

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-48 (改訂2)
提出年月日	令和2年7月30日

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7号炉

中央制御室外原子炉停止盤（RS盤）に関する
技術基準解釈と今後の対応について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 該当条文

【技術基準規則】

	技術基準規則 (H25. 6. 28 制定, R2. 1. 23 最終改正)	技術基準規則の解釈 (H25. 6. 19 制定, R2. 1. 15 最終改正)
第38条 原子炉制御室等	4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。
備考	新たな追加要求事項ではない。 従来からの要求事項である安全設計審査指針では「適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること」と要求している（下表参照）。	

※装置：「ある特定の機能を達成するにあたって必要となる一連の設備群」との意味合いより、RS盤及びその関連設備を指す。

【安全設計審査指針】

指針42 制御室外からの原子炉停止機能
原子炉施設は、制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができるように、次の機能を有する設計であること。
(1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。
(2) 適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること。

2. 申請書他における対応（変更点等）

(1) 工事計画認可申請

柏崎刈羽原子力発電所においては、前述の通り R S 盤は低温停止機能を備えていることから、要目表（変更前及び変更後）に「低温停止機能」を有していることを記載し、変更がないことを明記する。

(2) 使用前事業者検査

(1)と同様、工事計画認可申請の要目表にて、設備状況に変更がないことを明記することから、R S 盤に関する使用前事業者検査対象外とする。

(3) 保安規定

安全設計審査指針における R S 盤への要求は「急速な高温停止ができること、適切な手順を用いて引き続き低温停止できること」とされており、原子炉が運転状態からの急速な高温停止、冷温停止への移行、が主目的と考えられる。

保安規定では、これまでは冷温停止の移行、維持については保安規定第 14 条のマニュアル・手順で担保するとの解釈であったが、今回技術基準解釈に低温停止機能が明確化されたことから、安全設計審査指針の主目的を踏まえた設備上の管理として、急速な高温停止に加えて冷温停止へ安全に移行するために必要な操作器等を運転上の制限に追加し担保する。なお、冷温停止の移行、維持については従前通り、保安規定第 14 条に規定し管理する。

具体的には、現状どおり「安全な状態に維持することができる装置」として「第 27 条計測及び制御設備」の中央制御室外原子炉停止装置計装にて対応することとし、以下の内容を追加し整理する。

現状：適用される原子炉の状態「運転・起動」

高温停止維持に必要な補機の操作器及び監視計器

変更後：適用される原子炉の状態「運転・起動・高温停止」

低温停止までに必要な補機の操作器及び監視計器を追加^{※1}

（高圧炉心注水系ポンプ，原子炉水位，主蒸気逃がし安全弁他）

※1：別紙 2 参照

3. 原子炉施設保安規定への反映について

変更前	変更後	記載の考え方																																													
<p>[6号炉及び7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6-A</p> <table border="1" data-bbox="96 352 945 628"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心注水系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 残留熱除去系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	<p>[6号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6-A</p> <table border="1" data-bbox="1025 352 1874 628"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心注水系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 残留熱除去系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1061 667 1413 722" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>変更箇所を青文字にて示す</p> </div> <p>[7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6-B</p> <table border="1" data-bbox="1025 820 1924 1390"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心注水系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 残留熱除去系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉補機冷却水系流量</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>5. 原子炉水位</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>6. サプレッションプール水温度</td> <td>計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	4. 原子炉補機冷却水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	5. 原子炉水位	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	6. サプレッションプール水温度	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	<p>・赤字赤下線：既認可からの変更箇所</p> <p>・実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則解釈（平成25年6月19日制定，令和2年1月15日最終改正）において、「引き続き低温停止できる機能を有した装置であること」が明確化されたことの反映</p>
要素	項目	頻度																																													
1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
要素	項目	頻度																																													
1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
要素	項目	頻度																																													
1. 原子炉圧力	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
4. 原子炉補機冷却水系流量	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
5. 原子炉水位	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
6. サプレッションプール水温度	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													

変更前	変更後			記載の考え方
	要素	項目	頻度	
	7. RHR熱交換器入口温度	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
	8. サプレッションプール水位	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
	9. 復水貯蔵槽水位	計測制御GMIは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
	10. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	電気機器GMIは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	
	11. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)	電気機器GMIは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	
	12. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	電気機器GMIは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	
	13. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	電気機器GMIは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	
	14. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	電気機器GMIは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	

変更前	変更後	記載の考え方																																																										
<p>[6号炉及び7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p>	<p>[6号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p>																																																											
<p>表27-3-5-6-A</p>	<p>表27-3-5-6-A</p>																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 高圧炉心注水系 流量</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 残留熱除去系 流量</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	2. 高圧炉心注水系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	3. 残留熱除去系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 高圧炉心注水系 流量</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 残留熱除去系 流量</td> <td rowspan="2">運 転 起 動</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	2. 高圧炉心注水系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	3. 残留熱除去系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																																																								
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								
2. 高圧炉心注水系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								
3. 残留熱除去系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																																																								
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								
2. 高圧炉心注水系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								
3. 残留熱除去系 流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																								
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																																																								

変更前	変更後	記載の考え方																																					
	<p>[7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Bの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>表27-3-5-6-B</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 高圧炉心注水系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 残留熱除去系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 原子炉補機冷却水系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	4. 原子炉補機冷却水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																																			
1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																			
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																			
2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																			
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																			
3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																			
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																			
4. 原子炉補機冷却水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																			
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																			

変更前	変更後				記載の考え方
	要素	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間
	5. 原子炉水位	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	3.0日間 2.4時間 3.6時間
	6. サプレッションプール水温度	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	3.0日間 2.4時間 3.6時間
	7. RHR熱交換器入口温度	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	3.0日間 2.4時間 3.6時間
	8. サプレッションプール水位	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	3.0日間 2.4時間 3.6時間
	9. 復水貯蔵槽水位	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	3.0日間 2.4時間 3.6時間

変更前	変更後					記載の考え方
	要素	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	10. 高圧炉心注水系ポンプ（高圧炉心注水制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	3 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	
	11. 残留熱除去系ポンプ（残留熱除去系制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	3 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	
	12. 主蒸気逃がし安全弁（主蒸気逃がし安全弁制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	3 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	
	13. 原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉補機冷却水制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	3 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	
	14. 原子炉補機冷却海水ポンプ（原子炉補機冷却海水制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A 1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	3 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	

以上

原子炉施設保安規定変更内容について

技術基準規則の解釈において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置について、高温停止に加え「引き続き低温停止できる機能を有した装置であること」との要求が明確化されたことに係る保安規定への反映として、以下に整理する。

1. 技術基準規則で要求される「安全な状態を維持することができる装置」の解釈

技術基準規則の解釈では、「中央制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置である。」としており、当該装置は、中央制御室外原子炉停止盤（以下、RS盤という。）及びその関連設備として、中央制御室以外の場所から冷温停止までの移行操作に必要な設備全般を指すものと解釈する。

2. これまでの保安規定上の扱いについて

RS盤の要求は、米国標準技術仕様書（以下、米国STSという。）「遠隔停止系は制御室外の適切な場所でプラントを直ちに停止させ、モード3の安全な状態を維持する機能を有する機器を設置すること。」を参考に定めている。この遠隔停止系の要求は米国STSの計装で整理されており、保安規定でも計測制御系の条文でRS盤として整理しているが、中央制御室外操作の全てが遠隔制御系である必要は無い。

また、安全設計審査指針の「適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること」の要求に対しては、高温停止後に、適切な現場操作（操作手順）を用いて冷温停止に移行することが出来れば良いと解釈でき、

◆保安規定 第27条^{*1}にて高温停止への移行を担保

◆保安規定 第14条^{*2}にて「冷温停止」への移行を担保

して冷温停止までの移行を担保してきた。

※1：第27条「計測及び制御設備」

※2：第14条「マニュアルの作成」

3. 今後の保安規定上の扱いについて

(1) 適用される原子炉の状態と必要な操作器及び監視計器について

適用される原子炉の状態は、冷温停止に移行し維持することが必要となる状態として、運転、起動及び高温停止とする。これらの原子炉の状態において、運転上の制限を逸脱した場合の要求される措置により、安全な冷温停止状態に移行することが可能である。

必要な操作器及び監視計器については、現行の保安規定 第 27 条の運転上の制限に基づき、冷温停止への移行操作時に必要な主要機器の操作器（操作頻度が高いもの又は操作が時間的に急を要するもの）及び必要最小限のパラメータの監視計器を選定する。

なお、選定した操作器及び監視計器について、必ずしも R S 盤内で整理することが求められているものではなく、中央制御室以外の、例えば現場盤にしか操作器又は監視計器がない場合、この現場盤の操作器又は監視計器について運転上の制限を定めて管理する。

(2) 管理方法

中央制御室以外からの原子炉停止操作手順については、高温停止移行から冷温停止移行・維持に係る操作を、引き続き保安規定 第 14 条にて担保する。

高温停止及び冷温停止への移行・維持機能の担保としては、保安規定 第 27 条の中央制御室外原子炉停止装置にて、原子炉の状態の拡大、適用機器の操作器及び必要な監視計器を追加し、引き続き担保する。

なお、中央制御室以外からの冷温停止への移行・維持機能として、現場盤の操作器及び監視計器を運転上の制限を定めて管理する場合においては、現場盤であることを明確化した上で保安規定 第 27 条に追加し管理することとする。

以上

低温停止移行操作と運転上の制限の設定

操作項目	必要な補機 (操作器)	必要な監視計器	原子炉の状態
高圧炉心注水系の起動 原子炉水位を回復させるために高圧炉心注水系ポンプを起動して原子炉に注水する。	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉圧力 高圧炉心注水系流量 復水貯蔵槽水位 サプレッションプール水位 	<ul style="list-style-type: none"> 運転 起動 高温停止
主蒸気逃がし安全弁開操作による原子炉減圧 主蒸気逃がし安全弁を手動による開操作を行うことにより原子炉を減圧する。	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 高圧炉心注水系流量 	
残留熱除去系 (S/P冷却モード) の起動 主蒸気逃がし安全弁を開操作することにより崩壊熱をS/Pへ逃すことから、残留熱除去系 (S/P冷却モード) を起動し、S/P水を冷却する。	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御) 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御) 	<ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水温度 残留熱除去系流量 原子炉補機冷却水系流量 	
残留熱除去系 (S/Cスプレイモード) の起動 残留熱除去系 (S/Cスプレイモード) を起動し、S/C (空間部) を冷却する。	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御) 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御) 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系流量 原子炉補機冷却水系流量 	
残留熱除去系 (停止時冷却モード) の起動 原子炉圧力が MPa[gage] 以下に低下すれば、残留熱除去系 (停止時冷却モード) の起動し、原子炉を冷却する。	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御) 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 残留熱除去系流量 RHR熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系流量 	

下線の機器：低温停止機能に必要な操作器、監視計器として新たに運転上の制限の対象機器とするもの。

以上

RSSにおけるLCOを設定する監視計器の選定

RSSにおけるLCOを設定する監視計器の選定については、「保安規定変更に係る基本方針」に記載されている「必要な操作器及び監視計器については、現行の保安規定第27条の運転上の制限に倣い、低温停止への移行操作時に必要な主要機器の操作器（操作頻度が高いもの又は操作が時間的に急を要するもの）及び必要最低限のパラメータの監視計器を選定する。」に基づき、選定している。

ここで、「必要最低限のパラメータ」は、以下のふたつと整理した。

- 制御対象となるパラメータ（例：原子炉水位をL3～L8に制御する）
- 機器の運転点設定のために必要なパラメータ（例：RHRのS/P冷却モード運転時にRHR系統流量を規定流量に調整する）

RSS内に設置されているすべての監視計器について、上記の考え方にに基づきその選定根拠を添付資料1の通り抽出した。その結果、以下のパラメータについて追加でLCO設定をすることとした。なお、追加した監視計器は、何れも機器の運転点設定のために必要なパラメータである。

- ・「復水貯蔵槽水位」および「サプレッションプール水位」は、HPCFポンプの水源監視に必要となるパラメータである。
- ・「RCW系統流量」は、原子炉および原子炉格納容器を除熱するためにRHR熱交換器へ冷却水を通水する際、冷却水が通水されたことをRCW系統流量の増加により確認するため必要となるパラメータである。

【添付資料】

(1) 添付資料1：保安規定と必要最低限のパラメータの整合確認結果

保安規定と必要最低限のパラメータの整合確認結果

監視計器	保安規定対象	必要最低限のパラメータ	
		制御対象	機器の運転点設定
原子炉水位	○	○	
原子炉圧力	○	○	
復水貯蔵槽水位	○		○
サプレッションプール水位	○		○
サプレッションプール水温度	○	○	
RCW系統流量	○		○
HPCF系統流量	○		○
RHR系統流量	○		○
RHR熱交換器入口温度	○	○	
ドライウエル圧力	—	—	—
制御棒駆動機構周辺温度	—	—	—
RHR Hx出口弁開度	—	—	—
RHR Hxバイパス弁開度	—	—	—
6. 9kV M/C 7C電圧	—	—	—
6. 9kV M/C 7D電圧	—	—	—

東京電力									
柏崎刈羽7号炉									
保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名 称	定期事業者検査等での判定基準	月例等定期試験名称	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブレコン
27条	表27-2-5-6-B 中央制御室外原子炉停止装置計装	<p>(1)運転上の制限 中央制御室外原子炉停止装置計装が動作可能であること</p> <p>(2)確認事項 1. 原子炉圧力 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 2. 高圧炉心注水系流量 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 3. 残留熱除去系流量 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 4. 原子炉補機冷却水系流量 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 5. 原子炉水位 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 6. サプレッションプール水温度 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 7. RHR熱交換器入口温度 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 8. サプレッションプール水位 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 9. 復水貯蔵槽水位 チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 計測制御GM 10. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水系制御) 制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 電気機器GM 中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。 定事検停止時 当直長 11. 残留熱除去ポンプ(残留熱除去系制御) 制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 電気機器GM 中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。 定事検停止時 当直長 12. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御) 制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 電気機器GM 中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。 定事検停止時 当直長 13. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水制御) 制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 電気機器GM 中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。 定事検停止時 当直長 14. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水制御) 制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。定事検停止時 電気機器GM 中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。 定事検停止時 当直長</p>	<p>【設置許可本文】 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。</p>	<p>安全保護系検出器要素性能(校正)検査 ・制御回路切替スイッチを切替え(中操⇒RSS)、試験装置を用いて各検出要素の動作に必要な模擬入力を与え、その時の指示値を確認する。 ・定期事業者検査成績書の判定基準を満足すること。</p>	<p>【巡視点検】 (1日/回)</p>	-	<p>○RSSへの制御回路切替【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・RSS側への制御回路切替は、中央制御室からの操作除外による機能要求時の対応遅れの可能性及び自動起動信号除外による安全機能の喪失。</p>	<p>左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・原子炉停止時に実施する定事検において制御回路切替スイッチを切替え(中操⇒RSS)、模擬入力を与え、その時の指示値を確認し判定基準を満足することを確認している。 ・制御回路切替スイッチを切替え(中操⇒RSS)、各機器の操作スイッチを操作し、各機器が動作することを表示等により確認し判定基準を満足することを確認している。</p>	
				<p>遠隔停止系機能検査 ・制御回路切替スイッチを切替え(中操⇒RSS)、各機器の操作スイッチを操作し、各機器が動作することを表示等により確認する。 ・定期事業者検査成績書の判定基準を満足すること。</p>	<p>【巡視点検】 (1日/回)</p>	-	<p>○RSSへの制御回路切替【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子力安全上困難と考える。 ・RSS側への制御回路切替は、中央制御室からの操作除外による機能要求時の対応遅れの可能性及び自動起動信号除外による安全機能の喪失。</p>	<p>【日常管理】 ・RSS側への制御切替は、中央制御室からの操作除外や自動起動信号除外による安全機能の喪失を招くことから通常運転中の「実条件性能確認」は監視により担保している。なお、RSSからの実動作試験(HPCFポンプ、RHRポンプ、SRV、RCWポンプ、RSWポンプ)は、定事検停止時に定例試験により確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-50
提出年月日	令和2年6月12日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

外部電源の運転上の制限について

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

本資料では、下記の内容について説明する。

- ・ 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源回線数の要求事項が「3回線以上」となったことの反映
- ・ 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源の「独立性」が要求事項として追加されたことの反映
- ・ バイロンの事象から得られた一相開放故障に関する知見の反映

目 次

1. 保安規定変更比較表 抜粋
2. 保安規定第58条の3（外部電源その3（7号炉））独立性に関する記載について
3. 工事計画認可申請書（常用電源設備 基本設計方針）
4. 一相開放故障の検知に関する記載について

1. 保安規定変更比較表 抜粋

(1/3)

変更前	変更後	記載の考え方									
<p>(外部電源その1)</p> <p>第58条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源は表58-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58-2の措置を講じる。</p> <p>表58-1</p> <table border="1" data-bbox="240 932 1113 1024"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源^{※1}</td> <td>2系列^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く。）からの電力を第65条及び第66条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下、第59条及び第60条において同じ。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く。）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下、第59条及び第60条において同じ。</p>	項目	運転上の制限	外部電源 ^{※1}	2系列 ^{※2} が動作可能であること	<p>(外部電源その3)</p> <p>第58条の3 〔7号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、外部電源^{※1}は、表58の3-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時^{※2}を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換において、1週間に1回、所要の非常用交流高圧電源母線に電力供給可能な外部電源3回線^{※3}以上の電圧が確立していること及び1回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。</p> <p>変圧器1次側において1相開放を検知した場合、故障箇所の隔離又は非常用交流高圧電源母線を健全な電源から受電できるよう切替えを実施する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58の3-2の措置を講じる。</p> <p>表58の3-1</p> <table border="1" data-bbox="1228 940 2101 1117"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">外部電源</td> <td>(1) 3回線^{※3}が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること^{※4}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統からの電力を第64条及び第65条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：154kV送電線（荒浜線）については、回線に異常がないことを確認しすみやかに復旧できることをいう。</p> <p>※3：外部電源の回線数は、当該原子炉に対する個々の非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数とする。</p> <p>※4：独立性を有するとは、「送電線の上流において1つの変電所又は開閉所のみに係らないこと」をいう。</p>	項目	運転上の制限	外部電源	(1) 3回線 ^{※3} が動作可能であること	(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること ^{※4}	<ul style="list-style-type: none"> 第58条と第59条の条文をひとつにし、全原子炉の状態の記載に見直し 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源回線数の要求事項が「3回線以上」となったことの反映 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源の「独立性」が要求事項として追加されたことの反映 一相開放を検知した場合の対応を反映 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源回線数の要求事項が「3回線以上」となったことの反映 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源の「独立性」が要求事項として追加されたことの反映
項目	運転上の制限										
外部電源 ^{※1}	2系列 ^{※2} が動作可能であること										
項目	運転上の制限										
外部電源	(1) 3回線 ^{※3} が動作可能であること										
	(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること ^{※4}										

1. 保安規定変更比較表 抜粋

(2/3)

変更前			変更後			記載の考え方																							
表58-2 2. 6号炉及び7号炉			表58の3-2			<ul style="list-style-type: none"> ・第58条と第59条の条文をひとつにし、全原子炉の状態の記載に見直し ・設置許可基準規則第三十三条(保安電源設備)において外部電源回線数の要求事項が「3回線以上」となったことの反映 ・設置許可基準規則第三十三条(保安電源設備)において外部電源の「独立性」が要求事項として追加されたことの反映 																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合</td> <td>A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合</td> <td>B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間 12時間</td> </tr> <tr> <td>C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。		10日間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間	C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. <u>すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</u></td> <td>A1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧^{*5}が確立していることを確認する。 及び A2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</td> <td>速やかに その後、 毎日1回 30日間</td> </tr> <tr> <td>B. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u></td> <td>B1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧^{*5}が確立していることを確認する。 及び B2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに その後、 毎日1回 30日間</td> </tr> <tr> <td>C. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u> 及び <u>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</u></td> <td>C1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧^{*5}が確立していることを確認する。 及び C2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</td> <td>速やかに その後、 毎日1回 20日間</td> </tr> <tr> <td>D. <u>動作可能な外部電源が1回線である場合</u></td> <td>D1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧^{*5}が確立していることを確認する。 及び D2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに その後、 毎日1回 10日間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. <u>すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</u>	A1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び A2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 30日間	B. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u>	B1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び B2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 30日間	C. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u> 及び <u>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</u>	C1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び C2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 20日間	D. <u>動作可能な外部電源が1回線である場合</u>	D1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び D2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 10日間
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間																											
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間																											
C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間 36時間																											
条件	要求される措置	完了時間																											
A. <u>すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</u>	A1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び A2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 30日間																											
B. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u>	B1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び B2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 30日間																											
C. <u>動作可能な外部電源が2回線である場合</u> 及び <u>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</u>	C1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び C2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 20日間																											
D. <u>動作可能な外部電源が1回線である場合</u>	D1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧 ^{*5} が確立していることを確認する。 及び D2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	速やかに その後、 毎日1回 10日間																											

1. 保安規定変更比較表 抜粋

(3/3)

変更前	変更後	記載の考え方																									
<p>(外部電源その2)</p> <p>第59条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は表59-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表59-2の措置を講じる。</p> <p>表59-1</p> <table border="1" data-bbox="240 793 1113 884"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>1系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表59-2</p> <table border="1" data-bbox="240 968 1184 1457"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 炉心変更を中止する。 及び A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに 速やかに 速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	1系列が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 炉心変更を中止する。 及び A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	<table border="1" data-bbox="1228 352 2169 1482"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</td> <td>E1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。 又は E2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間 12時間</td> </tr> <tr> <td>F. すべての外部電源が動作不能である場合</td> <td>F1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>G1. 当直長は、高温停止とする。 及び G2. 当直長は、冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>H1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び H2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び H3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに 速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：154kV送電線（荒浜線）の予備変圧器の電圧については1次側及び2次側電圧値を確認する。（予備変圧器が通常負荷へ電源供給していない場合）</p>	条件	要求される措置	完了時間	E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合	E1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。 又は E2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間	F. すべての外部電源が動作不能である場合	F1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	24時間	G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	G1. 当直長は、高温停止とする。 及び G2. 当直長は、冷温停止とする。	24時間 36時間	H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	H1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び H2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び H3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに	<ul style="list-style-type: none"> 第58条と第59条の条文をひとつにし、全原子炉の状態の記載に見直し 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源回線数の要求事項が「3回線以上」となったことの反映 設置許可基準規則第三十三条（保安電源設備）において外部電源の「独立性」が要求事項として追加されたことの反映
項目	運転上の制限																										
外部電源	1系列が動作可能であること																										
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 炉心変更を中止する。 及び A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに																									
条件	要求される措置	完了時間																									
E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合	E1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。 又は E2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間																									
F. すべての外部電源が動作不能である場合	F1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	24時間																									
G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	G1. 当直長は、高温停止とする。 及び G2. 当直長は、冷温停止とする。	24時間 36時間																									
H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A、B、C、D、E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	H1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び H2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び H3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに																									

2. 保安規定第58条の3（外部電源その3（7号炉））独立性に関する記載について

新規制基準適用のうち、保安規定第58条の3（外部電源その3）の外部電源（7号炉）に関する運転上の制限として「外部電源3回線のうち1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること※4」が新たな要求事項となった。

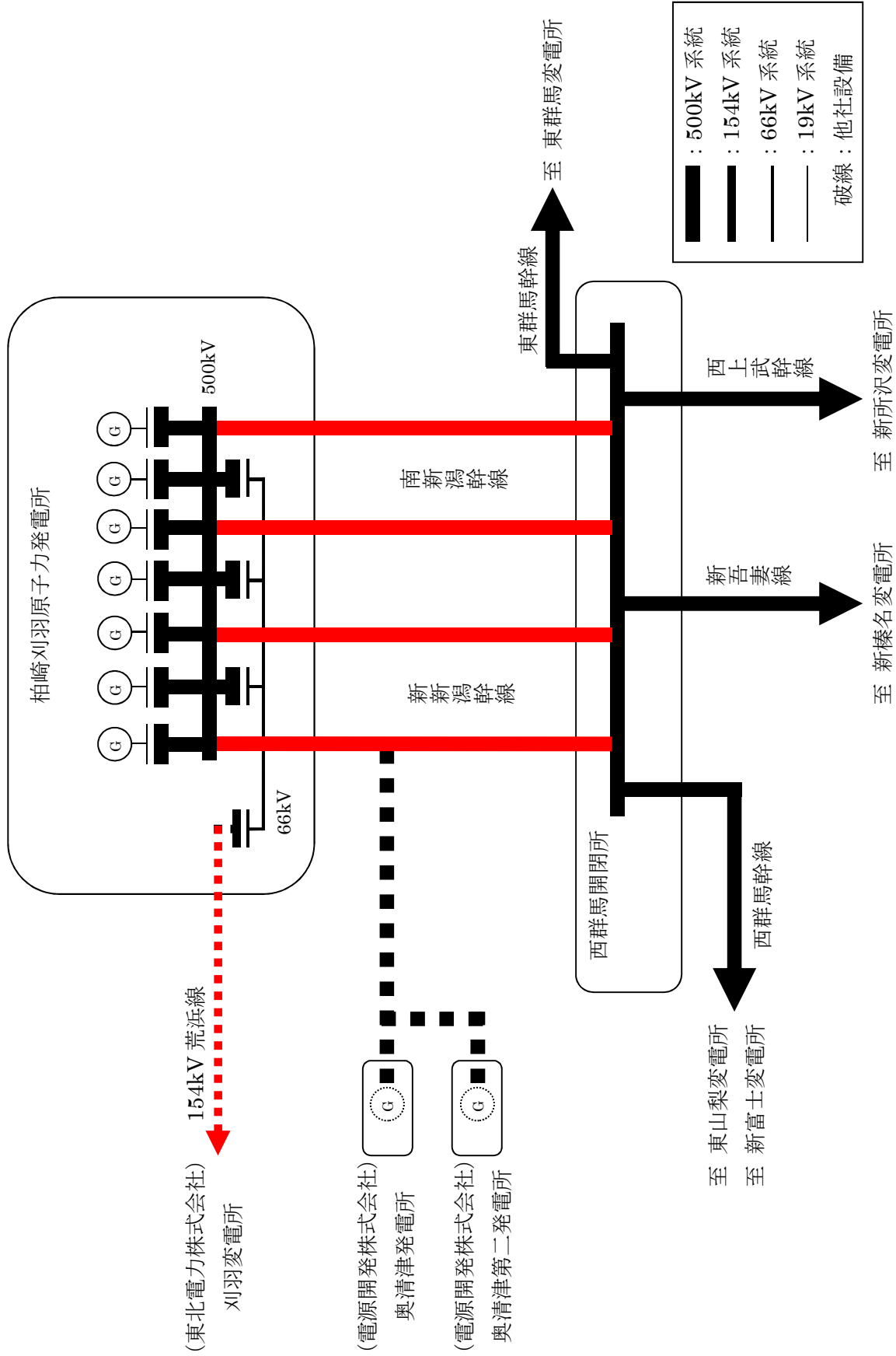
（保安規定条文案）

※4：独立性を有するとは、「送電線の上流において1つの変電所又は開閉所のみに係らないこと」をいう。

柏崎刈羽原子力発電所では、新新潟幹線及び南新潟幹線とともに西群馬開閉所に接続するため、東北電力刈羽変電所に接続する154kV荒浜線により独立性を有する設計としている。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所の送電系統 (特別高圧)



3. 工事計画認可申請書
常用電源設備 基本設計方針

変更前	変更後
なし	<p>1.1.2 1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>変圧器1次側において3相のうち1相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器1次側の電路は、架線部を除き、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3相のうち1相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動検知できる設計とする。架線部については、保護継電器にて自動検知するとともに、保安規定に定めている巡視点検により保護継電器による自動検知が期待できない場合の電路の開放や、その兆候を早期に検知できる運用とする。</p> <p>送電線において3相のうち1相の電路の開放が生じた場合、1回線での電路の開放時に、安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。また、保護継電器にて自動検知するとともに、保安規定に定めている巡視点検により保護継電器による自動検知が期待できない場合の電路の開放や、その兆候を早期に検知できる運用とする。</p> <p>1相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動で故障箇所との隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。</p>

4. 一相開放故障の検知に関する記載について

一相開放故障については、一部を除き、既設置の保護継電器等の検知デバイスにより検知可能と判断している。残りの一部については、人的な検知（巡視点検等）を加えることで、保護継電器等による検知が期待できない箇所の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

そこで、人的な検知並びに対応には、バイロンの事象から得られた一相開放故障に関する知見が有用であることから、これらをマニュアル等に反映し、運転員の事象に対する認識を高めることとしている。

（別紙1 「設置(変更)許可33条 まとめ資料」抜粋 参照。）

一相開放故障事象に関する教育については、原子力発電所運転員に対する教育・訓練マニュアルにて定める。（別紙2 「訓練テキスト」 参照）

2.2.1.1.2.3 1相開放故障の検知性について

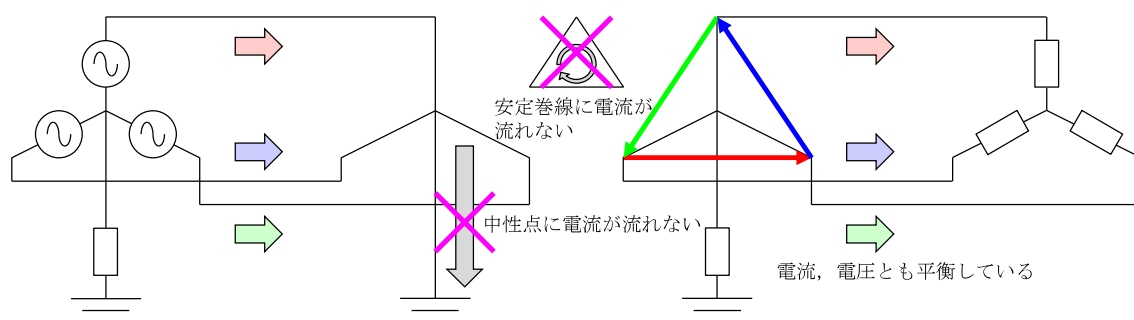
(1) 変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合電圧が低下しない事象の概要

米国パイロン2号炉の事象のように変圧器1次側において1相開放故障が発生した場合に、所内電源系の3相の各相には、低電圧を検知する交流不足電圧継電器(27)が設置されていることから、交流不足電圧継電器(27)の検知電圧がある程度(約30%以上)低下すれば、当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより1相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

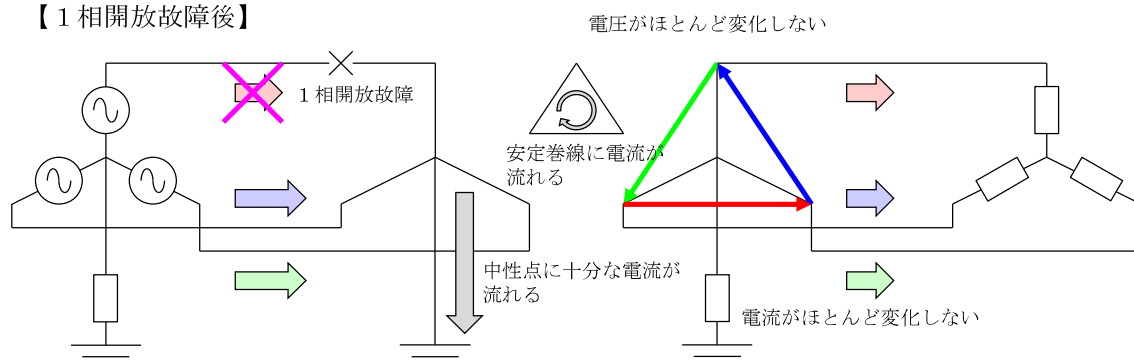
一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器に Δ 結線の安定巻線を含む場合等においては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障が検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器1次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器2次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。(第2.2.1-8図参照)

したがって、変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合の検知の可否については、交流不足電圧継電器(27)が動作することにより検知できる場合もあるものの、発生時の負荷の状態によっては検知できない可能性がある。

【1相開放故障前】



【1相開放故障後】



第2.2.1-8図 変圧器1次側における1相開放故障による電圧維持(イメージ)

(2) 当社変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合の対応について

当社変圧器1次側の接続部位のうち、500kV送電線側については、送電線の引込部を除き、米国パイロン2号炉のように全面的に気中に露出した架線接続ではなく、接地された筐体内等に配線された構造である。

一方、154kV送電線側については、米国パイロン2号炉のような気中に露出した架線接続部と、接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。(第2.2.1-9図、第2.2.1-10図参照)

筐体内等の導体においては、断線による1相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ完全地絡となることで、電流差動継電器(87)、地絡過電圧継電器(64)及び地絡方向継電器(67)による検知が可能である。

電流差動継電器(87)等が動作することにより、1相開放故障が発生した部位が自動で

隔離されるとともに、非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に電源供給される。したがって、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。(別添 3)

気中に露出した架線接続部を有しているのは、500kV 送電線の引込部及び 154kV 送電線の引込部から 154kV 開閉所機器が該当する。(第 2.2.1-9 図, 第 2.2.1-10 図参照) 当該部位については、毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより、1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

目視にて検知したのちは、健全な変圧器側への受電切替えを実施すること、及び電源供給中の変圧器を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に電源供給される。したがって、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。

なお、柏崎刈羽原子力発電所では毎日実施する巡視点検時に確認すべき項目として、巡視点検要領にて第 2.2.1-1 表のとおり定めており、1 相開放故障の発見が可能である。

第 2.2.1-1 表 巡視確認項目

設備及び機器	巡視確認項目	点検頻度	備考
設備機器全般	1. 外観上から判断できる範囲での損傷、漏えい、異常な振動等、不具合の有無 (電源施設については 1 相開放故障の観点から碍子及びブッシングの損傷、架線の断線等がないことを外観上から判断できる範囲で確認する) 2. 異音、異臭の有無 3. 作業の有無 4. 火災発生の有無	1 回/日	・表示灯, タンク類の LG, タンク類の底部等, 点検項目以外の確認を含む。

訓練テキスト

基礎理論

電気応用 B(送電線及び開閉所の保護)

KK-TX-THE(CS)-電気応用 B(送電線及び開閉所の保護) rev01

目次

はじめに	1
1. 保護継電器の基本	1
1.1 保護継電器の目的	1
1.2 保護継電器への要求事項	1
1.3 保護システムの構成	2
1.4 計器用変成器(PT、CT)	2
1.5 系統保護リレーの概要	4
2. 送電線保護	8
2.1 送電線保護方式の概要	8
2.2 主保護装置	9
2.3 電流差動方式の動作原理	9
2.4 差動リレーの特性	10
2.5 主保護装置の動作概要	11
2.6 後備保護	11
2.7 高速再閉路	17
3. 開閉所の母線保護	20
3.1 保護方式	20
3.2 母線保護装置の目的と保護	22
4. 外部電源1相開放(欠相)事象	30
4.1 1相開放事象の定義	30
4.2 1相開放事象の影響	30
4.3 1相開放事象時の対応	31
4.4 1相開放事象の事例	34

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-54
提出年月日	令和2年5月15日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

運転上の制限を満足していることを確認
するための事項について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

運転上の制限を満足していることを確認するための事項について

運転上の制限を満足していることを確認するための事項については、各条文に確認頻度を定めるとともに、第72条（運転上の制限の確認）の表72に確認の間隔を延長できる時間を定めている。

新規規制基準対応として追加した第66条の確認事項において、「3ヶ月に1回」、「1年に1回」及び「2年に1回」という頻度を新たに設定したことから、第72条の表72に以下のとおり反映する。

表72

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。
<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u>
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u>
<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u>
1000MWd/tに1回	250MWd/t	

延長できる時間については、プラントの状態等（過渡状態、保守活動等）を考慮し、ある一定の裕度（25%）をもって設定されていることから、以下のとおりとする。

- ・「3ヶ月に1回」：92日 × 0.25 = 「23日」
- ・「1年に1回」：365日 × 0.25 ≒ 「92日」
- ・「2年に1回」：730日 × 0.25 ≒ 「182日」

なお、「1年に1回」及び「2年に1回」の確認事項は機能確認であり、別途、動作確認を「1ヶ月に1回」又は「3ヶ月に1回」の頻度で実施していることから、この延長できる時間を適用したとしても機器の健全性は確認可能である。

以上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-55 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

可搬設備及び緊急時対策所設備等の 巡視点検について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 重大事故等対処設備の巡視点検について

保安規定第13条第1項の「(1) 原子炉冷却系統施設」, 「(2) 制御材駆動設備」, 「(3) 電源, 給排水及び排気施設」の巡視点検と同様に重大事故等対処設備についても, 定期的な巡視点検により設備の保全を行う。重大事故等対処設備の巡視点検については, 社内マニュアルに実施内容(責任者, 頻度, 方法等)を定め, 実施する。

巡視点検について定めた社内マニュアル(NM-51-6 状態管理マニュアルの巡視点検要領(現行版))を以下に示す。

(NM-51-6: 状態管理マニュアルー巡視点検要領 抜粋)

a. 巡視

定められた巡視経路を通行しながら消防法に基づく危険物施設の異常有無の確認、火災発生の有無の確認、防火戸の状態確認、及び外観上から判断できる範囲で損傷、漏えい及び異常な振動等の不具合の有無を確認することをいい、異音、異臭等の視覚以外で検知できる内容、並びに人身、機器保護の観点からの扉、防護柵の閉止等、保全上の確認、処置を含む。

b. 点検

巡視にて確認する項目の他にも定められた確認事項が必要と判断された設備・機器について確認すべき項目、頻度を定め、設備等の状態を詳細に確認し、異常の早期発見に努めることをいう。

2. 可搬設備及び緊急時対策所設備等の巡視点検頻度について

保安規定変更に係る基本方針に基づき巡視点検の頻度を設定する。

- 可搬設備及び緊急時対策所設備等の系統から切離されており保管状態にある機器については, 保全の考えを基に, 定検停止時にしか確認できない設備を除き1ヶ月を超えない期間で巡視点検を行うことで健全性の確認を行う。現在, 可搬設備及び緊急時対策所設備等について, 保全活動の一環として定期的な点検を実施し, 訓練時においても問題なく起動できており, 異常は確認されていない。

(例)

- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級): [起動確認 1回/3ヶ月, 性能確認 1回/年, 保守点検 1回/10年]
- ・タンクローリ: [起動確認 1回/3ヶ月, 保守点検 1回/年]
- ・ホイールローダ: [起動確認 1回/3ヶ月, 保守点検 1回/年]

○これらの実績を基に、定期事業者検査時にしか確認できない設備を除き、1ヶ月を超えない期間で巡視及び点検を行う。詳細については設備毎に適切な頻度を社内マニュアルに定める。

(保安規定 抜粋)

(巡視点検)

第13条 当直長は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第95条第1項で定める区域及び系統より切離されている施設^{※1}を除く。）を巡視し、次の施設及び設備について点検を行う。実施においては、第107条の3第3項に定める観点を含めて行う。以下、本条において同じ。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水及び排気施設

2. 当直長は、「状態管理マニュアル」に基づき、格納容器内部の関連パラメータの監視及び第95条第1項で定める区域の巡視を行う。

3. 当直長及びモバイル設備管理GMは、「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき、系統より切離されている施設について一定期間^{※2}ごとに巡視し、点検を行う。

※1：系統より切離されている施設とは、7号炉の可搬設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所設備及び通信連絡を行うために必要な設備等を行う。

※2：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができる。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。また、点検可能な時期が定期事業者検査時となる施設については、定期事業者検査毎とする。

赤字：新規制基準に関する補正箇所（今回補正する箇所）

青字：新検査制度導入に関する補正箇所（認可済み）

黄色：新検査制度導入に関する補正により削除予定箇所

以上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-62
提出年月日	令和2年6月12日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

所長，原子炉主任技術者への報告等の
行為について

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

所長，原子炉主任技術者への報告等の行為について

1. 原子炉主任技術者，所長への報告等について

原子炉主任技術者（以下、「炉主任」という。）及び所長への報告等の保安規定上の行為については，添付のとおり各条に定められており，炉主任，所長を区分して整理すると下表のとおりとなる。

区分	確認	報告	連絡	承認
炉主任	○	○	○	—
所長	○	○	○	○

ここで，炉主任，所長への各行為及び炉主任，所長の行為内容は，以下のとおりとなる。

(1) 炉主任への各行為内容について

項目	内容	保安規定の記載の例
①確認	<u>確認する</u> 炉主任の確認を得ていなければ当該決定ができない手続きとするか，または当該決定を差し戻す権限が炉主任に付与されていることが必要であることから規定されているもの。(安全上重要な制限値の設定，教育・訓練，SA設備の代替措置等)	第23条（制御棒の操作） 2.（1）燃料GMは，原子炉の状態が運転及び起動で，かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち，制御棒操作手順を作成し，原子炉主任技術者の <u>確認</u> を得て当直長に通知する。
②報告	<u>報告する</u> 社長が責務を十分に（不足なく）果たすため，社長が必要とする保安活動に関する情報を提供できる状況としておくことが必要であることから規定されているもの。(保安の監督状況等)	第9条（原子炉主任技術者の職務等） （6）保安の監督状況について，定期的及び必要に応じて社長に直接 <u>報告</u> する。
	<u>報告を受ける</u> 保安の監督の責務を十分に（不足なく）果たすため，発電所の保安に関する情報を会議体への出席や検査等への立会等を通じて自ら入手するほか，発電所組織は，炉主任が必要とする保安活動に関する情報を提供できる状況としておくことが必要であることから規定されているもの。(教育・訓練の結果，事象発生後の原子炉施設の点検結果等)	第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）〔7号炉〕 3.（2）オ. 成立性の確認訓練の結果を記録し，所長及び原子炉主任技術者に <u>報告</u> すること

