

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0164
提出年月日	平成29年6月30日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

新規制基準適合性に係る審査書類の変更点に
係る追加説明資料

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 雨水排水ライン止め弁の運用について
2. 有効性評価における作業時間変更について
3. 被ばく評価の評価条件等の変更点について
4. 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 残留熱除去系による原子炉格納容器スプレイの判断基準の見直しについて

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

雨水排水ライン止め弁の運用について

東京電力ホールディングス株式会社

雨水排水ライン止め弁の運用について

- 格納容器圧力逃がし装置の放出口側ラプチャーディスクの下流側に、雨水排水ラインならびに止め弁を設置している。
- 雨水排水ライン止め弁は、以下の理由から通常時は「開」とし、格納容器圧力逃がし装置を使用するときに「閉」とする運用とする。

【通常時「開」とする理由】

- ・ 滞留した雨水が凍結して、格納容器圧力逃がし装置使用時にラプチャーディスクの開放を妨げるリスクを低減する。
- ・ 滞留した雨水により、ラプチャーディスクが腐食して孔があき、ラプチャーディスクのバウンダリ機能が喪失するリスクを低減する。
- ・ 雨水が滞留した状態でベントを実施することで、ウォーターハンマーが発生するリスクを低減する。

【格納容器圧力逃がし装置使用時に「閉」とする理由】

- ・ 格納容器圧力逃がし装置使用時に、雨水排水ラインからベントガスが排出されることにより、低所排出となって被ばく線量が増加すること、ならびに雨水排水ラインが設置されている原子炉建屋屋上が高濃度に汚染することを防止する。

【雨水排水ライン止め弁「閉」操作について】

- ・ 雨水排水ラインの「閉」については、アクセス性、操作性（操作に伴う被ばく線量評価含む）について問題なく対応できることを確認しており、雨水排水ラインの「閉」操作後の中央制御室と現場の連絡手段についても整備している。

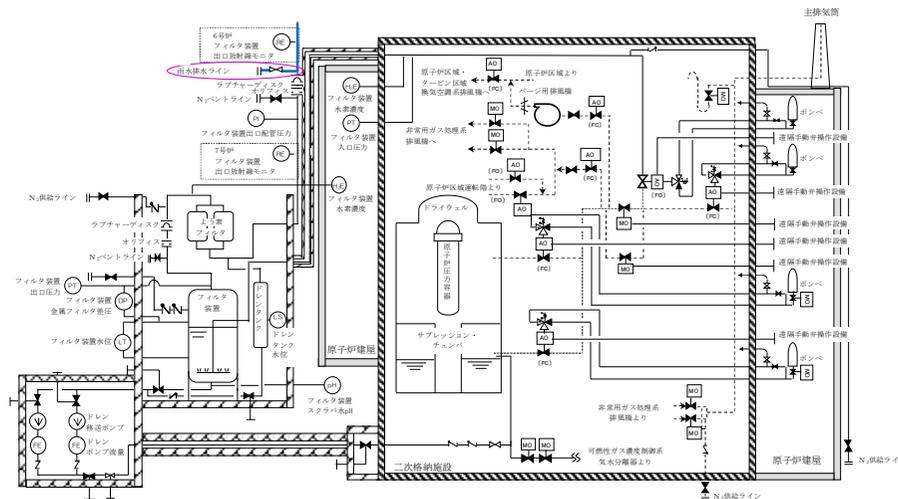


図1 格納容器圧力逃がし装置概略系統図

雨水排水ライン止め弁の運用方法の比較(1/2)

■ 雨水排水ラインには止め弁の運用方法としては以下が考えられる。

- (1) 通常時は「開」とし、格納容器圧力逃がし装置を使用するときに「閉」とする
- (2) 通常時は「閉」とし、パトロールの際に「開」として排水操作を実施する
- (3) 通常時は「開」とし、格納容器圧力逃がし装置を使用するときも「開」のままとする

■ 運用方法の違いにより、以下の想定リスクに対して、メリットとデメリットが生じる

① ラプチャーディスク凍結による影響

ラプチャーディスク部に雨水が溜まり、それが凍結することで、ラプチャーディスクの開放機能が喪失・低下する。

ラプチャーディスクが開放しないと格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失するため、最も重要視しているリスクである。

② ラプチャーディスクの腐食による劣化

ラプチャーディスク部に雨水が溜まると、ラプチャーディスクが腐食して孔が開き、損傷する可能性がある。

(柏崎刈羽発電所は臨海部に立地しているため、溜まった雨水には塩分が含まれることから、腐食リスクは大きい)

③ 系統内に溜まり水があることによる影響

系統内に雨水が溜まった状態で、水蒸気を含むベントガスが流れてきた場合は、ウォーターハンマーが発生するリスクがある。

また、ベントを実施してラプチャーディスクが開放すると、その水がドレンタンクに流入する可能性がある。

④ 雨水排水ラインからのベントガスの排出

雨水排水ラインからベントガスを排出してしまうと、本来の放出口よりも低所からの排出となるため、敷地内外の被ばく線量の増加や、雨水排水ラインから放出するベントガスが直撃する原子炉建屋屋上の汚染が生じる。

⑤ 操作による被ばく

SAが発生した後に、雨水排水ライン止め弁を閉める必要がある場合、それに伴い操作員が被ばくする。

■ 以下に、それぞれのメリットとデメリットをまとめる。

雨水排水ライン止め弁の運用方法の比較(2/2)

表1 運用方法によるメリット・デメリット整理表

○:メリット
×:デメリット

運用方法 想定リスク	運用方法			備考
	(1) 通常時「開」 FV使用時「開」	(2) 通常時「開」 バトロール時「開」	(3) 通常時「開」 FV使用時「開」	
①ラプチャーディスク 凍結による影響	○	△	○	(2)についても、ラプチャーディスク近傍にヒータを巻くことでリスク低減できるが、それによって本当に凍結していないことをどのように確認するか、課題がある。
②ラプチャーディスク 腐食による劣化	○	×	○	
③系統内に溜まり水 があることによる影響	○	×	○	
④雨水排水ラインから のベントガスの排出	○	○	×	
⑤操作による被ばく	△	○	○	(1)による想定被ばく線量は、約9.3～約9.6 [mSv]

