を考慮	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3.5.1

(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、溶融炉心−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

・MAAPコードでのコリウムシールド及びコンクリートを考慮したMCCI評価に係る不確かさについて整理し，以下の２項目について感度解析を実施し，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響が小さいことを確認。

項　目	不確かさ要因	不確かさの影響評価
デブリからの水への熱伝達等	デブリ上面の性状等	コリウムシールド及びコンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心からプール水への熱流束への感度解析を実施し，侵食は生じない結果
コリウムシールドを介した伝熱	コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性	コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性を踏まえ，温度依存性を考慮できる評価モデルにより感度解析を実施し，コンクリートの侵食開始温度を下回る結果

・侵食が進行した場合の厚みの不確かさとして，酸化鉄との共晶反応によるジルコニア侵食の知見を踏まえたコリウムシールド侵食量を想定しても，コリウムシールドの外表面に接するペデスタルコンクリートの温度は約635℃であり，コンクリートの侵食開始温度である約1,230℃を下回る。

(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3.5.1

2. 指摘事項の回答（No.66）

(1) 指摘事項

外部水源の持込みの制限、ペデスタル（ドライウェル部）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。

シーケンス	操　作	操作の目的
静的負荷	【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 【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	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0.4～0.465MPa[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
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デスタルへの影響抑制及びMCCIによる影響緩和
	格納容器下部水位2.25m～2.75mのペデスタル（ドライウェル部）注水	ペデスタル（ドライウェル部）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

※ 格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5mに到達した時点で，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する

(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.67）

(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、格納容器及びペデスタルへの流量調整等、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

重大事故等対処設備の操作等を実施する制御盤は下記の通り。　赤：運転員Aが対応，青：運転員が対応

制御盤名称	監視，制御及び操作を行う主な設備
高圧代替注水系制御盤	高圧代替注水系
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	常設代替交流電源設備
SA監視操作盤	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

運転員Aは主に原子炉側，運転員Bは主に電源関係，主制御盤での操作を担当し，操作の流れは以下を想定。

①事象発生直後のプラント状況の把握等（運転員A，運転員B）

②高圧代替注水系の起動（運転員A）／常設代替高圧電源装置の起動（運転員B）

③SA監視操作盤を用いた 操作・監視（運転員A）／その他の制御盤を用いた操作・監視（運転員B）

また，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成立性について評価した結果，最初に基準に到達した操作から実施又は優先度の高い操作から順次実施することで，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。

(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）　添付資料3.1.2.1　別紙1，2

2. 指摘事項の回答（No.68）

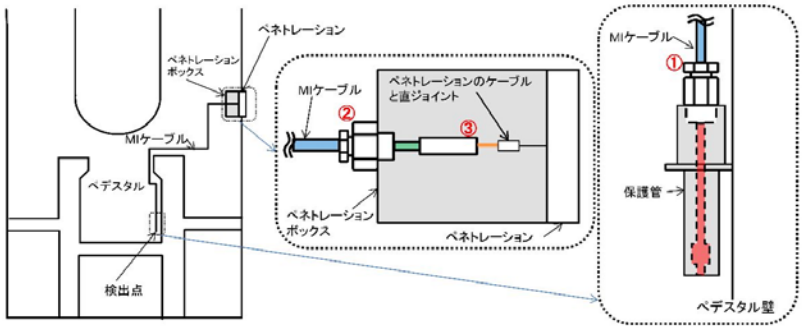
(1) 指摘事項

デブリの検知に用いる格納容器下部水温計について、ペデスタル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

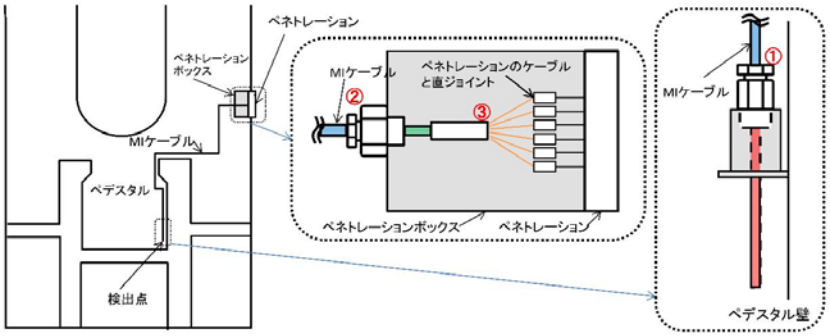
・ペデスタル内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MIケーブル）は耐熱性の高い無機物で構成し，ペデスタル外に取り出したケーブル（MIケーブル）をペネトレーションボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。これらは重大事故等時の環境を包絡する条件下において耐性を有する設計とする。

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

(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