項目	内容	保安規定の記載の例
③連絡	<u>連絡を受ける</u> 発生した事象等に関する事実関係を的確に伝え、後段の判断、指示に資するための情報を速やかに連絡しておく必要があることから規定されているもの。(事象等の発生等)	第17条(火災発生時の体制の整備) 〔7号炉〕 4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとは判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに <u>連絡</u> するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

(2) 所長への各行為内容について

項目	内容	保安規定の記載の例
①確認	<u>確認する</u> 所長の確認を得ていなければ当該決定ができない手続きとするか、または当該決定を差し戻す権限が所長に付与されていることが必要であることから規定されているもの。(教育・訓練)	第118条(所員への保安教育) (1) 原子力人材育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の <u>確認</u> を得て原子力・立地本部長の承認を得る。
②報告	<u>報告する</u> 社長が責務を十分に(不足なく)果たすため、社長が必要とする保安活動に関する情報を提供できる状況としておくことが必要であることから規定されているもの。(トラブル等の報告等)	第121条(報告) 2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に <u>報告</u> する。
	<u>報告を受ける</u> 所長の責務を十分に(不足なく)果たすため、所長が必要とする保安活動に関する情報を提供できる状況としておくことが必要であることから規定されているもの。(教育・訓練の結果、事象発生後の原子炉施設の点検結果等)	第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)〔7号炉〕 3. (2)オ. 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に <u>報告</u> すること

項目	内容	保安規定の記載の例
③連絡	<u>連絡する</u> 発生した事象等に関する事実関係を的確に伝え、後段の判断、指示に資するための情報を速やかに連絡しておく必要があることから規定されているもの。(事象等の発生等)	第113条 2. 所長は、警戒事態該当事象の発生又は特定事象の発生について報告を受け、若しくは自ら発見した場合は、第111条に定める経路にしたがって、社内及び社外関係機関に <u>連絡</u> 又は通報する。
	<u>連絡を受ける</u> 同上。	第17条（火災発生時の体制の整備）〔7号炉〕 4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに <u>連絡</u> するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。
④承認	<u>承認する</u> 発電所の保安活動の最高責任者である所長の計画等の決定に係る行為として規定されているもの。(安全上重要な制限値の設定、教育・訓練等)	第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）〔7号炉〕 3. (2) エ. 成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の <u>承認</u> を得ること

2. まとめ

炉主任、所長への各行為及び炉主任、所長の行為内容について整理を実施した。保安規定の各条文においては、この整理に基づき、適切に規定されている。

以上

保安規定の各条文における炉主任及び所長への各行為の確認結果

	柏崎刈羽原子力発電所保安規定の条文	実施者	原子炉主任技術者	所長
(保安に関する職務)				
第5条	(1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の順守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。	—	報告する	報告する
(原子炉主任技術者の職務等)				
第9条	原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。			
	(1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。			
	(2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、原子力・立地本部長の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。	—	確認する	—
	(3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。	—	確認する	—
	(4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。	—	確認する	—
	(5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。	—	報告する	—
	(6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。	—	報告する	—
	(7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。			
	(8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。			
	2. 重大事故等時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。			
	3. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。			
(運転員等の確保)				
第12条	5. 発電GMは、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量（以下、本条において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-1に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。	発電GM	確認する	承認する
	6. 発電GMは、第5項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。	発電GM	確認する	承認する
	8. 防災安全GMは、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-3に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。	防災安全GM	確認する	承認する
	9. 防災安全GMは、第8項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。	防災安全GM	確認する	承認する
(火災発生時の体制の整備)				
第17条	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]			
	2. 各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認し、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	3. 各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設*3の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	[7号炉]			
	4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
(内部漏水発生時の体制の整備 [7号炉])				
第17条の2	4. 当直長は、内部漏水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
(火山影響等発生時の体制の整備 [7号炉])				
第17条の3	5. 当直長は、火山現象の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
(その他自然災害発生時等の体制の整備)				
第17条の4	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]			
	各GMは、震度5弱以上の地震が観測*1された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	2. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
	[7号炉]			
	4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
(有毒ガス発生時の体制の整備 [7号炉])				
第17条の5	4. 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
(重大事故等発生時の体制の整備 [7号炉])				
第17条の7	3. 防災安全GMは、第1項の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。	防災安全GM	—	承認する
	(2) 重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項			
	エ. 成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること	防災安全GM	確認する	承認する
	オ. 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける

柏崎刈羽原子力発電所保安規定の条文		実施者	原子炉主任技術者	所長
(大規模損壊発生時の体制の整備〔7号炉〕)				
第17条の8	防災安全GMは、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合(以下「大規模損壊発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。	防災安全GM	—	承認する
	(2) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する次の事項			
	エ. 技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること	防災安全GM	確認する	承認する
	オ. 技術的能力の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける
(制御棒の操作)				
第23条	2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。			
	(1) 燃料GMは、原子炉の状態が運転及び起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て当直長に通知する。	燃料GM	確認する	—
(原子炉停止時冷却系その2)				
第35条	原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系 ^{※1} は、表35-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)又は(2)の場合は除く。			
	表35-1 運転上の制限 (1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで ^{※3} 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること ※3: 原子炉安全GMはあらかじめその期間を評価し、原子炉主任技術者の確認を得て、当直長に通知する。	原子炉安全GM	確認する	—
(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)				
第37条	2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が27℃以内(6号炉及び7号炉は除く。)及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度 ^{※1} と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。			
	(1) 高経年化評価GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度(1号炉においては、ぜい性遷移温度)の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、原子炉主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。	高経年化評価GM	確認する	承認する
(重大事故等対処設備)				
第66条	要求される措置 当直長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	各GM	確認する	—
(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)				
第69条	2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。			
	(1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て当直長に通知する。	燃料GM	確認する	—
(運転上の制限を満足しない場合)				
第73条	4. 当直長及び燃料GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び原子炉主任技術者に報告する。	運転管理部長	報告を受ける	報告を受ける
	6. 当直長及び燃料GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。	運転管理部長	報告を受ける	—
	7. 当直長及び燃料GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、原子炉主任技術者の確認を得る。	当直長 燃料GM	確認する	—
(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)				
第74条	2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置 ^{※1} を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	各GM	確認する	—
	3. 各GMは、表74で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める保全作業時の措置を実施する。なお、要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置 ^{※2} を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	各GM	確認する	—
	10. 各GMは、第2項に基づく保全作業及び第3項において、完了時間を超えて保全作業を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。	運転管理部長	報告を受ける	—
(異常発生時の基本的な対応)				
第76条	4. 当該号炉を所管する運転管理部長及び各GMは、第1項、第2項又は第3項について次に示す必要な措置を講じる。			
	(1) 当該号炉を所管する運転管理部長は、各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び原子炉主任技術者に報告する。	運転管理部長	報告を受ける	報告を受ける
	(3) 当該号炉を所管する運転管理部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。	運転管理部長	報告を受ける	報告を受ける
(異常時の措置)				
第77条	3. 第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。			
	4. 当直長は、第3項の判断を行うにあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。	当直長	確認する	—
(異常収束後の措置)				
第78条	当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。			
	2. 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。	当直長	確認する	承認する
(新燃料の運搬)				
第79条	6. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。	燃料GM	—	承認する
(燃料取替実施計画)				
第82条	燃料GMは、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。	燃料GM	確認する	承認する
	3. 燃料を装荷した後に、第2項の期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第2項に定める評価及び確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超過していない場合は除く。	燃料GM	確認する	報告を受ける
(使用済燃料の運搬)				
第86条	6. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。	燃料GM	—	承認する
(放射性固体廃棄物の管理)				
第87条	8. 環境GMは、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。	環境GM	—	承認する

柏崎刈羽原子力発電所保安規定の条文		実施者	原子炉主任技術者	所長
(管理区域の設定及び解除)				
第92条	5. 放射線管理GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。	放射線管理GM	確認する	承認する
	7. 放射線管理GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。	放射線管理GM	確認する	承認する
(発電所外への運搬)				
第104条	各GMは、核燃料物質等(第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。	各GM	—	承認する
(協力企業の放射線防護)				
第105条	放射線安全GMは、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。	放射線安全GM	—	承認する
(原子力防災組織)				
第108条	防災安全GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。	防災安全GM	—	承認する
	2. 緊急時対策本部の部長は、所長とする。ただし、防災安全GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。	防災安全GM	—	承認する
(原子力防災組織の要員)				
第109条	防災安全GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。	防災安全GM	—	承認する
(緊急作業従事者の選定)				
第109条の2	防災安全GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者(女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。)から、緊急作業*1に従事させるための要員(以下「緊急作業従事者」という。)を選定し、所長の承認を得る。	防災安全GM	—	承認する
(原子力防災資機材等)				
第110条	各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。	各GM	—	承認する
(通報経路)				
第111条	防災安全GMは、警戒事態該当事象が発生した場合又は特定事象が発生した場合の社内及び国、県、市村等の社外関係機関との連絡経路又は通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。	防災安全GM	—	承認する
(緊急時演習)				
第112条	防災安全GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度1回以上実施し、所長に報告する。	防災安全GM	—	報告を受ける
(通報)				
第113条	当直長等は、警戒事態該当事象が発生した場合又は特定事象が発生した場合は、第111条に定める経路にしたがって、所長に報告する。	当直長等	—	報告を受ける
	2. 所長は、警戒事態該当事象の発生又は特定事象の発生について報告を受け、若しくは自ら発見した場合は、第111条に定める経路にしたがって、社内及び社外関係機関に連絡又は通報する。	—	—	連絡する
(原子力防災態勢の発令)				
第114条	所長は、警戒事態該当事象の発生又は特定事象の発生について報告を受け、若しくは自ら発見した場合は、原子力防災態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。所長は、原子力防災態勢を発令した場合は、直ちに原子力運営管理部に報告する。	—	—	報告する
(所員への保安教育)				
第118条	原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NH-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。			
	(1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1、2、3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の承認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。	原子力人財育成センター所長	確認する	確認する
	(3) 各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び原子力・立地本部長へ報告する。ただし、各GMが、定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。	原子力人財育成センター所長	—	報告を受ける
(協力企業従業員への保安教育)				
第119条	3. 発電GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1、2、3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の承認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。	発電GM	確認する	確認する
	4. 発電GM又は燃料GMは、燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1、2、3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の承認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。	発電GM 燃料GM	確認する	確認する
	5. 各GMは、火災、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表118-1の実施方針のうち「運転員以外の技術系所員」に準じる保安教育(火災発生時の措置に関する事、緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する事(重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む))の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者及び所長の承認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。	各GM	確認する	確認する
	6. 各GMは、第3項、第4項及び第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。	各GM	—	報告を受ける
(報告)				
第121条	各GM又は運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM 運転管理部長	報告を受ける	報告を受ける
	2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。	—	—	報告する

	柏崎刈羽原子力発電所保安規定の条文	実施者	原子炉主任技術者	所長
(添付2)				
1. 火災	1. 5 手順書の整備 (2) 防災安全GMは、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	テ. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認 各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	ト. 地震発生時における火災発生の有無の確認 各GMは、発電所周辺のあらかじめ定められた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
2. 内部溢水	2. 4 手順書の整備 (1) 発電GM及び技術計画GMは、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 各GMは、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	2. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
3. 火山影響等、積雪	3. 4 手順書の整備 技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	(9) 降灰時の原子炉施設への影響確認 各GMは、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	3. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、火山影響等及び積雪の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
4. 地震	4. 4 手順書の整備 (1) 技術計画GMは、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	ウ. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 各GMは、発電所周辺のあらかじめ定められた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	4. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
5. 津波	5. 4 手順書の整備 (1) 技術計画GMは、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	エ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認 各GMは、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	5. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
6. 竜巻	6. 4 手順書の整備 技術計画GMは、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。			
	(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認 各GMは、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。	各GM	報告を受ける	報告を受ける
	6. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける
7. 有毒ガス	7. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	運転管理部長	連絡を受ける	連絡を受ける

	柏崎刈羽原子力発電所保安規定の条文	実施者	原子炉主任技術者	所長
(添付3)				
1. 重大事故等対策	1. 重大事故等対策			
	(2) 原子力運営管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に定める。			
	オ. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。	—	確認する	—
	(3) 防災安全GMは、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 1項及び1. 2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。	防災安全GM	—	承認する
	1. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備			
	(2) 教育訓練の実施			
	ウ. 成立性の確認訓練			
	防災安全GMは、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。	防災安全GM	確認する	承認する
	(イ) 成立性の確認結果を踏まえた措置			
	a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合 成立性の確認により、役割に応じた必要な力量(以下(イ)において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。			
	(a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける
	(b) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける
	b. 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合 成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。			
	(a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける
(b) 成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける	
(c) (b) 項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける	
(e) (d) 項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。	防災安全GM	報告を受ける	報告を受ける	
2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項	2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項			
	2. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備			
	(2) 対応要員への教育訓練の実施			
	ウ. 技術的能力の確認訓練			
	防災安全GMは、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。	防災安全GM	確認する	承認する

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-66 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

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7号炉

原子炉起動前の確認について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

原子炉起動前の確認について

1. 保安規定第16条第1項の点検対象範囲について

保安規定第16条第1項における原子炉起動前の「施設及び設備の点検」については、原子炉の起動にあたり、定期事業者検査、事故・故障等の停止理由を問わず、その総合的な確認の観点で施設及び設備を点検し、異常の有無を確認するために記載している。

保安規定第16条第1項の点検対象である「(1) 原子炉冷却系統施設」、「(2) 制御材駆動設備」、「(3) 電源、給排水及び排気施設」は第13条に基づき点検する施設及び設備を基本とし、全てのSA設備を含む。

また、点検の対象設備は社内マニュアルで規定する。

2. 保安規定第16条第2項の結果確認における最終結果の確認について

保安規定第16条は、原子炉の起動にあたっては、定期事業者検査、事故・故障等の停止理由を問わず、その総合的な確認が重要であるということから、必要な機器の健全性確認のため、定期事業者検査時のサーベランス結果の確認が必要であることを規定している。

定期事業者検査時のサーベランスは、保全計画に基づく点検、及び特別な保全計画に基づき、設備の保管状態、使用状態及び劣化モードを考慮して実施され、設備の信頼性を確保しているものであることから、この確認結果は原子炉の起動前に確認が必要なものである。

また、保安規定に記載されているサーベランスのうち、機器の動作確認を伴う確認項目及び系統構成に係る確認項目については、原子炉起動前に一定の期間を設け、その期間内で健全性を確認し、その結果を当直長が確認することを社内マニュアルに規定する。

なお、確認項目については添付-1のとおりであり、新設設備は使用前事業者検査の結果及び至近の月例サーベランス結果にて確認する。

よって、これらの機器については、原子炉起動前（制御棒引き抜き開始前）までの一定の期間内（1年以内）にサーベランスを実施し、その結果を確認することとするため、保安規定第16条第2項の補足を別紙のとおり追加する。

なお、「1年」の設定は、「発電用原子炉施設の使用前検査、定期事業者検査に係る実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則のガイド」に、原子炉の運転を“相当期間”停止する場合に特別な保全計画を定めることが規定されているが、その“相当期間”とは「概ね1年以上」とされていることを参考に設定した。

以上

(原子炉起動前の確認事項)

第16条 当直長及びモバイル設備管理GMは、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。なお、モバイル設備管理GMが点検を実施した結果は、当直長に通知する。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水及び排気施設

2. 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に、第3節の各条文で定事検停止時に各GMから当直長に通知されることになっている確認項目^{※1}^{※2}について、通知が完了していることを確認する。

※1：原子炉起動のための制御棒引抜き以降に実施される確認項目を除く。

※2：定期事業者検査における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目及び系統構成に係る確認項目については、原子炉起動のための制御棒引抜き開始前の1年以内の確認結果を確認することとする。

定期事業者検査時のサーベランス(動作確認を伴う確認項目および系統構成に係る確認項目)整理表(案)

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
21条2.(1)	制御棒の動作確認			運転及び起動	制御棒と制御棒駆動機構の結合を取り外した場合は、取り付け後、当該の制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認	原子炉起動前	原子炉GM	当直長	
22条2.(1)	制御棒のスクラム機能			運転及び起動	制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が全制御棒のスクラム時間の平均値が60%挿入1.44秒以下、100%挿入2.80秒以下であることを確認	定事検停止時	燃料GM	当直長	
24条2.(1)	ほう酸水注入系			運転及び起動	ほう酸水注入系の機能を確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
24条2.(2)	ほう酸水注入系			運転及び起動	ほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認	定事検停止後の原子炉起動前	当直長	-	
27条2.(1)	計測及び制御設備	1.原子炉保護系計装	1.起動領域モニタ a.原子炉周期短	起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正(検出器を除く。)を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			b.機器動作不能	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	○	
					論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
			2.平均出力領域モニタ a.中性子束高 (a)中性子束 (b)熱流束相当	運転及び起動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正(検出器を除く。)を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			b.機器動作不能	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	○	
					フローユニットの校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			3.原子炉圧力高	運転、起動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			4.炉心流量急減	原子炉熱出力が75%相当以上	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正(検出器を除く。)を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			5.原子炉水位低(レベル3)	運転、起動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			6.主蒸気隔離弁閉	運 転	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	原子炉GM及び電気機器GM	当直長	
			7.ドライウェル圧力高	運転、起動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			8.制御棒駆動機構充てん水圧力低	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
9.主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長				
		チャンネル校正を実施	定事検停止時	タービンGM及び計測制御GM	当直長				
10.蒸気加減弁急速閉 a.油圧 b.電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長				
		チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長				

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの	
27条2.(1)	計測及び制御設備		11. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			12. 地震加速度大	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			13. 原子炉モードスイッチ ¹ 停止, 位置	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					14. 手動	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
			2. 起動領域モニタ計装	1. 起動領域モニタ	起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	チャンネル校正(検出器を除く。)を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧注水系計装	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		チャンネル校正を実施				定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		2. ドライウェル圧力高		運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		3. 原子炉圧力低(注入可)		運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		(2) 高圧炉心注水系計装	1. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			2. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		(3) 原子炉隔離時冷却系計装	1. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			2. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		(4) 自動減圧系計装	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			2. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			3. 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			4. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		4. 格納容器隔離系計装 (1) 主蒸気隔離弁計装	1. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの	
27条2.(1)	計測及び制御設備		2.主蒸気管放射能高	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			3.主蒸気管流量大	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			4.主蒸気管トンネル温度高	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			5.主蒸気管圧力低	運転	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			6.復水器真空度低	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
			(2)格納容器隔離系計装	1.主蒸気管ドレン系 a.原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
						チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		b.主蒸気管放射能高		運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		c.主蒸気管流量大		運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		d.主蒸気管トンネル温度高		運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		e.主蒸気管圧力低		運転	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		f.復水器真空度低		運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		2.炉水サンプリング系 a.原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長			
				チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
b.主蒸気管放射能高	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長					
		チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長					
c.主蒸気管流量大	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長					
		チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長					
d.主蒸気管トンネル温度高	運転,起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長					
		チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長					

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
27条2.(1)	計測及び制御設備		e. 主蒸気管圧力低	運転	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			f. 復水器真空度低	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			b. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			c. 原子炉区域換気空調系排気放射能高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			d. 燃料取替エリア排気放射能高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		b. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	○	
				チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	○	
		(3)原子炉建屋隔離系計装	1. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			2. ドライウェル圧力高	運転, 起動及び高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			3. 原子炉区域換気空調系排気放射能高	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			4. 燃料取替エリア排気放射能高	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
5. その他の計装 (1)非常用ディーゼル発電機計装	1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線の電圧低	運転, 起動, 高温停止及び第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長			

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
27条2.(1)	計測及び制御設備		b. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転, 起動, 高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			c. ドライウェル圧力高	運転, 起動, 高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転, 起動, 高温停止及び第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		b. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転, 起動, 高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
				チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		c. ドライウェル圧力高	運転, 起動, 高温停止	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
				チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長		
		(2)原子炉隔離時冷却系計装(冷却材補給機能)	1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 1, 起動及び高温停止 1 原子炉圧力 1.03 MPa[gage]以上に適用	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		(3)原子炉再循環ポンプトリップ計装	1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	タービンGM及び計測制御GM	当直長	
			2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		(4)制御棒引抜監視装置計装	1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能	原子炉熱出力30%相当以上	チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
					論理回路機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			C. 下限	5% (動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない)	チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		(5)タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装	1. 原子炉水位高(レベル8)	原子炉熱出力が35%相当以上	チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		(6)中央制御室外原子炉停止装置計装	1. 原子炉圧力	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			2. 高圧炉心注水系流量	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			3. 残留熱除去系流量	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			4. 原子炉補機冷却水系流量	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			5. 原子炉水位	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			6. サプレッションプール水温度	運転, 起動及び高温停止	チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
7. RHR熱交換器入口温度	運転, 起動及び高温停止		チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
8. サプレッションプール水位	運転, 起動及び高温停止		チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
9. 復水貯蔵槽水位	運転, 起動及び高温停止		チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの	
27条2.(1)	計測及び制御設備		10. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	運転, 起動及び高温停止	制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長		
					中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認	定事検停止時	当直長	-	○	
			11. 残留熱除去ポンプ(残留熱除去系制御)	運転, 起動及び高温停止	制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長		
					中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認	定事検停止時	当直長	-		
			12. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)	運転, 起動及び高温停止	制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長		
					中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認	定事検停止時	当直長	-		
		13. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	運転, 起動及び高温停止	制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長			
				中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認	定事検停止時	当直長	-			
		14. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	運転, 起動及び高温停止	制御回路切替スイッチの機能検査を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長			
				中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認	定事検停止時	当直長	-			
		(7) 中央制御室非常用換気空調系計装		1. 原子炉区域換気空調系排気放射能高	運転, 起動、高温停止、炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
						チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
				2. 燃料取替エリア排気放射能高	運転, 起動、高温停止、炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
						チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
(8) 事故時計装		1. 原子炉圧力	運転及び起動	チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
		2. 原子炉水位(広帯域)	運転及び起動	チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
		3. 原子炉水位(燃料域)	運転及び起動	チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
		4. ドライウェル圧力	運転及び起動	チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
		5. 格納容器内雰囲気線量当量率	運転及び起動	チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
30条2.(1)	主蒸気逃がし安全弁		運転, 起動及び高温停止	主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認	定事検停止時	原子炉GM	当直長	-		
30条2.(2)				主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認	定事検停止時	計測制御GM	当直長	-		
32条2.(1)	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視			原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間	供用中の漏えい又は水圧検査を実施	定事検停止時	原子炉GM	当直長	-	
35条2.(2)	原子炉停止時冷却系その2			冷温停止	原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価	冷温停止	各GM	当直長		
36条2.(2)	原子炉停止時冷却系その3			燃料交換	原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価	燃料交換	各GM	当直長		
37条2.(1)	原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率			-	原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定める	-	高経年化評価GM	当直長	-	
39条2.(1)	非常用炉心冷却系その1			運転, 起動及び高温停止 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	高圧炉心注水系、低圧注水系及び自動減圧系が模擬信号で動作すること及び格納容器スプレイ冷却系が手動で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長		
39条2.(2)					原子炉隔離時冷却系が模擬信号で動作することを確認	定事検停止後の原子炉起動から定期事業者検査終了までの期間	運転評価GM	当直長		

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
39条2.(3)					表39-2(項目3)に定める事項及び高圧炉心注水系、低圧注水系(格納容器スプレイ冷却系)、原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認 (項目3):各ポンプの流量、全揚程が満足していること	定事検停止後の原子炉起動前	当直長	-	
42条2.(1)	主蒸気隔離弁			運転、起動及び高温停止	主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表42-2に定める値であることを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
42条2.(2)					主蒸気隔離弁の漏えい率が表42-2に定める値であることを確認	定事検停止時	原子炉GM	当直長	-
43条2.(1)	格納容器及び格納容器隔離弁			運転、起動及び高温停止	格納容器漏えい率が表43-2に定める値であることを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	-
43条2.(2)					表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
43条2.(3)					格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認	定事検停止後の原子炉起動前	当直長	-	
44条2.(1)	サブプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁			運転、起動及び高温停止	サブプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
47条2.(1)	可燃性ガス濃度制御系			運転及び起動	可燃性ガス濃度制御系の機能を確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
49条2.(1)	原子炉建屋			運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
50条2.(1)	原子炉建屋給排気隔離弁			運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
51条2.(1)	非常用ガス処理系			運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	非常用ガス処理系が模擬信号で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
51条2.(2)					非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認	定事検停止時	化学管理GM	当直長	
52条2.(1)	残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系			運転、起動及び高温停止	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
52条2.(2)				運転、起動及び高温停止	原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁 1の開閉状態を確認 1主要配管の満水を維持するために必要な一次弁	定事検停止後の原子炉起動前	当直長	-	
52条2.(3)				運転、起動及び高温停止	原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁 2の開閉状態を確認 2当該系統の機能を維持するために必要な一次弁	定事検停止後の原子炉起動前	当直長	-	
53条2.(1)	非常用ディーゼル発電設備冷却系			運転、起動及び高温停止	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
57条2.(1)	中央制御室非常用換気空調系			運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
57条2.(2)					中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認	定事検停止時	化学管理GM	当直長	-
59条2.(1)	非常用ディーゼル発電機その1			運転、起動及び高温停止	非常用ディーゼル発電機が模擬信号で動作することを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
62条2.(1)	直流電源その1			運転、起動及び高温停止	直流電源 2(蓄電池及び充電器)の機能を確認 2 7号炉の直流電源A系(A及びA-2)及びB系は重大事故等対処設備を兼ねる。	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
66条2.(1) 66-1-1	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	1.代替制御棒挿入機能		運転及び起動	機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		2.原子炉圧力高			チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
					論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		3.原子炉水位異常低(レベル2)			チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		4.手動ARI			論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
66条2.(1) 66-1-2	ATWS緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	1.代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能		運転及び起動	機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		2.原子炉圧力高			チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		3.原子炉水位低(レベル3)			論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
					論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		4.原子炉水位異常低(レベル2)			チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		5.RIP-ASD手動スイッチ			論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
66条2.(1) 66-2-3	ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)			運転、起動、高温停止	ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
66条2.(1) 66-3-1	代替自動減圧機能系	1.代替自動減圧機能		運転、起動、高温停止(原子炉圧力 1.03MPa[gage] 以上の場合)	機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		2.原子炉水位異常低(レベル1)			チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		3.残留熱除去系ポンプ吐出圧力高			論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
					チャンネル校正を実施	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
					論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
		4.始動タイマ			チャンネル校正を実施	定事検停止時	電気機器GM	当直長	
5.自動減圧系の起動阻止スイッチ	論理回路機能検査を実施	定事検停止時	運転評価GM	当直長					
66条2.(1) 66-3-2	主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)			運転、起動、高温停止	主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-3-3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	2.逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系		運転、起動、高温停止	逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		3.高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系			高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が []MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-4-1	低圧代替注水系(常設)			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 3 3 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が []m以上、流量が []m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台運転で流量が []m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が []m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-5-1	格納容器圧力逃がし装置			運転、起動、高温停止	よう素フィルタの性能検査を実施	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					フィルタ装置の性能検査を実施	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が []wt%以上であることを及びpHが []以上であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	原子炉GM	当直長	
					ドレン移送ポンプの流量が9.1m ³ /h、揚程が14.3m以上であることを確認	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
					スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-5-2	耐圧強化ベント系			運転、起動、高温停止	必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-5-3	可搬型窒素供給装置			運転、起動、高温停止	可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm ³ /h(窒素純度99%以上 2にて)であることを確認する。 2 酸素濃度1%未満であることをもって確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-5-4	代替原子炉補機冷却系			運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換	熱交換器ユニット(P27-D2000,D3000,D4000)の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650m ³ /h以上で揚程が65m以上。 ・流量が680m ³ /h以上で揚程が56m以上。 ・流量が700m ³ /h以上で揚程が53m以上。	2年に1回	原子炉GM	当直長	
					熱交換器ユニット(P27-D1000,D5000)の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が□m ³ /h以上で揚程が□m以上。 ・流量が□m ³ /h以上で揚程が□m以上。 ・流量が□m ³ /h以上で揚程が□m以上。	2年に1回	原子炉GM	当直長	
					大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量が1100m ³ /h以上で吐出圧力が0.61MPa以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	当直長	
					原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び非常冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-5-5	代替循環冷却系			運転、起動、高温停止	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台運転で流量が□m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁及び下部ドライウェル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
					復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-6-1	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)			運転、起動、高温停止	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台運転で流量が□m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-7-1	格納容器下部注水系(常設)			運転、起動、高温停止	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
					復水補給水系における下部ドライウェル注水流量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
					復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	-	
66条2.(1) 66-8-1	静的触媒式水素再結合器			運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	静的触媒式水素再結合器が動作可能であること。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-8-2	原子炉建屋内の水素濃度監視			運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオー	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
				パーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合					
66条2.(1) 66-9-1	燃料プール代替注水系			使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型注水ポンプ(A-2級)を起動し、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の流量が [] m ³ /h以上で、吐出圧力が [] MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM	当直長	
66条2.(1) 66-9-2	使用済燃料プールの除熱			使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1.燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が [] m ³ /h以上で、全揚程が [] m以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	当直長	
				使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	2.FPCR過脱塩器第一入口弁、FPCR過脱塩器第二入口弁、FPCR過脱塩器出口弁及びFPCR過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	当直長	-	
66条2.(1) 66-9-3	使用済燃料プール監視設備	1.使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御 GM	当直長	
		2.使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御 GM	当直長	
		3.使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御 GM	当直長	
		4.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	機能検査を実施する。	定事検停止時	計測制御 GM	当直長	
66条2.(1) 66-10-1	大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)を起動し、吐出圧力 [] MPa[gage]以上、流量が [] m ³ /h以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM	当直長	
66条2.(1) 66-11-3	海水移送設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1.大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が [] m ³ /h以上で、吐出圧力が [] MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-12-1	常設代替交流電源設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1.第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気機器GM	当直長	
66条2.(1) 66-12-2	可搬型代替交流電源設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1.電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	電気機器GM	当直長	
66条2.(1) 66-12-4	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備		直流125V充電器A、A-2 直流125V蓄電池A、A-2	運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
			AM用125V充電器、蓄電池	運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定事検停止時	運転評価GM	当直長	
66条2.(1) 66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ	1.原子炉压力容器内の温度		運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		2.原子炉压力容器内の圧力		運転、起動、高温停止、低温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
66条2.(1) 66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ	3. 原子炉圧力容器内の水位		運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		4. 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量	運転、起動 6、高温停止 6 6 高圧代替注水系系統流量及び原子炉隔離時冷却系系統流量については、原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上の場合に適用する。	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量	運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 7 7:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		5. 原子炉格納容器への注水量		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		6. 原子炉格納容器内の温度		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		7. 原子炉格納容器内の圧力		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		8. 原子炉格納容器内の水位		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		9. 原子炉格納容器内の水素濃度		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		10. 原子炉格納容器内の放射線量率		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		11. 未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	起動 8、高温停止、低温停止及び燃料交換 9 8:計数領域の場合に適用する。 9:起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			平均出力領域モニタ	運転、起動	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		12. 最終ヒートシンクの確保	(1). 代替循環冷却系	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			(2) 格納容器圧力逃がし装置	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			(3) 耐圧強化ベント系	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
66条2.(1) 66-13-1	主要パラメータ及び代替パラメータ		(4)残留熱除去系	運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 10 10:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		13.格納容器バイパスの監視	(1)原子炉圧力容器内の状態	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			(2)原子炉格納容器内の状態	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
			(3)原子炉建屋内の状態	運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		14.水源の確保		運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 11 11:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
		15.原子炉建屋内の水素濃度		運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 12 12:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
16.原子炉格納容器内の酸素濃度		運転、起動、高温停止	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長			
66条2.(1) 66-13-2	補助パラメータ			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1.補助パラメータ(電源関係)を監視する計器の機能を確認する。	定事検停止時	電気機器GM	当直長	
					2.補助パラメータ(その他)を監視する計器のチャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
66条2.(1) 66-13-3	可搬型計測器			運転、起動、高温停止	1.所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。	1年に1回	計測制御GM	当直長	
66条2.(1) 66-14-1	中央制御室の居住性確保			運転、起動、高温停止	1.中央制御室可搬型陽圧空調機(ブロフユニット)の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
				運転、起動、高温停止	7.差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	計測制御GM	当直長	
				運転、起動、高温停止	10.酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定事検停止時	発電GM	当直長	
66条2.(1) 66-14-2	原子炉建屋ブローアウトパネル			運転、起動、高温停止	1.燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
66条2.(1) 66-15-1	監視測定設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1.所要数の可搬型ダスト・よう素サンプルの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	3.所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	5.所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	7.所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	9.所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	

条文	項目	細目	機器	適用モード	確認事項	頻度	所管	通知先	動作確認又は系統構成確認を行うもの
66条2.(1) 66-15-1	監視測定設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	14. 所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
66条2.(1) 66-16-1	緊急時対策所の居住性確保(対策本部)			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
				運転、起動、高温停止	7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	9. 可搬型エリアモニタ(対策本部)の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	11. 酸素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	13. 二酸化炭素濃度計(対策本部)の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	当直長	
				運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	15. 差圧計(対策本部)が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM	当直長	
				66条2.(1) 66-16-2	緊急時対策所の居住性確保(待機場所)			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。
運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	5. 可搬型エリアモニタ(待機場所)の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM					当直長	
運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	7. 酸素濃度計(待機場所)の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM					当直長	
運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	9. 二酸化炭素濃度計(待機場所)の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM					当直長	
運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	11. 差圧計(待機場所)が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM					当直長	
66条2.(1) 66-16-3	緊急時対策所の代替電源設備			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換	1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	電気機器GM	当直長	
66条2.(1) 66-19-1	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)			運転、起動、高温停止、低温停止、燃料交換 2. 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間 2. 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の以下の性能確認を実施し、以下の3項目を全て満足することを確認する。 (1)吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147m ³ /h/台以上。 (2)吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (3)吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m ³ /h/台以上。	1年に1回	タービンGM	当直長	

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-73 (改訂2)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

外部電源及び非常用ディーゼル発電機
同時喪失時の要求される措置について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機同時喪失時の要求される措置の設定について

7号炉の外部電源については、保安規定第58条の3（外部電源その3）にて運転上の制限（以下、「LCO」という。）を設定しており、機能喪失した場合には、表58条の3-2に整理しているLCO逸脱時の措置を実施することとなる。

このうち、外部電源と非常用ディーゼル発電機（以下、「非常用DG」という。）が同時に機能喪失した場合については、以下の条件Eのとおり、要求される措置及び完了時間（以下、「AOT」という。）を設定している。

（外部電源その3） 第58条の3 〔7号炉〕 表58の3-2		
条件	要求される措置	完了時間
A～D（略）	（略）	（略）
E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合	E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。 又は E 2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	1 2 時間 1 2 時間
F. すべての外部電源が動作不能である場合	F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。	2 4 時間
G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	G 1. 当直長は、高温停止とする。 及び G 2. 当直長は、冷温停止とする。	2 4 時間 3 6 時間
H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合	H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに

条件Eの措置は、保安規定第59条（非常用ディーゼル発電機その1）表59-3中の、2.「6号炉及び7号炉」の条件Cで設定している措置を参考に設定したものであり、残りの外部電源1系列の喪失に備え、12時間の制限を設けて、外部電源又は非常用DGの復旧を行うものである。

なお、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Eに基づいた12時間以内の復旧が困難である場合は、条件Gに従い、原子炉の停止操作を行う。

(非常用ディーゼル発電機その1)		
第59条		
表59-3		
2. 6号炉及び7号炉		
条件	要求される措置	完了時間
A, B (略)	(略)	(略)
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合	C 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間
D (略)	(略)	(略)

2. 表58の3-2中の条件に該当しない場合における要求される措置について

1. にて示した保安規定中の条件Eの状態から、外部電源がさらに1回線喪失した場合（条件E'とする。）について考える。

条件E'では、外部電源が全喪失していることから、表58の3-2の条件F「すべての外部電源が動作不能である場合」に該当すると読むことができる。しかし、条件Fの場合に要求される措置は24時間以内に外部電源を復旧することであり、条件Eの場合に要求される措置と比較すると非安全側の措置となり、適切ではない。

条件E	動作可能である外部電源が <u>1回線のみ</u> の場合 及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合
【要求される措置】 <u>12時間</u> 以内に外部電源1系列以上を動作可能な状態に復旧する 又は <u>12時間</u> 以内に非常用DGを動作可能な状態に復旧する	



条件E'	動作可能である外部電源が <u>無い</u> 場合 及び 第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合
【要求される措置（条件F）】 <u>24時間</u> 以内に外部電源1系列以上を動作可能な状態に復旧する	

この場合については、条件Fを適用するのではなく、LCOを満足しないが、表58の3-2に該当する条件が無いことから、保安規定第73条（運転上の制限を満足しない場合）表73（1）を適用し、「13時間以内に原子炉の状態を起動にする」等の停止操作を実施することが適切である。

（運転上の制限を満足しない場合）	
第73条	
表73（略）	
（1）運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、及び37時間以内に低温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。	
（2）、（3）（略）	

3. 外部電源全喪失時のAOTについて

外部電源全喪失時の対応は、保安規定第58条の3 表58の3-2の条件Fにて規定している。

この状態について要求される措置は、「24時間」以内に、「外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する」こととしており、記載上、24時間の運転継続を許可するよう見える。

しかし実際には、外部電源が喪失すると7号炉の原子炉が自動スクラムし、保安規定第77条（異常時の措置）第2項の規定により、保安規定添付1「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に則った対応を実施することとなる。

このように、外部電源喪失時のAOTは、運転継続を許容する時間ではなく、事故対応の中で外部電源を確保する対応を示したものである。

（異常時の措置）

第77条 当直長は、第76条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。

3. 第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。

4. 当直長は、第3項の判断を行うにあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。

5. 第76条第1項の異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、第4項を省略することができる。

以 上

外部電源及び非常用D G同時喪失時の対応に関する補足

外部電源及び非常用D G同時喪失時の対応に関する補足として、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の状態を想定して以下に記す。

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源1系列のみ動作可能かつ非常用D G 1台動作不能の場合には、上述の通り、保安規定第58条の3（外部電源その3）[条件E]及び第59条（非常用ディーゼル発電機その1）[条件C]の措置として、当該設備の復旧を実施する。（完了時間：12時間）

また、この状態から外部電源1系列が動作不能となり、外部電源全喪失に至った場合についても、上述の通り、第73条（運転上の制限を満足しない場合）の表73（1）に則った対応として、原子炉停止操作を開始する。

一方で、非常用D Gについては、外部電源の有無に関わらず、第59条[条件C]に則った措置として引き続き復旧操作を実施する。また、[条件C]が実施できない場合、すなわち12時間以内の復旧が不可能である場合には、第59条[条件E]に則り、原子炉停止操作を実施することとなる。

以上より、「外部電源1系列のみ動作可能及び非常用D G 1台動作不能」の状態からさらに外部電源1系統が喪失し、「外部電源全喪失」に至った場合でも、第59条と第73条の対応を並行して実施することから、「外部電源1系列のみ動作可能及び非常用D G 1台動作不能」となった後、設備復旧が達成されない限り、最長でも12時間後に原子炉の停止操作を実施することとなる。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-78 (改訂3)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

高濃度火山灰対応について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

高濃度火山灰対応について

< 目次 >

- 資料1 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 実用炉規則第八十四条の二※に係る対応
の概要
- 資料2 火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行
う体制の整備について
- 資料3 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について
- 資料4 降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

※令和2年1月23日の実用炉規則改訂により
下記の通り読み替える。

第八十四条の二→第八十三条

五号イ→1号 ロ(1)

五号ロ→1号 ロ(2)

五号ハ→1号 ロ(3)

六号→四号

柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
实用炉規則第八十四条の二※に係る対応の概要



※令和2年1月23日の实用炉規則改訂により下記の通り読み替える。
第八十四条の二→第八十三条
五号イ→1号 □ (1)
五号ロ→1号 □ (2)
五号ハ→1号 □ (3)
六号→四号