- 待機時の信頼性の観点からは、通常時「開」運用が最も有利
- 表1より、運用方法(1)もしくは(3)が、ラプチャーディスクの腐食による損傷や、ベント時の溜まり水による悪影響を考慮すると運用方法(2)よりもメリットが大きいと考える。
- 運用方法(3)では、操作による被ばくは発生しないが、ベントガスが噴出する原子炉建屋屋上近傍が汚染されることにより、事故収束作業に悪影響を及ぼす可能性があるため、(1)に対して不利。
- そのため、**運用方法(1)が最もメリットが大きいと考えられるため、これを採用する。**

雨水排水ライン止め弁の閉操作に伴う被ばく評価について

■作業時間帯等

表2 作業開始時間帯及び所要時間

作業開始時間※ (事象発生後)	4 時間後～ 約38 時間後
所要時間	行き10 分(屋内) 作業5 分(屋外) 帰り10 分(屋内)

※作業開始時間の範囲のうち、被ばく線量の評価結果が最も大きくなる時間帯(原子炉建屋換気率が無限大になるSGTS停止直後(約31時間後))で作業を実施した場合を評価

■評価点(屋外)

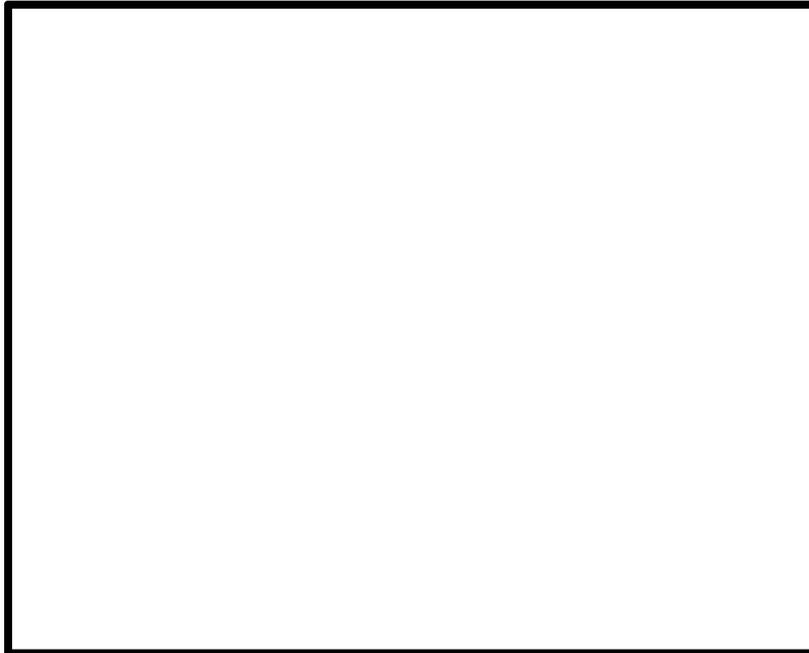


図2 雨水排水ライン止め弁操作時評価点

➤ 評価結果

- ・弁閉操作時(5分間): 操作場所(屋外)を評価点と設定
- ・移動時(20分間): 屋内(原子炉建屋内の原子炉区域外)※を評価点と設定

被ばく線量	約9.3～約9.6 [mSv]
-------	-----------------

※屋内の放射性物質濃度が外気と同濃度になると仮定し評価

雨水排水ライン止め弁へのアクセス性

- 雨水排水ライン止め弁へのSA時のアクセス性については、問題なく確保可能であることが確認できている。



図3 技術的能力まとめ資料抜粋



図4 原子炉建屋屋上(6号炉)



図5 原子炉建屋屋上(7号炉)

炉心損傷前で電源がある場合の格納容器逃し装置使用タイムチャート



図6 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)



図7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)

炉心損傷前で電源がない場合の格納容器逃し装置使用タイムチャート



図8 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (W/Wベントの場合)



図9 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (D/Wベントの場合)

炉心損傷後で電源がある場合の格納容器逃し装置使用タイムチャート



図10 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)



図11 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)

炉心損傷後で電源がない場合の格納容器逃し装置使用タイムチャート



図12 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (W/Wベントの場合)



図13 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (D/Wベントの場合)

2.有効性評価における作業時間変更について

1. 有効性評価における作業時間変更一覧

シナリオ名	作業内容	分類
TQUV	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
長期TB	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
TBU	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
TBD	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
TBP	常設代替交流電源設備からの交流電源確保失敗	4
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水(緊急時対策要員)	5
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水(現場運転員)	6
	給油準備(4kL)	3
	格納容器ベント準備操作	2
	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
	残留熱除去系起動操作	7
TW(取水機能喪失)	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	給油準備(4kL)	3
TW(RHR故障)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
LOCA時注水機能喪失	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	格納容器ベント準備操作	2
	給油準備(4kL)	3
ISLOCA	残留熱除去系起動操作	8
大LOCA (代替循環冷却系 使用)	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
	非常用ガス処理系運転確認	9
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	給油準備(4kL)	3
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水準備(緊急時対策要員)	10
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水(緊急時対策要員)	11	
大LOCA (代替循環冷却系 不使用)	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
	非常用ガス処理系運転確認	9
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	給油準備(4kL)	3
	格納容器ベント準備操作	12
DCH	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	1
	給油準備(4kL)	3
想定事故1	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水	13
	給油準備(4kL)	3
想定事故2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水	13
	給油準備(4kL)	3
停止時 全交流動力電源喪失	常設代替交流電源設備からの交流電源確保	4
	給油準備(4kL)	3

