
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9月13日
日本原子力発電株式会社

1. 審査会合での指摘事項
2. 指摘事項の回答

1. 審査会合での指摘事項



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
56	2017/8/10	炉心	津波浸水による全注水機能喪失	本事故シーケンスと長期TBにおいて、事故対応として相違がある部分については、その理由を整理して提示すること。
57	2017/8/10	炉心	津波浸水による全注水機能喪失	格納容器圧力の推移について、事象発生24時間前後の挙動について、その理由を整理して提示すること。
69	2017/8/29	58_1.15_計装		原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段の一つのパラメータである原子炉注水流量に関して、崩壊熱相当の注水ができていないこと(炉内へ確実に注水できていること)の確認方法を整理して提示すること。
70	2017/8/29	CV		運転員の並行操作に関して、原子炉注水操作(流量調整)等が遅れた場合のプラント挙動に与える影響について、サプレッション・プール水位の上昇量やフィルタベントタイミングへの影響等の観点から整理して提示すること。
71	2017/8/29	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、コリウムシールドの侵食が進行した時の厚みと物性値の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせの考え方を整理して資料を提示すること。
72	2017/8/29	51_1.8_CV下部注水		デブリ検知に用いる格納容器下部水位計及び水温計について、SA環境条件を整理して提示すること。また、RPVからの落下物に対して、これらの計器が同時に機能喪失しないことを整理して提示すること。
75	2017/8/29	50_1.7_FCVS		代替格納容器スプレイを連続運転にした場合の影響について、連続運転時の流量調整の頻度を整理し、並行操作がある場合の成立性を整理して提示すること。また、当該実手順と解析条件の関係を整理して提示すること。
76	2017/8/29	50_1.7_FCVS		ペDESTAL内の水によるスクラビング効果について、DFの値や、当該効果に期待しない場合のCs-137放出量評価への影響を整理して提示すること。

2. 指摘事項の回答(No.56)



(1) 指摘事項

津波浸水による注水機能喪失の事故対応(フローチャート)について、以下の指摘を受けた。

- ・本事故シーケンスと長期TBにおいて、事故対応として相違がある部分については、その理由を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・敷地に遡上する津波の影響により、一部の解析上考慮しない事故対応に相違があります(下表のとおり)。

(3) 記載箇所

添付資料2.8.7 全交流動力電源喪失(長期TB)との事故対応の相違点について

事故対応	相違理由
可搬型代替低圧電源車による受電操作	高所以外の可搬型設備を用いた事故対応には期待しないこととしている
代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	
消火系による原子炉注水及び格納容器冷却	消火系が設置されているタービン建屋への浸水による機能喪失の可能性を考慮し期待しない

2. 指摘事項の回答(No.57)



(1) 指摘事項

LOCA時注水機能喪失における格納容器スプレイ実施中の格納容器圧力の解析挙動について、以下の指摘を受けた。

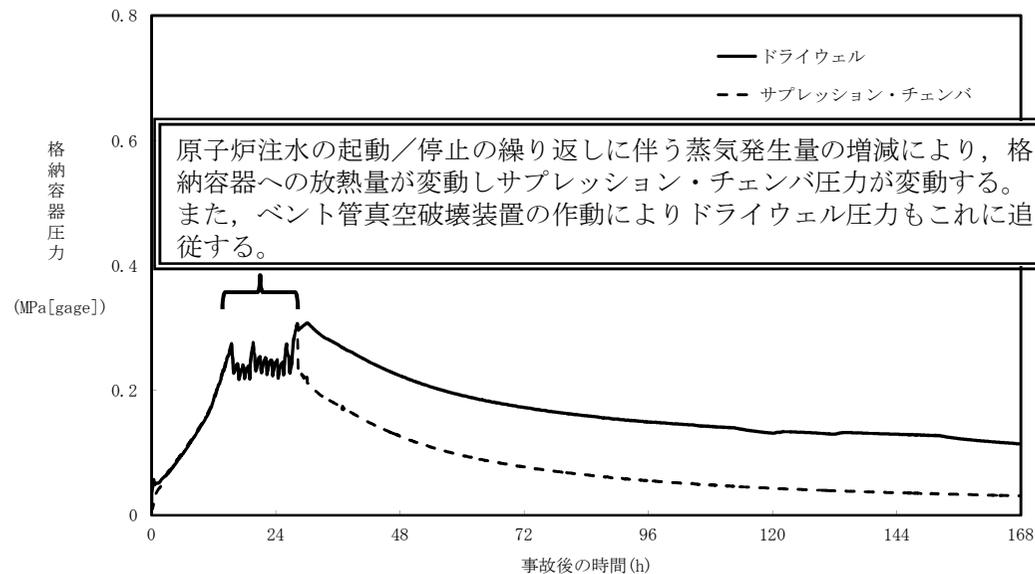
- ・格納容器圧力の推移について、事象発生24時間前後の挙動について、その理由を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・原子炉注水の起動／停止の繰り返しに伴う蒸気発生量の増減により、格納容器への放熱量が変動し、サブプレッション・チェンバが変動します。また、ベント管真空破壊装置の作動によりドライウェル圧力もこれに追従します。