1. 概要（全体方針）

柏崎刈羽原子力発電所第7号炉の実用炉規則第八十四条の二に係る対応について概要を説明する。

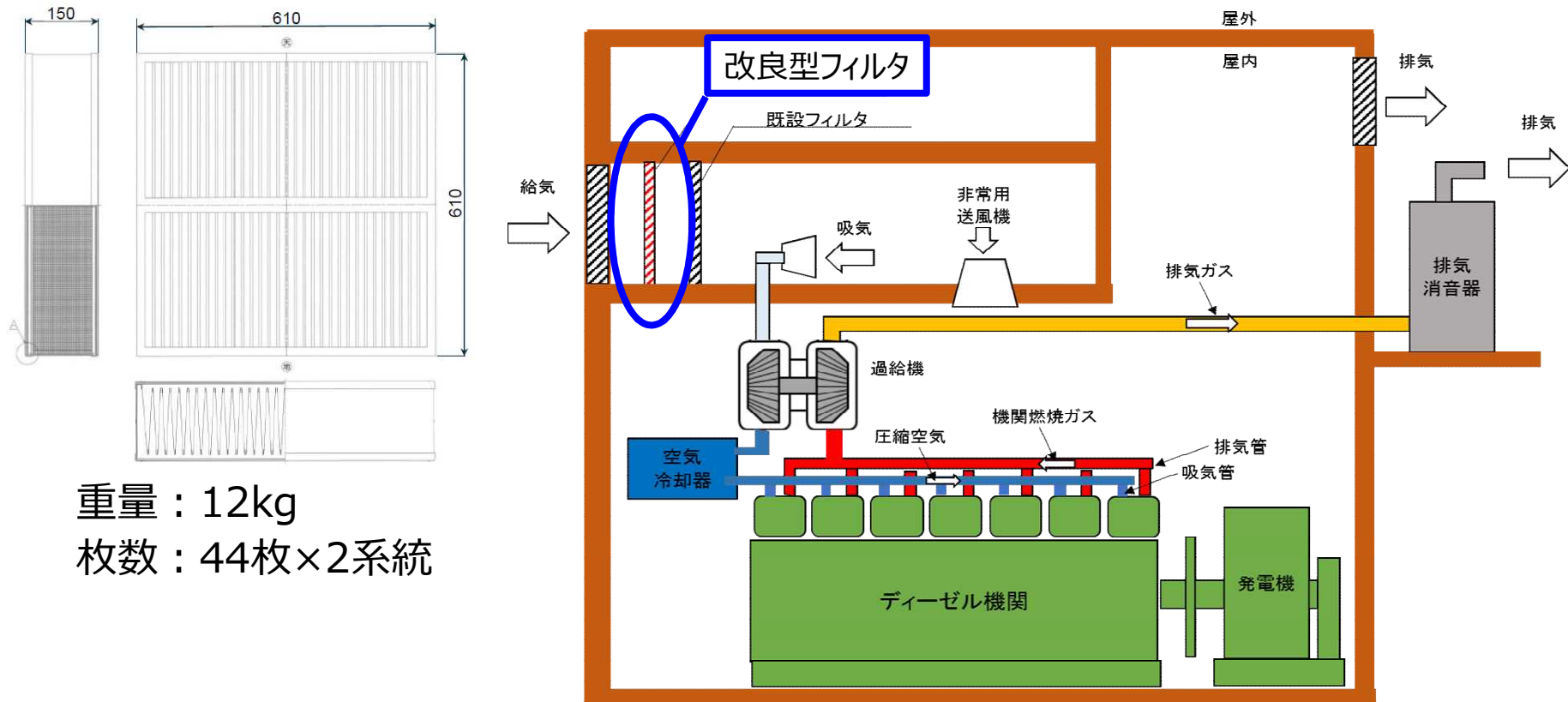
表1. 実用炉規則第八十四条の二 五号イ、ロ、ハ及び六号の対応について

	要求事項	対応方針
五号 イ →スライド3P	火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。	非常用ディーゼル発電機のA系及びB系の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2台運転を行う。
五号 ロ →スライド4P	イに掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。	高圧代替注水系ポンプを使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
五号 ハ →スライド5P	ロに掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。	原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
六号 →スライド6P	前各号に掲げるもののほか、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制を整備すること。	緊急時対策所の居住性確保、通信連絡設備の機能確保のための手順を整備する。

2-1.五号イの対応方針について

火山灰による既設フィルタの閉塞を防止するため、降灰開始前までに非常用ディーゼル発電機の給気ラインに改良型フィルタを設置する。

フィルタ設置から24時間は、降灰によって閉塞しないことをモックアップ試験によって確認済み。



重量：12kg

枚数：44枚×2系統

図2-1. フィルタ外形図 及び非常用ディーゼル発電機の給気ライン概略図

2-2.五号口の対応方針について

全交流動力電源喪失かつ原子炉隔離時冷却系喪失となった場合は、高圧代替注水系（タービン駆動の常設施設）により炉心冷却を実施する。

上記施設は降灰に対して強度を有する建屋内に設置された常設施設であり、中央制御室内の操作により容易な起動が可能である。当該の対応は、有効性評価（SBO+RCIC喪失）において炉心冷却を24時間継続できることを確認している。また、必要注水量は復水貯蔵槽の貯水量によって確保されている。

なお、全交流動力電源喪失時においては、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、約16時間で格納容器ベントを実施する必要がある。

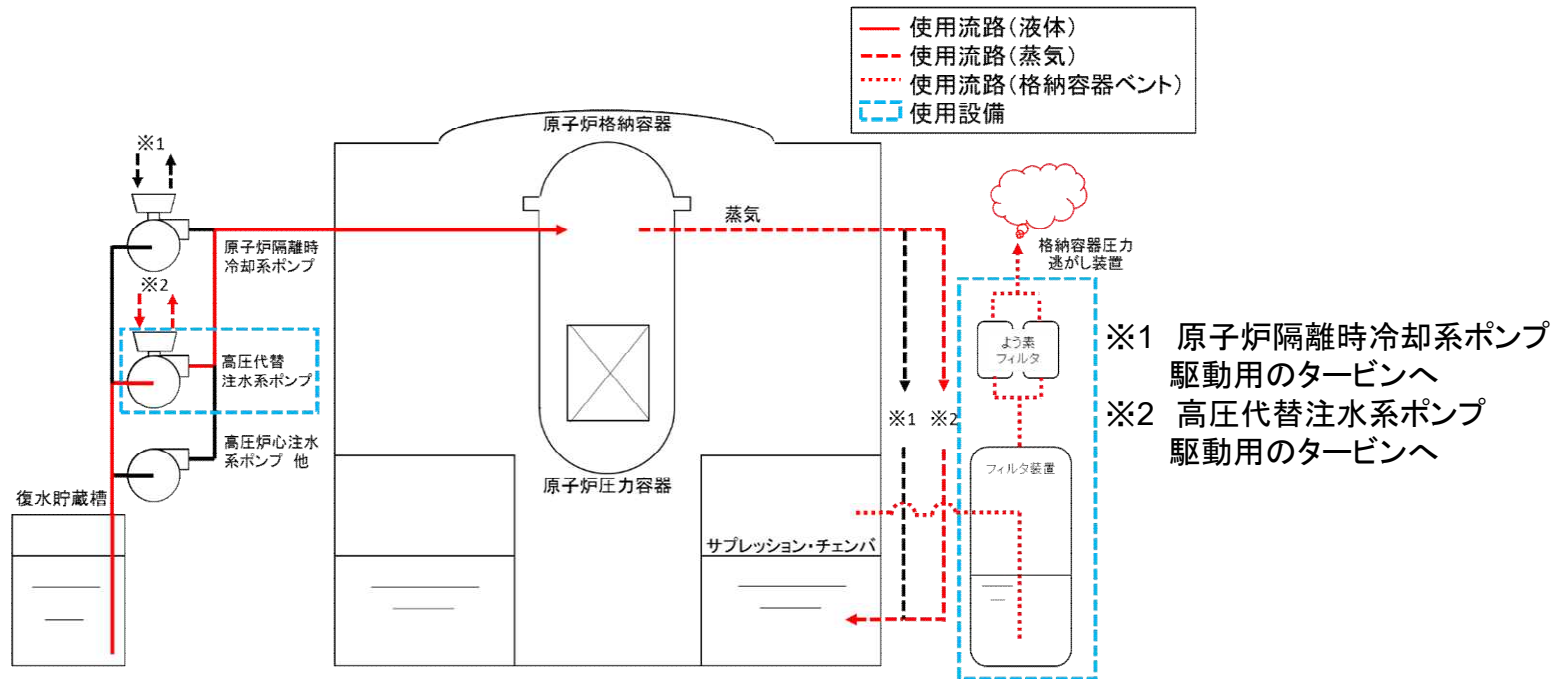


図2-2. 高圧代替注水系使用時の系統図

2-3.五号八の対応方針について

全交流動力電源喪失となった場合は、原子炉隔離時冷却系（タービン駆動の常設施設）により炉心冷却を実施する。

上記施設は降灰に対して強度を有する建屋内に設置された常設施設であり、自動起動により容易に注水が可能である。当該の対応は、有効性評価（長期TB）において炉心冷却を24時間継続できることを確認している。また、必要注水量は復水貯蔵槽の貯水量によって確保されている。

なお、全交流動力電源喪失時においては、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、約16時間で格納容器ベントを実施する必要がある。

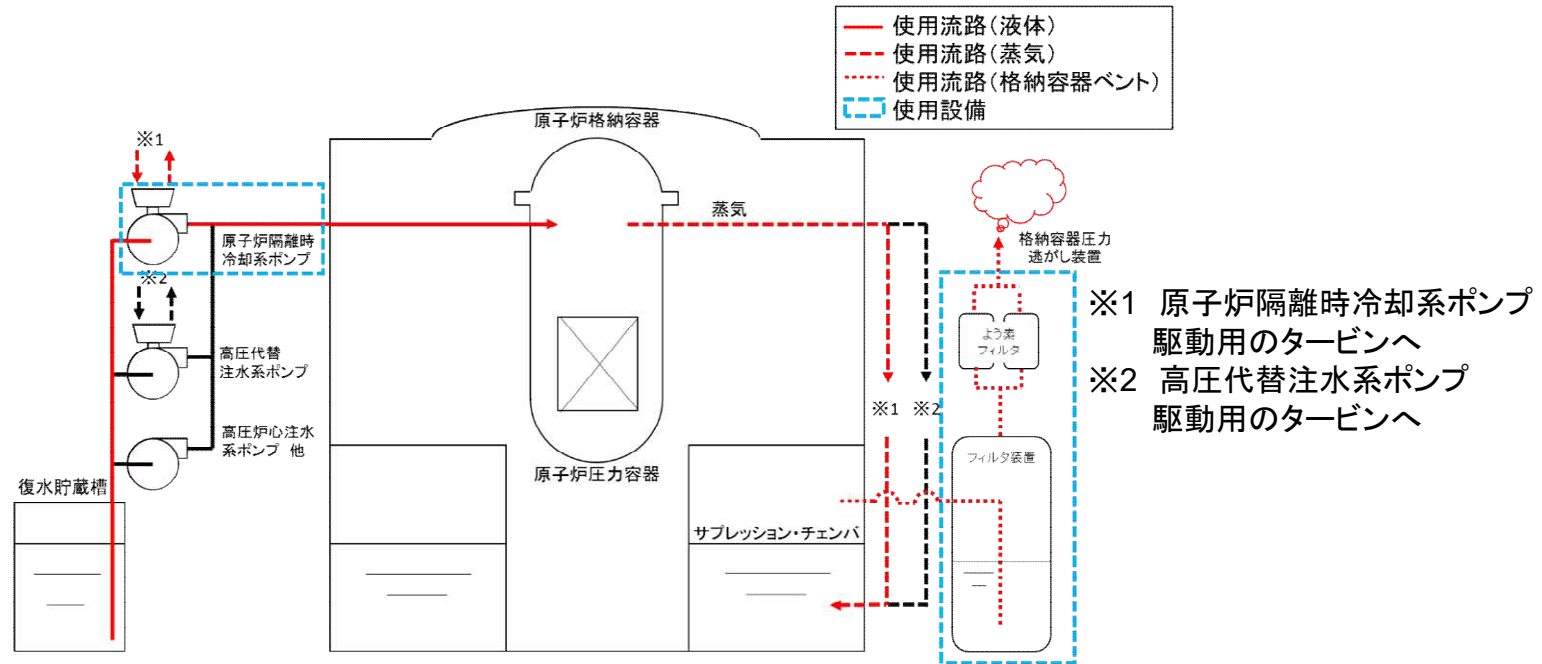


図2-3. 原子炉隔離時冷却系使用時の系統図

2-4.六号 の対応方針について

通信連絡設備について、全交流動力電源喪失時においても機能維持が可能な様に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電又は乾電池により使用する。

上記可搬型電源設備は、火山灰の影響を受けないように降灰に対して強度を有する建屋（7号炉タービン建屋海水熱交換器区域）内に移動、給電を行う。なお、24時間の給電に必要な燃料は、あらかじめ当該設備に搭載されている。

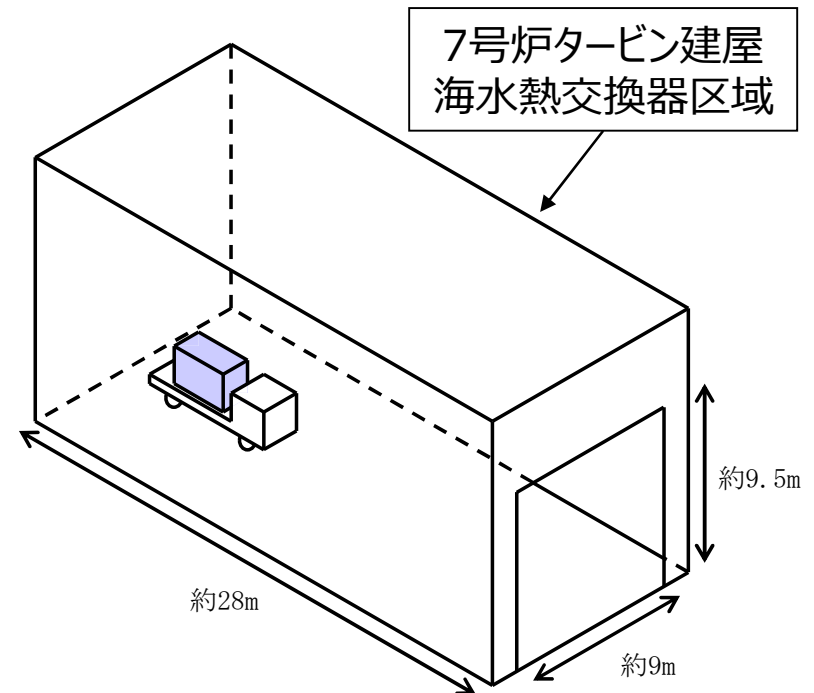


図 2 -4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
及び7号炉タービン建屋海水熱交換器区域内での配置イメージ図

2-5.原子炉の停止基準及び火山灰対応の着手基準について

降灰による全交流動力電源喪失のリスクに対して、早期に崩壊熱の除去を開始することでリスクの低減を図る目的で停止基準を設定している。また、降灰による事象の進展に備え、必要な対応を早期に着手するための着手基準を設定している。

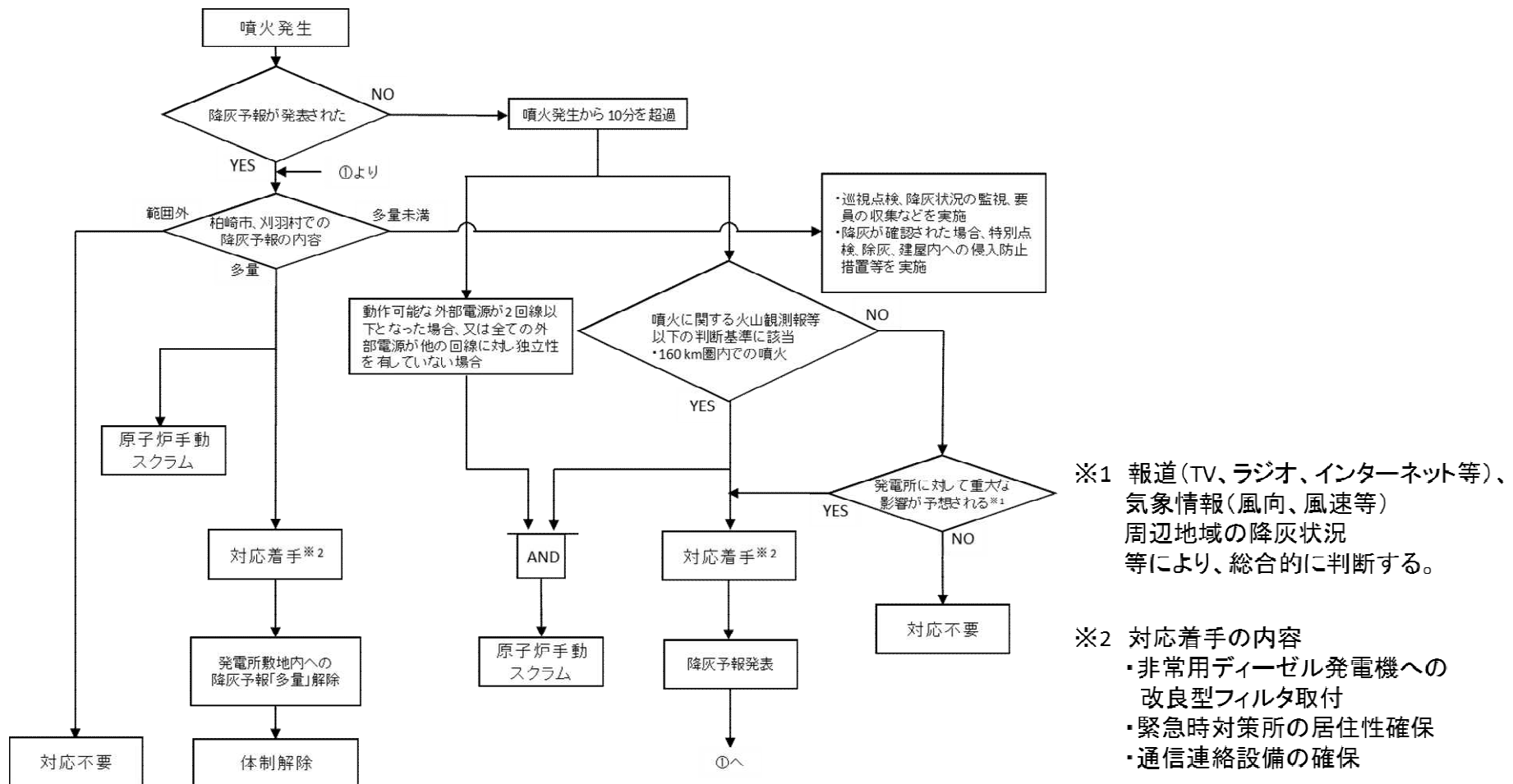
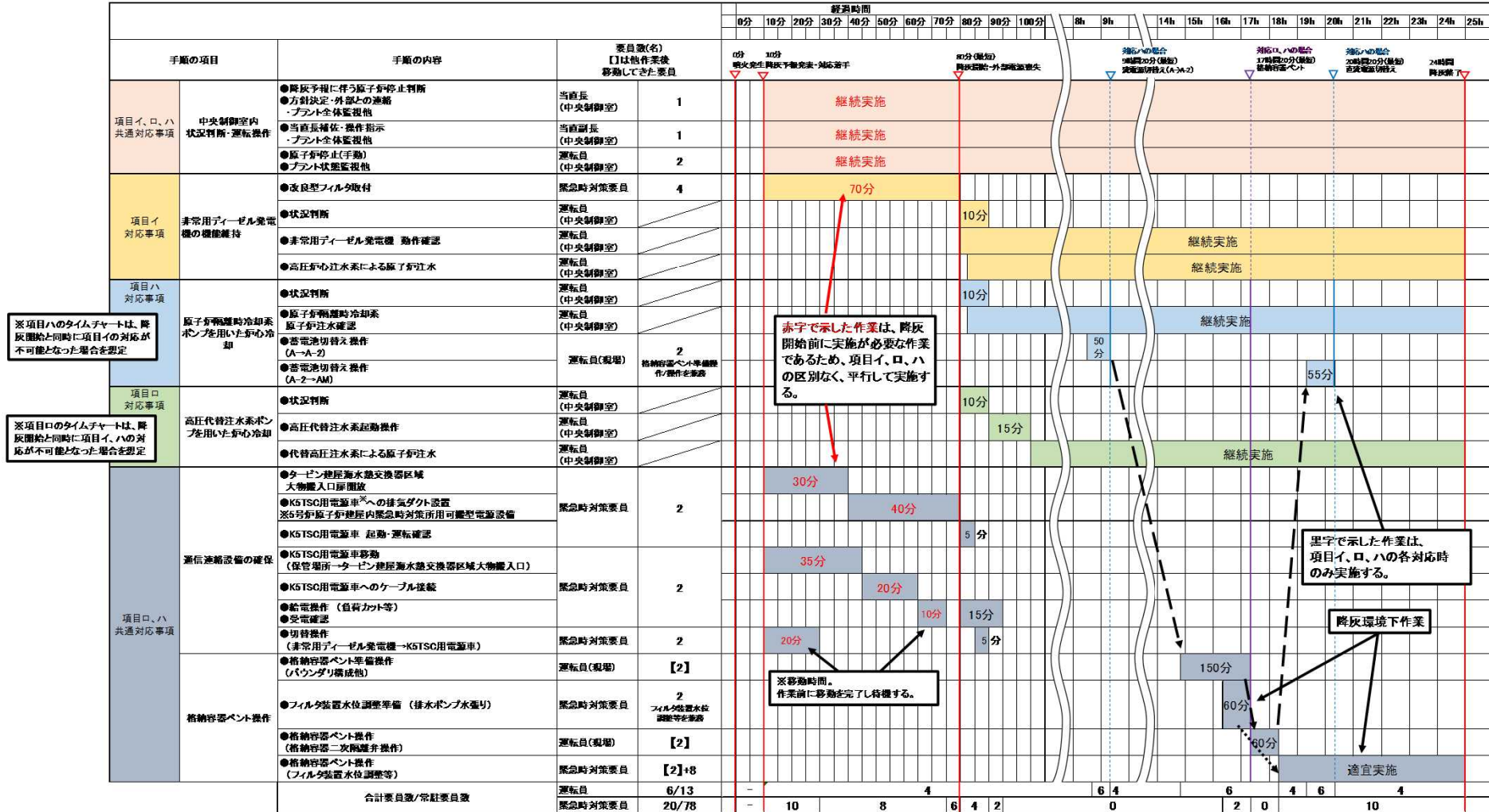


図2-5. 原子炉の停止基準及び火山灰対応の着手基準判断フロー図

2-6.降灰時の対応の流れについて



降灰時の対応の流れについて、下記タイムチャートにて示す。



3-1.5号 イの対応について【先行との比較】

柏崎刈羽原子力発電所7号炉における対策について、先行電力（関西電力 大飯発電所 3,4号炉を例示）との比較を示す。

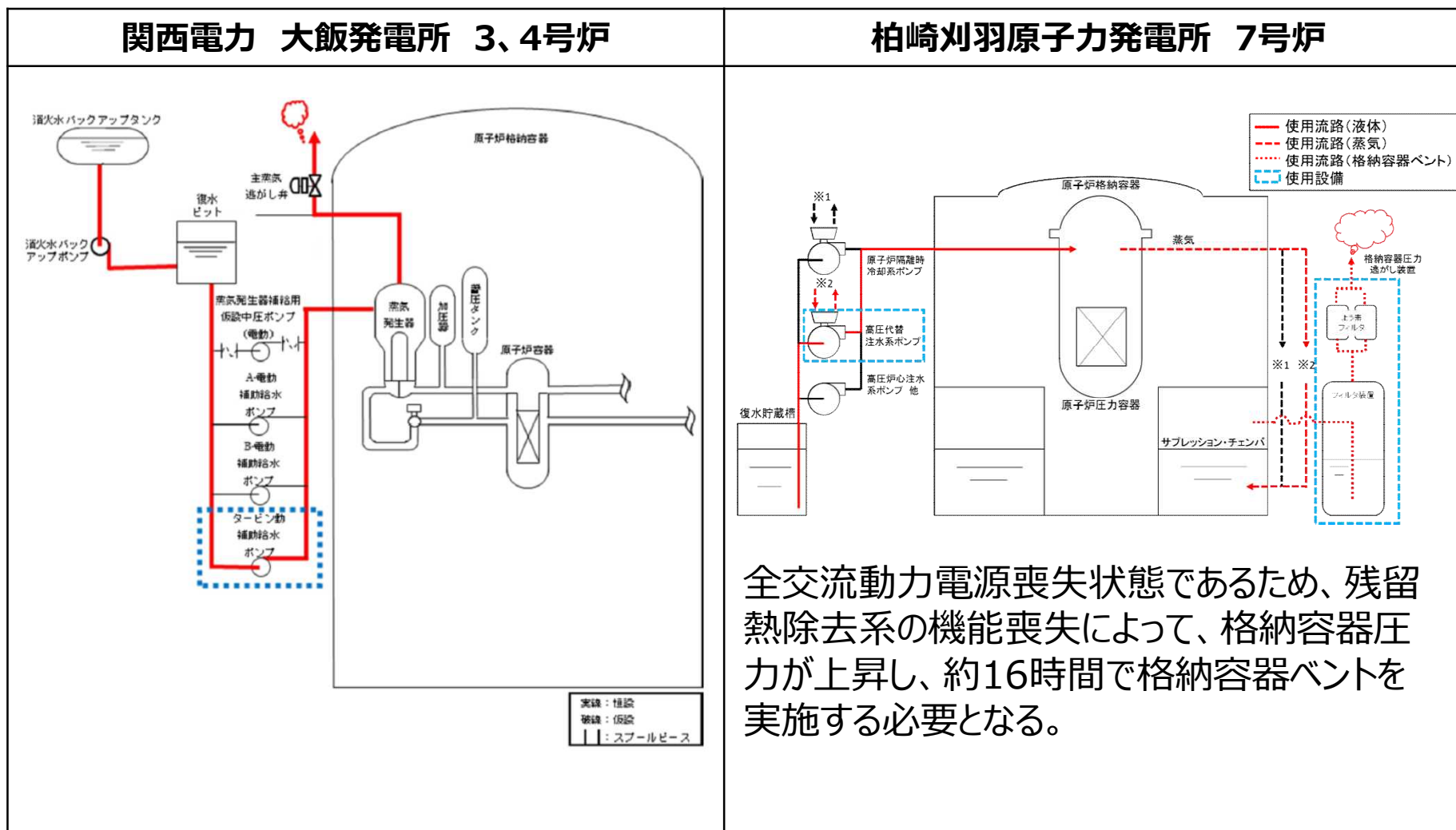
イの対応方針は、大飯発電所と同様に、改良型フィルタ設置による非常用ディーゼル発電機の機能維持を実施する。なお、モックアップ試験によって改良型フィルタ及び既設フィルタを交換・清掃しなくても、24時間以上閉塞せず、非常用ディーゼル発電機を継続運転できることを確認している。

表3-1. 実用炉規則第八十四条の2 5号 イの対応についての比較

	関西電力 大飯発電所 3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
対応方針	ディーゼル発電機の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2台運転。電動補助給水ポンプにより炉心の冷却を行う。	非常用ディーゼル発電機の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2台運転を行う。
改良型フィルタ閉塞時間の推定手法	試験によって系統の許容差圧への到達時間を測定	試験によって系統の許容差圧への到達時間を測定
改良型フィルタ閉塞時間	310分	24時間以上 (24時間時点で許容差圧未満)
保安規定上での運用	交換・清掃を実施	交換・清掃を必要としない

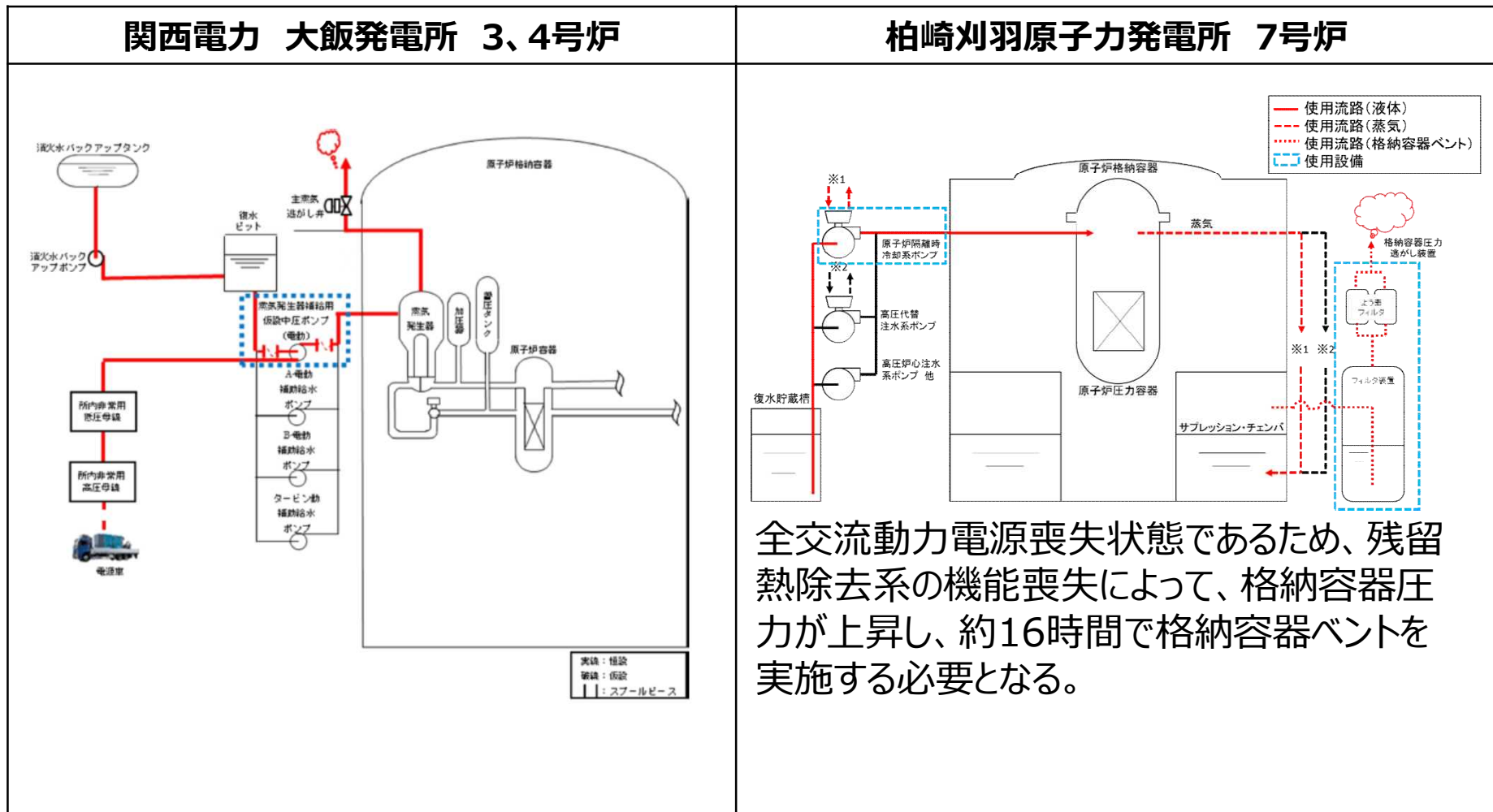
3-2.5号 口の対応について【先行との比較】

口の対応方針は大飯発電所と同様に、タービン駆動の常設設備による炉心冷却としている。ただし、PWRとBWRの設備構成の違いにより、格納容器ベントが必要となる。



3-3.5号 八の対応について【先行との比較】

八の対応方針は、大飯発電所の電源車を用いる対応に対し、柏崎刈羽原子力発電所はタービン駆動の常設設備による炉心冷却を用いる。



3-4. 通信連絡設備に対する対策について【先行との比較】

通信連絡設備に対する対策として、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、柏崎刈羽原子力発電所では、タービン建屋に移動した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電又は乾電池により通信連絡設備を使用する。その場合、最低限必要となる発電所内の通信連絡機能を確保するため、乾電池で使用可能な携帯型音声呼出電話を使用し、また、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する場合については、専用電話及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備によるデータ伝送については、無停電電源装置（充電器等含む）が給電できる間は連続して使用可能である。

関西電力 大飯発電所 3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
<p>○火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を維持する。ディーゼル発電機の機能が喪失した場合には、3号及び4号炉タービン建屋内に配置した電源車および1号および2号炉燃料取扱建屋内に配置した電源車（緊急時対策所用）（DB）から給電する。</p>	<p>○火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合には、タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</p>

3-5. 火山灰対応の着手基準について【先行との比較】

火山灰対応の着手基準において、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合、柏崎刈羽原子力発電所は噴煙の高さの着手条件を無くし、噴煙高さが不明な場合でも着手を行うこととする。

関西電力 大飯発電所 3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
<p>○噴火発生時において、気象庁が発表する降灰予報（「速報」及び「詳細」）により発電所（おおい町）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の活火山に20km 以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想される場合、対応に着手する。</p>	<p>○気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想される場合。</p>

3-6. 原子炉の停止基準について【先行との比較】

原子炉の停止基準について、柏崎刈羽原子力発電所では噴火後、降灰予報が発表されない場合において、噴火した火山との距離を踏まえ外部電源の劣化に応じて停止判断を行う。

関西電力 大飯発電所 3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
<ul style="list-style-type: none"> ○火山影響等発生時において、発電所を含む地域（おおい町）に降灰予報「多量」が発表された場合。 ○降灰予報「多量」が発表されていない場合においても、火山影響等発生時の対応に着手し、かつ、保安規定第78条の3に定める外部電源5回線のうち、3回線以上が動作不能となり、動作可能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合。 	<ul style="list-style-type: none"> ○柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合。 ○発電所より半径160km以内の火山が噴火したが、降灰予報が発表されない場合において、外部電源5回線のうち、3回線以上が動作不能となり、動作可能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合。

3-7. 気中火山灰濃度の推定方法について【先行との比較】

気中火山灰濃度の算出方法については、大飯発電所と同様に、原子力発電所における火山影響評価ガイドにおける、「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」を用いている。

表3-6. 気中火山灰濃度の推定方法についての比較

	関西電力 大飯発電所 3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
推定手法	原子力発電所における火山影響評価ガイド記載の「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」	原子力発電所における火山影響評価ガイド記載の「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」
堆積量	10cm	35cm
粒径分布	Tephra2による算出結果	Tephra2による算出結果
気中火山灰濃度	1.44g/m ³	3.3g/m ³

4. 参考資料 PWRとBWRにおける対策例

降灰により作業環境が悪化している状況において原子炉を減圧・冷却もしくは冷温停止するための対策(例)の概要

第84条の2第5項(ハ)SBO対策

原子炉隔離時冷却系(RCIC)



第84条の2第5項(ロ)

代替電源設備その他の炉心冷却設備の機能維持

例1 高圧炉心注入ポンプ等+代替電源(常設or可搬)

代替電源(可搬)+
フィルター×必要台数

or

DB以外の発電機(常設)
+フィルター

or

例2 HPAC等

などのいずれか

第84条の2第5項(イ)

非常用交流動力電源設備の機能維持(A・B2系統)

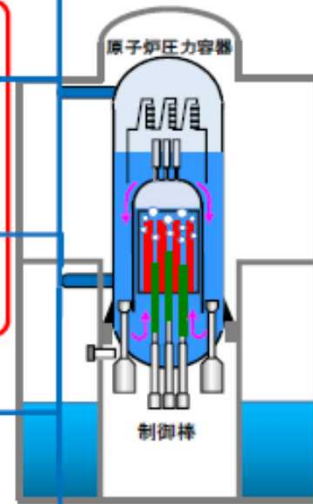
残留熱除去系(RHR)A系統等

非常用ディーゼル発電機(EDG)フィルター付

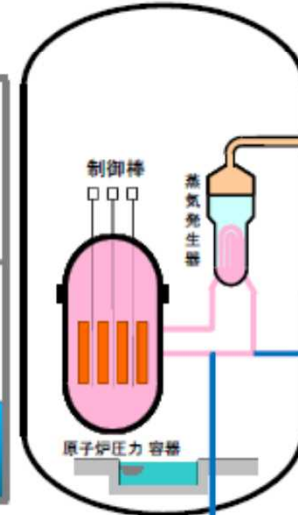
残留熱除去系(RHR)B系統等

非常用ディーゼル発電機(EDG)フィルター付

BWR
原子炉格納容器



PWR
原子炉格納容器



第84条の2第5項(ハ)SBO対策

タービン動補助給水ポンプ(T/D(AFWP))



第84条の2第5項(ロ)

代替電源設備その他の炉心冷却設備の機能維持

例1 電動補助給水ポンプもしくは常設電動注入
ポンプ等+代替電源(常設or可搬)

代替電源(可搬)+フィルター
×必要台数

or

DB以外の発電機(常設)
+フィルター

or

例2 可搬型ディーゼル注入ポンプ等+フィルター

などのいずれか

第84条の2第5項(イ)

非常用交流動力電源設備の機能維持(A・B2系統)

余熱除去設備(RHRS)A系統等

非常用ディーゼル発電機+フィルター

余熱除去設備(RHRS)B系統等

非常用ディーゼル発電機+フィルター

(別添1)

柏崎刈羽原子力発電所

火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための

活動を行う体制の整備について

火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための
活動を行う体制の整備について

< 目次 >

1 概要

- (1) 要求事項及び当社の対応
- (2) 火山影響等発生時の想定

2 要員の配置

- (1) 要員の非常召集
- (2) 火山影響等発生時の体制
 - a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持
 - b. 高圧代替注水系を用いた炉心冷却
 - c. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
 - d. 緊急時対策所の居住性確保
 - e. 通信連絡設備の確保

3 教育訓練の実施

- (1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
- (2) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却
- (3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
- (4) 緊急時対策所の居住性確保
- (5) 通信連絡設備の確保

4 資機材の整備

- (1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
- (2) その他

5 体制及び手順書の整備

- (1) 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応手段と設備の選定
 - a. 対応手段の選定について
 - b. 各対応手段に対する必要設備について
 - (a) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
 - (b) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
 - (c) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却
- (2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等

- a. 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付け
 - (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
 - (c) 作業の成立性
- b. 非常用ディーゼル発電機による給電
 - (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
- c. 高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却
 - (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
 - (c) 炉心冷却の成立性
- (3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等
 - (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
 - (c) 炉心冷却の成立性
- (4) 高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための手順等
 - (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
 - (c) 炉心冷却の成立性
- (5) 必要な資源について
 - a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持
 - (a) 水源
 - (b) 電源
 - (c) 燃料
 - b. 高圧代替注水系を用いた炉心冷却
 - (a) 水源
 - (b) 電源
 - c. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
 - (a) 水源
 - (b) 電源
- (6) 火山影響等発生時における原子炉停止措置
- (7) その他体制の整備に係る手順等
 - a. 緊急時対策所の居住性確保に関する手順等

- (a) 手順着手の判断基準
 - (b) 作業手順
 - (c) 作業の成立性
 - b. 通信連絡設備に関する手順等
 - (a) 対応手段と設備の選定の考え方
 - (b) 対応手段と設備の選定の結果
 - (c) 手順着手の判断基準
 - (d) 作業手順
 - (e) 作業の成立性
 - (f) 必要な資源について
- 6 定期的な評価

(図一覧)

- 第 1 図 火山影響等発生時の体制の概略 (防災組織図)
- 第 2 図 火山影響等発生時の体制の概略
(保安規定第 12 条 (運転員等の確保) に定める要員)
- 第 3 図 火山影響等発生時の体制の概略 (要員の対応内容)
- 第 4 図 火山影響等発生時における対応のタイムチャート
- 第 5 図 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応フロー
- 第 6 図 対策の概略系統図
- 第 7 図 対応手順の概要
- 第 8 図 改良型フィルタ取り付け 概略図
- 第 9 図 改良型フィルタ取り付け タイムチャート
- 第 10 図 対策の概略系統図
- 第 11 図 対応手順の概要
- 第 12 図 対策の概略系統図
- 第 13 図 対応手順の概要
- 第 14 図 5 号炉緊急時対策所図 (原子炉建屋 地上 3 階)
- 第 15 図 携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要
- 第 16 図 火山影響等発生時に使用する通信連絡設備の概要
- 第 17 図 通信連絡設備の電源系統の概要
- 第 18 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電の概要
- 第 19 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備及び給

電開始タイムチャート

(別紙一覧)

別紙 1 降灰環境下における作業時の対応について

別紙 2 火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定について

別紙 3 降灰予報等を用いた対応着手の判断について

別紙 4 作業の成立性について

別紙 5 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量について

1 概要

本章では、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正（平成 29 年 12 月 14 日原子力規制委員会規則第十六号）にて、第八十四条の二に「火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動」が追加されたことから、これに対する当社の対応の概要を以下に示す。

(1) 要求事項及び当社の対応

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第八十四条の二の五のイ、ロ、ハにおいて、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合（以下「火山影響等発生時」という。）における発電用原子炉施設の保全のための活動は以下のとおり定められており、それに対する当社の対策を示す。また、第八十四条の二の六に前各号に掲げるもののほか、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために、緊急時対策所の居住性の確保及び通信連絡設備の確保を行う。

第八十四条の二		当社の対応	
第五号	イ	火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。	非常用ディーゼル発電機の A 系及び B 系の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2 台運転を行う。
	ロ	イに掲げるもののほか、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。	高圧代替注水系ポンプを使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
	ハ	ロに掲げるもののほか、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。	原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
第六号	前各号に掲げるもののほか、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制を整備すること。	緊急時対策所の居住性確保、通信連絡設備の機能確保のための手順を整備する。	

また、これらに対して要員の配置、教育訓練の実施、資機材の整備を含む計画の策定、体制及び手順書の整備並びに定期的な評価を行う。

(2) 火山影響等発生時の想定

第八十四条の二の五のイにおいては、火山影響等発生時の想定として、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に示す手法に従い、当該発電所の降灰量(35cm)が24時間継続すると仮定することにより気中降下火砕物濃度を推定し、その環境下での対策を検討した。

第八十四条の二の五のロ、ハ及び第八十四条の二の六においては、気中降下火砕物濃度によらず、その動作に期待できる対策を検討した。

2 要員の配置

火山影響等発生時に備え、必要な要員を配置する。また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に発生した場合に備え、保安規定第12条（運転員等の確保）に定める必要な要員を配置する。

第1図、第2図及び第3図に火山影響等発生時の体制の概略を示す。

(1) 要員の非常召集

所長は、降灰予報等により発電所（柏崎市及び刈羽村）への多量の降灰が予想される場合、マニュアルに定める組織の要員を召集して活動する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、マニュアルに定める組織が構築されるまでの間、保安規定第12条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。