2. 変更理由及び妥当性

分類	作業内容	変更後	変更前	変更理由	有効性評価への妥当性
1	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	360 分	180 分	防火水槽を経由する送水ラインから淡水貯水池からの直接送水ラインへの変更に伴い、ホース敷設時間の増加により作業時間を変更	事象発生 12 時間後までに完了することを想定しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
2	格納容器ベント準備操作	90 分	60 分	格納容器圧力逃がし装置の雨水排水ラインを隔離する作業が追加になったため作業時間を変更	格納容器ベント判断前までに実施する作業であり、専任の運転員により実施するため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
3	給油準備 (4kL)	140 分	90 分	緊急時対策所の見直しにより、保管場所への移動時間が増加したため作業時間を修正	事象発生 12 時間後までに完了することを想定しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない (TBP シナリオ以外) ----- 事象発生 4 時間後までに完了することを想定しているが、専任の要員を確保しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない (TBP シナリオ)
4	常設代替交流電源設備からの交流電源確保 (失敗確認も含む)	50 分 (大 LOCA) 120 分 (停止時 SBO)	50 分* (大 LOCA) 195 分 (停止時 SBO)	代替交流電源設備の遠隔起動に伴う全面修正	シナリオごとに想定時間が異なる (2 系統受電完了) ・長期 TB、TBU、TBD、TBP : 80 分 ・TW (取水機能喪失)、停止時 SBO : 120 分 ・大 LOCA : 50 分 代替交流電源設備の遠隔起動への変更により、大 LOCA シナリオ及び停止時 SBO の受電完了時間が短縮されたが、交流電源回復後の操作時間は変更無いため有効性評価に影響を与えない 他のシナリオについては、作業内容の変更はあるものの、受電完了時間に変更はないため有効性評価に影響を与えない
		----- ※原子炉注水に必要な 1 系統受電完了時間			
5	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉注水 (緊急時対策要員)	230 分	155 分	防火水槽を経由する送水ラインから淡水貯水池からの直接送水ラインへの変更に伴い、ホース敷設時間の増加により作業時間を変更	事象発生 4 時間後までに完了することを想定しているが、専任の要員を確保しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
6	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉注水 (現場運転員)	135 分	95 分	個別操作 (バイパス流防止及び注入弁・洗浄水弁操作) の所要時間見直しにより作業時間を修正	常設代替交流電源設備からの交流電源確保失敗確認と一部並行操作になるが、専任の運転員により実施することとしていることから、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない

分類	作業内容	変更後	変更前	変更理由	有効性評価への妥当性
7	残留熱除去系起動操作(TBP シナリオ)	15分	5分	交流電源確保後の起動であるため、電源回復確認等の作業時間も考慮し操作時間を修正	原子炉注水は低圧代替注水系(可搬型)により継続して実施しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
8	残留熱除去系起動操作(ISLOCA シナリオ)	5分	30分	残留熱除去系起動タイミング修正(2時間後→20分後)に伴い、時間余裕を見直して操作時間を変更	時間余裕見直しであるため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
9	非常用ガス処理系運転確認	5分	—	非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴い操作を追加	炉心損傷後の非常用ガス処理系運転に期待するため追加された項目であり、有効性評価に影響を与えない
10	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉注水準備(緊急時対策要員)(大 LOCA シナリオ)	360分	95分	防火水槽を経由する送水ラインから淡水貯水池からの直接送水ラインへの変更に伴い、ホース敷設時間の増加により作業時間を変更	参集要員による事象発生 16 時間後からの作業であり、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない。なお、復水貯蔵槽への補給で実施している箇所と一部重複するため、作業時間は想定時間よりも短くなる
11	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉注水(緊急時対策要員)	50分	30分	復水貯蔵槽への補給を実施していた可搬型代替注水ポンプを移動する作業の追加及び送水ライン変更に伴う送水時間の増加により作業時間を変更	復水貯蔵槽への補給停止タイミングが早くなる(約 20 分)が、代替循環冷却系切替までの復水貯蔵槽水位は維持されるため、有効性評価に影響を与えない。なお、復水貯蔵槽の水位評価については本事項を反映している
12	格納容器ベント準備操作(大 LOCA シナリオ)	60分	—	準備操作として、格納容器圧力逃がし装置の雨水排水ラインを隔離する作業が追加になったため作業を追加	格納容器ベント判断前までに実施する作業であり、専任の運転員により実施するため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない
13	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水	360分	80分	防火水槽を経由する送水ラインから淡水貯水池からの直接送水ラインへの変更に伴い、ホース敷設時間の増加により作業時間を変更	事象発生 12 時間後までに完了することを想定しているため、変更後の時間は有効性評価に影響を与えない

以上

被ばく評価の評価条件等の変更点について

平成 29 年 1 月以降, 評価条件の適正化, 保守性の見直し, 運用の反映の観点から精査し, “原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価” 及び “緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価” 等について, 評価条件を含め一部変更を行っている。以下に変更点を示す。

1. ソースタームに関する主な変更点

(1) 格納容器圧力逃がし装置への Te_2 と UO_2 の流入割合の評価方法を変更

(50 条別添資料 1 84~89 頁)

(59-11 59-11-添 2-3-7 頁)

a. 変更内容

【変更前】

Te_2 と UO_2 はベントラインへの放出割合^{※1} がゼロ (大破断 LOCA 時の MAAP 解析結果) であることから, 放出割合をゼロと評価

※1 停止時炉内内蔵量に対する割合

【変更後】

Te_2 と UO_2 に対し, 他の中・低揮発性核種と同様に NUREG-1465 の知見を用いて放出割合を評価

b. 変更の妥当性

本変更により Te_2 と UO_2 の流入割合はゼロではなくなり, より厳しい評価となることから, 変更は適切であると考えられる。

c. 変更による影響

①格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

50 条別添資料 1 に記載している, 格納容器圧力逃がし装置への粒子状物質の流入重量のうち, Te_2 と UO_2 のベントラインへの流入重量がゼロではなくなる。

ただし, ベントラインへの流入重量として支配的となるのは $CsOH$ やコンクリートエアロゾル粒子であるため, 流入重量全体に対する影響は軽微である。

②環境中への放出放射エネルギー

NUREG-1465 の知見を用いた補正により、 Te_2 の放出割合は TeO_2 の放出割合と同じとなり、 UO_2 の放出割合は CeO_2 の放出割合と同じとなる。

環境中への放出放射エネルギーの評価に当たっては、本変更以前から、Te 類の放出割合として TeO_2 の放出割合を参照しており、Ce 類の放出割合として CeO_2 の放出割合を参照していた。このため、本変更による Te 類と Ce 類の放出割合への影響はなく、環境中への放出放射エネルギーの評価結果への影響はない。

【参考】 ベントラインへの流入割合の MAAP 解析結果がゼロとなった理由

・ Te_2 グループ

原子炉圧力容器が健全である場合に損傷炉心から放出される Te は酸化されて TeO_2 になることを考慮したモデルが MAAP コードで採用されているため、ベントラインに流入する Te は全量が TeO_2 の化学形態となり、 Te_2 の化学形態での放出割合はゼロと評価されている。

・ UO_2 グループ

UO_2 グループは特に揮発性が低いため、大 LOCA シナリオにおいても炉内にとどまり、放出割合はゼロと評価されている。

(2) 希ガス核種の停止時炉内内蔵量を変更

(50 条別添資料 1 447～448 頁, 59 条 59-11-2-3～59-11-2-4 頁等, 61 条 61-10-1-15 頁)

a. 変更内容

【変更前】

短半減期核種, ガンマ線実効エネルギーや停止時炉内内蔵量が小さい核種である Kr-83m(1.83h), Xe-131m(11.9d), Xe-133m(2.25d), Xe-135m(15.65m) 及び Xe-138(14.17m)については, 評価結果への影響が小さいものとして停止時炉内内蔵量をゼロと設定