(3) 記載箇所

有効性評価 2.6 LOCA時注水機能喪失 第2.6-16図 格納容器圧力の推移（その他のグラフも同様）



2. 指摘事項の回答(No.69)



(1) 指摘事項

崩壊熱相当の注水ができていることの確認について、流量計による確認とは異なる、別の手段について整理して提示すること。

(2) 回答

- ・崩壊熱相当の注水が成功している場合あるいは失敗している場合に有意な変化を示すパラメータについて以下に示す。これらのパラメータ推移をもとに総合的に傾向を判断する。
- ・注水が失敗している傾向を確認した場合においても、崩壊熱相当の注水を継続し、最終的に原子炉注水が失敗している判断は、原子炉圧力容器表面温度(下鏡部)が300℃に到達した時点で判断する(No.63で回答済)。

パラメータ※	パラメータの推移
ドライウエル 圧力	・原子炉へ注入する冷却水の一部が漏えいし、原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができいない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある
ドライウエル 温度	・原子炉へ注入する冷却水の一部が漏えいし、原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができいない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある
サプレッション・ プール水位	・原子炉への注水配管が格納容器内で破断している場合、冷却水がドライウエルからベント管を通じてサプレッション・プールに移行することで、サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある
原子炉建屋内 漏えい検知	・原子炉への注水配管が原子炉建屋内で破断している場合、原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある

※:注水の成否判断に参考となるパラメータとしては、表中のパラメータに加え、注水配管の破断による常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加も考えられる。

(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.70)



(1) 指摘事項

原子炉注水操作(流量調整)が遅れた場合等のプラント挙動に与える影響について、S/P水位の上昇量、格納容器ベントタイミングへの影響を整理した資料を提示すること

(2) 回答

- ・並行操作が発生した場合に優先しない操作については、優先する操作を実施後に速やかに実施するが、その場合に操作開始が10分程度遅れることで、サプレッション・プール水位上昇に影響を与える可能性がある。
- ・操作が遅延した場合のベントタイミングへの影響を以下に示す。

遅延する操作	操作が10分遅れた場合の影響	ベント時間への影響
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作 【崩壊熱相当の注水量調整】	調整による変化幅は、崩壊熱の変化が幅が大きい事象初期においても十数m ³ /h程度であり、10分遅れた場合の流入量は数m ³ 程度である	・130m ³ /hのスプレイに換算しても1分未満相当であり、ベント時間への影響はない
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作 【格納容器圧力400kPa[gage]到達時の停止操作】	スプレイ流量は最大130m ³ /hであり、10分遅れた場合の流入量は30m ³ 未満である	・スプレイ流量を調整し可能な限り連続運転とすることから並行操作が生じる可能性は低い ・130m ³ /hのスプレイに換算しても15分未満相当であり、ベント時間への影響は小さい ・スプレイによって圧力の低下幅が大きくなることで次のスプレイ開始タイミングとなる465kPa[gage]到達が遅れることとなり、その後のスプレイ開始も順次遅れることから、ベント時間に与える影響は小さい
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による熔融炉心への注水操作 【格納容器下部水位2.75m到達時の停止操作】	崩壊熱相当の注水量は、保守的に設定した燃焼度33GWd/tの場合においても最大50m ³ /h程度であり、10分遅れた場合の注入量は10m ³ 未満である	・注水流量を調整し可能な限り連続運転とすることから並行操作が生じる可能性は低い ・130m ³ /hのスプレイに換算しても5分未満相当であり、ベント時間への影響は小さい