(2) 火山影響等発生時の体制

火山影響等発生時における対応は、以下の体制にて実施する。

第4図に火山影響等発生時における対応のタイムチャートを示す。

a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策については、号炉あたり緊急時対策要員4名（非常用ディーゼル発電機A系及びB系に対して2名1班）にて準備する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

b. 高圧代替注水系を用いた炉心冷却

高圧代替注水系を用いた炉心冷却については、中央制御室運転員 2 名にて実施する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

c. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却については、中央制御室運転員 2 名にて実施する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

d. 緊急時対策所の居住性確保

緊急時対策所の居住性を確保するための対策については、緊急時対策要員 1 名にて実施する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

e. 通信連絡設備の確保

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及び IP-FAX）等の通信連絡を行うために必要な設備（以下「通信連絡設備」という。）を確保するための対策については、緊急時対策要員 6 名にて実施する。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

3 教育訓練の実施

第 2 項の要員に対して、火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策及び炉心の著しい損傷を防止するための対策等に関する教育訓練を定期的の実施する。

(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

緊急時対策要員に対して、非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための

対策（改良型フィルタの設置等）に係る教育訓練を1年に1回以上実施する。

(2) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却

運転員に対する高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却に係る教育訓練については、1年に1回以上実施する。

(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

運転員に対する原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却に係る教育訓練については、1年に1回以上実施する。

(4) 緊急時対策所の居住性確保

緊急時対策要員に対して、緊急時対策所の居住性確保に係る教育訓練を1年に1回以上実施する。

(5) 通信連絡設備の確保

緊急時対策要員に対して、通信連絡設備の確保に係る教育訓練を1年に1回以上実施する。

4 資機材の整備

火山影響等発生時の対応に必要な以下の資機材を配備するとともに、必要時に使用可能なよう適切に管理する。

また、必要な保護具については別紙1に示す。

(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能維持に必要な改良型フィルタを必要数配備する。

改良型フィルタ	1台×2系列
フィルタ数	44枚（1系列あたり）

(2) その他

緊急時対策所の居住性確保及び通信連絡設備の確保に必要な資機材を配備する。

5 体制及び手順書の整備

(1) 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応手段と設備の選定

a. 対応手段の選定について

火山影響等発生時における炉心冷却のための対応フローを第5図に示す。また、火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定を別紙2に示す。

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源喪失が発生した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、非常用ディーゼル発電機からの給電により原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。この場合、継続して非常用ディーゼル発電機の機能を維持する必要がある。

(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 イ)

また、上記の状態において、全ての非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合は全交流動力電源喪失となるが、降下火砕物の影響によりガスタービン発電機からの代替受電が不可能なため、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ハ)

さらに、原子炉隔離時冷却系ポンプによる炉心冷却ができない場合は、高圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ロ)

なお、非常用ディーゼル発電機が維持されている際の注水手段として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、復水移送ポンプ等が使用可能であるため、上記注水手段の中から適切な注水手段を選択、使用する方針とする。

ただし、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第八十四条の二の第五号ロ、ハの対応において、原子炉隔離時冷却系ポンプ、並びに高圧代替注水系ポンプによる炉心冷却の成立性を確認することから、イにおける注水手段については高圧代替注水系ポンプ、及び原子炉隔離時冷却系ポンプ以外の注水手段として、高圧炉心注水系ポンプでの炉心冷却の成立性を示すこととする。

b. 各対応手段に対する必要設備について

(a) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能維持に必要な設備は，設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・原子炉補機冷却水ポンプ
- ・原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・軽油タンク
- ・燃料移送ポンプ
- ・燃料ディタンク

また，高圧炉心注水系ポンプの機能維持に必要な設備は下記の通りである。

- ・高圧炉心注水系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・逃がし安全弁

非常用ディーゼル発電機については，外気取入れ箇所に設置された給気フィルタが降下火砕物によって閉塞することが想定されるため，対策として火山影響等発生時には閉塞を防止するための改良型フィルタを取り付けることによって機能維持が可能である。具体的な対策手順等は「5 (2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等」に示す。

軽油タンクにおいては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有してしており，降下火砕物の影響を受けることはない。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器，燃料移送ポンプ，燃料ディタンク，高圧炉心注水系ポンプ，復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ，逃がし安全弁については，いずれも降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており，降下火砕物の影響を受けることはない。

(b) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却機能維持に必要な設備は、設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・直流 125V 蓄電池 A
- ・直流 125V 蓄電池 A-2
- ・AM 用直流 125V 蓄電池
- ・直流 125V 充電器 A
- ・直流 125V 充電器 A-2
- ・AM 用直流 125V 充電器
- ・逃がし安全弁

また、上記の他、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備への電源として、下記設備が必要となる。

- ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

さらに、交流動力電源喪失時には、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、格納容器ベントを実施するために、下記設備が必要となる。

- ・格納容器圧力逃がし装置

原子炉隔離時冷却系ポンプ、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、AM 用直流 125V 蓄電池、逃がし安全弁については、降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており、降下火砕物の影響を受けることはない。

格納容器圧力逃がし装置においては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有しており、降下火砕物の影響を受けることはない。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、降灰前に降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に移動させることから、降下火砕物の影響を受けることはない。

直流 125V 充電器 A、直流 125V 充電器 A-2、AM 用直流 125V 充電器については、全交流動力電源喪失事象より 24 時間以内はこれら機器の機能維持に関わらず原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却機能の維持が可能である。

具体的な対策手順等は「5 (3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等」に示す。

(c) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却

高圧代替注水系を用いた炉心冷却機能維持に必要な設備は、設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ AM 用直流 125V 蓄電池
- ・ AM 用直流 125V 充電器
- ・ 逃がし安全弁

また、上記の他、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備への電源として、下記設備が必要となる。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

さらに、交流動力電源喪失時においては、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、格納容器ベントを実施するために、下記設備が必要となる。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置

高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、AM用直流125V蓄電池、逃がし安全弁は、降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており、降下火砕物の影響を受けることはない。

格納容器圧力逃がし装置においては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有しており、降下火砕物の影響を受けることはない。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、降灰前に降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に移動させることから、降下火砕物の影響を受けることはない。

AM用直流125V充電器については、全交流動力電源喪失事象より24時間以内はこれら機器の機能維持に関わらず高圧代替注水系を用いた炉心冷却機能の維持が可能である。

具体的な対策手順等は「5 (4) 高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却のための手順等」に示す。

(2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 6 図に、対応手順の概要を第 7 図に示すとともに、対策手順等を以下に示す。

a. 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付け

火山影響等発生時において非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策として、非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して改良型フィルタを取り付けるための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径 160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後 10 分以内に降灰予報が発表されない場合。

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。

降灰予報等を用いた対応着手の判断については別紙 3 に示す。

(b) 作業手順

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付けの概略手順は以下のとおり。第 8 図に概略図，第 9 図にタイムチャートを示す。

- ① 発電所対策本部長は、緊急時対策要員に対して非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系への改良型フィルタ取り付けを指示する。
- ② 緊急時対策要員は、改良型フィルタ取り付けエリアまで移動する。
- ③ 緊急時対策要員は、改良型フィルタ取り付けエリア付近に収納している作業に必要な資機材を準備する。
- ④ 緊急時対策要員は、改良型フィルタ取り付けエリアにて改良型フィルタを取り付ける。

(c) 作業の成立性

作業の成立性について、確認結果を別紙 4 に示す。

降下火砕物が発電所敷地に到達する前に実施するため、降灰による影響はない。

b. 非常用ディーゼル発電機による給電

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源喪失が発生した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、非常用ディーゼル発電機からの給電により高圧炉心注水系等による炉心冷却を行う。

(a) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生した場合。

(b) 作業手順

非常用ディーゼル発電機は、外部電源喪失により自動起動し所内非常用電源に給電する。非常用ディーゼル発電機が自動起動しない場合は、通常の運転操作により手動起動し所内非常用電源に給電する。

c. 高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源喪失が発生した場合は、炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため、非常用ディーゼル発電機からの給電により高圧炉心注水系等による炉心冷却を行う。

なお、以下の作業手順及び炉心冷却の成立性では、代表例として高圧炉心注水系を用いた炉心冷却について説明する。

(a) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機による給電を開始した場合。

(b) 作業手順

高圧炉心注水系を用いた炉心冷却に係る作業手順は通常の運転操作による。

なお、水源は復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

高圧炉心注水系による炉心冷却は、通常の運転操作と同様に非常用ディーゼル発電機からの給電を行うため、本シナリオにおいても炉心冷却に必要な流量を確保できる。

(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 10 図に、対応手順の概要を第 11 図に示すとともに、対策手順等を以下に示す。

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電中に全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合に、原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却を行う。

なお、原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、格納容器圧力逃がし装置で行う。

(a) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機 3 台がともに機能喪失した場合。

(b) 作業手順

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却、格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る作業手順は、設置（変更）許可添付書類十追補による。

なお、原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

全交流動力電源喪失シナリオにおいては、原子炉水位低（レベル 2）となった場合、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉圧力容器への注水を開始することで、炉心の著しい損傷を防止できることを確認している。

（添付－1）

(4) 高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 12 図に、対応手順の概要を第 13 図に示すとともに、対策手順等を以下に示す。

火山影響等発生時において、原子炉停止後、外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電中に全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、原子炉隔離

時冷却系による炉心冷却ができない場合に、高圧代替注水系を用いた炉心冷却を行う。

なお、原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、格納容器圧力逃がし装置で行う。

(a) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機 3 台がともに機能喪失し、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却ができない場合。

(b) 作業手順

高圧代替注水系を用いた炉心冷却、格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る作業手順は、設置（変更）許可添付書類十追補による。

なお、高圧代替注水系の水源は復水貯蔵槽を使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

全交流動力電源喪失シナリオにおいて、事象発生から 25 分後に高圧代替注水系を用いた原子炉圧力容器への注水を開始することで、炉心を十分に冷却することができることを確認している。（添付-2）

(5) 必要な資源について

a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m³ であり、高圧炉心注水系等を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

必要な負荷は非常用ディーゼル発電機(5,000kW)により給電が可能である。

(c) 燃料

軽油タンクの容量は 1020kL であり、非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合でも 168 時間の給電継続が可能である。

b. 高圧代替注水系を用いた炉心冷却

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m³ であり、高圧代替注水系を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

高圧代替注水系の起動及び運転員等による監視計器（原子炉圧力・水位等）への給電に必要な蓄電池は、全交流動力電源喪失から AM 用直流 125V 蓄電池による給電により 24 時間にわたって電力を供給できる容量を有する設計としている。

c. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m³ であり、原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

原子炉隔離時冷却系の起動及び運転員等による監視計器（原子炉圧力・水位等）への給電に必要な蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 による給電に切り替えを実施する。全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池による給電に切り替えることで、24 時間にわたって電力を供給できる容量を有する設計としている。

(6) 火山影響等発生時における原子炉停止措置

火山影響等発生時において、発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合、原子炉停止措置を講じる。具体的な原子炉停止の判断基準を以下に示す。

以下 2 項目のうち、いずれかに該当した場合は原子炉停止措置を講じる。

○柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合。

○発電所より半径 160km 以内の火山が噴火したが、降灰予報が発表されない場合において、外部電源 5 回線のうち、3 回線以上が動作不能となり、動作可

能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合

(7) その他体制の整備に係る手順等

a. 緊急時対策所の居住性確保に関する手順等

火山影響等発生時において、必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するため、緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内に配置していること、可搬型陽圧化空調機及び活性炭フィルタも5号炉原子炉建屋内に配置し、建屋内の空気を給気することができることから、降灰時においてフィルタが閉塞する懸念はない。なお、緊急時対策所の居住性は、緊急時対策所扉を開放することにより居住性を確保する。概要を第14図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想される場合。

(b) 作業手順

緊急時対策所の居住性確保のための概略手順は以下のとおり。

- ① 本部長は、緊急時対策要員へ緊急時対策所扉の開放を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、緊急時対策所の扉を開放する。

(c) 作業の成立性

(b) 項の対応は、緊急時対策要員1名により降灰開始前に実施することが可能である。緊急時対策要員は、緊急時対策所に設置されている酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を監視し、酸素濃度18%以上及び二酸化炭素濃度0.5%以下を維持できていることを確認する。

いずれも屋内作業であるため降灰による影響はない。

b. 通信連絡設備に関する手順等

(a) 対応手段と設備の選定の考え方

火山影響等発生時における通信連絡については、新規規制基準対応として整備した設計基準対象施設（重大事故等対処設備との兼用を含む。）及び重大事故等対処設備の通信連絡設備のうち、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。なお、発電所外への通信連絡設備については、輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続している。

火山影響等発生時に使用する通信連絡設備は、外部電源が期待できない場合でも非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話機、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、テレビ会議システム、専用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備が使用可能である。

また、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においても、タービン建屋に移動した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電又は乾電池により5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、テレビ会議システム、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、携帯型音声呼出電話機が使用可能である。なお、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合については、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）を使用することで可能である。

さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の機能が喪失した場合には、火山影響等発生時の手順において最低限必要となる発電所内の通信連絡機能を確保するため、乾電池で使用可能な携帯型音声呼出電話機を使用する。なお、携帯型音声呼出電話機については、使用場所（中央制御室及び屋内の作業場所）に専用通信線及び専用接続箱が常設されているため、携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続することにより容易に使用することが可能である。また、使用場所（中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に電力保安通信用電話設備の通信線が常設されているため、携帯型音声呼出電話機を通信線に接続することにより容易に使用することが

可能である。

携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要を第 15 図に示す。

(b)対応手段と設備の選定の結果

火山影響等発生時に使用する通信連絡設備は以下のとおり。発電所内外の通信連絡設備の概要を第 16 図に示す。

- ・電力保安通信用電話設備
- ・携帯型音声呼出電話機
- ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・テレビ会議システム
- ・専用電話設備
- ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）
- ・データ伝送設備

なお、送受話器（警報装置を含む。）については、無停電源装置（充電器等を含む。）が給電できる間は連続して使用可能である。

建屋外設置の5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを除くこれらの設備については、降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており、また有線系の通信回線を有することから降下火砕物の影響を受けることはない。なお、建屋外設置の5号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては、灰が積もりにくい形状であることから降下火砕物の影響を受けることはない。

外部電源が期待できない場合は非常用ディーゼル発電機、乾電池又はタービン建屋に移動した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により、携帯型音声呼出電話機、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）を使用するが、これらの設備及び電源は、建屋内の設置及び操作となることから降下火砕物の影響を受けることはない。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合については、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワーク

を用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）を使用することで可能である。なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備によるデータ伝送については、無停電源装置（充電器等を含む。）が給電できる間は連続して使用可能である。

また、全ての電源が期待できない場合は、乾電池を用いた携帯型音声呼出電話機を使用するが、建屋内の設置、操作となることから降下火砕物の影響を受けることはない。

火山影響等発生時において、通信連絡設備の機能を確保するための電源系統の概要を第17図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電の概要を第18図に示すとともに、対策手順等を以下に示す。

(c) 手順着手の判断基準

ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想される場合。

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。

イ. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電が不能となった場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電を開始する。

(d) 作業手順

通信連絡設備への給電準備及び給電開始の概略手順は以下のとおり。

第19図に給電準備及び給電開始のタイムチャートを示す。

ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備

① 発電所対策本部長は、緊急時対策要員へ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備を指示する。

- ②緊急時対策要員は、保管場所から、7号炉タービン建屋大物搬入口の扉を開放し、搬入口内へ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を移動する。
- ③緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備まで給電できるように電源ケーブルを敷設・接続する。
- ④緊急時対策要員は、7号炉タービン建屋大物搬入口内に排気ダクトを敷設・接続する。

イ. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始

- ① 発電所対策本部長は、緊急時対策要員に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態を確認する。
- ③緊急時対策要員は、5号炉 TSC 用 6/7 号炉電源切替盤にて給電切替操作を実施する。
- ④緊急時対策要員は、5号炉 TSC 用受電盤にて給電操作を実施し、受電状態を確認する。

(e) 作業の成立性

ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備及び給電開始

作業の成立性について、確認結果を別紙4に示す。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の給電準備の内、屋外作業は降灰前に完了させるため、降灰による影響はない。

(f) 必要な資源について

ア. 電源

通信連絡設備の負荷は、緊急時対策所で約20kWであり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（200kVA^{*1}により給電が可能である（別紙5））。

携帯型音声呼出電話機については、電源である乾電池を交換することで24時間にわたって使用することができる。

携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要を第 15 図に示す。

※1：換気空調設備，照明設備（コンセント負荷含む）及び放射線管理設備の負荷約 51kW を考慮しても合計約 71kW であり，給電可能である。

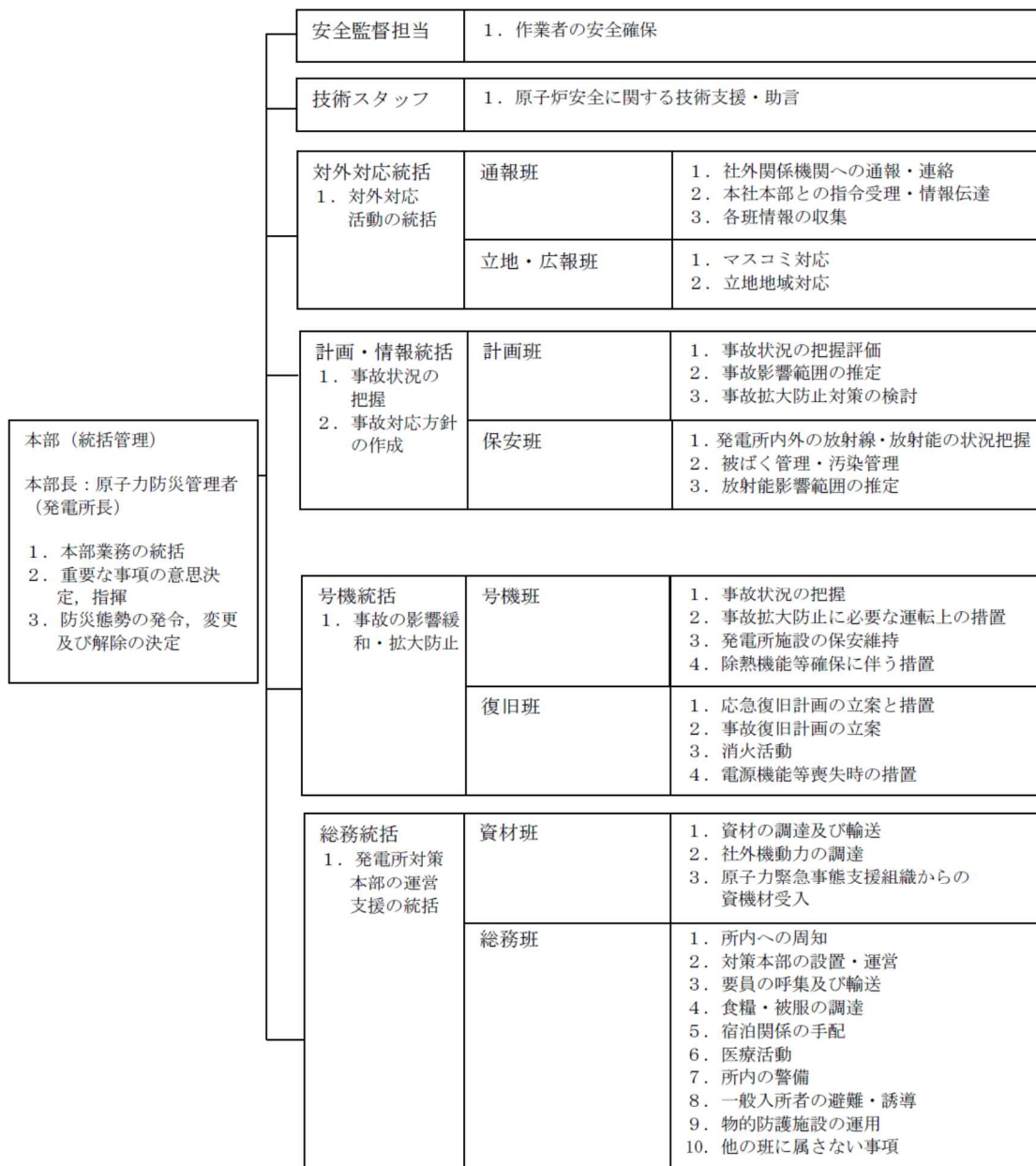
イ．燃料

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が降灰継続の 24 時間に亘って連続運転するために必要な燃料は約 400L であるが，燃料タンクで 910L 確保しているため，降灰継続の間，連続で通信連絡設備に給電することが可能である。

6 定期的な評価

第 2 項から第 5 項の活動の実施結果について，定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

- (1) 各GMは，第 2 項から第 5 項の活動の実施結果について，1 年に 1 回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるように必要に応じて，計画の見直しを行い，技術計画GMに報告する。
- (2) 技術計画GMは，各GMからの報告を受け，必要に応じて計画の見直しを行う。



第 1 図 火山影響等発生時の体制の概略
(防災組織図)

第 12 条（運転員等の確保）

第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 運転管理部長は、原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から、1 班あたり表 12-1 に定める人数の者をそろえ、5 班以上編成した上で 2 交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また、表 12-1 に定める人数のうち、1 名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

<中略>

4. 各 GM は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する。また、防災安全 GM は、重大事故等対応を行う要員として、表 12-3 に定める人数を常時確保する。

<以下、省略>

表 12-1

中央制御室名 原子炉の状態	1 号炉 ^{※1}	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ^{※1}	6 / 7 号炉 ^{※1}
運転, 起動, 高温停止の場合	—	—	13 名以上 ^{※3}
低温停止, 燃料交換の場合	4 名以上 ^{※2}	3 名以上 ^{※2}	10 名以上 ^{※4}

表 12-3

要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊
常駐	50 名以上 ^{※5}	10 名以上
召集	114 名以上 ^{※6}	18 名以上 ^{※7}

※1：1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉については、原子炉への燃料装荷を行わない

※2：1号炉から5号炉合わせて22名以上常時確保する

※3：7号炉1基が該当する場合

※4：原子炉が2基とも該当する場合

※5：50名以上のうち、6名以上を1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉の要員、44名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。

※6：114名以上のうち、8名以上を1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉の要員、106名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。

※7：火災の規模に応じ召集する。

出典：柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定第 12 条（運転員等の確保）表 12-1, 表 12-3

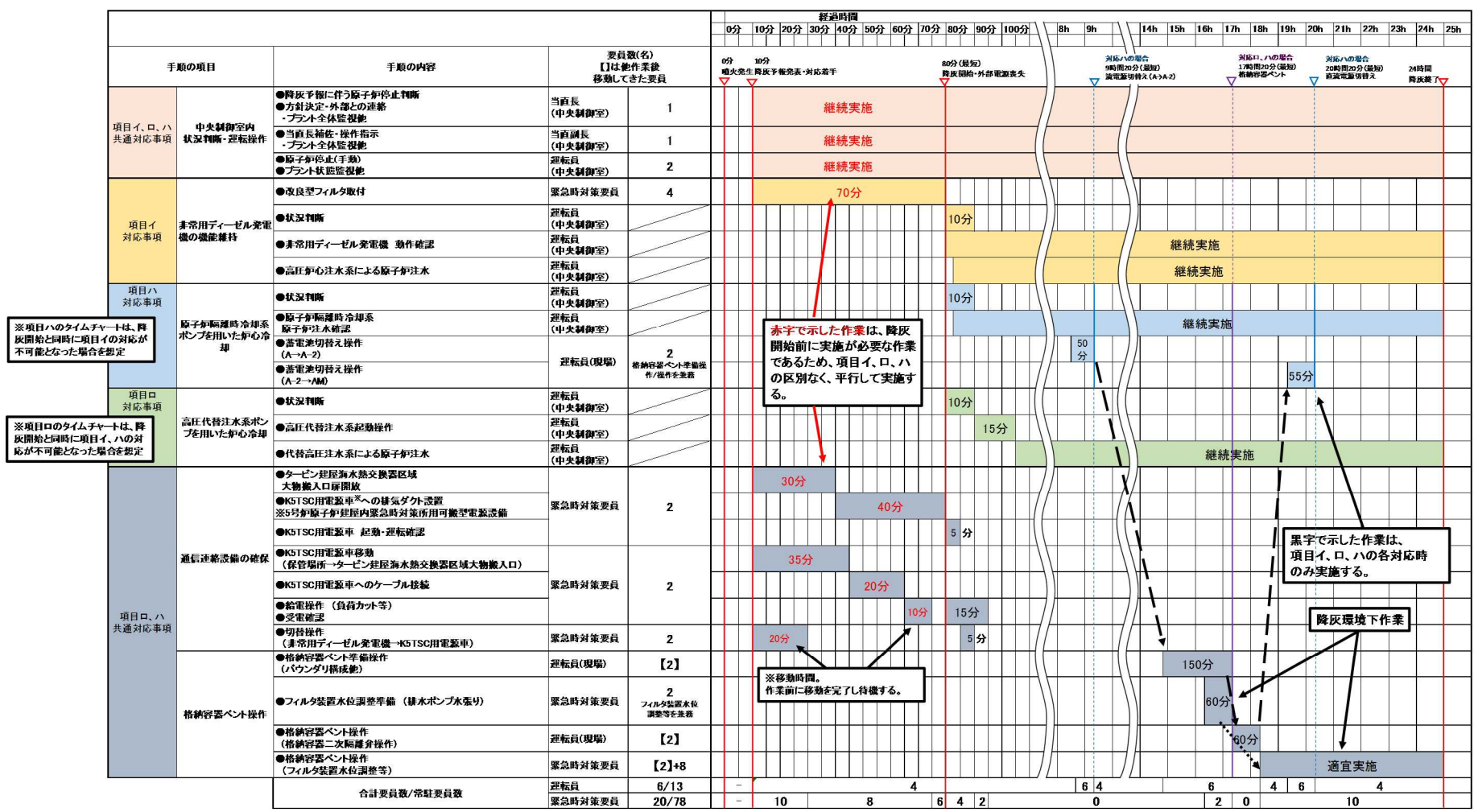
第 2 図 火山影響等発生時の体制の概略

（保安規定第 12 条（運転員等の確保）に定める要員）

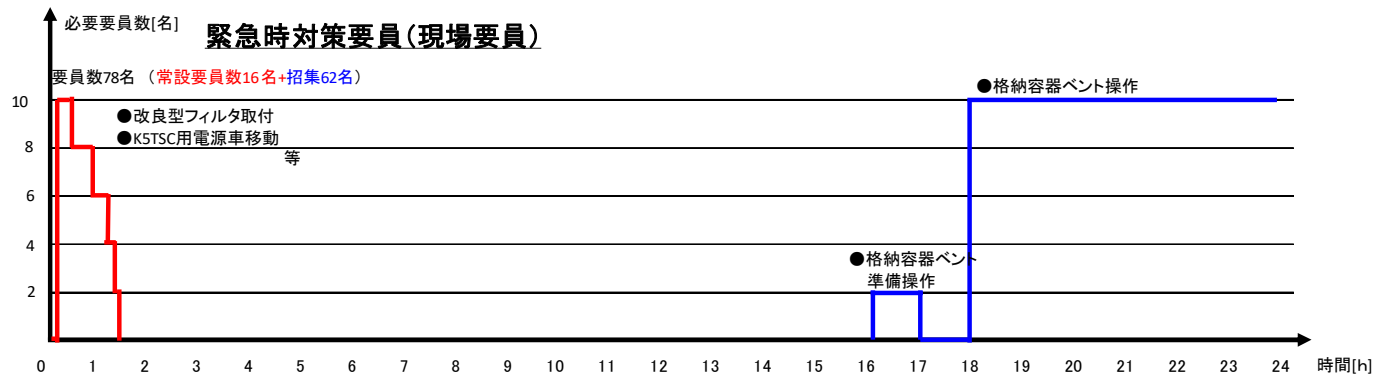
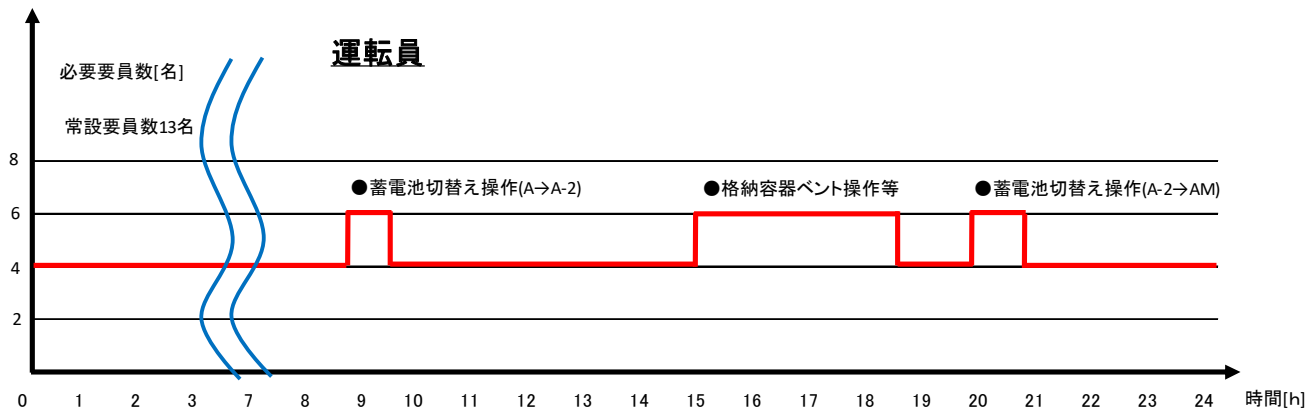
保安規定第 12 条に定める要員		火山影響等発生時の対応要員		対応内容
運転員	6,7号炉 13名 ^{※1}	運転員	6,7号炉 13名 ^{※1}	<ul style="list-style-type: none"> ・降灰予報に伴う原子炉停止判断（当直長） ・方針決定，外部との連絡，プラント全体監視他（当直長） ・当直長補佐，操作指示，プラント全体監視他（当直副長） ・原子炉停止 ・プラント状態監視他 ・非常用ディーゼル発電機運転確認 ・HPAC 起動操作 ・HPCF, HPAC, RCIC 運転確認 ・直流電源（蓄電池）切替え ・格納容器ベント準備操作（バウンダリ構成他） ・格納容器ベント操作（格納容器二次隔離弁操作）
緊急時対策要員	6, 7号炉 常駐 44名 召集 106名	緊急時対策要員 （本部要員）	6, 7号炉 常駐 28名 （召集 44名）	<ul style="list-style-type: none"> ・統括管理及び全体指揮 ・原子炉ごとの統括管理及び原子炉ごとの指揮 ・通報連絡
		緊急時対策要員 （現場要員）	6, 7号炉 常駐 16名 （召集 62名）	<ul style="list-style-type: none"> ・改良型フィルタ取付 ・フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り） ・格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等） ・大物搬入口扉開放 ・排気ダクト設置 ・可搬型電源設備移動，ケーブル接続，起動，運転確認，給電操作，受電確認（通信連絡設備の確保）

※1：7号炉のみ運転中の場合の人数を示す。

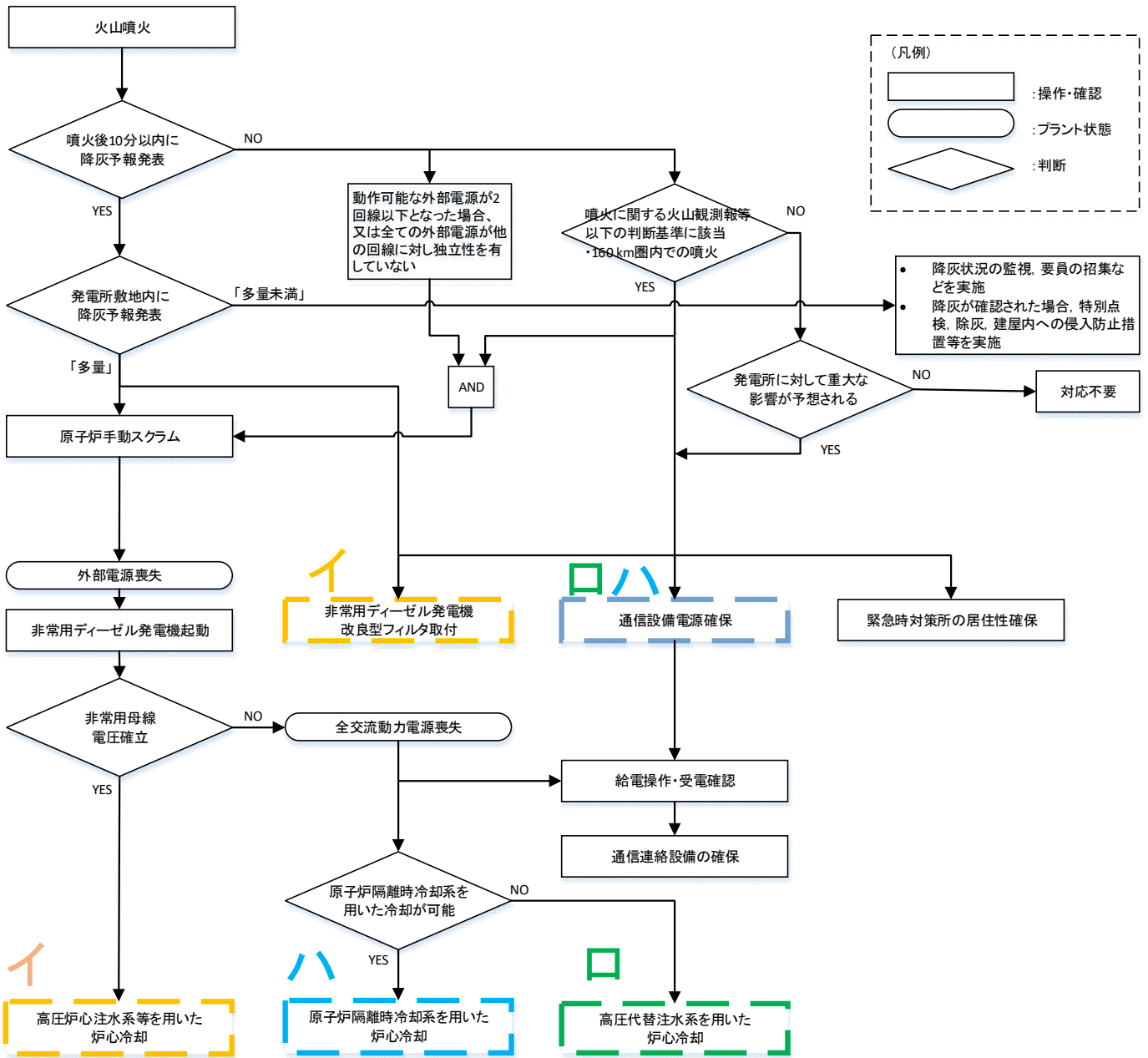
第3図 火山影響等発生時の体制の概略（要員の対応内容）



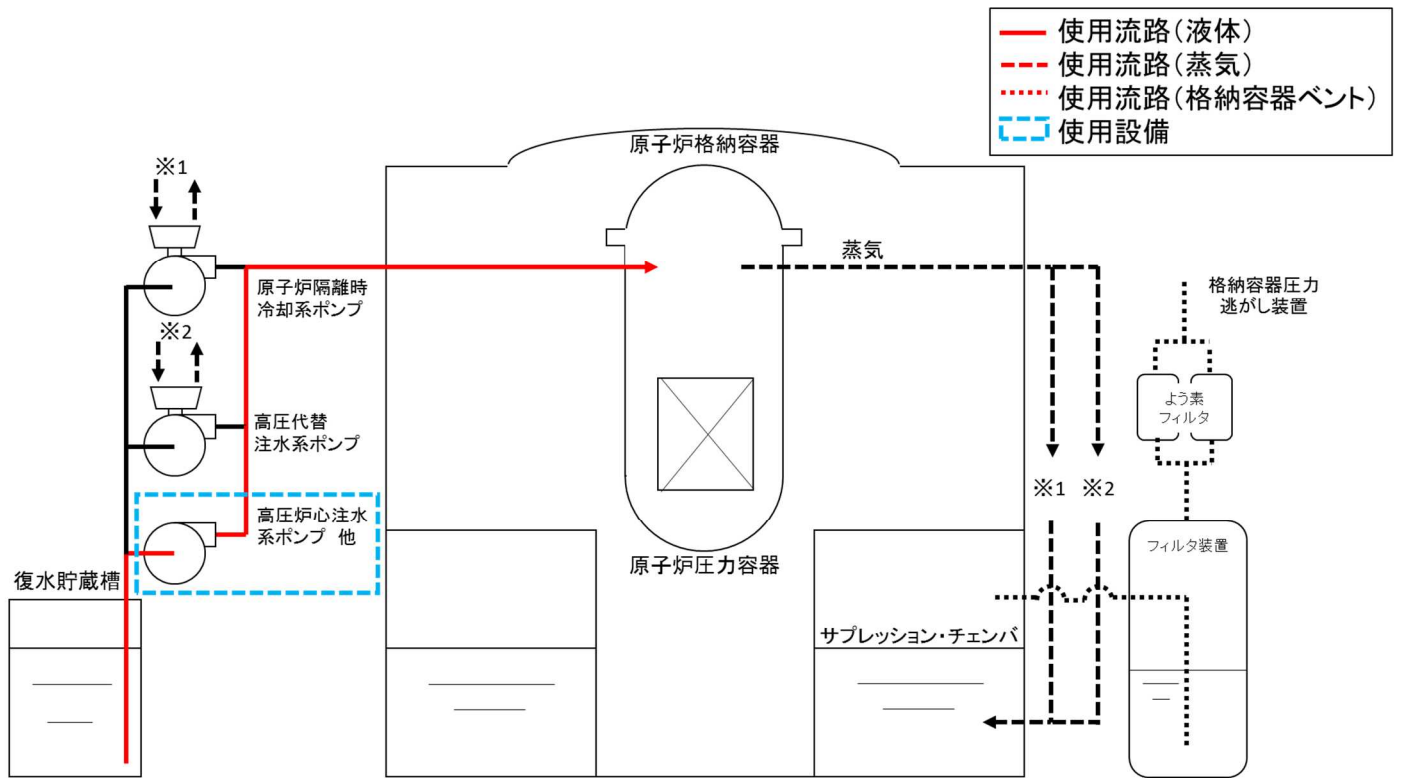
第4図 火山影響等発生時における対応のタイムチャート (1/2)



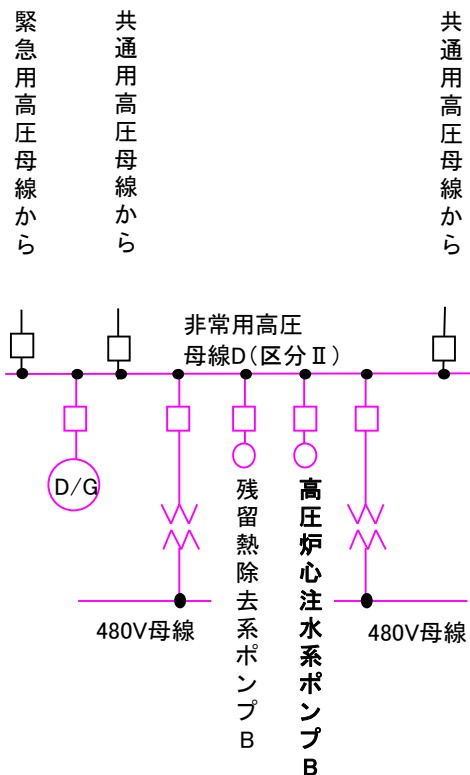
第4図 火山影響等発生時における対応のタイムチャート (2/2)
(対応必要人数の時間経過)