【変更後】

上記核種の停止時炉内内蔵量として, ORIGEN コードの評価結果を採用

b. 変更の妥当性

原子炉建屋の換気率や非常用ガス処理系の運用を変更したことにより, 事象初期に原子炉格納容器から原子炉建屋に漏洩する放射性物質の影響も重要となった。このことから, より精緻な評価を行うため短半減期核種を考慮することは適切であると考えられる。

c. 変更による影響

希ガスの放出量が増加するため, 希ガスに起因する被ばく線量が増加する。なお, 増加による影響を考慮しても, 中央制御室及び緊急時対策所の居住性が確保されていること並びに現場作業が可能であることを確認している。

(3) よう素と中・低揮発性核種の原子炉格納容器からの放出のされ方を変更

① ベントラインへの流入

a. 変更内容

【変更前】

無機よう素：MAAP 解析における CsI トレンドを参照

有機よう素：MAAP 解析における CsI トレンドを参照

中・低揮発性核種：MAAP 解析における希ガストレンドを参照

【変更後】

無機よう素：MAAP 解析における希ガストレンドを参照

有機よう素：MAAP 解析における希ガストレンドを参照

中・低揮発性核種：MAAP 解析における希ガストレンドを参照（変更なし）

b. 変更の妥当性

MAAP 解析では、原子炉格納容器雰囲気中の希ガス濃度と、格納容器ベントによる原子炉格納容器の換気率等を基に希ガスの放出トレンドが評価されている。

無機よう素及び有機よう素についても、原子炉格納容器雰囲気中の濃度は希ガスとは異なるものの、格納容器ベントによる原子炉格納容器の換気率は同じであるため、放出トレンドとして希ガスの MAAP 解析結果を採用することは適切であると考えられる。

c. 変更による影響

ベントラインへの流入割合の 7 日間積算値を変更しているものではなく、また、CsI と希ガスの放出トレンドの形状はほとんど同じであるため、本変更による評価結果の影響は大きくない。なお、本変更による影響を考慮しても、中央制御室及び緊急時対策所の居住性が確保されていること並びに現場作業が可能であることを確認している。

②原子炉建屋への漏えい

a. 変更内容

【変更前】

無機よう素：MAAP 解析における CsI トレンドを参照

有機よう素：MAAP 解析における CsI トレンドを参照

中・低揮発性核種：MAAP 解析における希ガストレンドを参照

【変更後】

無機よう素：原子炉格納容器内雰囲気濃度と原子炉格納容器の換気率から評価

有機よう素：MAAP 解析における希ガストレンドを参照

中・低揮発性核種：MAAP 解析から得られる Cs トレンド^{※1}を参照

※1 CsI トレンドと CsOH トレンドを基に評価（59-11-添 2-3-2 頁の評価式を参照）

b. 変更の妥当性

原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えいは、原子炉格納容器雰囲気中の濃度と、原子炉格納容器の換気率等を基に評価される。無機よう素、有機よう素及び中・低揮発性核種についてもこの考え方にに基づき漏えいを評価している。

無機よう素については、原子炉格納容器内雰囲気濃度（CSE 実験に基づく自然沈着率を設定しており、MAAP コードを直接使用せずに評価）と原子炉格納容器の換気率から漏えい割合を評価しており、上記の考え方にに基づく適切な評価となっていると考えられる。

有機よう素については、原子炉格納容器内での除去効果を評価上で考慮していないため、同じく除去効果を考慮していない希ガスの漏えいトレンドを用いることができると考えられる。このため、有機よう素について、MAAP 解析における希ガスの漏えいトレンドを参照することは適切であると考えられる。

中・低揮発性核種については、原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い、自然沈着や格納容器スプレー等により原子炉格納容器雰囲気中から除去されると考えられる。MAAP 解析では CsI や CsOH に対してこれらの効果を考慮した評価を行っており、また、NUREG-1465 の知見を用いた中・低揮発性核種の補正を行う際は、Cs に対する放出割合の比に着目していることから、漏えいトレンドとして MAAP 解析から得られる Cs トレンドを参照することは適切であると考えられる。

c. 変更による影響

無機よう素及び有機よう素については漏えいのトレンドが大きく変わり（変更前：事象初期に漏えいがほぼ終了するトレンド，変更後：漏えいが継続するトレンド），また漏えい量の絶対値も大きいため，評価に与える影響は大きい。

中・低揮発性核種の影響については，希ガスやよう素からの影響と比べ小さいため，評価に与える影響は軽微である。

なお，本変更による影響を考慮しても，中央制御室及び緊急時対策所の居住性が確保されていること並びに現場作業が可能であることを確認している。

【参考】

NUPEC 報告書^{※1}にて，原子炉格納容器内での放射性物質の除去効果（自然沈着，格納容器スプレイ）について整理されている。

NUPEC 報告書では以下に示すとおり，原子炉格納容器内において有機よう素と希ガスは同様の振る舞いをし，無機よう素は特有の振る舞いをし，中・低揮発性核種は Cs と同様の振る舞いをするものとしており，前述した変更後の評価方法と同様の整理となっている。

※1 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）

➤ 自然沈着

希ガス：沈着しない

有機よう素：沈着しない

無機よう素：自然沈着 (9.0×10^{-4} [1/s])

CsI, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La：沈着する（核種類によらず同じ扱い）

➤ 格納容器スプレイ

希ガス：除去されない

有機よう素：除去されない

無機よう素：除去される

CsI, Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La：除去される（核種類によらず同じ扱い）

2. その他変更点

1. 50 条（格納容器圧力逃がし装置）

(1) フィルタ装置への流入量

- a. フィルタ装置に流入するよう素の評価方法を、「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」における評価方法に合わせ変更。（397 頁）

(2) 現場作業環境評価

- a. 放射性物質の放出量の評価方法（非常用ガス処理系の運転の考慮等）を、「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」における評価方法の変更に合わせて変更。（446 頁）
- b. 格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価の対象作業として「フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作」を追加。（435 頁）
- c. 作業線量が厳しくなる作業については複数班体制を想定。（435 頁）
- d. マスクの防護係数を変更（PF=50 を PF=1000 に変更）（445 頁）