(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3.1.2.1

2. 指摘事項の回答(No.71)



(1) 指摘事項

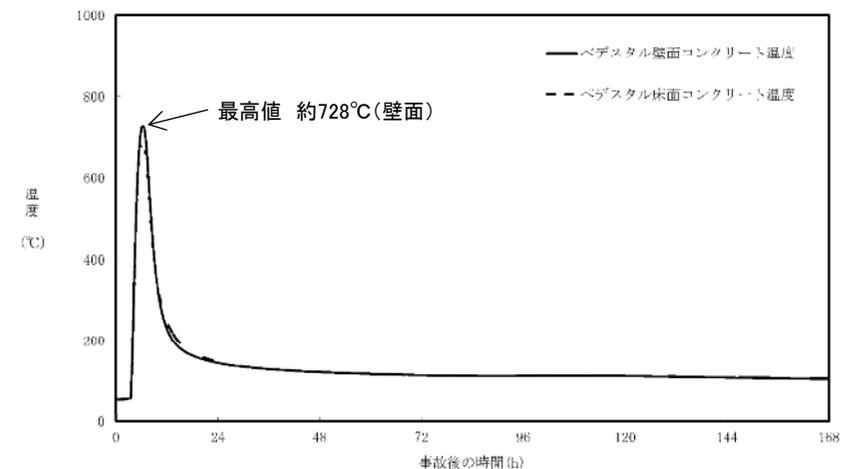
コリウムシールドの侵食が進行した時の厚みと物性値の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせについて考え方を整理した資料を提示すること。

(2) 回答

- ・有効性評価のベースケース解析においては、コリウムシールドが侵食されないことを評価しているが、金属酸化物との共晶反応によるジルコニア侵食の知見より、重大事故時にコリウムシールドが侵食される可能性は否定できない。また、MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルではコリウムシールドの伝熱物性として固定値を設定していることから、物性値の温度依存性に関して不確かさがある。このため、コリウムシールドの侵食と伝熱物性の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせを考慮する。
- ・上記を踏まえた感度解析により影響を評価した結果、ペDESTALのコンクリートの温度最高値は約728℃であり、コンクリートの侵食開始温度である約1,230℃を下回ることから、ベースケース解析と同様に侵食が生じないことを確認した。

<主要解析条件>

項目	解析条件		設定の考え方
	ベースケース	感度解析	
コリウムシールド厚さ	<input type="text" value="11 cm (侵食なし)"/>	11 cm (侵食有り)	コリウムシールドの設計値に対して、CIT実験に基づく侵食量を考慮した値
コリウムシールド熱伝導率	<input type="text"/>	<input type="text"/>	コンクリートへの伝熱量を大きくする観点より、常温での伝熱物性値を設定
コリウムシールド比熱	<input type="text"/>	<input type="text"/>	



(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

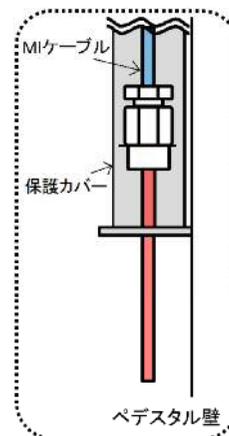
2. 指摘事項の回答(No.72)