第5図 火山影響等発生時における炉心冷却のためのイ、ロ、ハの各対応の全体フロー

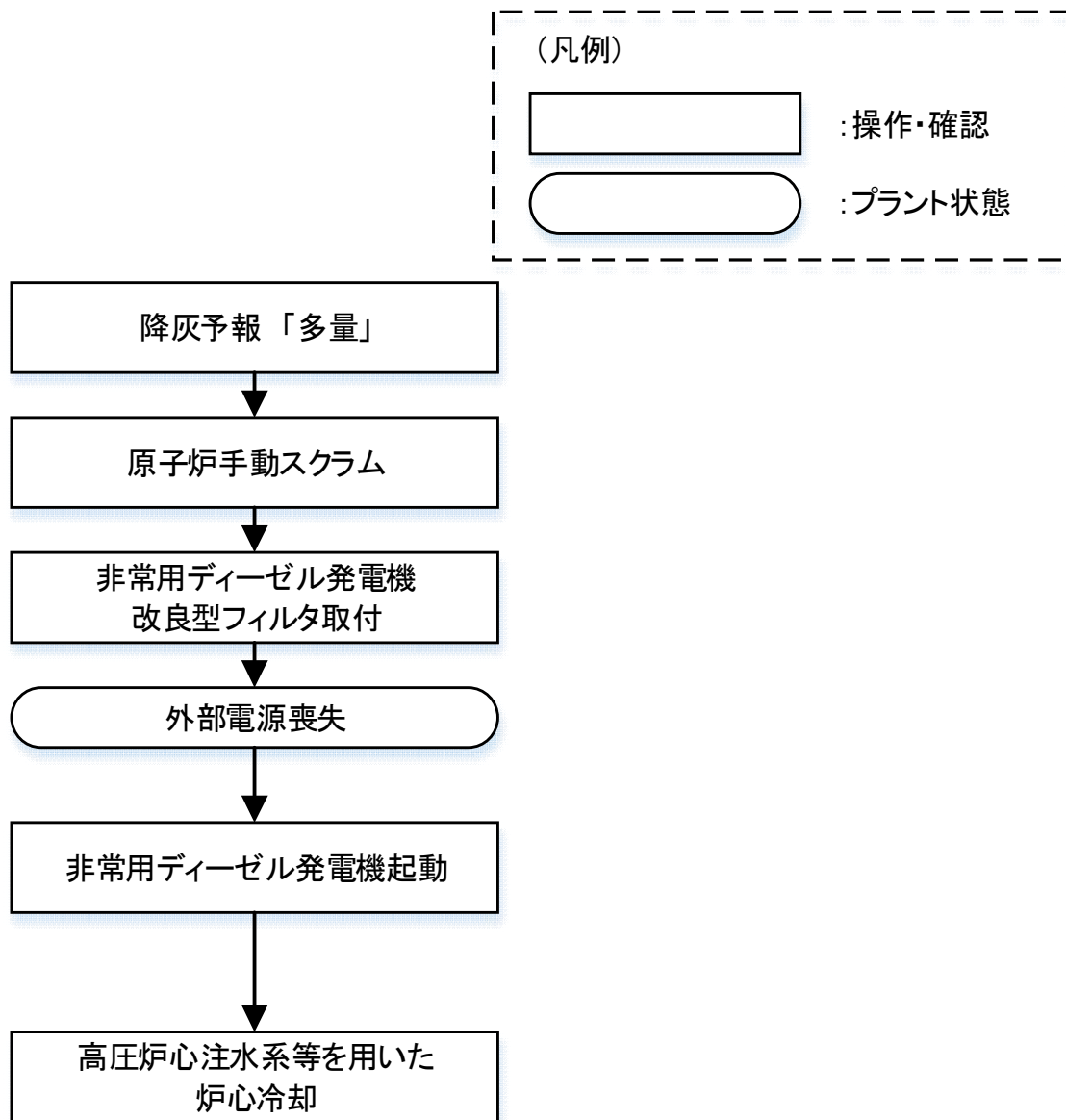


a.系統図

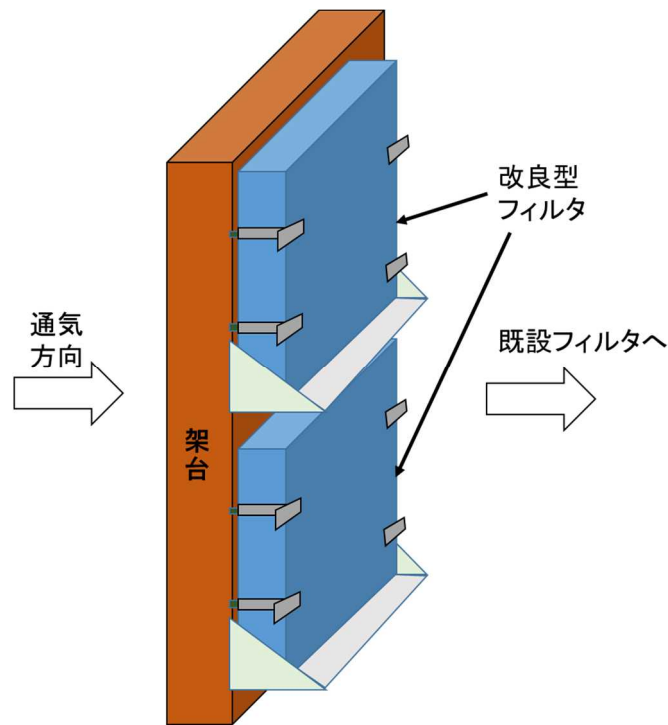
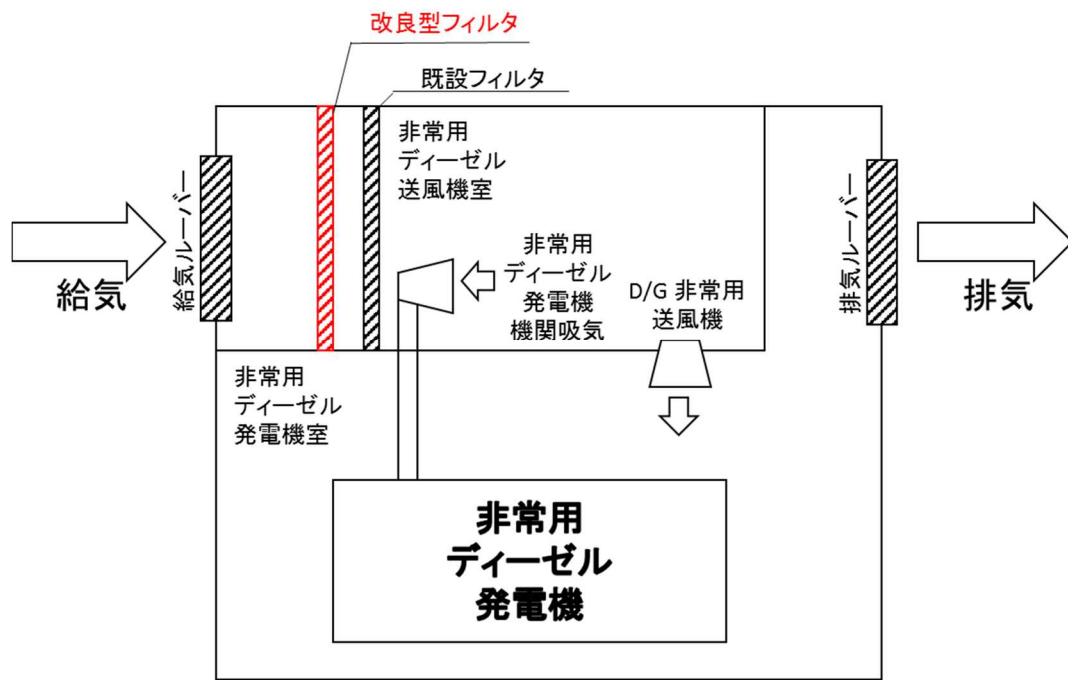


b.給電系統図

第6図 対策の概略系統図 (非常用ディーゼル発電機の機能維持)
(イの対応)



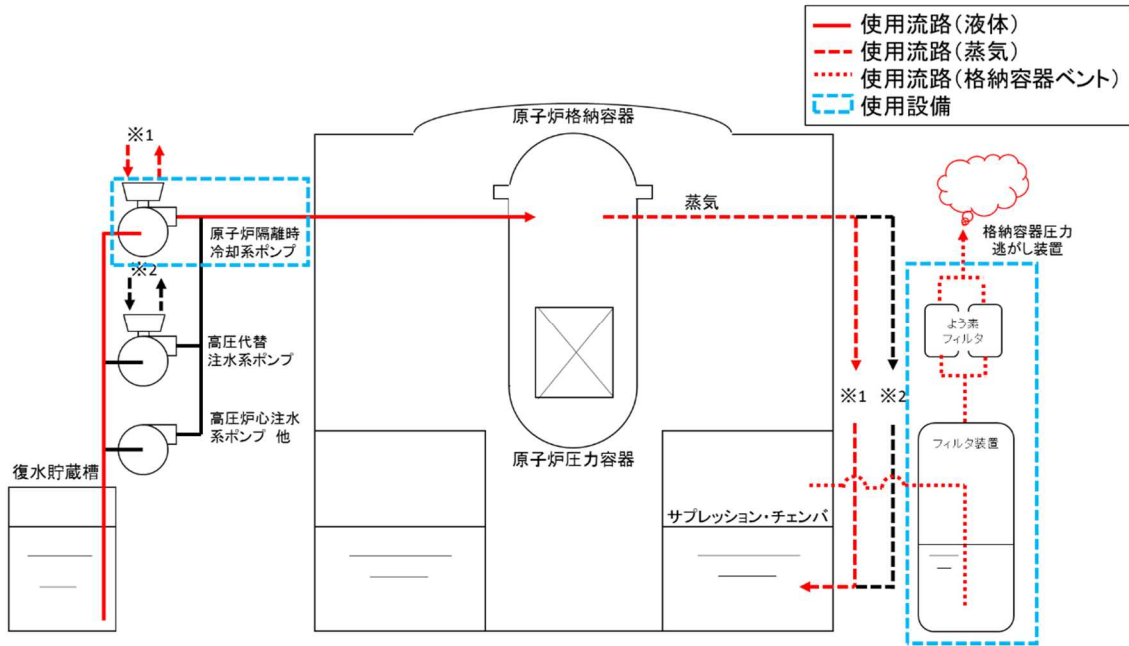
第7図 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための対応手順の概要
(イの対応)



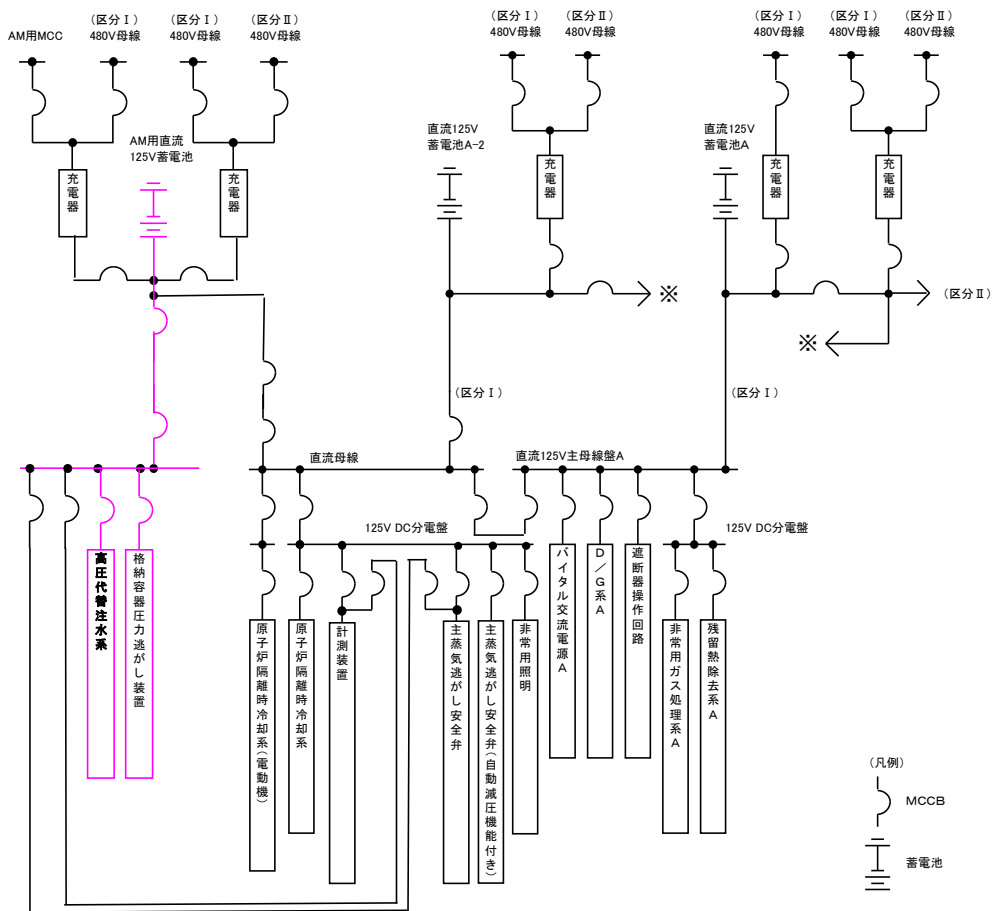
第8図 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付 概略図
(イの対応)

			経過時間(分)									
			0	10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員	要員数(名)	0分 噴火発生	約10分 降灰予報発表・対応着手							80分(最短) 降灰開始	
非常用ディーゼル 発電機(A系) 改良型フィルタ 取付	緊急時対策要員	2		移動								
					非常用ディーゼル発電機(A系) 改良型フィルタ取付							
非常用ディーゼル 発電機(B系) 改良型フィルタ 取付	緊急時対策要員	2		移動								
					非常用ディーゼル発電機(B系) 改良型フィルタ取付							

第9図 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付 タイムチャート
(イの対応)

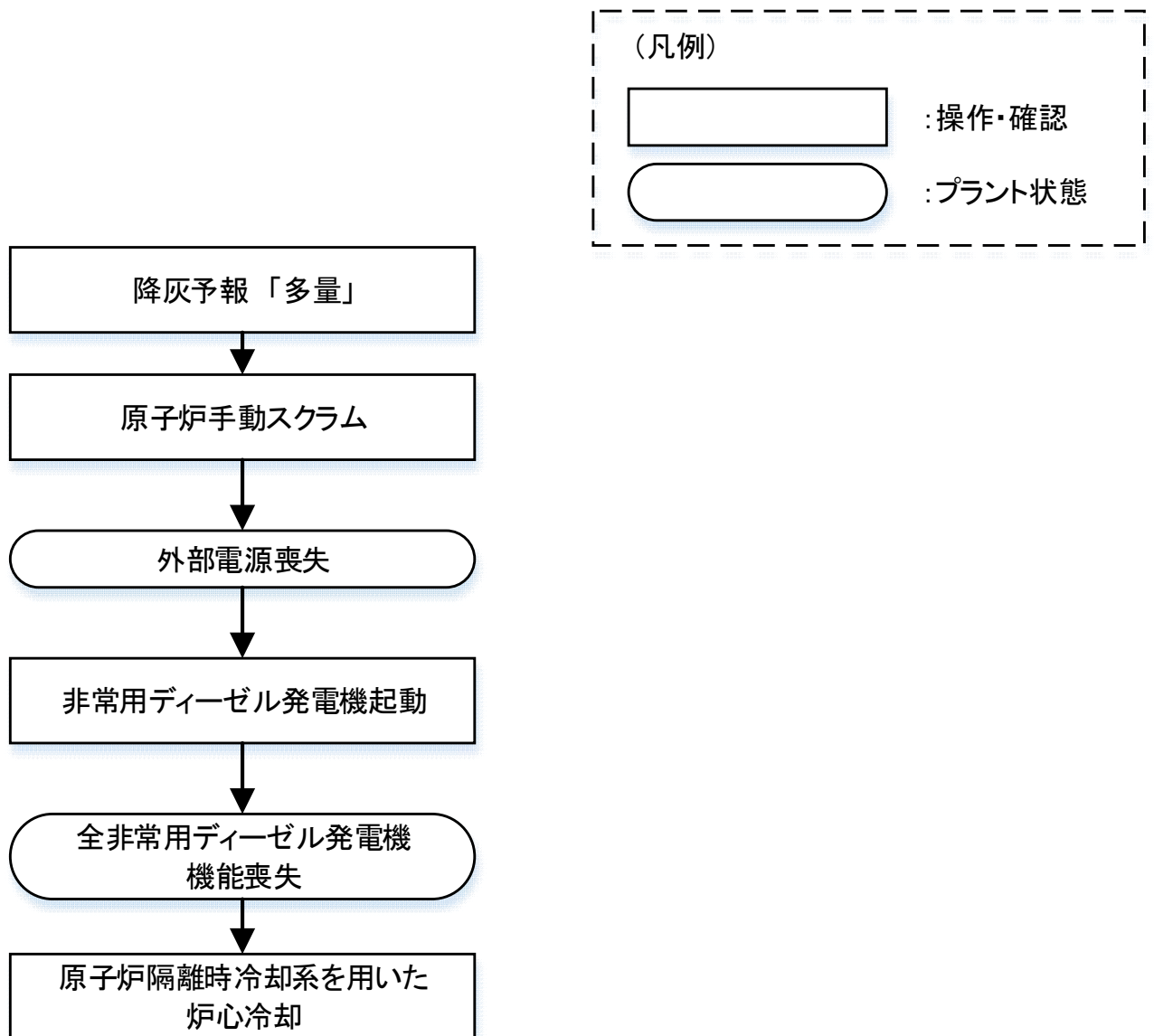


a. 系統図

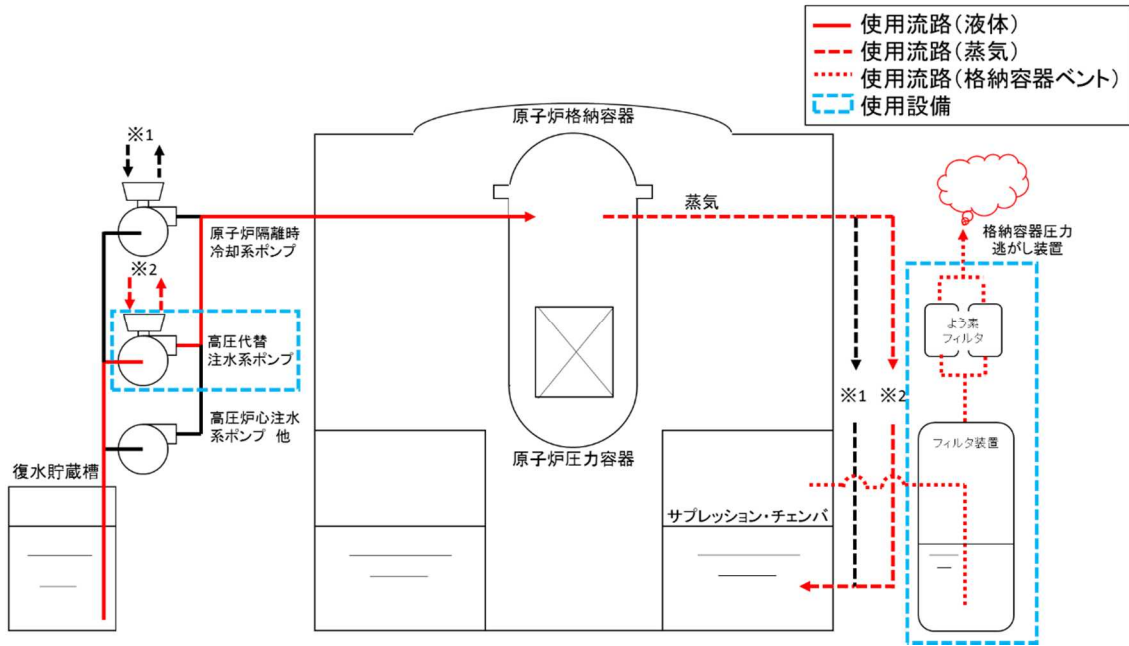


b. 給電系統図

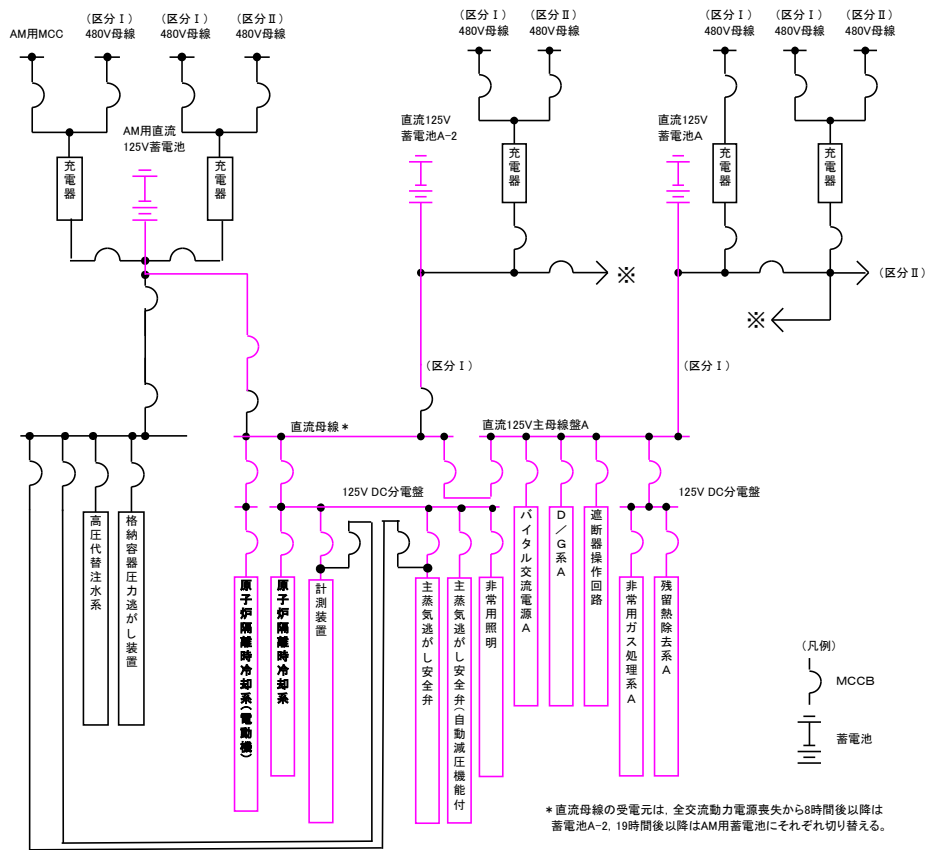
第10図 対策の概略系統図 (原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却) (ハの対応)



第 11 図 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための対応手順の概要
(ハの対応)

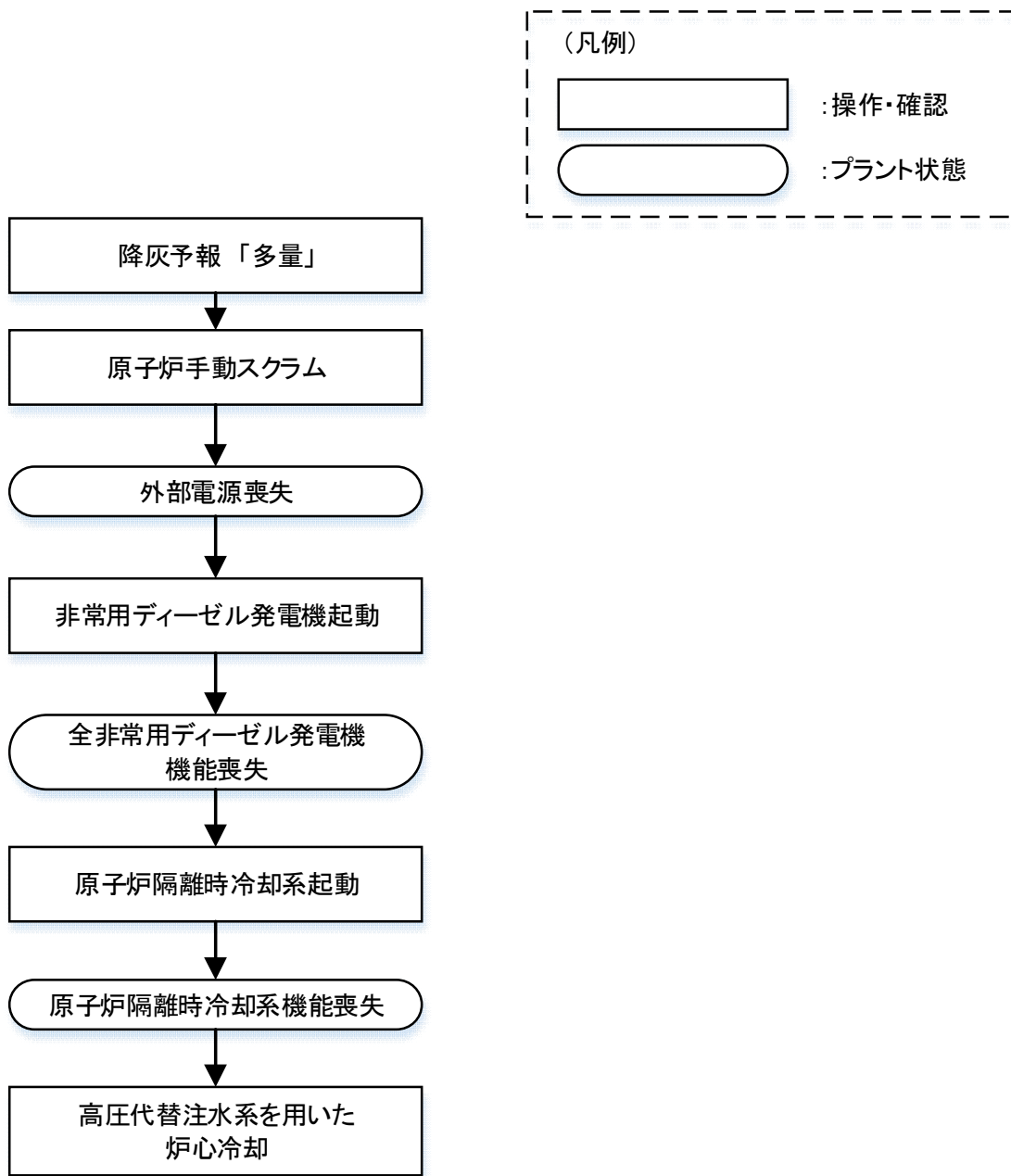


a. 系統図



b. 給電系統図

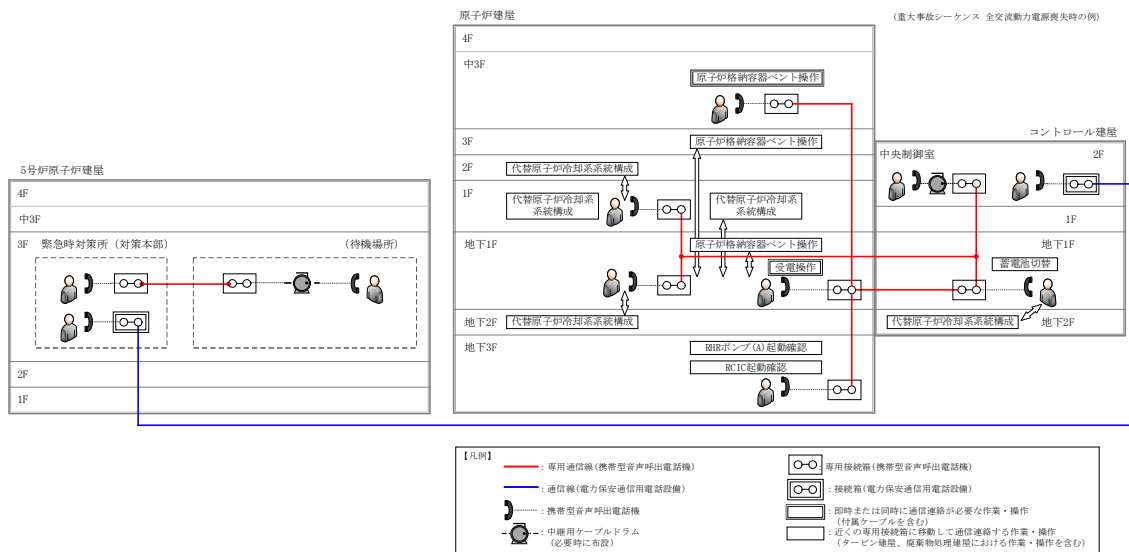
第12図 対策の概略系統図(高圧代替注水系を用いた炉心冷却(口の対応))



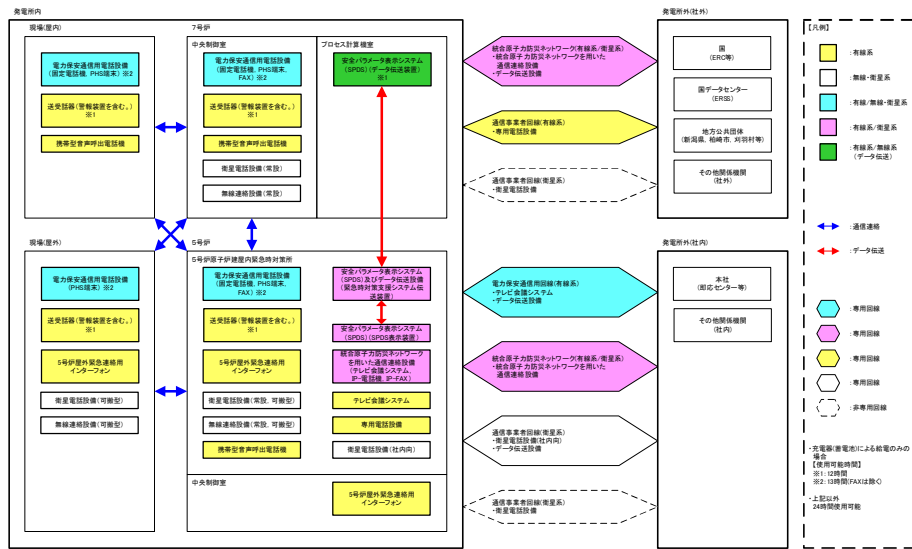
第 13 図 高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための対応手順の概要
(口の対応)



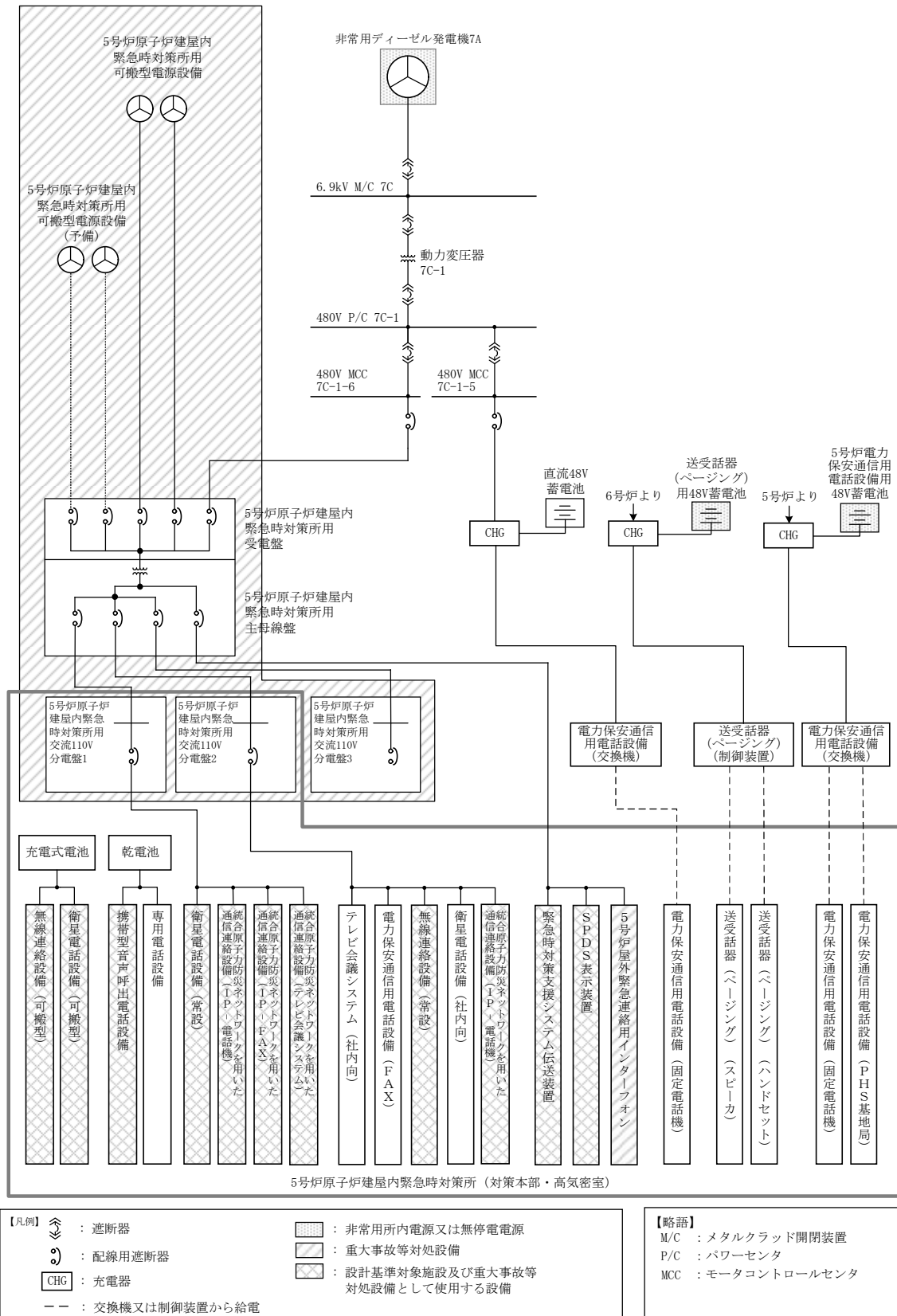
第 14 図 5 号炉緊急時対策所図（原子炉建屋 地上 3 階）換気経路の確保



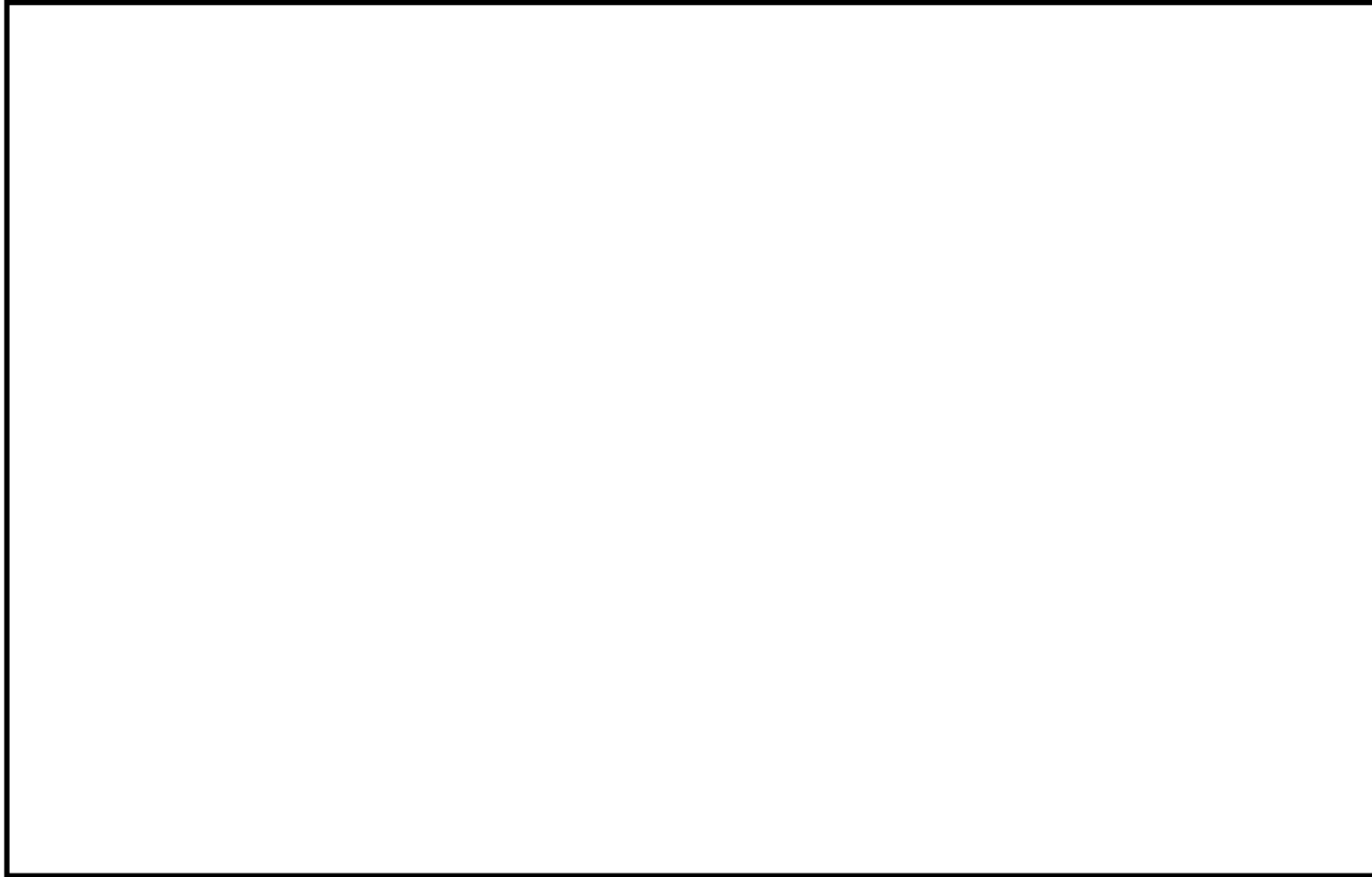
第 15 図 携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要



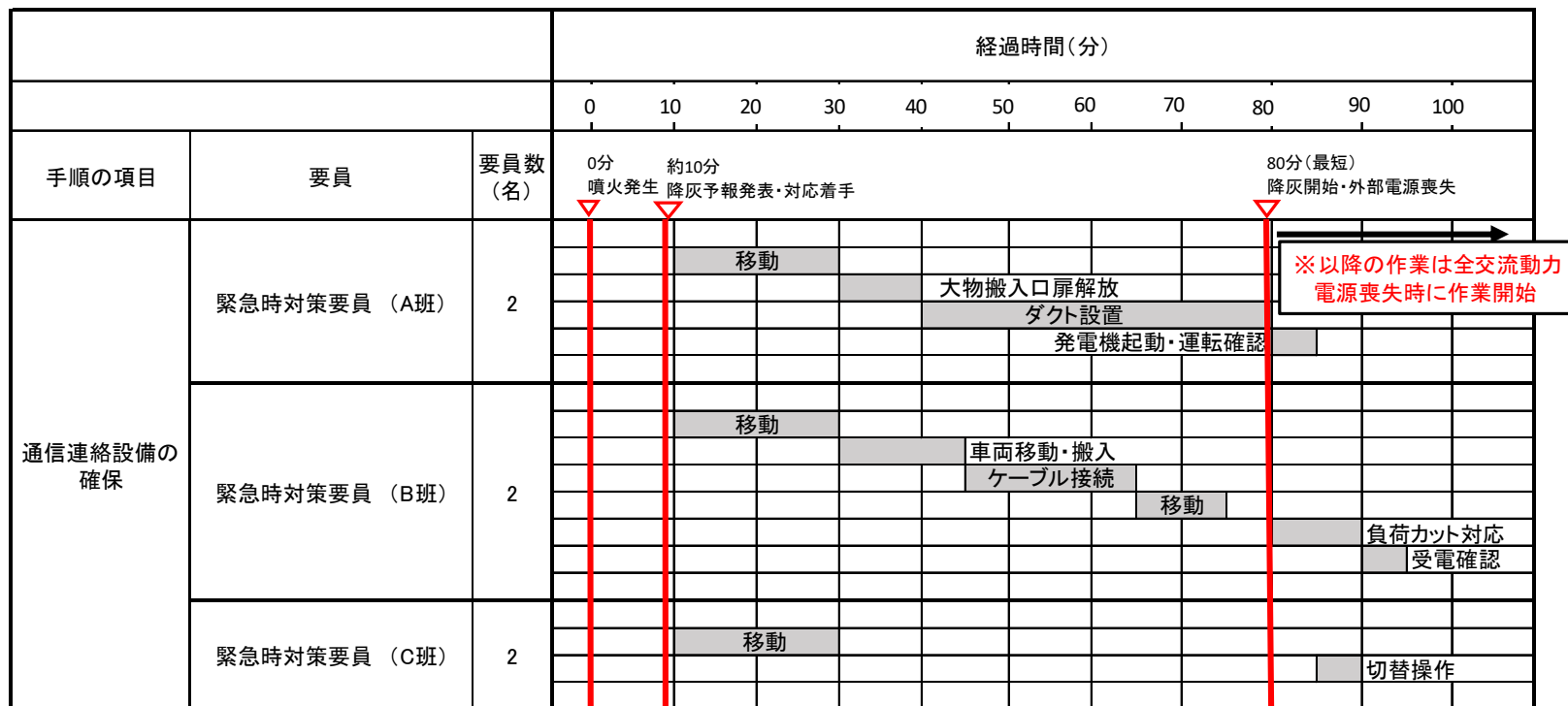
第 16 図 火山影響等発生時に使用する通信連絡設備の概要



第17図 通信連絡設備の電源システムの概要



第 18 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電の概要



第 19 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備及び給電開始タイムチャート

設置変更許可添付書類十 「7.1.3.1 全交流動力電源喪失」
(外部電源喪失+DG喪失) より抜粋

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）^{※3}，注水流量，逃がし安全弁からの蒸気流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.1.3.1-7 図から第 7.1.3.1-12 図に，燃料被覆管温度，高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第 7.1.3.1-13 図から第 7.1.3.1-15 図に，

10-7-1-62 (その2) ⑧

格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 7.1.3.1-16 図から第 7.1.3.1-19 図に示す。

※3 シュラウド内は，炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため，シュラウド外の水位より，見かけ上高めの水位となる。一方，非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は，シュラウド外の水位であることから，シュラウド内外の水位を併せて示す。なお，水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には，原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を，7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

a. 事象進展

全交流動力電源喪失後，タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし，また，原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては，外部電源喪失により，事象発生とともに 10 台全てがトリップする。

所内蓄電式直流電源設備は，負荷切離しを行わずに 8 時間，その後は不要な負荷の切離し及び直流電源切替え（蓄電池 A から蓄電池 A-2）を実施し，加えて事象発生から 19 時間経過するまで直流電源切替え（蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池）を実施し，更に 16 時間の合計 24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給する。この間，原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）での自動起動及び原子炉水位高（レベル 8）でのトリップを繰り返すことによって，原子炉水位は適切に維持される。

事象発生から 24 時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。この点と、蒸気の流入によってサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇することを考慮し、その確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽とする。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、ベントラインを閉じて、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。