- e. 屋内作業時における原子炉建屋内（原子炉建屋原子炉区域外）の雰囲気濃度の評価方法を変更（450 頁）

【変更前】

- ・原子炉建屋内雰囲気と外気の換気は実質的に無視できるものとしていたため、原子炉建屋内（原子炉建屋原子炉区域外）の雰囲気は清浄であるとした。

【変更後】

- ・原子炉建屋の換気率を無限大[回/日]と設定することに伴い、原子炉建屋内（原子炉建屋原子炉区域外）の雰囲気濃度は屋外と同じとした。

- f. 地表面への沈着速度を変更（456 頁）

【変更前】

エアロゾル粒子，無機よう素：1.2[cm/s]
希ガス，有機よう素：沈着しない

【変更後】

エアロゾル粒子，無機よう素：0.5[cm/s]
有機よう素： 1.7×10^{-3} [cm/s]
希ガス：沈着しない

2. 59 条（中央制御室）

(1) 評価ケースの追加

- a. 両号炉ともに代替循環冷却系により事象収束に成功する場合の評価結果を追加
(59-11-2-8, 59-11-2-9 頁)
- b. DCH シナリオについての評価を追加 (59-11-添 2-22-9～59-11-添 2-22-10 頁)

(2) 放射性物質の放出量の評価方法の変更

- a. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の除去効果(59-11-添2-1-3 頁)

【変更前】

- ・ 除去効果を考慮 (DF=450)

【変更後】

- ・ 除去効果を考慮しない (DF=1)

- b. 中央制御室待避室の雰囲気濃度の評価方法を変更
(59-11-添 2-16-1～59-11-添 2-16-6 頁)

【変更前】

- ・ 中央制御室待避室の雰囲気濃度は以下のとおり設定
 - 空気ポンベ陽圧化装置での陽圧化開始から陽圧化終了まで
：中央制御室待避室の雰囲気は清浄と設定
 - 上記以外の期間
：中央制御室待避室の雰囲気濃度は中央制御室の雰囲気濃度と同じと設定

【変更後】

- ・ 空気ポンベ陽圧化装置による陽圧化とともに中央制御室待避室の雰囲気濃度は換気率に応じて徐々に低下し、陽圧化終了とともに中央制御室の雰囲気濃度と同じになると設定。

- c. 入退域時におけるコントロール建屋の遮蔽効果 (59-11-添 2-1-12)

【変更前】

- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくについて、入退域時における代表評価点をコントロール建屋入口として選定していたため、6号炉側からのガンマ線に対してコントロール建屋の遮蔽効果を考慮。

【変更後】

- ・ 入退域時の評価に当たっては、コントロール建屋の遮蔽効果を考慮しないものとした。

d. 原子炉建屋内の放射性物質の放出 (59-11-添 2-1-2～59-11-添 2-1-5)

【変更前】

- ・非常用ガス処理系による放出は未考慮 (運用を反映)
- ・原子炉建屋の換気率をゼロと設定 (原子炉建屋の空調を全停止しており, 原子炉格納容器が健全である事象を想定していることから, 原子炉建屋内外での空気 のやり取りはほとんど無いものと想定)。
- ・感度解析にて, 換気率を 0.32[回/日]とした場合の評価を実施。

【変更後】

- ・非常用ガス処理系による放出を考慮 (運用を反映)
 - ①建屋の負圧が維持されていない期間
: 原子炉建屋の換気率を無限大[回/日]と設定
 - ②非常用ガス処理系により建屋の負圧が維持されている期間
: 大気中への放出を「2-4 放射性物質の大気放出過程」に記載した式に基づき評価

e. 格納容器ベントを実施しない場合の空気ポンベによる陽圧化 (59-11-添 2-1-18 頁)

【変更前】

- ・代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合においても, 事象発生 38 時間後から 10 時間, 中央制御室待避室を空気ポンベを用いて陽圧化する評価としていた。

【変更後】

- ・代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合は, 中央制御室待避室の空気ポンベを用いた陽圧化は行わない評価とした。

f. 中央制御室内でのマスク着用を考慮 (59-11-添 2-1-20 頁)

g. 入退域時におけるマスク防護係数を変更 (59-11-添 2-1-20 頁)

【変更前】

- ・PF=50

【変更後】

- ・PF=1000 に変更

h. 空調が全停止している場合における中央制御室の換気率（外気直接流入率）を変更
（59-11-添 2-1-19 頁）

【変更前】

・ 0.05 回/h

【変更後】

・ 0.5 回/h

i. 入退域時における有機よう素フィルタからの影響を考慮する時間を変更（59-11-
2-7）

【変更前】

・ よう素フィルタの近傍に 3 分間滞在するものと設定

【変更後】

・ よう素フィルタの近傍に 2 分間滞在するものと設定

j. 有機よう素の地表面への沈着速度（59-11-添 2-1-21 頁）

【変更前】

・ 沈着しない

【変更後】

・ 4.0×10^{-3} [cm/s]

k. 無機よう素の原子炉格納容器内での除去効果を変更（59-11-2-1-3 頁）

【変更前】

- ・原子炉格納容器内での沈着による除去係数：2
- ・原子炉格納容器スプレイによる除去係数：100
- ・サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数：10

【変更後】

- ・自然沈着率： 9.0×10^{-4} [1/s]， 上限 DF=200
- ・格納容器ベント（W/W ベント）に伴う放出時における，サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数：10

l. 格納容器圧力逃がし装置の配管からの影響評価の評価方法を一部変更

m. その他修正箇所

- ・施工誤差を考慮した評価を，原子炉格納容器の漏えい孔における補修係数を考慮しない場合の評価結果に修正
- ・クラウドシャイン線評価についての誤りを修正

3. 61 条（緊急時対策所）

a. 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の評価方法の修正

(61-10-1-21, 61-10-1-48 頁)

【変更前】

- ・原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻を, 事象発生から 24 時間後と設定。
- ・原子炉建屋内の希ガスの存在割合は大気中への放出分を考慮し, 3%と設定。

【変更後】

- ・原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻を, 事象発生直後として設定。
- ・原子炉建屋内の希ガスの存在割合は大気中への放出分を考慮せず, 30%と設定。

c. その他修正箇所

- ・施工誤差を考慮した評価における誤りを修正。

以上

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
残留熱除去系による原子炉格納容器スプレイの
判断基準の見直しについて