(1) 指摘事項

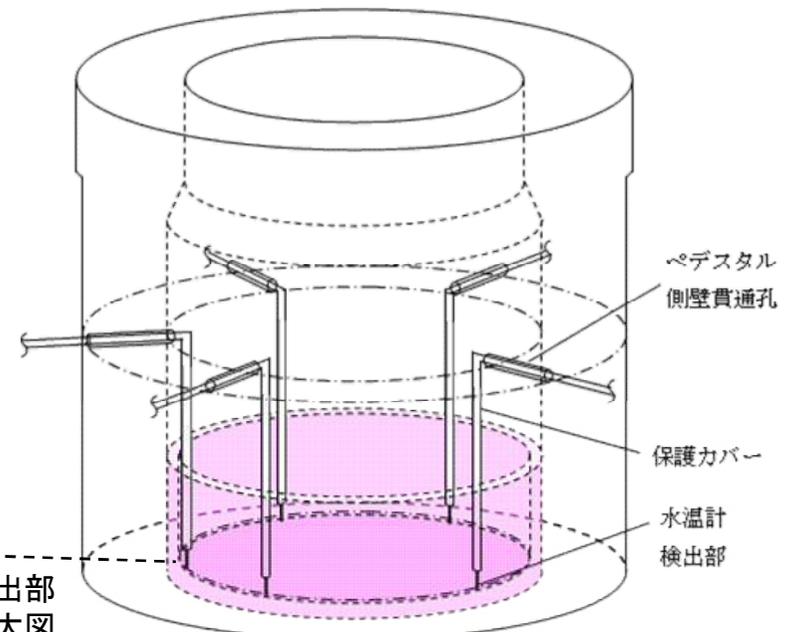
デブリの落下を考慮したペDESTAL(ドライウェル部)のSA環境条件を整理した資料を提示すること。また、ペDESTAL(ドライウェル部)に設置する各計器が、デブリに巻き込まれて落下する構造物によって同時に機能喪失しないことを説明すること(ケーブルの取出し部が分散されて配置されていること等)。

(2) 回答

- ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件200℃(ピーク温度235℃-5分間)、0.62MPa[gage]を設定している。
- また、ペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下を考慮した以下の設計を採用する。
 - 各計器の検出部及びMIケーブルには金属製の保護カバーを設置(デブリ検知用水温計検出部を除く)し、ペDESTAL内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。
 - 各計器のMIケーブルは、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
- なお、ペDESTAL内の検出器・MIケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。



検出部
拡大図



図は格納容器下部水温計(0m)の場合のイメージ

(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

2. 指摘事項の回答(No.75) (1/2)



(1) 指摘事項

- ・代替格納容器スプレイを連続運転にした場合の影響について、連続運転時の流量調整の頻度を整理し、並行操作がある場合の成立性を整理して提示すること。また、当該実手順と解析条件の関係を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・実手順と解析条件の関係は下表のとおり。

項目	圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用方法	流量制御範囲	目的
非常時運転手順書 (技術的能力)	圧力制御範囲(465kPa[gage]～400kPa[gage])において、可能な限り高い圧力に維持するよう流量を調整	130m ³ /h ～102m ³ /h	作業員及びスプレイ弁に対する負荷軽減の観点並びに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、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベント※1の遅延を測り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定
有効性評価	流量を130m ³ /hとし、圧力制御範囲において、間欠運転を実施	130m ³ /h一定	代替格納容器スプレイの格納容器圧力低下効果の有効性を確認する観点及びスプレイ効果を小さくし、サブプレッション・プール水位の上昇による格納容器ベントを早くする観点※2から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である130m ³ /hを設定

※1: 格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブ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。

※2: 400kPa[gage]近傍の低い圧力範囲においては、高い圧力範囲に対して相対的にスプレイ効果が小さくなり、圧力を降下させるためにより多くのスプレイ流量が必要となる。このため、流量を少なくして高い圧力範囲に維持するよりも、130m³/hで間欠運転した方が、総スプレイ量は多くなる。