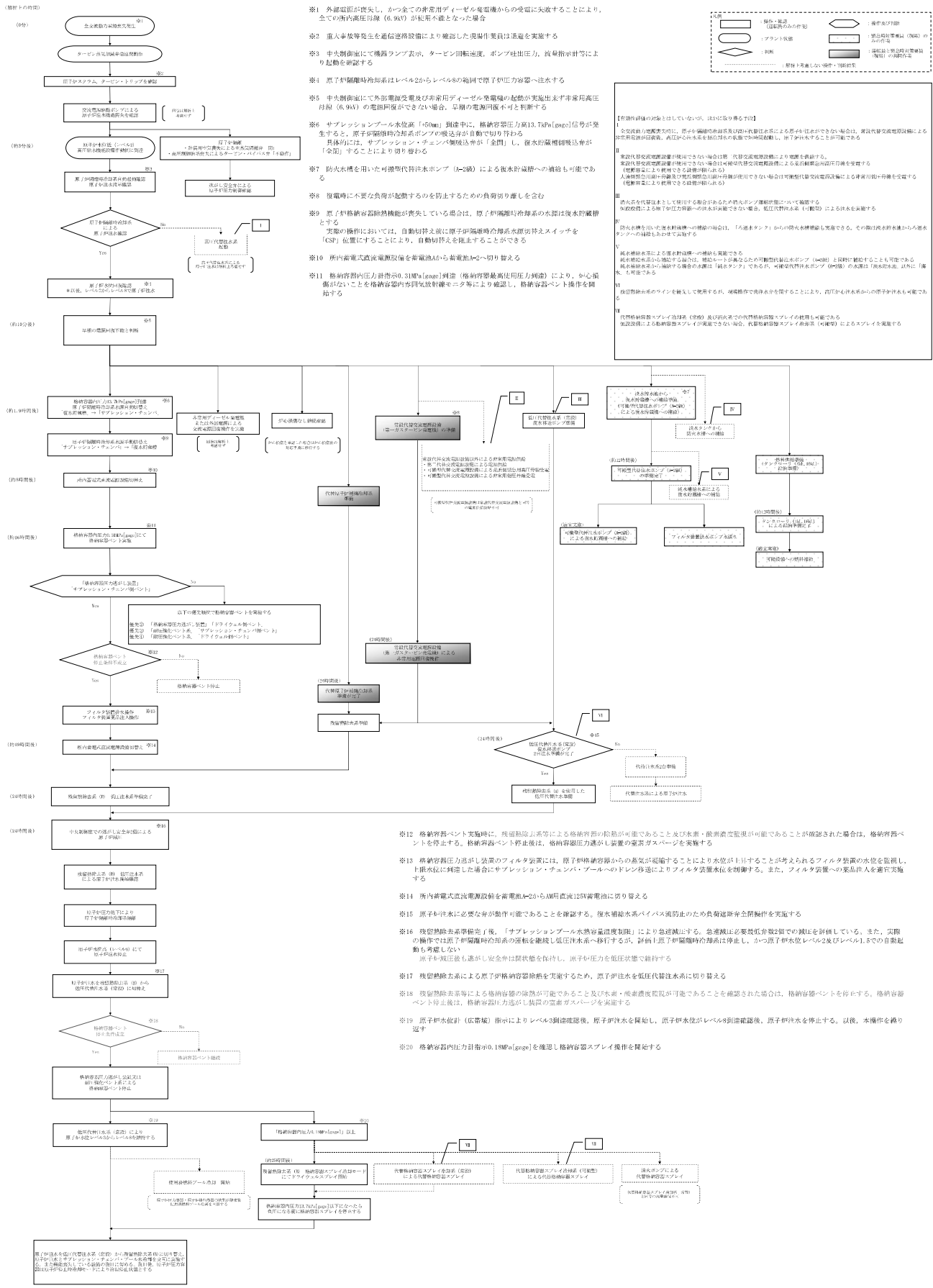
b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、第 7.1.3.1-13 図に示すとおり、初期値をわずかに上回る約 311℃となるが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。

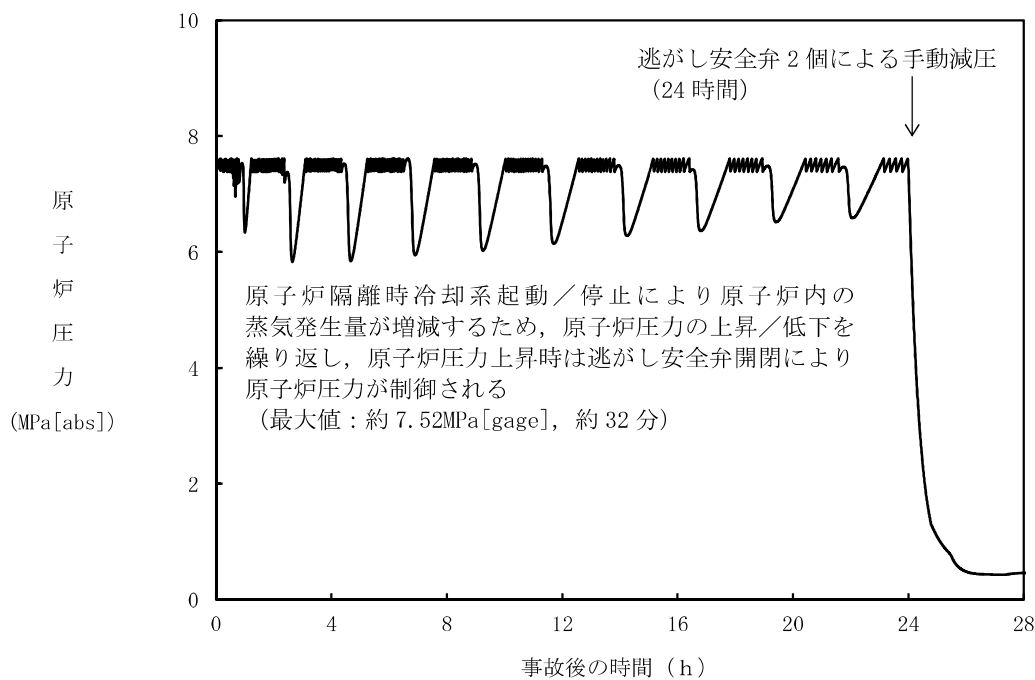
原子炉圧力は、第 7.1.3.1-7 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。

また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

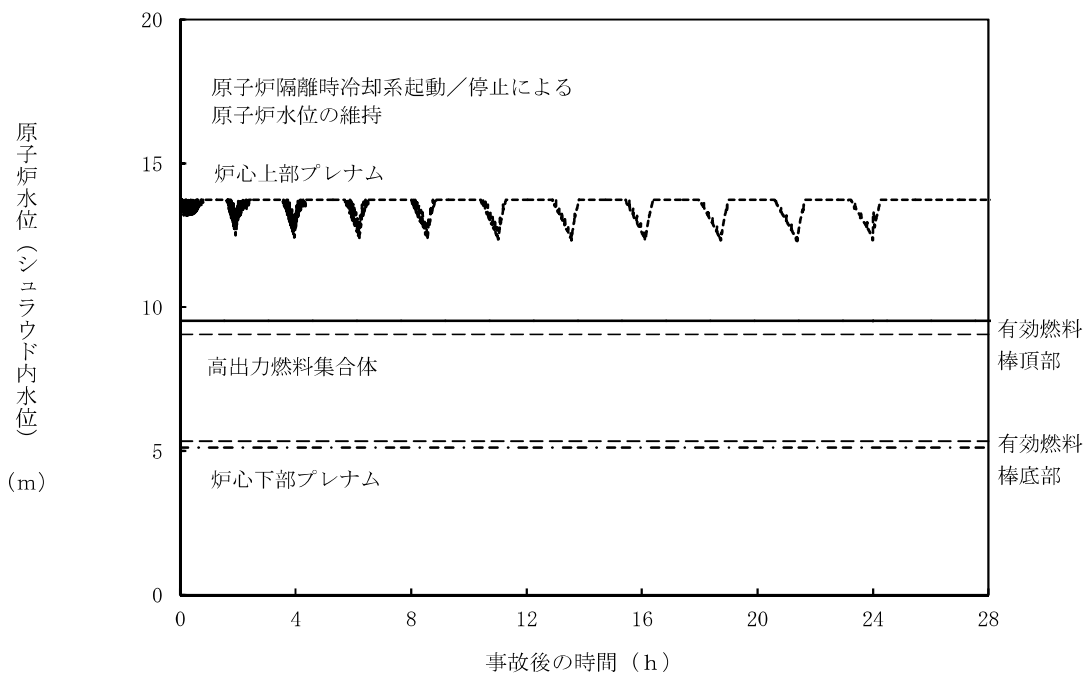
第 7.1.3.1-8 図に示すとおり、原子炉隔離時冷却系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し、さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。



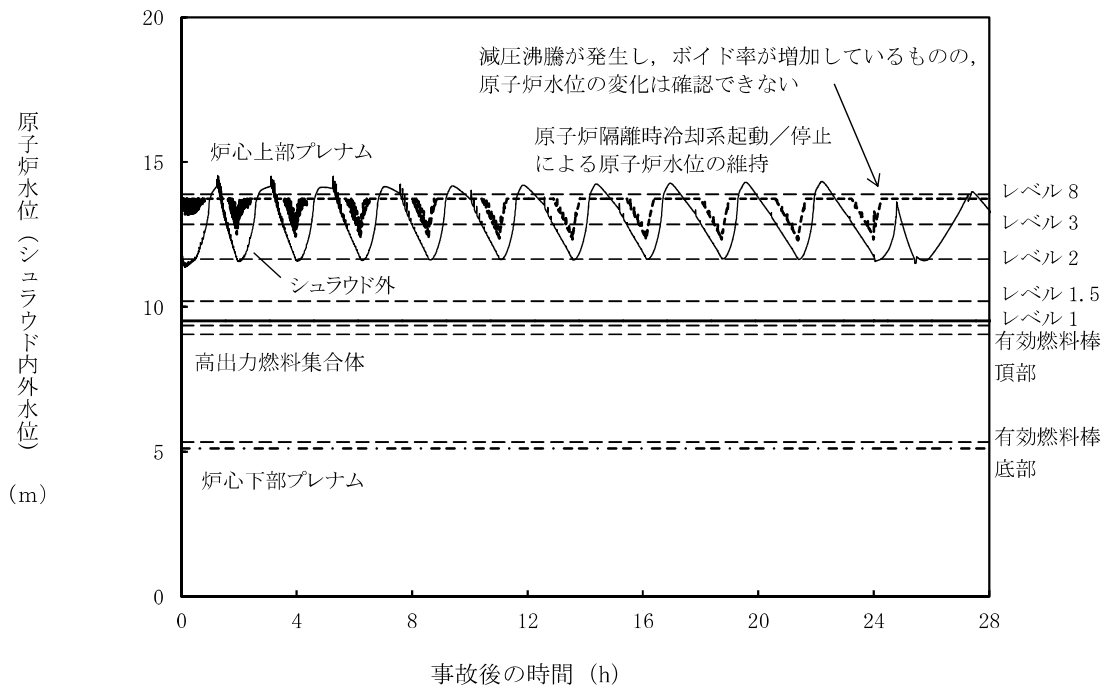
第 7.1.3.1-5 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」 の対処手順の概要



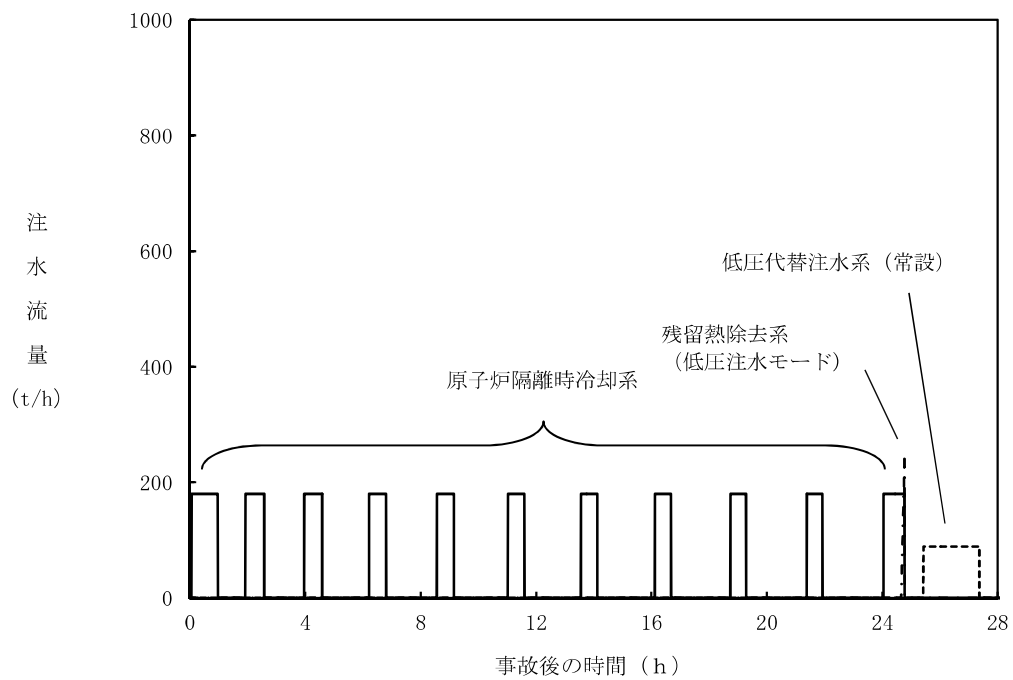
第 7.1.3.1-7 図 原子炉圧力の推移



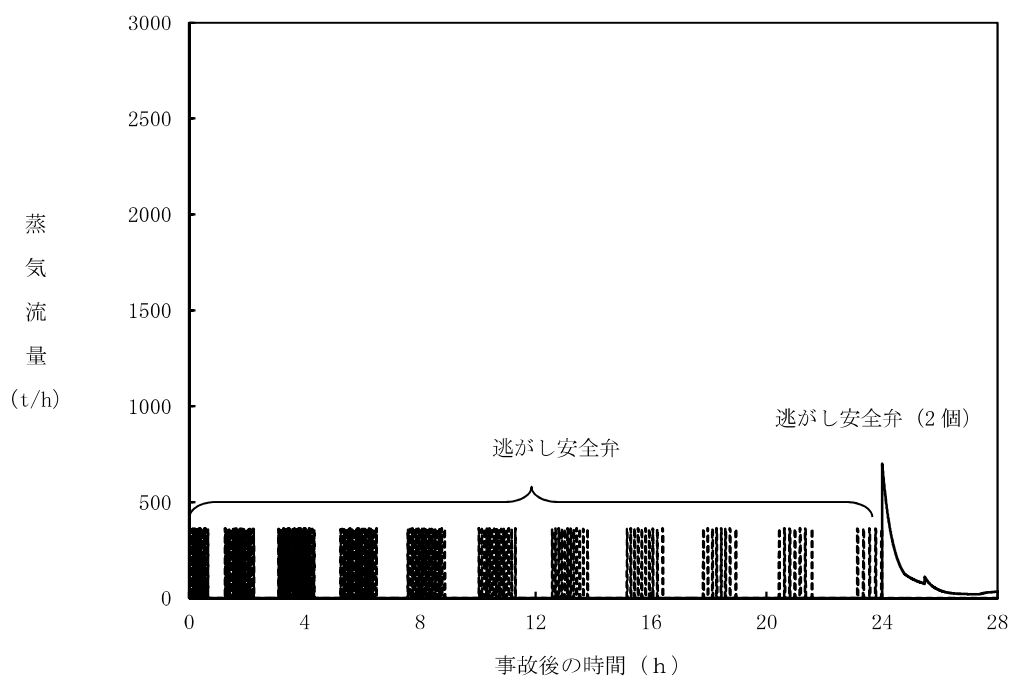
第 7.1.3.1-8 図 原子炉水位 (シユラウド内水位) の推移



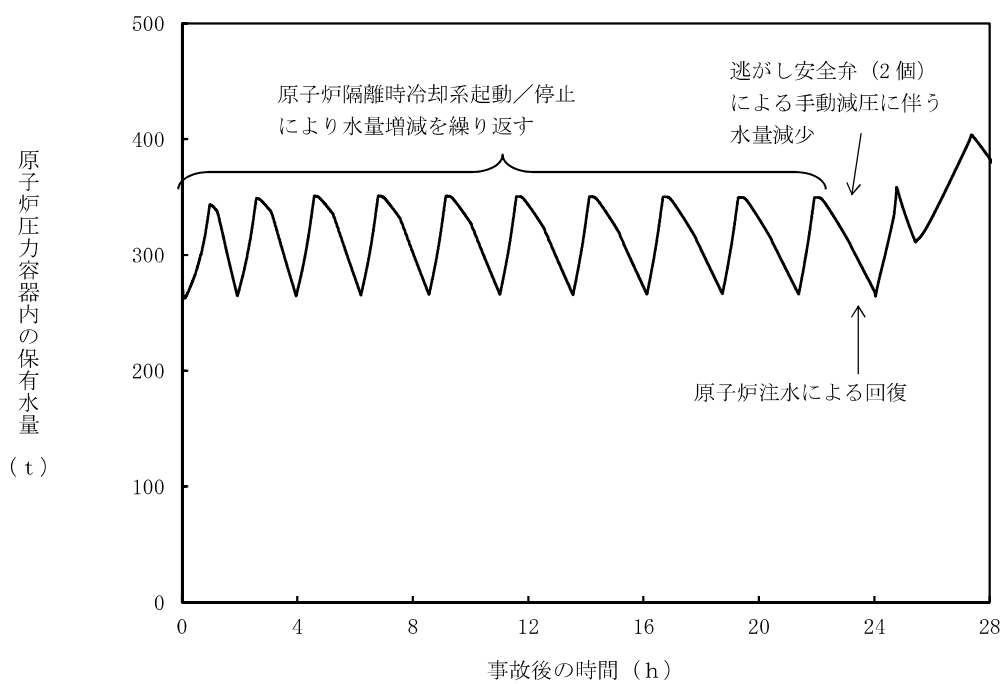
第 7. 1. 3. 1-9 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



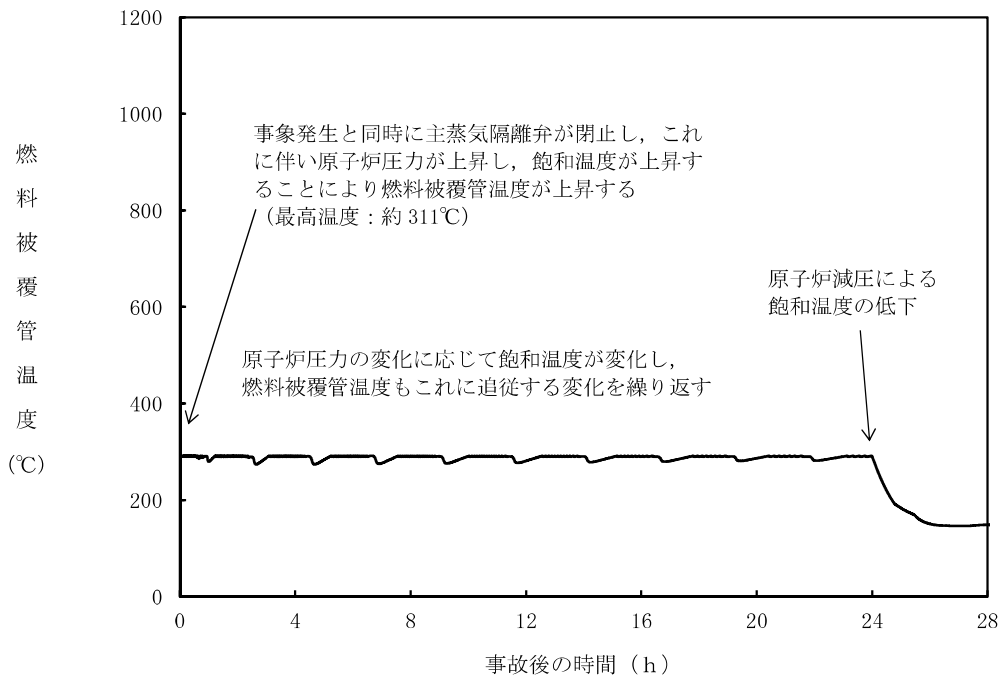
第 7. 1. 3. 1-10 図 注水流量の推移



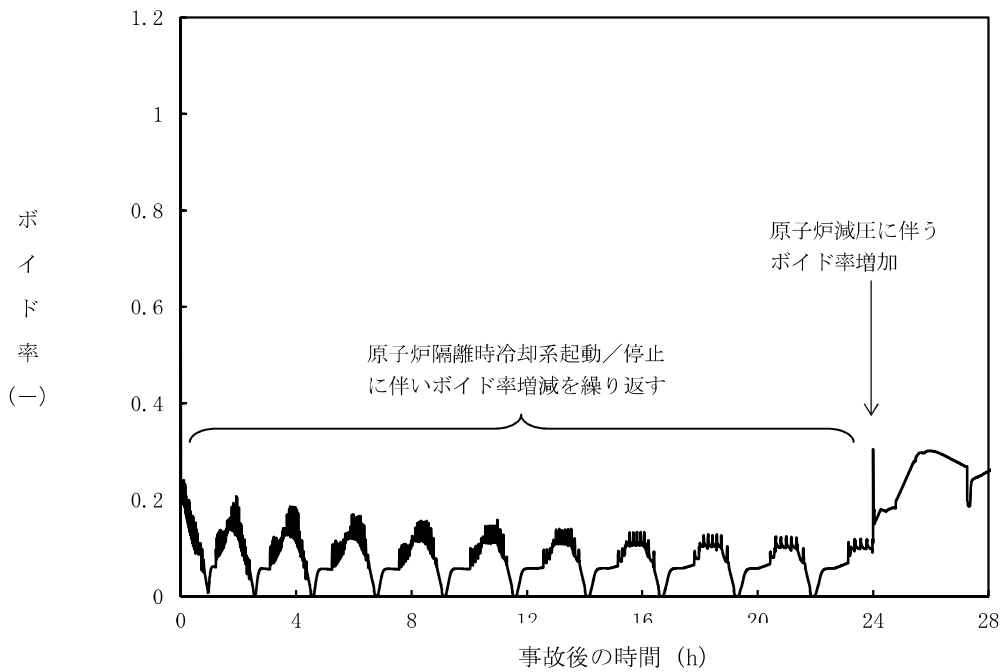
第 7. 1. 3. 1-11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



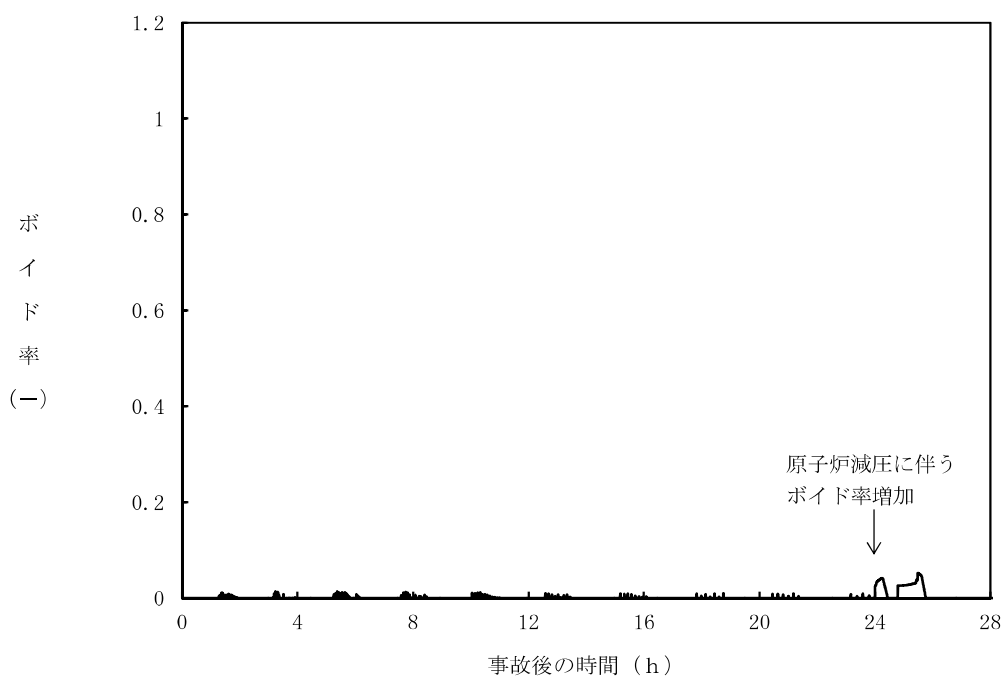
第 7. 1. 3. 1-12 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



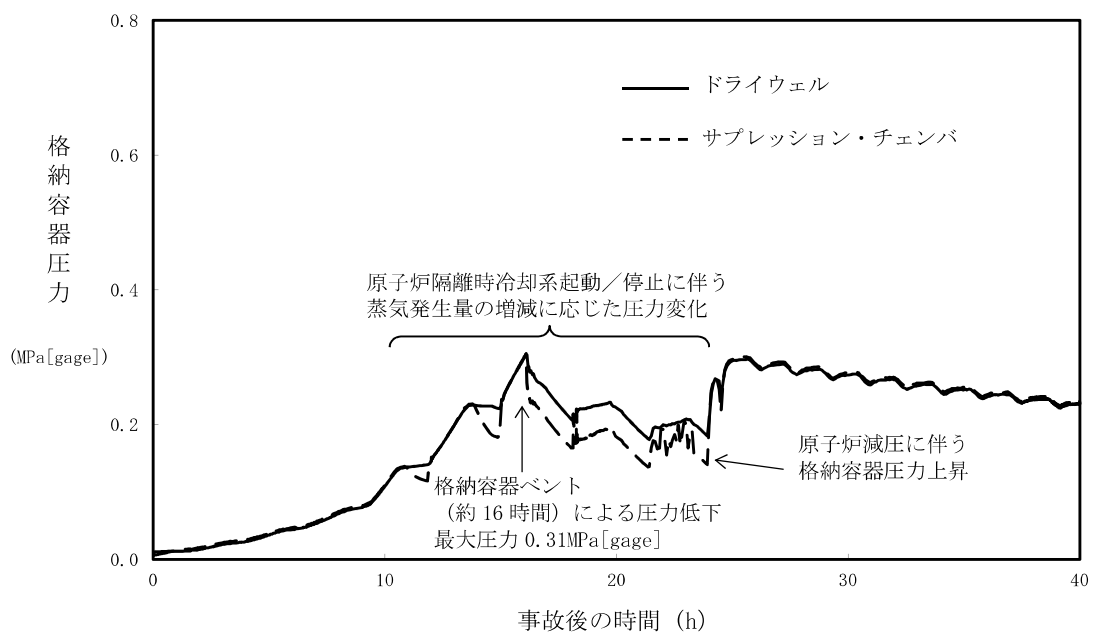
第 7. 1. 3. 1-13 図 燃料被覆管温度の推移



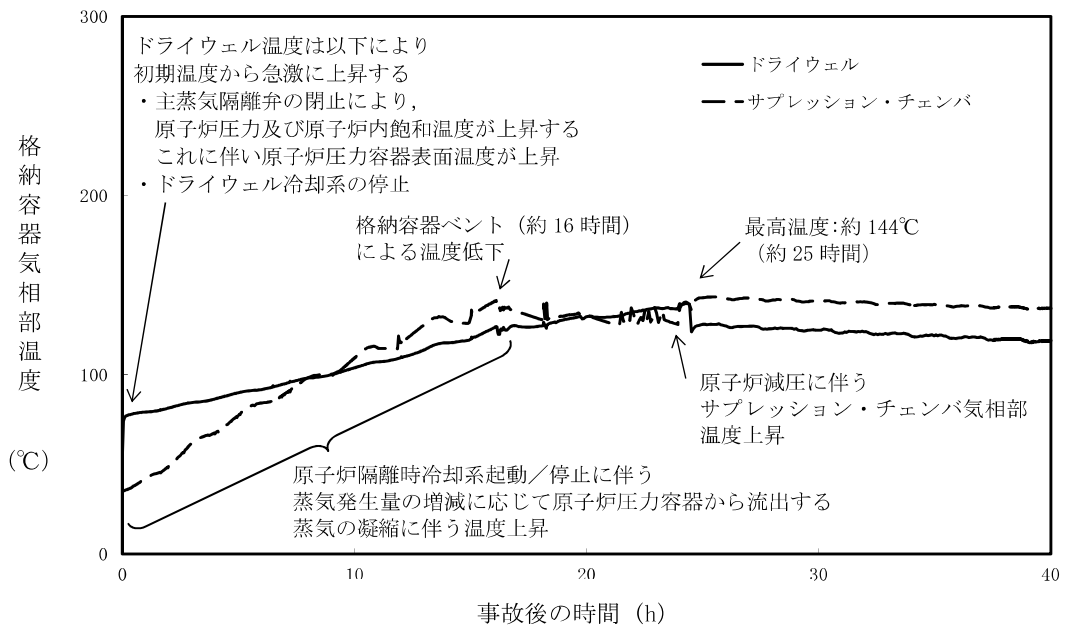
第 7. 1. 3. 1-14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



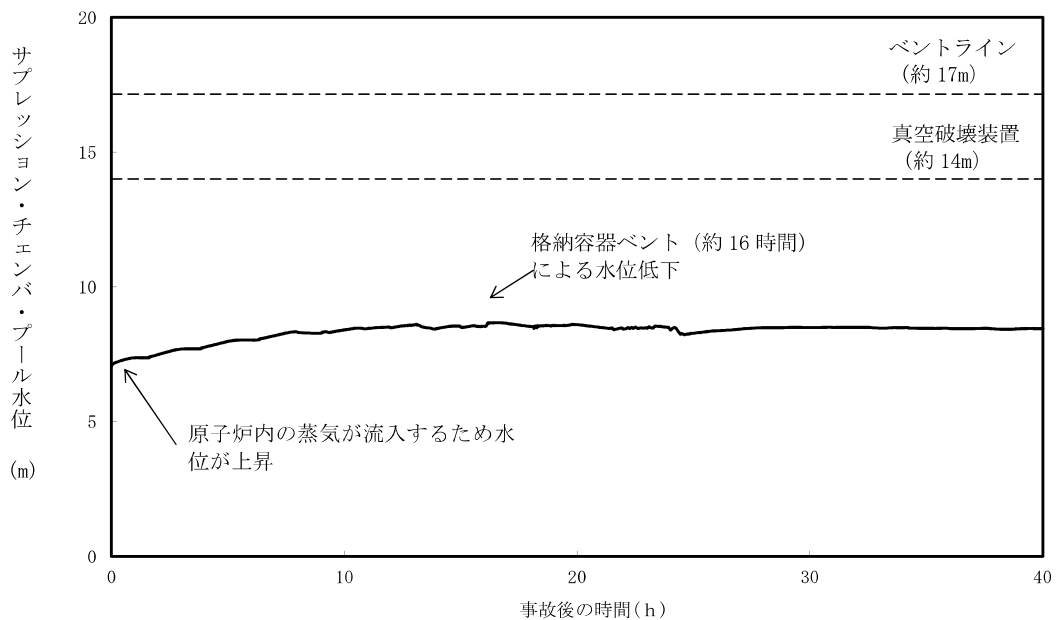
第 7. 1. 3. 1-15 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



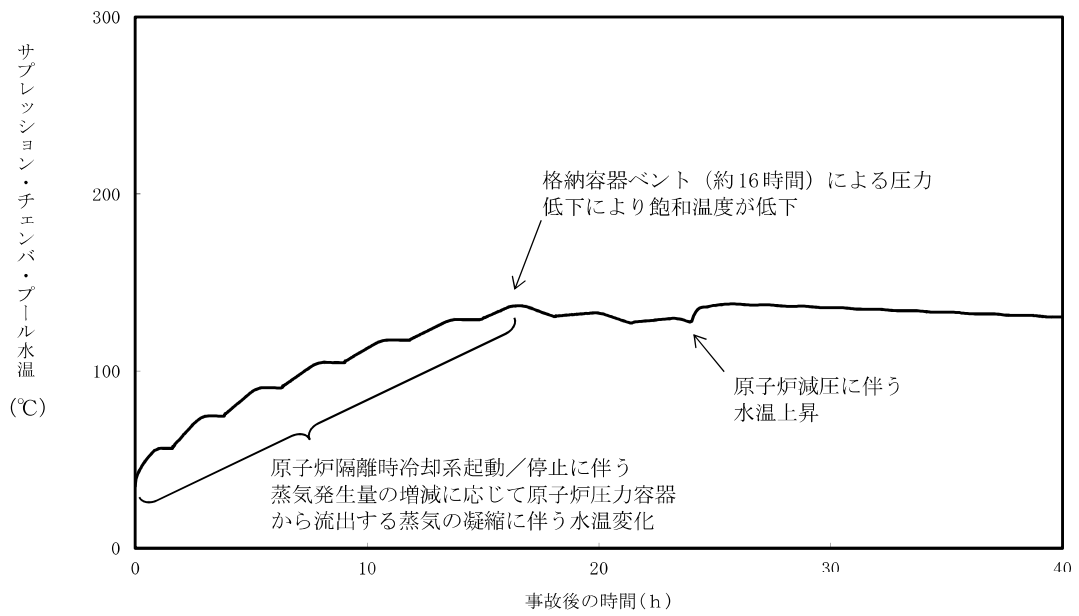
第 7. 1. 3. 1-16 図 格納容器圧力の推移



第 7. 1. 3. 1-17 図 格納容器気相部温度の推移



第 7. 1. 3. 1-18 図 サブプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第 7. 1. 3. 1-19 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

設置変更許可添付書類十 「7.1.3.2 全交流動力電源喪失」
(外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗 より抜粋

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）^{※2}，注水流量，逃がし安全弁からの蒸気流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.1.3.2-7 図から第 7.1.3.2-12 図に，燃料被覆管温度，高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第 7.1.3.2-13 図から第 7.1.3.2-15 図に，格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 7.1.3.2-16 図から第 7.1.3.2-19 図に示す。

※2 シュラウド内は，炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため，シュラウド外の水位より，見かけ上高めの水位となる。一方，非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は，シュラウド外の水位であることから，シュラウド内外の水位を併せて示す。なお，水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には，原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を，7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

a. 事象進展

全交流動力電源喪失後，タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して

10-7-1-88 (その2) ⑧

原子炉がスクラムし、また、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗した後、高圧代替注水系を手動起動することにより原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発生とともに 10 台全てがトリップする。

事象発生から 24 時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、ベントラインを閉じて、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、第 7.1.3.2-13 図に示すとおり、初期値をわずかに上回る約 311℃となるが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下

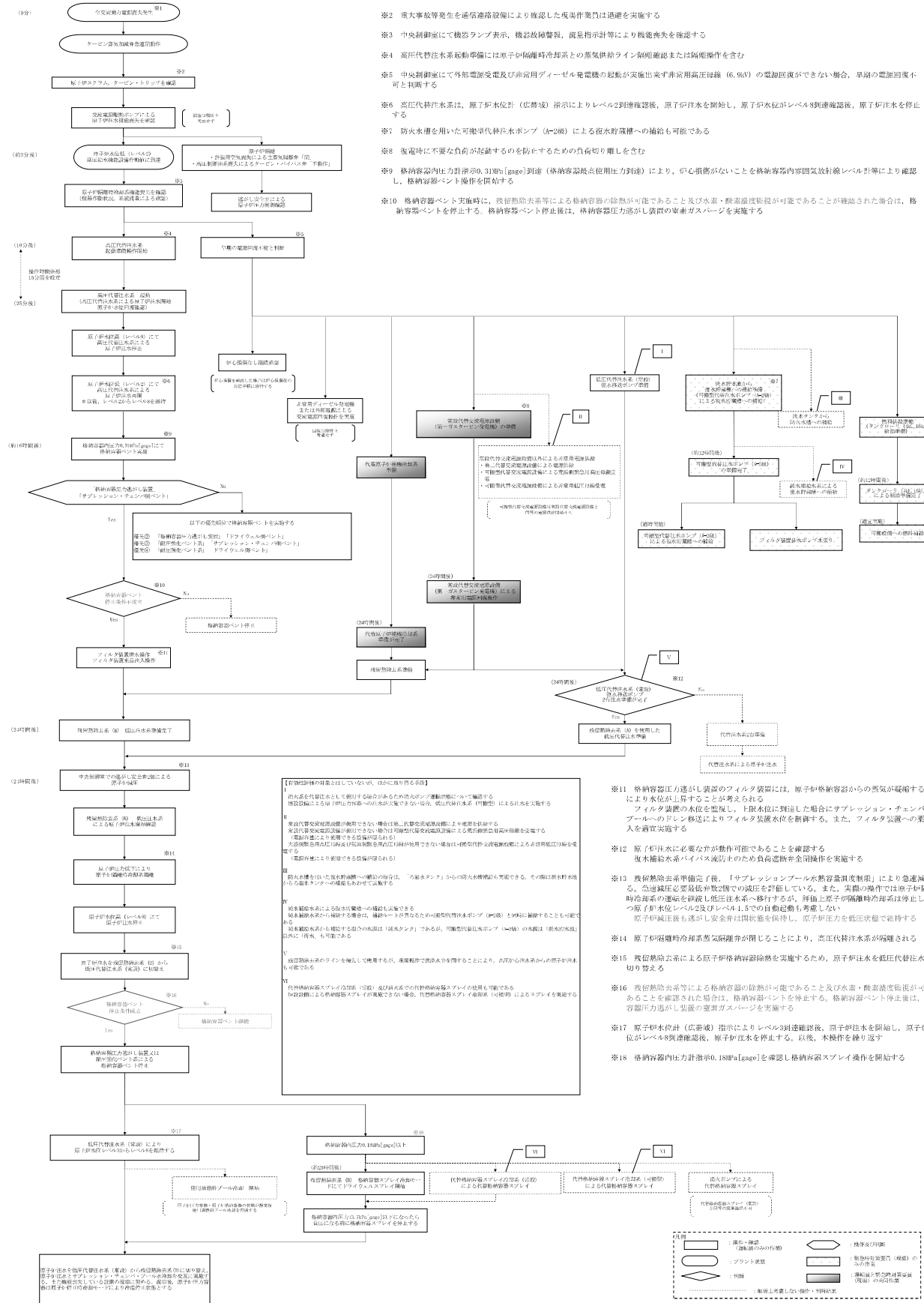
であり、15%以下となる。

原子炉圧力は、第 7.1.3.2-7 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。

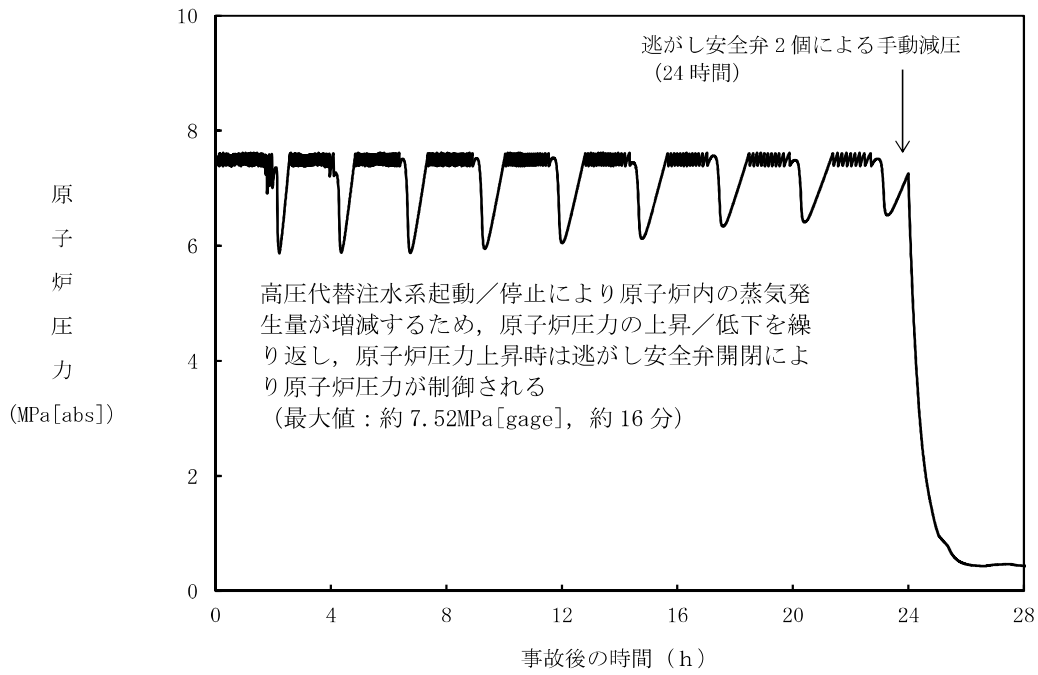
また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 146°Cに抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第 7.1.3.2-8 図に示すとおり、高圧代替注水系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し、さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

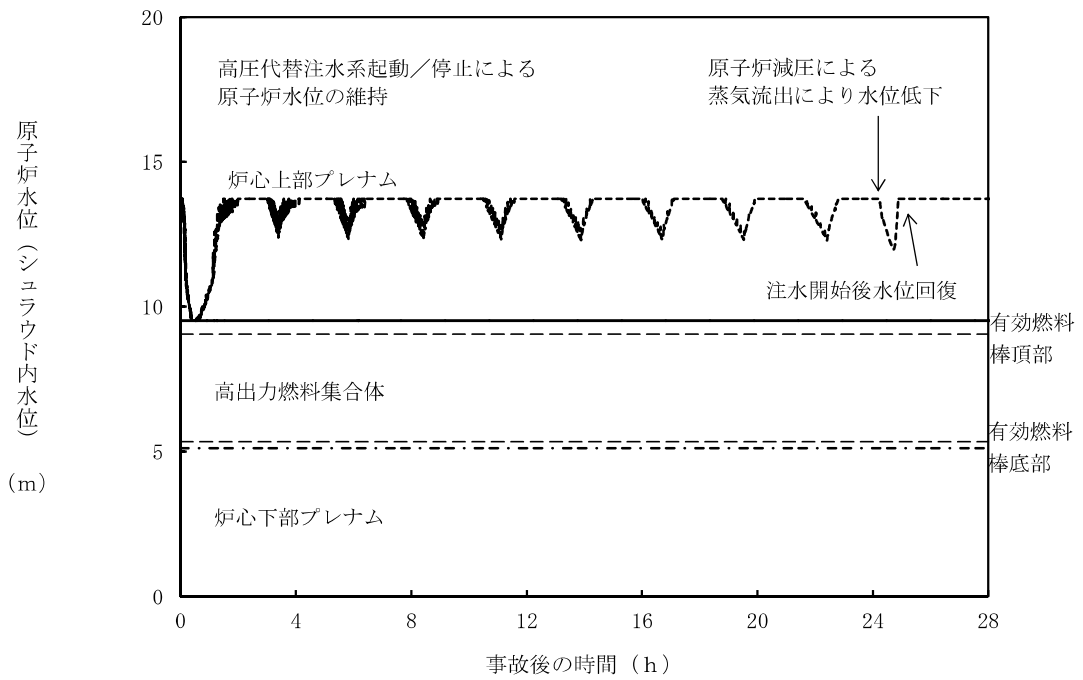
(概算上の時間)