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

はじめに

- 設計基準事故対処設備である残留熱除去系による格納容器スプレイの判断基準の見直しを実施
- 基本的な考え方は以下のとおり
 - ① 福島事故の教訓を反映した新EOP作成方針に基づき、常設機器の復旧に期待することなく格納容器の保護を積極的に行うこととし、速やかに格納容器スプレイを実施して格納容器を冷却する方針へ変更する。
 - ② 原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制する方針はこれまでどおりとし、代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイの判断基準は変更しない。
- これによる有効性評価への影響を検討

格納容器スプレイの判断基準の変更点

変更前

		スプレイ起動の判断基準	代替格納容器 スプレイ	RHRによる スプレイ	スプレイ停止の判断基準	
炉心の著しい損傷を防止するための対応	圧力制御	格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa以上で、原子炉水位指示値が-2880mm以下を経験した場合	D/W	D/W S/P	圧力制御、 温度制御、 水位制御	格納容器内圧力(S/C)が13.7kPa以下の場合
		格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa以上で、24時間継続した場合	D/W	D/W ^{*3} S/P		
		格納容器内圧力(D/W)指示値が180kPa以上の場合	D/W	D/W S/P		
	温度制御	ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超える恐れがある場合	D/W	D/W		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度指示値が104℃を超える恐れがある場合	S/P	S/P		
	制水* 御位†	サブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が \square ^{*1, †} 以上の場合	D/W	D/W		

- ※1: 原子炉圧力が \square 以下の場合であって、それ以上の場合はSR弁テールパイプ制限曲線に従う。
- ※2: S/P底面からの水位。
- ※3: S/P圧力が13.7kPaを超えて24時間継続する場合はS/Pスプレイを実施し、S/P圧力が \square を超えた場合にはD/Wスプレイも合わせて実施する。
- ※4: LOCA時、真空破壊弁の機能喪失前に格納容器圧力を低下させ、D/WとS/Pの圧力を平衡にする。

変更後

		スプレイ起動の判断基準	代替格納容器 スプレイ	RHRによる スプレイ	スプレイ停止の判断基準	
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力 制御	格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位指示値が-2880mm以下を経験した場合	D/W S/P	D/W S/P	圧力制御、 温度制御、 水位制御	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。 ・格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以下まで低下した場合 ・サブプレッション・チェンバ氣體温度指示値が \square 以下まで低下した場合 ・サブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が14.0m ^{*2} 以上の場合
		格納容器内圧力(S/C)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	—	S/P		
		格納容器内圧力(S/C)指示値が \square 以上の場合	D/W ^{*3} S/P ^{*3}	D/W S/P		
	S D / P / W 温度 制御	ドライウェル雰囲気温度指示値が \square に到達し、格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	D/W ^{*4}	D/W		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度指示値が \square 以上の場合	S/P ^{*5}	S/P		
	水 位 / 制 御 ※1	サブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が7.2m ^{*2} 以上で、格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	D/W ^{*6}	D/W		

- ※1: LOCA時、真空破壊弁の機能喪失前に格納容器圧力を低下させ、D/WとS/Pの圧力を平衡にする。
- ※2: S/P底面からの水位。
- ※3: 原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は180kPa[gage]で実施する。
- ※4: 原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は171℃で実施する。
- ※5: 原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は104℃で実施する。
- ※6: 原子炉格納容器外からの注水によるS/P水位上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイの場合は \square で実施する。

主な変更点

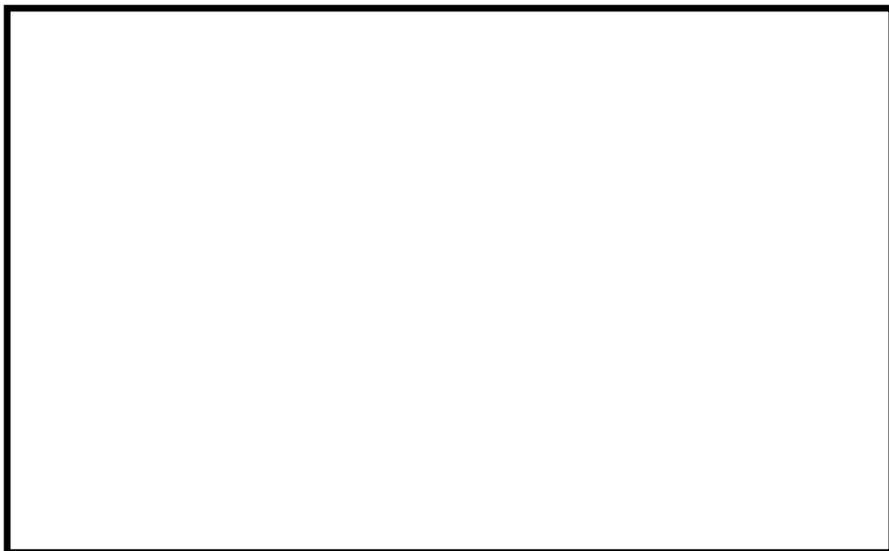
圧力制御：格納容器スプレイによる格納容器内の設備への影響を回避するために、24時間待つこととしていたが、格納容器内圧力が規定値以上となった場合には速やかに格納容器スプレイを実施する。

温度制御、水位制御：格納容器スプレイによる格納容器内の設備への影響を回避するために、手動スクラムしたあとも各制限値まで待つこととしていたが、手動スクラムの制限値に到達した場合には格納容器スプレイを実施する。