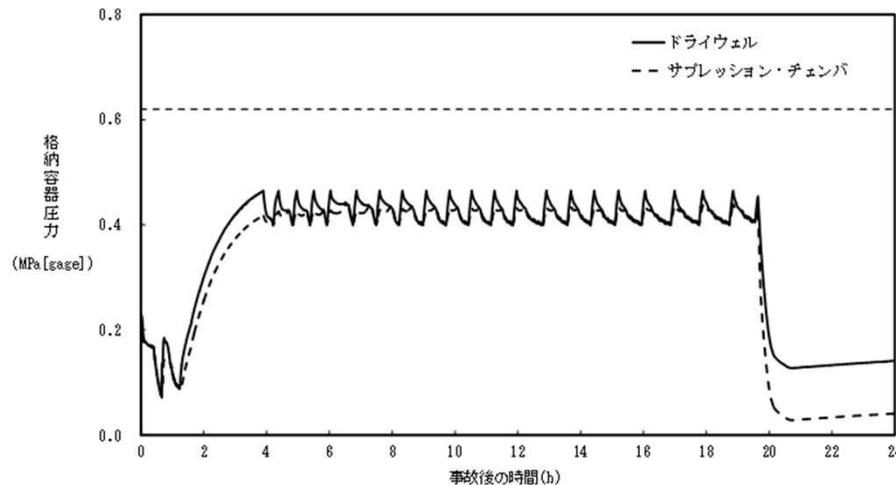
(次頁へ続く)

2. 指摘事項の回答(No.75)(2/2)

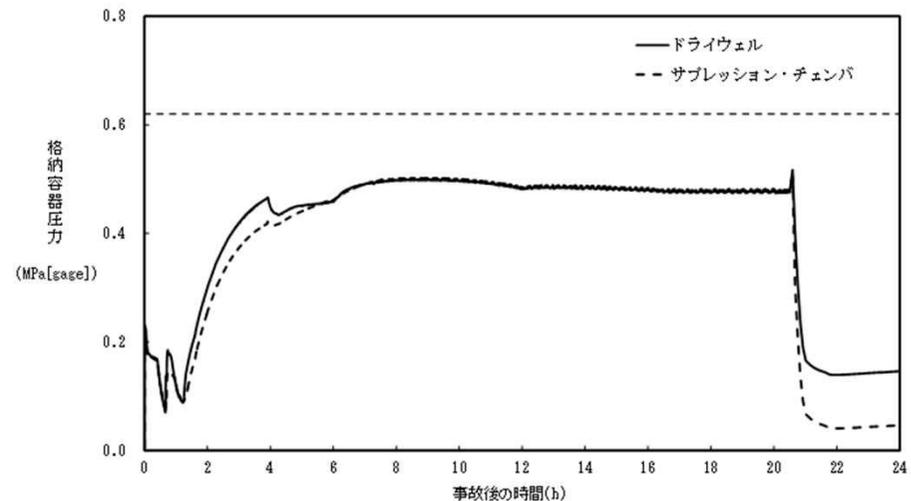


(2) 回答

- ・連続運転を模擬して102m³/h一定とした場合の解析結果では、流量調整操作を実施することなく格納容器圧力を制御することができる。
- ・実手順のスプレイ流量範囲(130m³/h~102m³/h)で可能な限り連続的なスプレイを実施することを考えると、流量調整の頻度は有効性評価解析(130m³/hで間欠運転)と比較して減少することになる。
- ・上記のとおり、並行操作の頻度を極力下げることとするが、他の操作と並行操作になる場合でも優先度の高い操作を優先して実施することで操作の成立性を確認している(指摘事項の回答No.71参照)。



有効性評価解析における格納容器圧力の推移
(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しない場合))



感度解析における格納容器圧力の推移
(代替格納容器スプレイ流量を102m³/h一定とした場合)

(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)添付資料3.1.2.1 別紙1,2
- ・SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙49

2. 指摘事項の回答(No.76)



(1) 指摘事項

ペDESTAL内の水によるスクラビング効果について、DFの大きさ、Cs-137の放出量への影響等定量的に示すこと。

(2) 回答

・高揮発性核種であるCs-137は、炉心損傷に伴い大部分が炉心から放出されるため、ペDESTALに移行したデブリ内に含まれるCs-137は少なく、Cs-137放出量への影響はほとんどない。(下表参照)

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるCs-137の放出割合等

原子炉圧力容器から格納容器へのCs-137の放出割合	ペDESTALに移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合
約0.73	約0.03

・なお、ペDESTAL内の水によるスクラビング効果はDF10～20程度であるが、コリウムシールドの設置によりペDESTALのコンクリート部の侵食は生じず、デブリ内のCs-137放出に寄与するガスが発生しないため、評価結果としてペDESTALに移行したデブリ内に含まれるCs-137の放出はない。

(3) 記載箇所

有効性評価 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 添付資料3.2.5