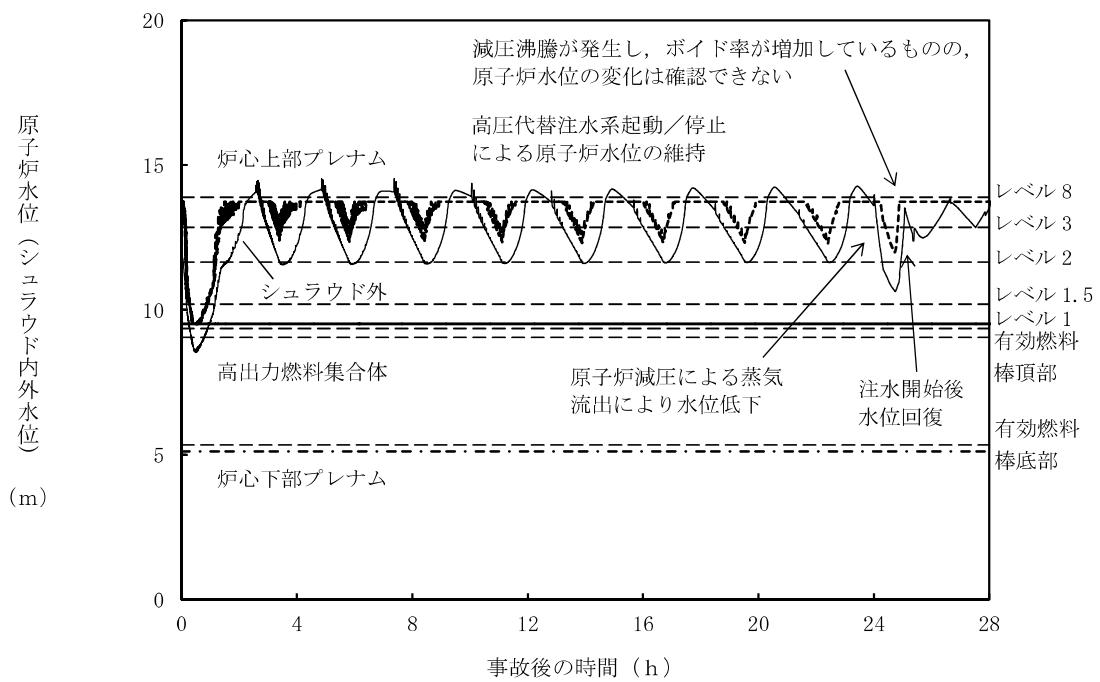
第 7.1.3.2-5 図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」の対応手順の概要



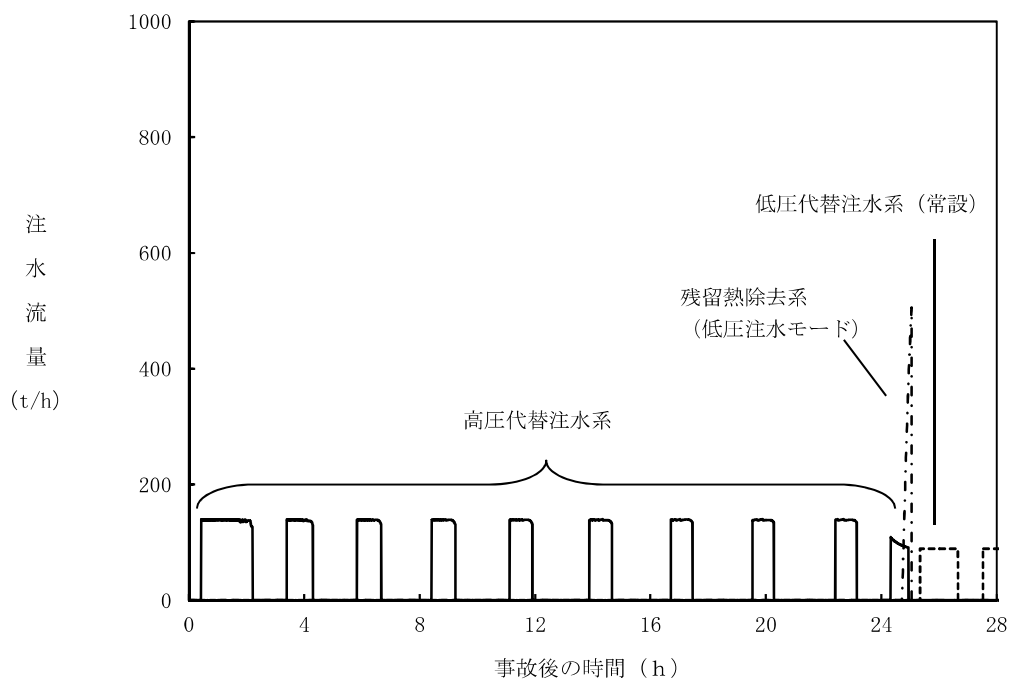
第 7.1.3.2-7 図 原子炉圧力の推移



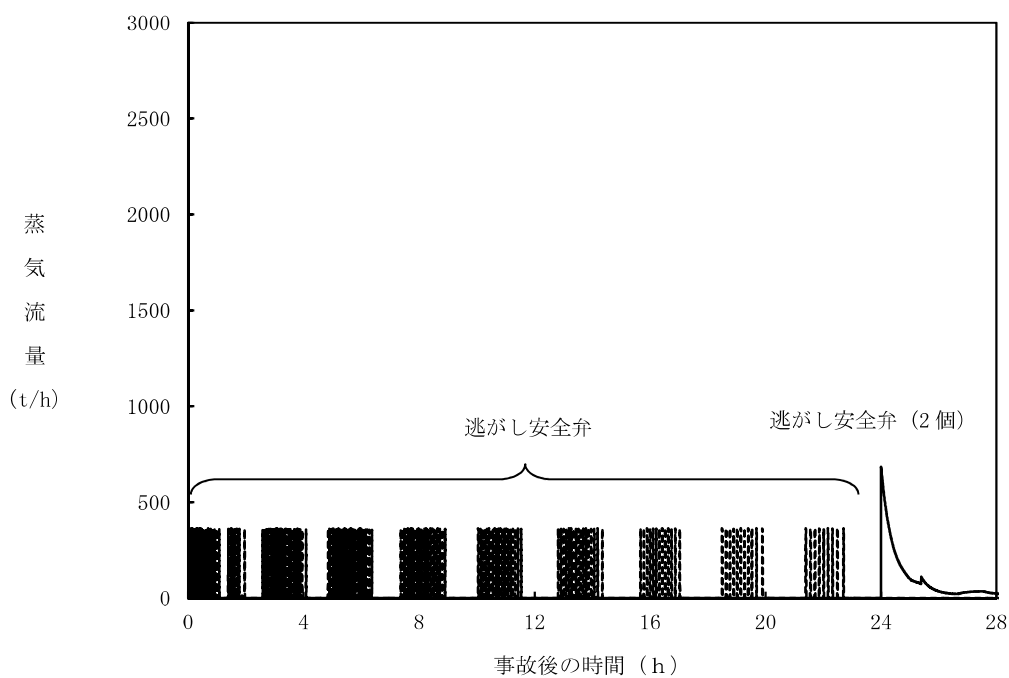
第 7.1.3.2-8 図 原子炉水位 (シユラウド内水位) の推移



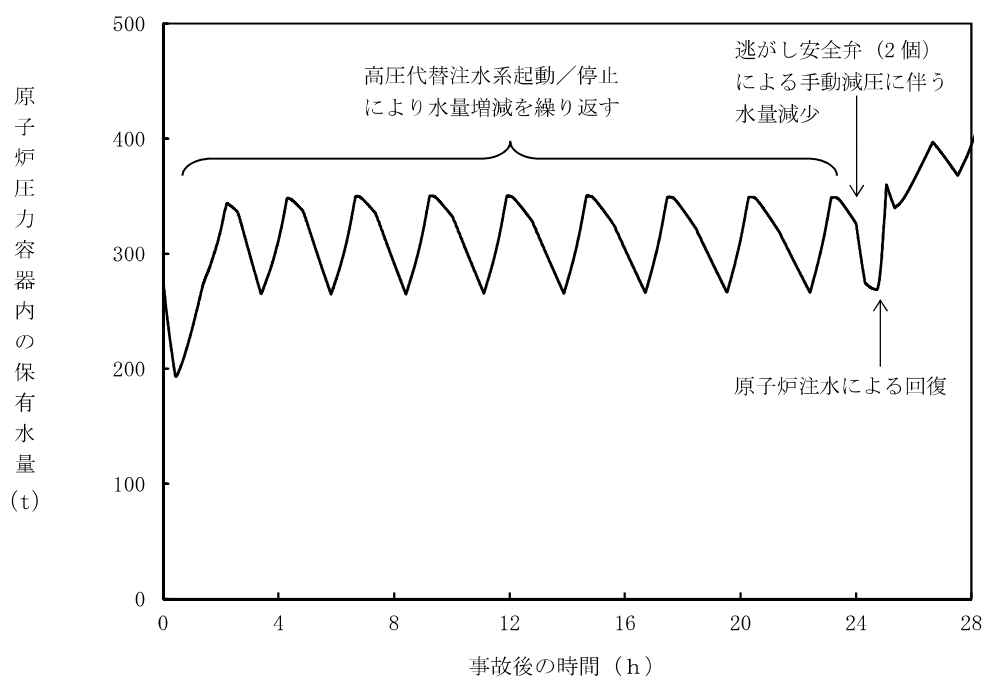
第 7.1.3.2-9 図 原子炉水位（シユラウド内外水位）の推移



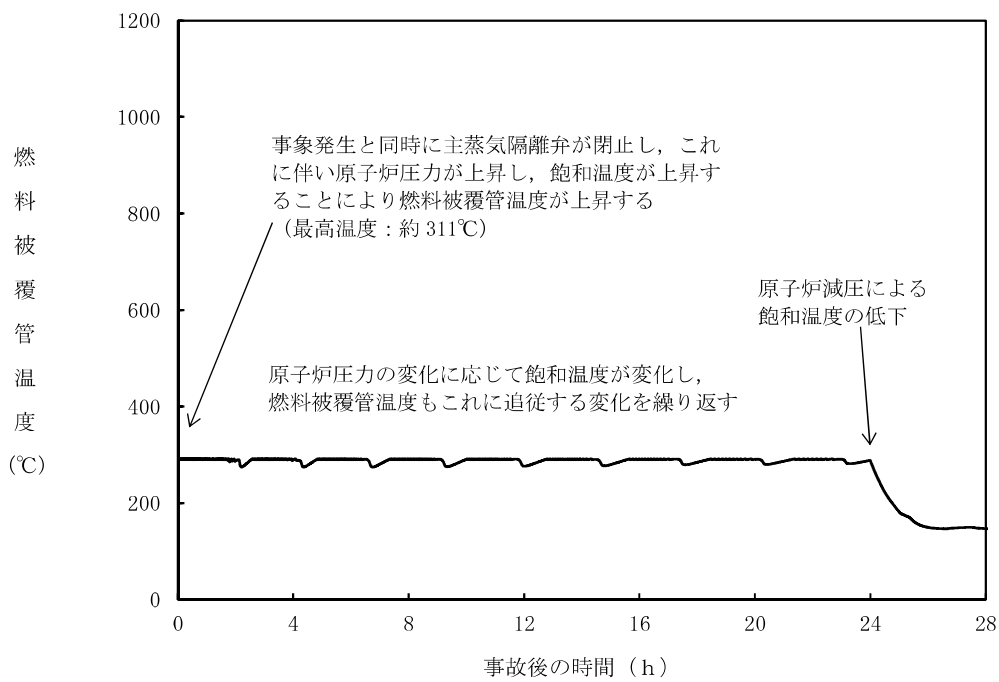
第 7.1.3.2-10 図 注水流量の推移



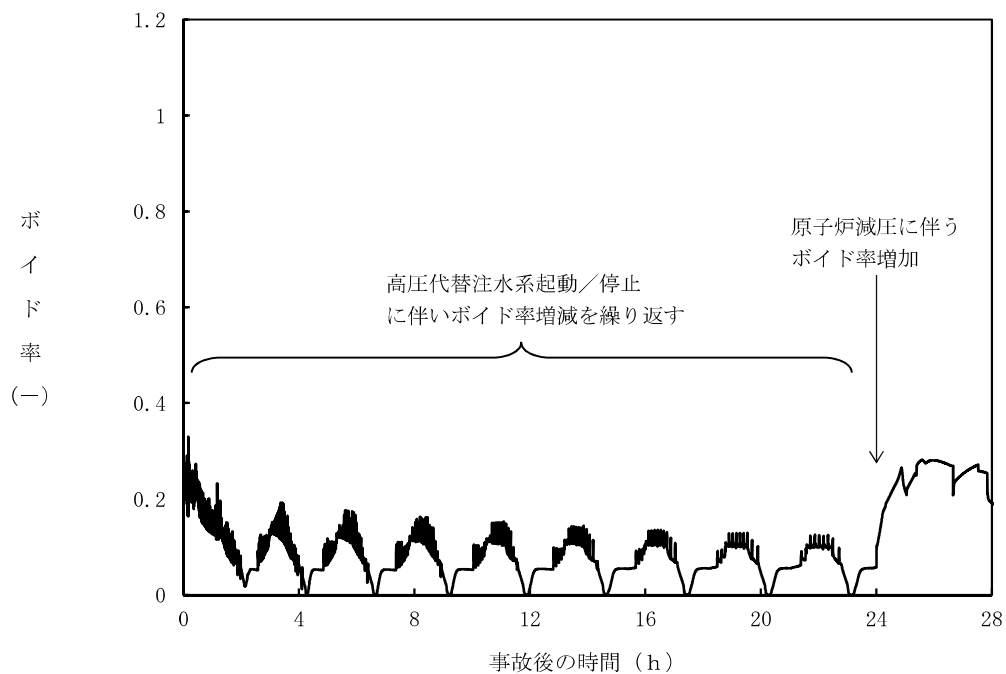
第 7. 1. 3. 2-11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



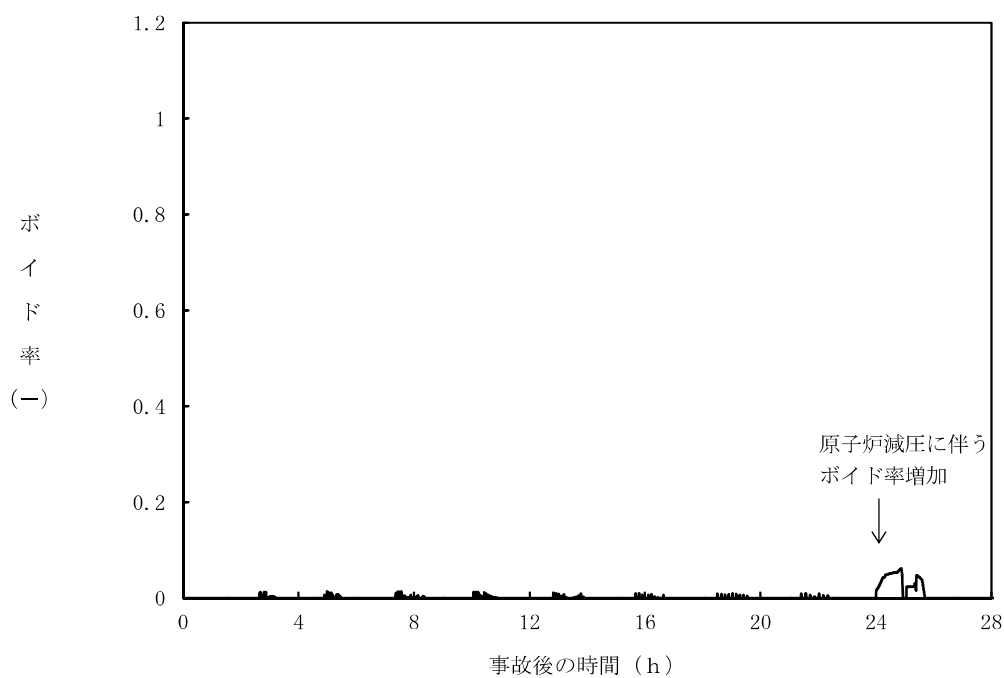
第 7. 1. 3. 2-12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



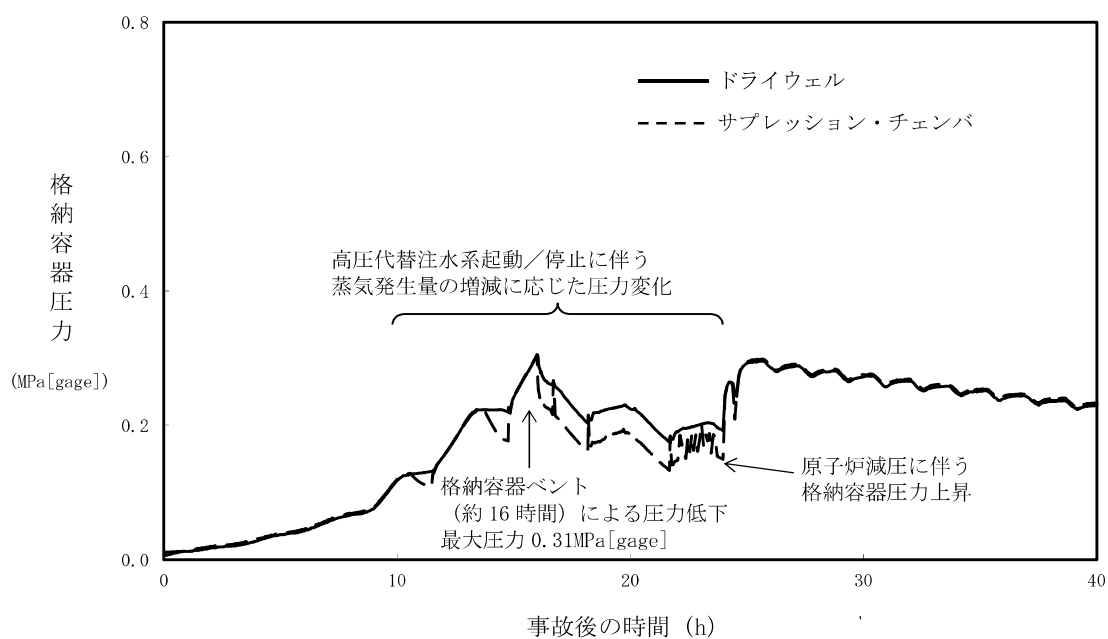
第 7. 1. 3. 2-13 図 燃料被覆管温度の推移



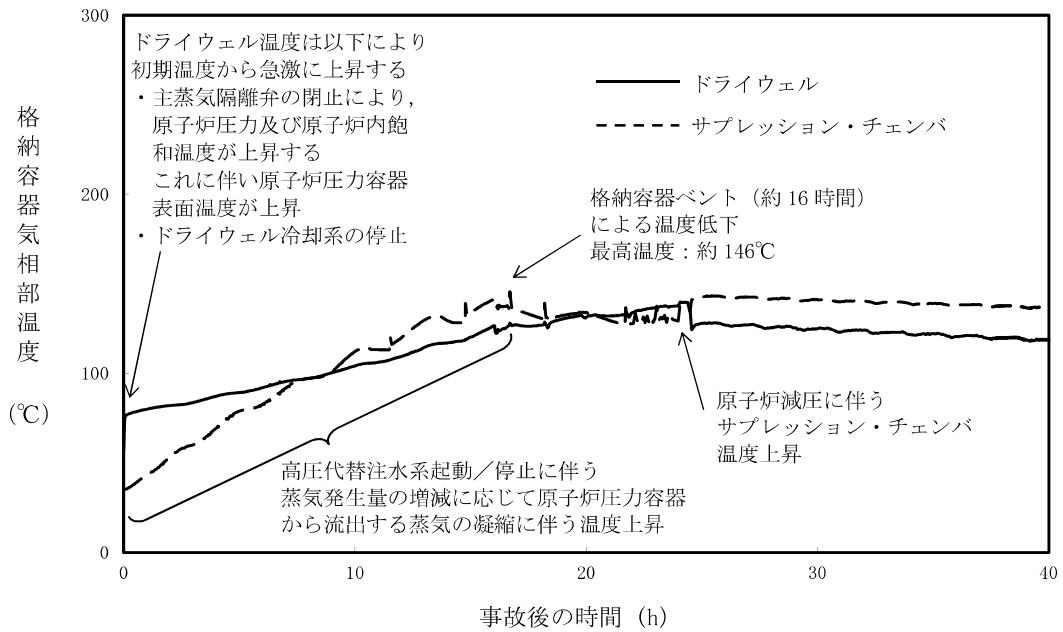
第 7. 1. 3. 2-14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



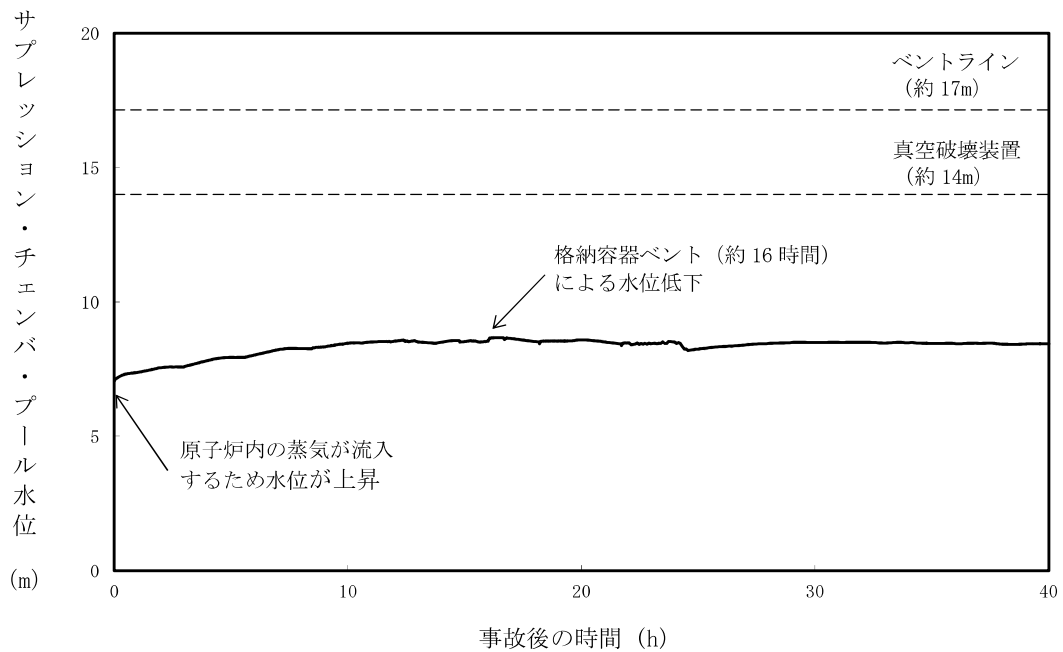
第 7. 1. 3. 2-15 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



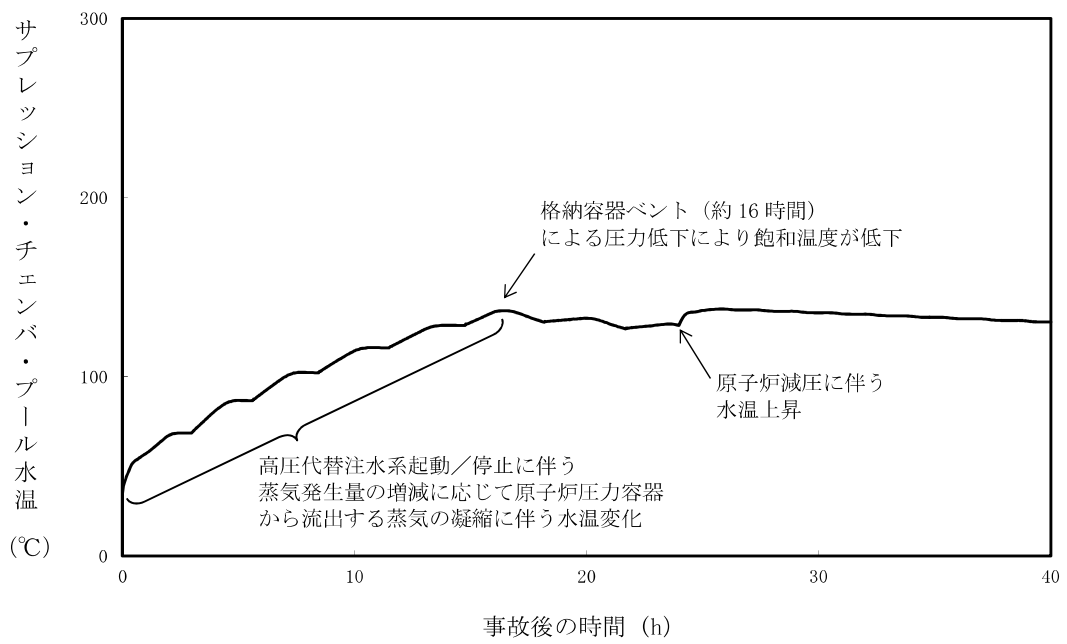
第 7. 1. 3. 2-16 図 格納容器圧力の推移



第 7. 1. 3. 2-17 図 格納容器気相部温度の推移



第 7. 1. 3. 2-18 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第 7. 1. 3. 2-19 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

長期的な炉心冷却等の対応について

(1) 非常用ディーゼル発電機 A 系または B 系が機能維持している場合【項目イの対応時】

a. 炉心冷却

長期的な観点においても、本文「5(2)c. 高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却」に示すとおり、非常用ディーゼル発電機 A 系または B 系からの給電を行い、高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却を行う。なお、外部電源が復旧した際には、以降外部電源からの給電により炉心冷却を実施する。

b. 使用済燃料プールの冷却

非常用ディーゼル発電機からの給電を行い、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料の冷却を行う。なお、外部電源が復旧した際には、以降外部電源からの給電により使用済燃料の冷却を実施する。

(2) 非常用ディーゼル発電機 A 及び B 系の機能が喪失している場合【項目ロ、ハの対応時】

a. 炉心冷却

24 時間降灰終了後において、非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系の復旧ができない場合は、非常用ディーゼル発電機 C 系による非常用交流動力電源の確保を行い、高圧炉心注水系等にて注水を継続させる。なお、外部電源が復旧した際には、以降外部電源からの給電により炉心冷却を実施する。

b. 使用済燃料プールへの補給及び冷却

使用済燃料プール冷却浄化系は、非常用ディーゼル発電機 A, B 系の負荷であるため、非常用ディーゼル発電機 A, B 系, 外部電源のいずれかが復旧した際に冷却を再開する。電源復旧までの間に使用済燃料プールの水温が使用済燃料プール冷却浄化系の最高使用温度を超えた場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)または(A-2 級)により使用済燃料プールへの注水を実施する。

(3) 非常用ディーゼル発電機 C 系の降灰時の対応について

降下火砕物の影響により外部電源喪失事象が起きたことを想定した場合、非常用ディーゼル発電機 C 系は非常用交流高圧電源母線電圧低信号により自動起動することとなり、高濃度の降下火砕物環境下で長期間の運転継続をすると、バグフィルタ閉塞の可能性が生じる。

したがって、火山影響等発生時においては非常用ディーゼル発電機 C 系を速やかに停止及び自動起動阻止（プルロック）することで閉塞を防止し、前述の（2）で示した 24 時間以降の対応に温存させておく運用とする。具体的な対応手順については図 1 に示す。

なお、稀なケースと考えられるが、噴火は把握できているが原子炉スクラムの基準に達しないケース（降灰予報の発表が無く、外部電源が喪失していない場合等）において、非常用ディーゼルの温存を目的に非常用ディーゼル発電機 C 系のプルロックを行うという選択肢が考えられる。しかし、火山灰のリスクが顕著になっていない状況において非常用ディーゼルをむやみにプルロックすることは、本来運転中に維持すべき非常用交流動力電源の多重性を低下させる行為であり、また当該状態の継続時間は予測が困難であることから、好ましい行為と言いきれない。したがって、火山影響等発生時に非常用ディーゼル発電機 C 系のプルロックが必要と考える場合は原子炉をスクラムした後に行う運用として社内手順に注記する。

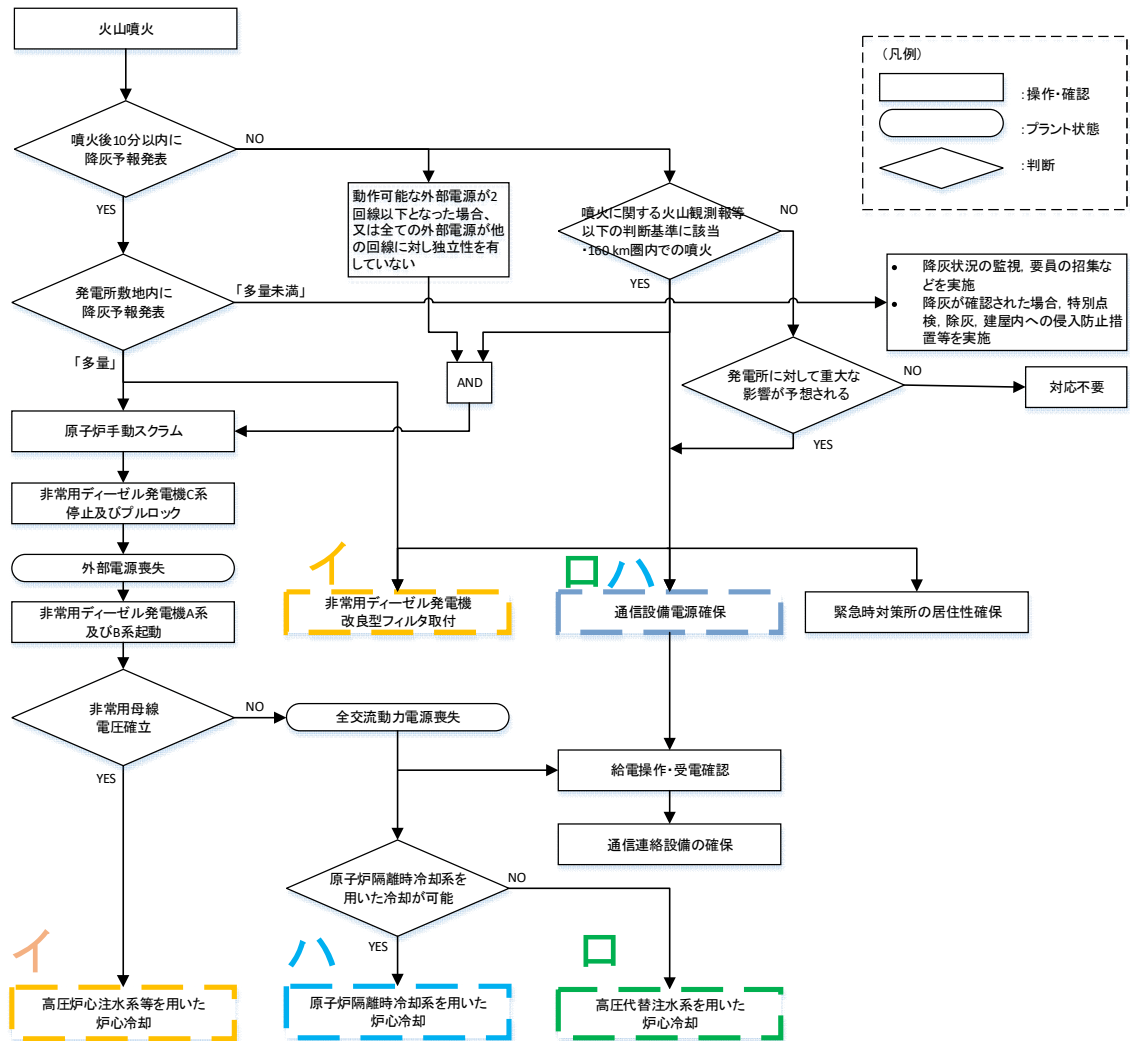


図 1 非常用ディーゼル発電機 C 系の停止判断フロー

降灰環境下における作業時の対応について

1 概要

火山影響等発生時に屋外にて行う作業は高濃度の降下火砕物環境下で実施する。作業時に装着する防護具、視認性向上のための対応について取りまとめる。

2 火山影響等発生時に屋外において実施する作業項目

火山影響等発生時に屋外にて行う主な作業は下記の通りである。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電作業
- ・ フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り）
- ・ 格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電作業については、資料2第19図に示す通り、降下火砕物が発電所敷地に到達する前までに完了することから、高濃度の降下火砕物環境下での作業とはならない。

格納容器ベント操作（排水ポンプ水張り）については、降灰環境下の作業であるが当該作業は複雑な手順を要求されない作業であるため、広範囲の視界が必要となるものではない。

格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）については、噴火24時間後までに当該作業は発生しないことから、高濃度の降下火砕物環境下での作業とはならない。

3 降灰環境下での作業時に着用する防護具

高濃度の降下火砕物環境下での作業時は、作業着を着用の上、ヘルメット、ゴーグル、マスク、手袋を着用する。また、作業性向上の観点で、昼夜を問わずヘッドライトを着用する。図1に降灰環境下での作業時に着用する防護具の状況を示す。

4 まとめ

火山影響等発生時に屋外において実施する作業にあたっては、作業員防護の観点からヘルメット、ゴーグル、マスク、手袋等の防護具を適切に着用するとともに、視界が悪くなることを考慮して、ヘッドライトを着用する。



図 1 降灰環境下における作業時の防護具着用状況

降灰状況における視界について

1 概要

高濃度の降下火砕物環境下では、視界が悪化し各種の作業に影響が生じる可能性があるため、参考としてどの程度の視界となるか確認を行った。

2 確認方法

降下火砕物による視認性への影響を確認するため、図 1 に示す装置を用いて、カメラの前に火山灰付着シートを挿入し目標物の撮影を行う。

火山灰付着シートは火山灰を粘着シートにふるいで一様に分散させて作成する。

火山灰付着シートへの火山灰付着量 (g/m^2) は、想定する気中降下火砕物濃度 ($3.3\text{g}/\text{m}^3$) を包絡する濃度 ($4.0\text{g}/\text{m}^3$) と視認距離 (m) の積により決定し、火山灰付着量を変化させて写真を撮影する。なお、降下火砕物環境下では照度も低下するため、ヘッドライトを照らしながら実施する。

3 確認結果

確認結果を図 2 に示す。

今回実施した確認においては、少なくとも視認距離 6m 程度までは目標物の輪郭が明確に視認できる結果となった。また、視認距離 10m でも目標物自体の視認性に問題はなく、想定する気中降下火砕物濃度を越える濃度であったとしても、屋外作業が必要な範囲で目標物の視認が可能である。

4 火山灰付着シートの設置位置及び枚数による影響について

今回の確認においては、視点と目標物との空間に存在する降下火砕物を平面上に落とし込んで火山灰付着量を決定しているため、「3.」で目標物の輪郭が視認できるようになった視認距離 6m に相当する火山灰付着量 $24\text{g}/\text{m}^2$ を用いて、火山灰付着シートの設置位置及び枚数を変化させ影響確認を行った。確認結果を図 3 に示す。見え方に差異はあるものの、いずれも目標物の視認は可能である。

5 結論

降下火砕物環境下では、視認距離は 6m 程度確保でき、目標物も視認できることから、降下火砕物環境下においてヘッドライトを着用することで作業が可能である。

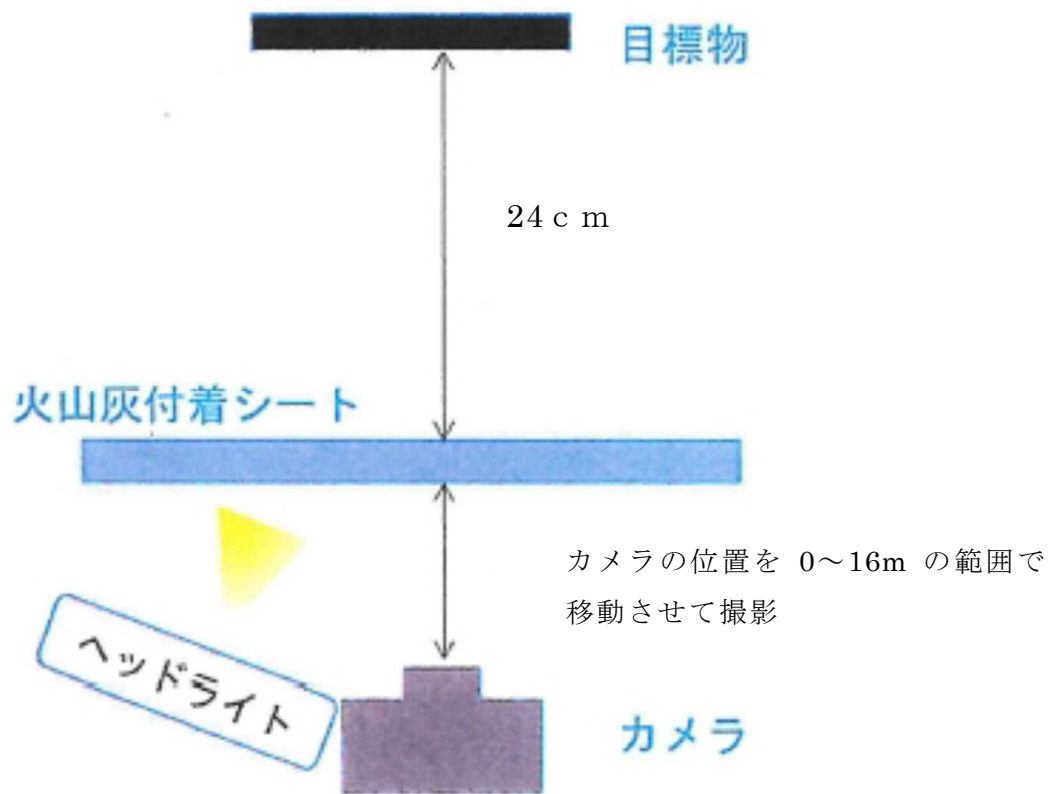


図1 装置概要













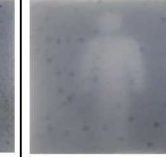
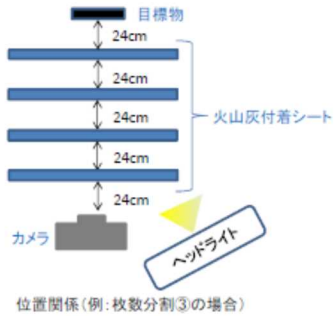
視認距離 (m)	0	1
火山灰付着量 (g/m ²)	0	4.0
写真		
視認距離 (m)	2	4
火山灰付着量 (g/m ²)	8.0	16.0
写真		
視認距離 (m)	6	10
火山灰付着量 (g/m ²)	24.0	40.0
写真		
視認距離 (m)	14	16
火山灰付着量 (g/m ²)	56.0	64.0
写真		

図2 確認結果

		基本ケース	位置変更①	位置変更②	枚数分割①	枚数分割③
視認確認		6m(24g/m ²)				
シート①	火山灰付着量	24g/m ²	24g/m ²	24g/m ²	12g/m ²	6g/m ²
	設置位置※	40cm	20cm	100cm	40cm	24cm
シート②	火山灰付着量				12g/m ²	6g/m ²
	設置位置※				80cm	48cm
シート③	火山灰付着量	-	-	-		6g/m ²
	設置位置※					72cm
シート④	火山灰付着量					6g/m ²
	設置位置※					96cm
写真						
試験状況						

※：目標物からの距離

図3 火山灰付着シートの設置位置及び枚数による影響確認結果

火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定について

【手段を選定する上での前提条件】

- ・イ、ロ、ハにおける対応手段の選定は、既に整備されている手順への降下火砕物による影響を加味し、その対策も含め検討する。ただし、実際の火山影響が発生時において、選定外とした手段が使用可能な場合は適宜使用するものとする。
- ・降下火砕物の影響により、外部電源が喪失した状態を想定し、原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。
- ・降灰は 24 時間継続するものとする。
- ・イ、ロ、ハの各対応手段に必要な関連機器についても、機能維持可能であることを確認している(資料 4 参照)。

分類	降下火砕物による影響及び対策後の評価				
	対応手段	影響有無※1	影響及び対策	対策後評価	選定結果
電源	非常用ディーゼル発電機	×	外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるが、対策として改良型フィルタを設置することで、閉塞の防止、及び機能維持が可能である。よって、イの対応として用いることとした。	○	イ
	第一ガスタービン発電機	×	屋外に設置しているため吸気用フィルタの閉塞が想定される。また、ガスタービンエンジンは吸気量が大きく対策も困難であることから、対応手段として選定しないこととした。	×	－
	号炉間電力融通ケーブル(常設)	△	号炉間電力融通ケーブルが降灰の影響を受けることはないが、融通元である他号炉の非常用ディーゼル発電機において、外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるため、対応手段として選定しないこととした。	×	－
	可搬型代替交流電源設備	×	屋外に設置しているため吸気用フィルタの閉塞が想定されるが、対策として建屋内に搬入することで閉塞の防止、及び機能維持が可能である。ただし、発電容量が小さく駆動できるポンプに限られる上、燃料補給が必要となるため、炉心冷却用の電源としては対応手段に選定しないこととした。	○	－
	号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	△	号炉間電力融通ケーブルが降灰の影響を受けることはないが、融通元である他号炉の非常用ディーゼル発電機において、外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるため対応手段として選定しないこととした。	×	－
原子炉圧力容器内への注水による炉心冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	○	交流電源が不要、かつ、建屋内に設置されているため降下火砕物の影響がない。よって、ハの対応に用いることとした。	○	ハ
	高圧炉心注水系ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが、動作には交流電源が必要である。よって、交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	高圧代替注水系ポンプ	○	交流電源が不要、かつ、建屋内に設置されているため降下火砕物の影響がない。よって、ロの対応に用いることとした。	○	ロ
	残留熱除去系ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが、動作には交流電源が必要である。よって、交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	復水移送ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが、動作には交流電源が必要である。よって、交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	×	屋外に設置しているため吸気用のフィルタの閉塞が想定されるが、対策として建屋内に搬入することで閉塞の防止、及び機能維持が可能である。ただし、送水用のホース敷設や燃料補給の必要があるため、注水手段としては対応手段に選定しないこととした。	○	－