フローチャート比較（圧力制御）

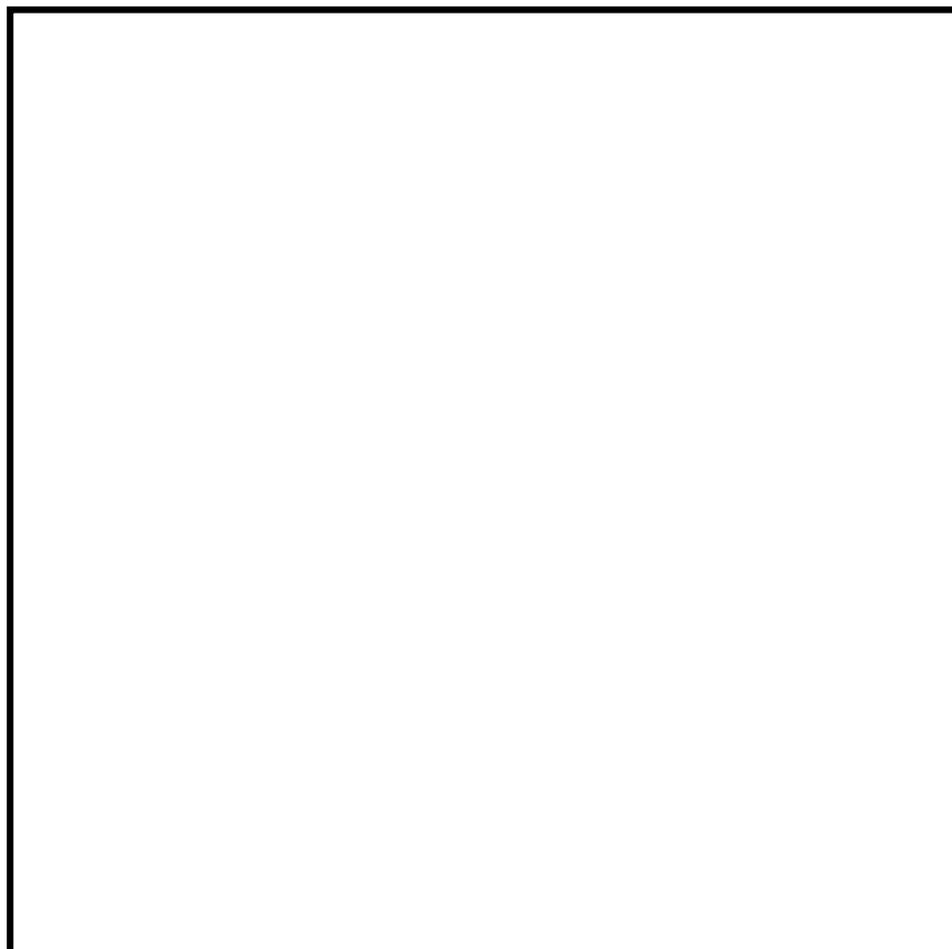
変更前

格納容器内圧力（S/C）が13.7kPa[gage]以上で24時間継続した場合にS/Pスプレイを実施する。
格納容器内圧力（S/C）が 以上で24時間継続した場合、及び格納容器内圧力（S/C）が 180kPa[gage]以上の場合にD/W及びS/Pスプレイを実施する。



変更後

格納容器内圧力（S/C）が13.7kPa[gage]以上の場合にS/Pスプレイを実施する。
格納容器内圧力（S/C）が 以上で上昇している場合にD/W及びS/Pスプレイを実施する。



フローチャート比較（D/W温度制御）

変更前

D/W温度が171℃（D/W設計温度）を超える恐れがある場合にD/Wスプレイを実施する。



変更後

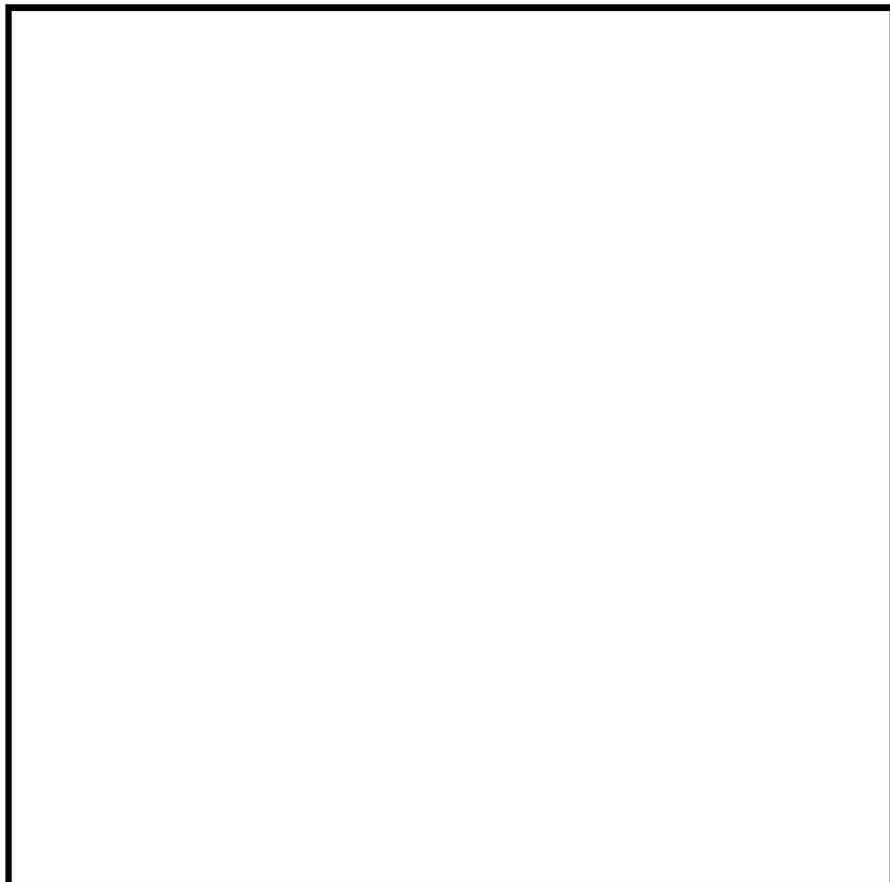
D/W温度が□（MSIV用LS許容温度）に到達した場合に手動スクラム後D/Wスプレイを実施する。



フローチャート比較（S/P温度制御）

変更前

S/C気体温度が104℃（S/C最高使用温度）を超える恐れがある場合にS/Pスプレイを実施する。



変更後

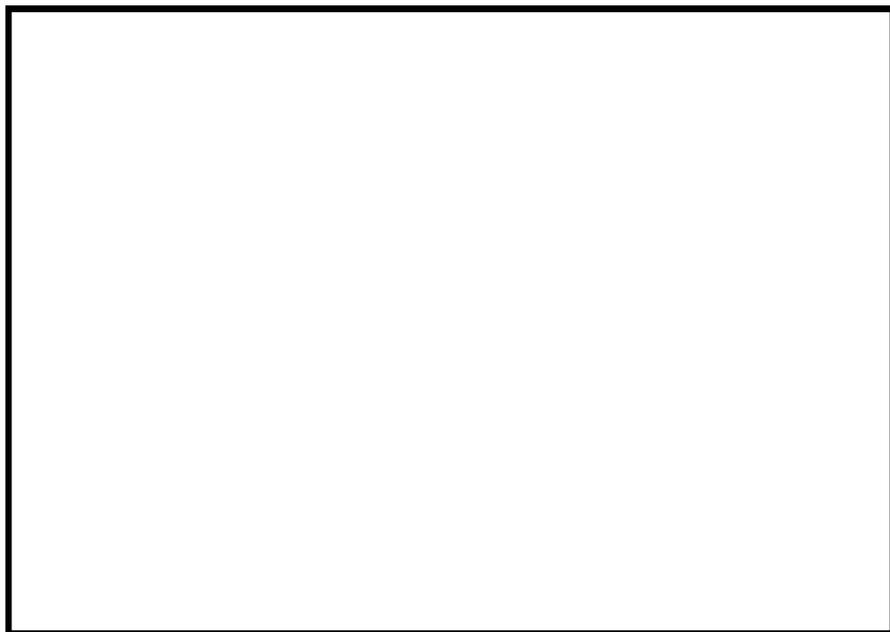
S/C気体温度が （手動スクラム制限温度） に到達した場合にS/Pスプレイを実施する。



フローチャート比較（S/P水位制御）

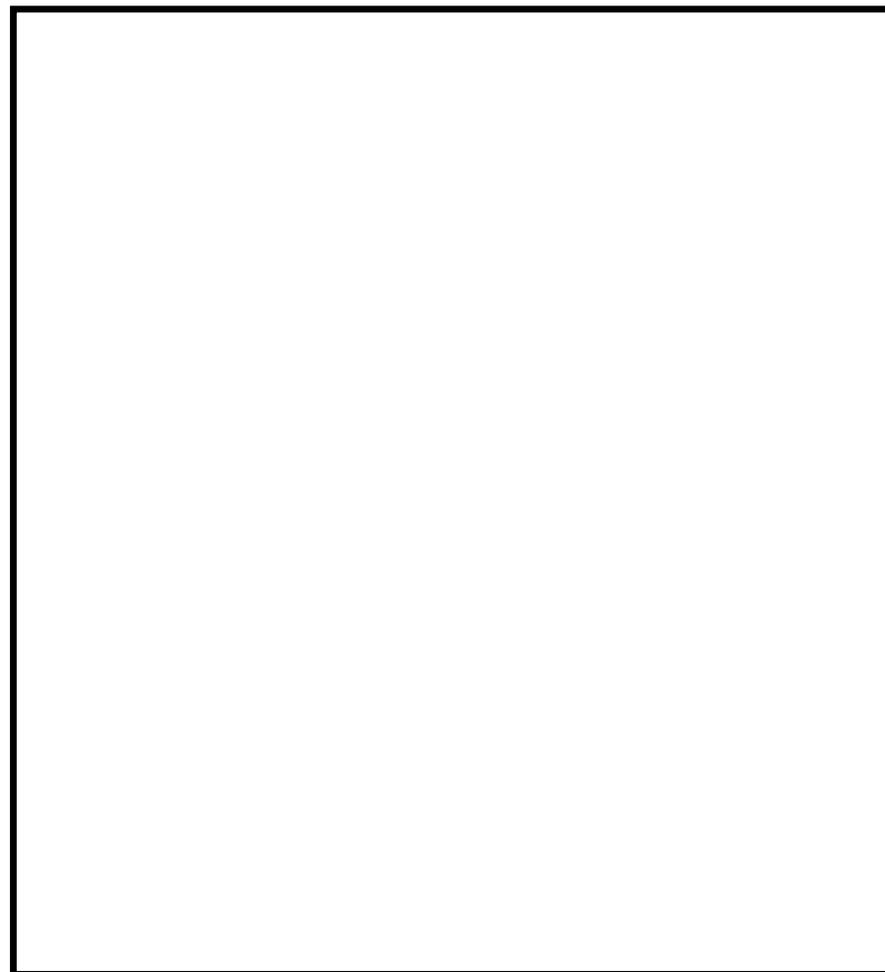
変更前

S/P水位が （真空破壊弁機能上のS/P水位制限値）に到達した場合にD/Wスプレイを実施する。



変更後

S/P水位が 7.2m（通常運転高水位限界値） に到達し格納容器内圧力（D/W）が 13.7kPa[gage] 以上の場合にD/Wスプレイを実施する。



有効性評価への影響についての検討

- 今回、格納容器スプレイ判断基準を変更した「残留熱除去系による格納容器スプレイ」を使用することになるシナリオは以下の2シナリオ
 - 高圧注水・減圧機能喪失
 - 原子炉停止機能喪失
- 解析結果の格納容器パラメータから格納容器スプレイ起動条件に到達するのは以下のとおり

スプレイ起動の判断基準		RHRIによるスプレイ	TQUX 基準到達	TC 基準到達
PCV圧力制御	格納容器圧力(D/W)指示値は13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位指示値が-2880mm以下を経験した場合	D/W,S/P	○※1	○※2
	格納容器内圧力(S/C)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	S/P	○	○※2
	格納容器内圧力(S/C)指示値が <input type="text"/> 以上の場合	D/W,S/P	×	○※2
D/W温度制御 S/P温度制御	ドライウエル雰囲気温度指示値が <input type="text"/> に到達し、格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	D/W	×	○※2 (S/P水温90℃)
	サブプレッション・チェンバ・気体温度指示値が <input type="text"/> 以上の場合	S/P	○	○ (S/P水温49℃)
S/P水位制御	サブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が7.2m以上で格納容器内圧力(D/W)指示値が13.7kPa[gage]以上の場合	D/W	○	○※2

※1：D/W圧力上昇の原因がLOCA事象以外の場合は、格納容器スプレイは不要。

※2：EOP「反応度制御」実行中は、EOP「反応度制御」を優先する。

有効性評価への影響についての検討結果

- EOPによる対応はあらかじめ優先順位を定めており、原子炉側から要求される操作、及び反応度制御の操作を優先することとしている。
- 有効性評価では、原子炉側から要求される操作が完了した後、残留熱除去系によりS/P水冷却を実施している。
- 今回の判断基準見直しに伴いS/P水冷却と同時に格納容器スプレーが開始されることとなる。
- S/P水冷却に加え格納容器スプレーを実施することで、格納容器内空間部の温度を下げる効果が大きくなり圧力抑制に直接的に寄与するため格納容器保護の観点で有効である。
- その他の対応手順に変更はなく、リソースにも影響せず、シナリオも変わらないことから、これによる有効性評価の結果に影響を与えることはないと考えている。