※1: × 直接影響あり, △ 間接的に影響あり, ○ 影響なし

降灰予報等を用いた対応着手の判断について

1 概要

噴火発生時において、気象庁が発表する降灰予報（「速報」及び「詳細」）により発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、または、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山が噴火し、10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想される場合、対応に着手する。

本資料では、火山影響等発生時の判断基準となる降灰予報とその情報伝達手段、及び降灰予報が遅延した場合の対応について説明する。

2 降灰予報について

降灰予報の概要を第1図に示す。

噴火後速やか（5～10分程度）に気象庁より降灰予報（速報）が発表され、噴火後1時間以内に予想される降灰量分布と噴石の落下範囲が提供される。

その後（噴火後20～30分程度）、降灰予報（詳細）が発表され、噴火発生から6時間先まで（1時間ごと）に予想される降灰量分布や降灰開始時刻が提供される。

降灰予報は第2図に示すとおり「少量」、「やや多量」、「多量」の3階級に区分されており、火山影響等発生時において、発電所に降灰厚さが1mm以上となる「多量」の降灰が予想された場合、対応に着手する。

3 降灰予報発表時の情報伝達

気象庁の噴火情報等により、発電所より半径160km圏内の火山の噴火等が発信された場合は、システムにより所員に自動配信される。降灰予報「多量」を確認すれば、当直長は原子炉の手動停止操作に着手する。また、緊急時対策要員はこの連絡を受け、各手順着手の判断基準に従い火山対応に着手する。それとともに、当直長は速やかに運転管理部長（休日・夜間は号機統括当番）に連絡する。

この連絡により、所長（原子力防災管理者）が自らを本部長とする発電所対策本部を立ち上げる。所長が不在の場合又は欠けた場合は、副原子力防災管理者が発電所対策本部を立ち上げ、緊急時対策要員に対応を指示する。

以降は、重大事故等対策に係る指揮命令系統に則り行う。運転員操作は当直副長が指揮し、緊急時対策要員操作は発電所対策本部が指揮する。中央制御室と発電所対策

本部の間の情報共有は、緊急時対策本部要員のうち号機統括を經由して行う。

4 降灰予報の発表が遅れた場合の対応

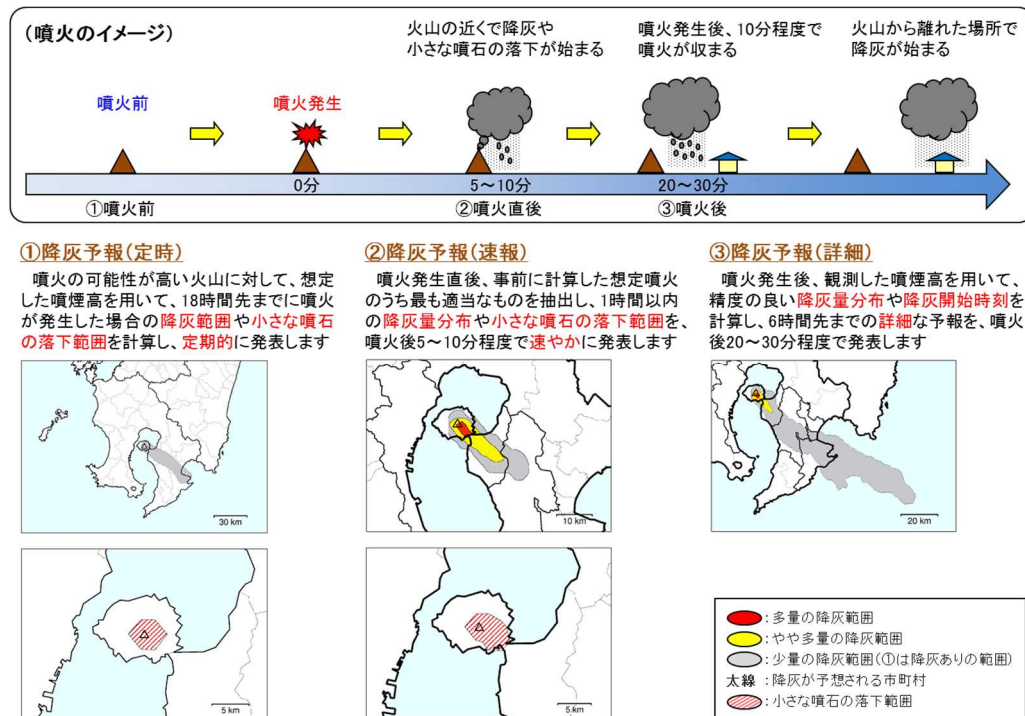
上記のとおり、降灰予報発表後は速やかに対応を取ることが可能であるが、降灰予報の発表が遅れた場合を想定し、10分を超えて降灰予報が発表されない場合は、噴火に関する火山観測報（第3図）により対応要否を判断する。

噴火に関する火山観測報による対応要否の判断について、発電所に近い位置にある火山が噴火した場合には、短時間で火山灰が到達する可能性があり、噴火に対するリスクが高い。よって、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の活火山の噴火が観測された場合は対応に着手する。

その他、気象庁からの情報以外に、発電所への重大な影響が予想される（報道（TV、ラジオ、インターネット等）、気象情報（風向、風速等）、周辺地域の降灰状況により総合的に判断）場合は対応を開始する。

なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。

上記を踏まえた対応着手の判断フローを第4図に示す。

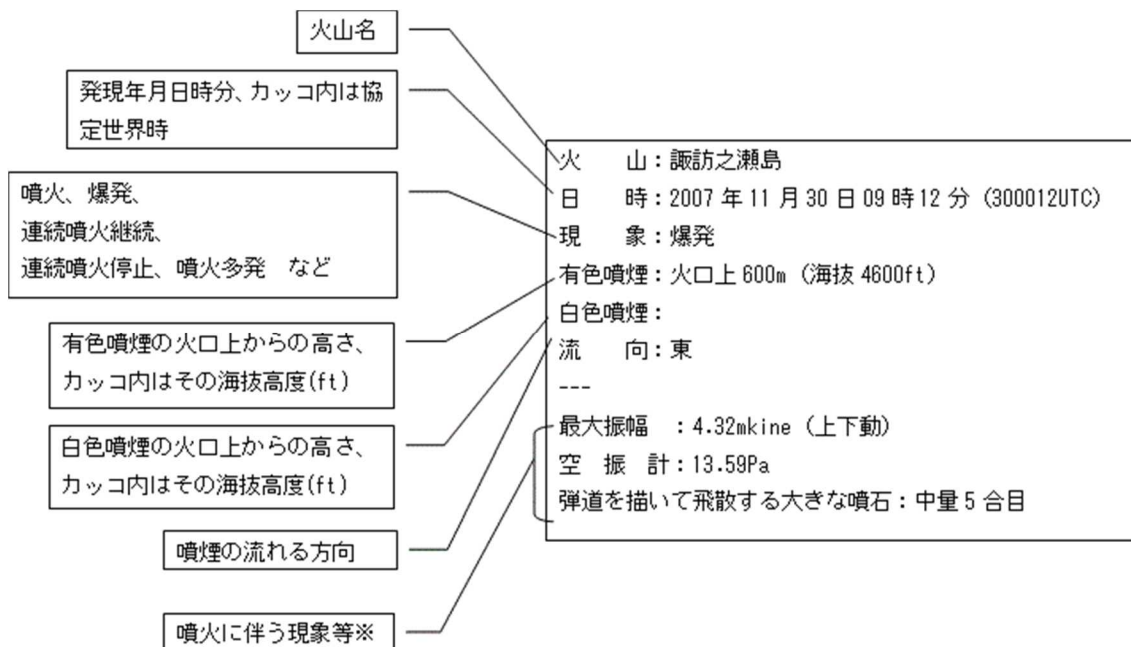


第1図 降灰予報の概要（気象庁HPより）

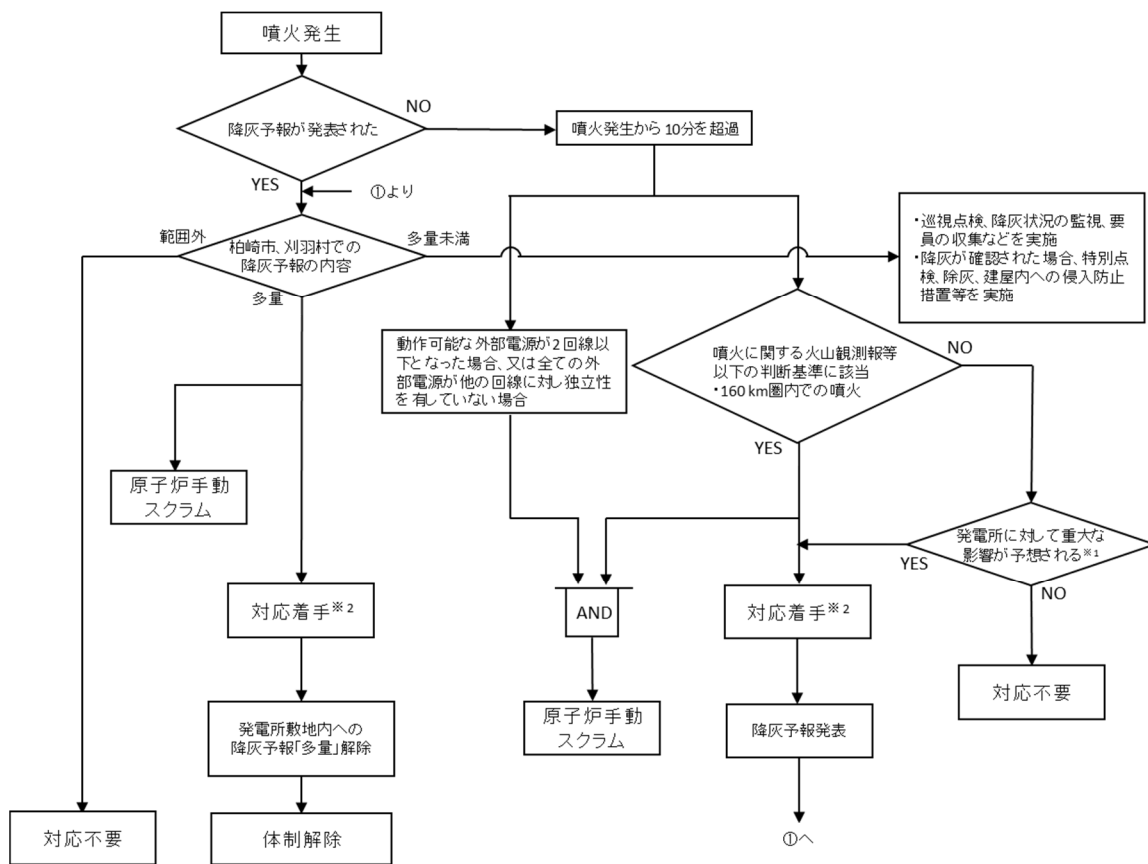
名称	表現例			影響ととるべき行動		その他の影響
	厚さ キーワード	イメージ※1		人	道路	
		路面	視界			
多量	1mm 以上 【外出を控える】	完全に覆われる 	視界不良となる 	外出を控える 慢性的喘息や慢性閉塞性肺疾患(肺気腫など)が悪化し健康な人でも目・鼻・のど・呼吸器などの異常を訴える人が出始める	運転を控える 降ってくる火山灰や種もった火山灰をまきあげて視界不良となり、通行規制や速度制限等の影響が生じる	がいにへの火山灰付着による停電発生や上水道の水質低下及び給水停止のおそれがある
やや多量	0.1mm ≤ 厚さ < 1mm 【注意】	白線が見えにくい 	明らかに降っている 	マスク等で防護 喘息患者や呼吸器疾患を持つ人は症状悪化のおそれがある	徐行運転する 短時間で強く降る場合は視界不良の恐れがある 道路の白線が見えなくなるおそれがある(およそ0.1~0.2mmで鹿児島市は除灰作業を開始)	稲などの農作物が収穫できなくなったり※2、鉄道のポイント故障等により運転見合わせのおそれがある
少量	0.1mm 未満	うっすら積もる 	降っているのがようやくわかる	窓を閉める 火山灰が衣服や身体に付着する 目に入ったときは痛みを伴う	フロントガラスの除灰 火山灰がフロントガラスなどに付着し、視界不良の原因となるおそれがある	航空機の運航不可※2

※1 掲載写真は気象庁、鹿児島市、(株)南日本新聞社による
 ※2 富士山ハザードマップ検討委員会(2004)による想定

第2図 降灰量階級表(気象庁HPより)

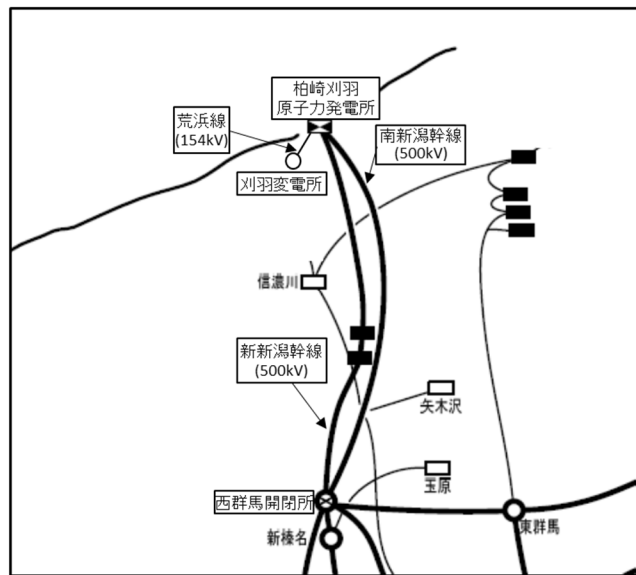


第3図 噴火に関する火山観測報(気象庁HPより)



※1 報道(TV、ラジオ、インターネット等)、
 気象情報(風向、風速等)
 周辺地域の降灰状況
 等により、総合的に判断する。

- ※2 対応着手の内容
- ・非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付
 - ・緊急時対策所の居住性確保
 - ・通信連絡設備の確保



第4図 対応着手の判断フロー

作業の成立性について

【改良型フィルタ取り付け】

1. 作業概要

火山影響等発生時において非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策として、非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して改良型フィルタを取り付ける。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：緊急時対策要員 4 名／号炉

非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して 2 名 1 班で改良型フィルタを取り付ける。

作業時間（想定）：70 分（移動 20 分，作業 50 分）

作業時間（実績）：61 分（移動 16 分，作業 45 分）

3. 作業の成立性

アクセス性：作業員はヘッドライト・懐中電灯等を携行しており，かつ改良型フィルタの設置エリアは原子炉建屋内であることからアクセス可能である。

作業環境：改良型フィルタの設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，作業は実施可能である。

作業性：要員は改良型フィルタを設置エリアの架台へ取り付ける。改良型フィルタは人力で取り扱える重量・寸法であり作業は可能である。

連絡手段：火山影響等発生時においても，携帯型音声呼出電話設備等にて通話可能である。

【5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電準備及び給電開始】

1. 作業概要

火山影響等発生時において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするために必要な設備の電源対策として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の移動及び電源ケーブルの敷設・接続ならびに排気ダクトの敷設・接続を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：緊急時対策要員 6名

作業時間（想定）：85分

排気ダクトの敷設・接続については、緊急時対策要員 2名（現場）が作業時間 40分以内で行う。）

3. 作業の成立性

アクセス性：ヘッドライトを携行していることから、アクセス可能である。

作業環境：5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の保管場所周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はヘッドライトを携行していることから、作業は実施可能である。

作業性：5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の固縛解除、移動及び電源ケーブルの敷設・接続は容易に実施可能である。また、排気ダクトは可搬式であり、容易に移動・設置が可能である。

連絡手段：火山影響等発生時においても、携帯型音声呼出電話設備等にて通話可能である。

【フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り）、格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）】

1. 作業概要

火山影響等発生時において、交流動力電源が喪失し、残留熱除去系の機能喪失により格納容器内の圧力が上昇するのを防ぐ対策として、格納容器ベントを実施するためのフィルタ装置水位機能準備（排水ポンプ水張り）を実施する。なお、以降の作業であるフィルタ装置水位調整等に関しては屋外作業であるが、降灰終了後に実施する作業であることから実施可能であるため、本資料では排水ポンプ水張り作業について記載する。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：緊急時対策要員 2 名／号炉

作業時間（想定）：60 分（移動＋作業分）

移動ルートについては図 1 に示す。

3. 作業の成立性

アクセス性：徒歩での移動のため、地面に火山灰が堆積した場合においても移動可能である。また、夜間においても、ヘッドライトを携行していることから、アクセス可能である。

作業環境：格納容器圧力逃がし装置周辺には作業を行う上で支障となる設備はなく、また、降灰環境下においても視認性に影響はない（別紙 1（参考）参照）。夜間においても、作業員はヘッドライトを携行していることから、作業は実施可能である。

作業性：排水ポンプ水張りの際に実施するバルブ操作等については容易に実施可能である。（操作バルブ写真及び系統概要図を図 2，3 に示す）

連絡手段：火山影響等発生時においても、携帯型音声呼出電話設備等にて通話可能である。

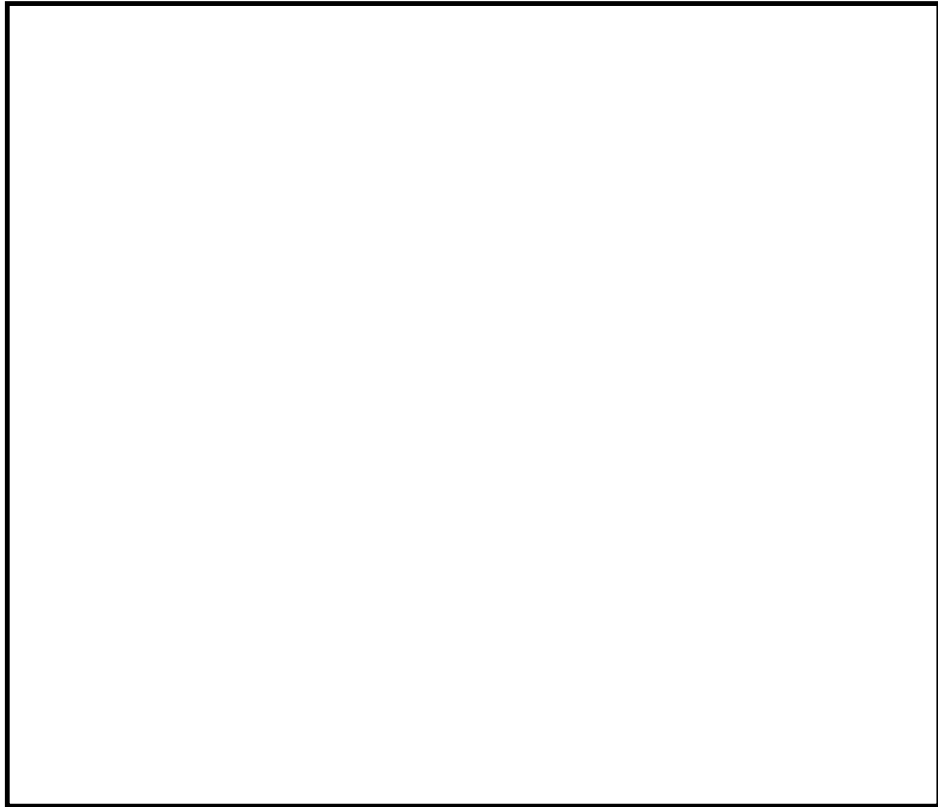


図1 移動ルート図



図2 操作バルブ写真

本資料のうち、枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

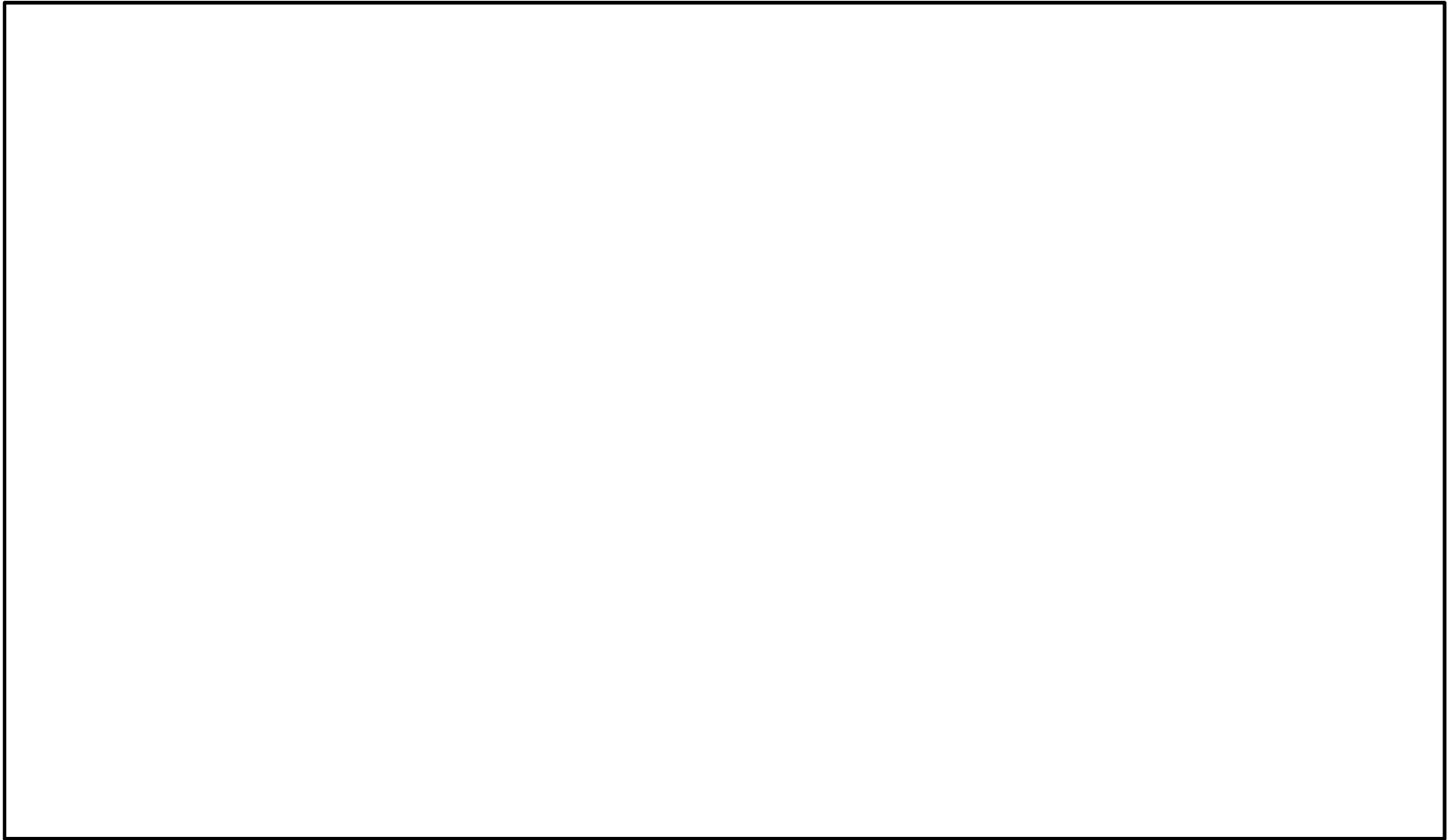


図3 ドレン移送ライン系統概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量について

火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の最大所要負荷については表1に示すとおり約70.2kWである。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量については最大所要負荷に対し十分な余裕を有する160kWとする。

表1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の最大所要負荷

最大所要負荷			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量
設備	負 荷	合 計	
【通信連絡設備】 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX） ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン ・テレビ会議システム 他	約 19.41kW	約 70.2kW	160kW
【換気空調設備】	約 18.67kW		
【照明設備（コンセント負荷含む）】	約 23.45kW		
【放射線管理設備】	約 8.67kW		

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

<目 次>

- 1.対策の概要及び改良型フィルタの仕様
- 2.改良型フィルタの取り付け時間について
- 3.改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度

(別紙)

- 別紙 1 改良型フィルタの性能試験について
- 別紙 2 降灰到達時間について
- 別紙 3 気中降下火砕物濃度の算出手法及び算出結果
- 別紙 4 非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

非常用ディーゼル発電機は外気を取り入れており，降下火砕物により既設フィルタの閉塞が想定される。したがって，高濃度の降下火砕物濃度に対して非常用ディーゼル発電機の機能を維持できるよう，改良型フィルタを配備する。

本資料では，改良型フィルタの仕様・性能・運用成立性について説明する。

1.対策の概要及び改良型フィルタの仕様

火山影響等発生時，非常用ディーゼル発電機の吸気流路に着脱可能な改良型フィルタを取付ける。

改良型フィルタは降灰が継続すると想定する 24 時間の間，閉塞することなく非常用ディーゼル発電機の運転を継続させることが可能である。なお，改良型フィルタは 200 メッシュの金属フィルタをプリーツ状にすることで面積を増加させたフィルタを使用する。

改良型フィルタの主な仕様を以下に示す（表 1）。また，改良型フィルタの外形図を図 1 に，フィルタの性能試験の概要及び結果を別紙 1 に示す。

表 1 改良型フィルタの主な仕様

フィルタ個数（個）※1	44
フィルタ外形寸法※2	高さ：610 mm 幅：610 mm 奥行：150 mm
フィルタ有効面積※2	約 0.348 m ²

※1 非常用ディーゼル発電機 1 機あたり

※2 フィルタ 1 個当たり

2.改良型フィルタの取り付け時間について

(1) 降灰到達時間

気象条件等を考慮し，噴火から降下火砕物が発電所敷地に到達するまでの時間を 80 分とする。降灰到達時間の考え方について別紙 2 に示す。

(2) 改良型フィルタの取り付け時間

改良型フィルタ取付けに要する時間は，資料 2 の「別紙 4 作業の成立性について」に示すとおり 70 分である。

したがって，改良型フィルタの取り付けは降下火砕物が発電所敷地に到達する前に実施可能である。

3.改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度

改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度は、「原子力発電所の火山影響評価ガイド（令和元年12月18日）」（以下「ガイド」とする）の添付1「気中降下火砕物濃度の推定手法について」に定められた手法により推定した気中降下火砕物濃度とする。気中降下火砕物濃度の算出方法及び算出結果を別紙3に示す。

別紙3の結果より、柏崎刈羽発電所における気中降下火砕物濃度を 3.3g/m^3 とする。なお、実機においては外気を取り入れる建屋開口に雨滴の侵入を防ぐ目的でウェザールーバが設置されており、これにより降下火砕物の流入も妨げられると考えられる。しかしながら、改良型フィルタの性能確認においては保守的にウェザールーバによる影響は考慮せず、気中の降下火砕物の全量が流入する想定とした。

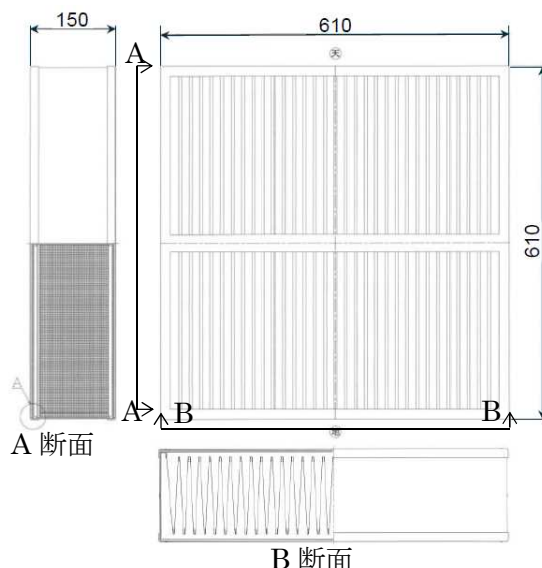


図1 改良型フィルタ 外形図

改良型フィルタの性能試験について

1. 試験の概要

非常用ディーゼル発電機に設置する改良型フィルタは、200メッシュの金属フィルタをプリーツ状にすることで面積を増加させたフィルタを使用する。

本試験では、改良型フィルタの性能を確認するため、非常用ディーゼル発電機の流路を模擬した試験装置に改良型フィルタおよび既設のバッグタイプフィルタ（以下バグフィルタ）を設置し、フィルタ前後の差圧を測定し、許容差圧に達するまでの時間を確認する。

2. 試験方法

(1) 試験装置

図1に示す試験装置に改良型フィルタおよびバグフィルタを設置し、改良型フィルタ通過風速が非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時と同じになるよう流量調整した後、上流より模擬火山灰を供給する。試験状況について図2に示す。

また、改良型フィルタの手前に灰受けを設置し、改良型フィルタにより叩き落とされた灰が流路を妨げることなく連続的に模擬火山灰が改良型フィルタに供給される構成とした。図3に示す通り、実機において改良型フィルタは架台に取り付けるため、改良型フィルタにより捕集された火山灰は試験装置と同様に手前に落下する挙動となる。

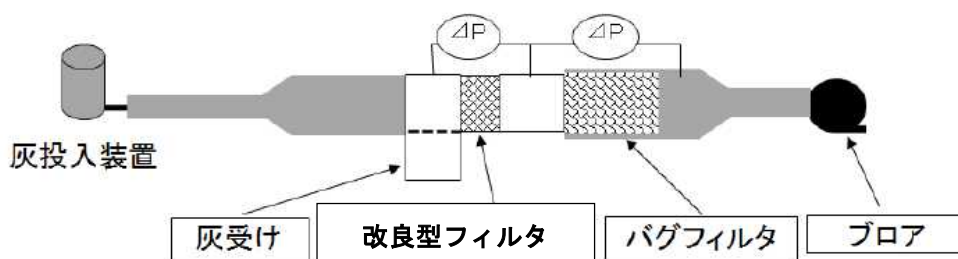


図1 試験装置概要

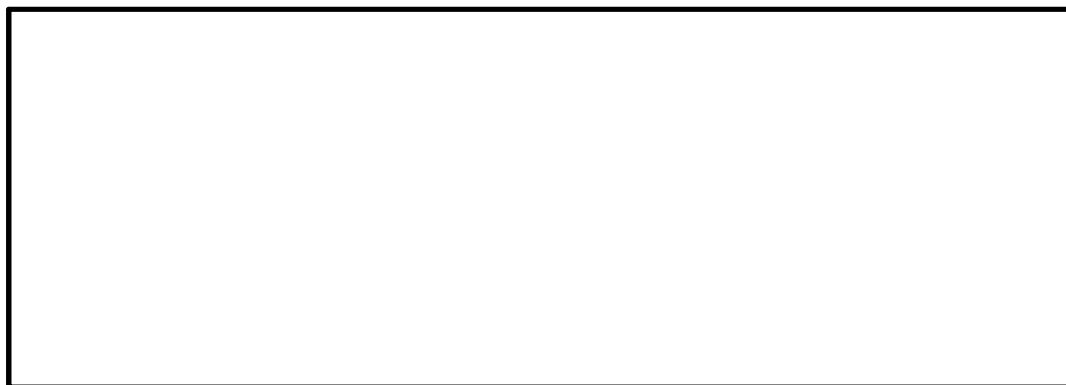


図2 試験状況

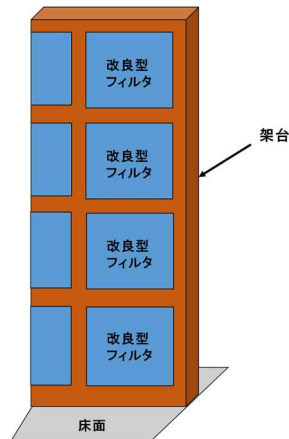


図3 改良型フィルタ設置概略図

(2) 試験条件

試験風速は非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時風量をもとに、以下の通り設定した。

- 改良型フィルタ通気面積
 - ・0.348 [m²]・・・①
- 1系統あたりの改良型フィルタ設置個数
 - ・44個・・・②
- 改良型フィルタの通気面積合計
 - ・①×② = 0.348 [m²] ×44 = 15.312 [m²]・・・③
- 非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時風量（送風機風量含む）
 - ・111,000 [m³/h] ≒30.84 [m³/s]・・・④

以上より、フィルタ通過時の風速は、以下の通りとなる。

$$\cdot \textcircled{4} / \textcircled{3} = 30.84 \text{ [m}^3/\text{s]} / 15.312 \text{ [m}^2\text{]} \approx 2.02 \text{ [m/s]}$$

試験風速は、これを上回るよう 2.03 [m/s] と設定した。

許容差圧については、機器が所望の性能を達成するために吸气流路に追加で許容される圧力損失を評価し、非常用ディーゼル発電機機関の約 Pa と、非常用ディーゼル発電機を設置した部屋を冷却する送風機の Pa を比較した上で、裕度の小さい送風機の許容差圧を試験のクライテリアとして設定した。試験条件を表1に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

表1 試験条件

試験フィルタ	200 メッシュプリーツ型金属フィルタ
フィルタ寸法	高さ:288 mm 幅:178 mm 奥行:150 mm
試験風速	2.03 m/s
使用火山灰	桜島火山灰 (Tephra2 シミュレーション結果をもとに粒径調整)
火山灰濃度	3.3 g/m ³
許容差圧	<input type="text"/> Pa

3. 試験結果

試験結果を表2に示す。

試験の結果、想定する降灰継続時間である24時間が経過した時点において改良型フィルタ前後の差圧は許容差圧に到達しないことを確認した。なお、バグフィルタについても許容差圧に到達しないことを確認した。

なお、火山灰を含む空気を通気しているときの改良型フィルタの差圧、ならびにその上昇速度には、フィルタ通過時の風速の影響を大きく受ける傾向が認められた。一般的に圧力損失は風速の2乗に比例することに加え、風速が大きくなると、それだけ改良型フィルタ1枚当たりに取り込まれる火山灰の量が増えてしまうことや、改良型フィルタにて取り除かれた火山灰のうち、自重で落下せずフィルタに付着してしまう量が、フィルタを通過する気流の影響により増加してしまうことが要因として考えられる。

そのため、設置する改良型フィルタの個数を可能な限り多くし、フィルタ有効面積を増加させることで、改良型フィルタ通過時風速を低減した。

表2 試験結果

許容差圧到達時間	24h 以上
24時間経過時の改良型フィルタの圧力損失	<input type="text"/> Pa

降灰到達時間について

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の火山影響評価において評価対象とした6火山(妙高山, 沼沢, 四阿山, 赤城山, 浅間山, 立山)が噴火した場合の降灰到達時間をそれぞれ算出した結果, 降灰到達時間は妙高山の噴火を想定した場合が最短となった。

具体的な算出方法(妙高山を例示)としては, 妙高山が噴火し降下火砕物が発電所方向に一直線に向かうと仮定し, 離隔距離(約74km)と風速15.3m/s(標高別の風向・風速観測データから算出)の関係から算出した結果, 降灰到達時間は約80分となった。

よって, 柏崎刈羽原子力発電所において, 降灰が開始する最短時間を80分とする。
柏崎刈羽原子力発電所から妙高山までの距離を図1に示す。



図1 柏崎刈羽原子力発電所と妙高山の離隔距離 (地理院地図を加工して作成)

気中降下火砕物濃度の算出手法及び算出結果

原子力発電所の火山影響評価ガイド（以下「ガイド」という。）が改正され、設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準として気中降下火砕物濃度を推定する手法が示された。

柏崎刈羽原子力発電所について、ガイドに基づき気中降下火砕物濃度の算出を行った。

1. 気中降下火砕物濃度の推定手法

ガイドにおいては、以下の2つの手法のうちいずれかにより気中降下火砕物を推定することが求められている。

- a. 降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法
- b. 数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法

設置許可段階において、文献、既往解析結果の知見及び降下火砕物の知見及び降下火砕物シミュレーションを用い検討した結果、降下火砕物の層厚を約 23.1cm と評価したが、敷地内で給源不明なテフラの最大層厚 35cm が確認されていることを踏まえ、想定される最大層厚を保守的に 35cm と設定している。

気中降下火砕物濃度の推定手法のうち、設置許可段階の降灰量の設定との連続性の観点から、「a. 降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」により気中降下火砕物濃度を推定する。

なお、「b. 数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法」については、数値シミュレーション（三次元の大気拡散シミュレーション）で使用する噴煙高さの設定や噴出率の時間変化等に課題を残しているため、必要なパラメータを設定及び結果の妥当性を評価することは困難である。

2. 気中降下火砕物濃度の算出方法

ガイドに基づく気中降下火砕物濃度の算出方法を以下に示す。

- ①粒径*i*の降灰量 W_i $W_i = p_i W_T$ (p_i : 粒径*i*の割合 W_T : 総降灰量)
- ②粒径*i*の堆積速度 v_i $v_i = \frac{W_i}{t}$ (t : 降灰継続時間)
- ③粒径*i*の気中濃度 C_i $C_i = \frac{v_i}{r_i}$ (r_i : 粒径*i*の降下火砕物の終端速度)
- ④気中降下火砕物濃度 C_T $C_T = \sum_i C_i$

3. 入力条件及び計算結果

入力条件及び計算結果を表 1 に示す。

表 1 の計算結果より、柏崎刈羽原子力発電所における気中降下火砕物濃度を $3.3\text{g}/\text{m}^3$ とする。

表 1 入力条件及び計算結果

入力条件		備考
設計層厚	35 cm	設置(変更)許可を得た層厚 (図 1)
総降灰量 W_T	3.5×10^5 g/m ²	設計層厚×降下火砕物密度 1.0g/cm ³
降灰継続時間 t	24 h	原子力発電所の火山影響評価ガイド 参考
粒径 i の割合 p_i	別表 1 参照	Tephra2 による粒径分布の計算値
粒径 i の降灰量 W_i		式①
粒径 i の堆積速度 v_i		式②
粒径 i の終端速度 r_i		Suzuki (1983) 参考 (図 2)
粒径 i の気中濃度 C_i		式③
気中火山灰濃度 C_T	3.3 g/m ³	式④

別表 1 粒径ごとの入力条件及び計算結果

粒径 i (ϕ)	-3~-2	-2~-1	-1~0	0~1	1~2	2~3	3~4	4~5	5~6	合計
粒径 i (μ m)	5657	2828	1414	707	354	177	88	44	22	
割合 p_i (wt%)	3.4×10^{-52}	6.3×10^{-28}	3.1×10^{-6}	4.6×10^1	5.4×10^1	1.5×10^{-2}	6.4×10^{-6}	1.7×10^{-5}	1.3×10^{-5}	100
降灰量 W_i (g/m ²)	1.2×10^{-48}	2.2×10^{-24}	1.1×10^{-2}	1.6×10^5	1.9×10^5	5.3×10^1	2.2×10^{-2}	6.0×10^{-2}	4.6×10^{-2}	$W_T = 3.5 \times 10^5$
堆積速度 v_i (g/s·m ²)	1.4×10^{-53}	2.6×10^{-29}	1.3×10^{-7}	1.9×10^0	2.2×10^0	6.1×10^{-4}	2.6×10^{-7}	6.9×10^{-7}	5.3×10^{-7}	
終端速度 r_i (m/s)	5.7	4.0	2.7	1.8	1.0	0.5	0.35	0.1	0.03	
気中濃度 C_i (g/m ³)	2.4×10^{-54}	6.4×10^{-30}	4.6×10^{-8}	1.0×10^0	2.2×10^0	1.2×10^{-3}	7.4×10^{-7}	6.9×10^{-6}	1.8×10^{-5}	$C_T = 3.22$

(降下火砕物堆積量)

- 文献を用いた評価（等層厚線図を用いた評価、堆積速度からの試算、堆積量からの試算）、既往解析結果の知見及び解析コードによるシミュレーションから、敷地で確認された程度の降下火砕物が堆積するという結果は得られず、その最大値は約23.1cmという結果となった。
- 給源不明なテフラについては、噴出時期が前期更新世と古く、分布層厚は敷地周辺で大きくばらつきがあるものの、敷地内で最大層厚35cmを確認した。
- 以上のことから、発電所運用期間中に敷地内で想定する降下火砕物の最大層厚は、堆積量評価結果の最大値である約23.1cmに対し、敷地内で確認されている給源不明なテフラの最大層厚を踏まえ、保守的に35cmと設定する。

堆積量の評価結果一覧

	妙高山	立山	浅間山	四阿山	沼沢	赤城山
(1-0) 文献を用いた評価 (等層厚線図を用いた評価)	-	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし
(1-1) 文献を用いた評価 (堆積速度からの試算)	約23.1cm	-	-	-	-	-
(1-2) 文献を用いた評価 (堆積量からの試算)	約23cm	-	-	-	-	-
(2) 既往解析結果の知見	約15cm	-	-	-	-	-
(3) 解析コードによるシミュレーション	7.2cm	8.8cm	18.1cm	8.3cm	16.1cm	22.0cm

(降下火砕物粒径・密度)

- 降下火砕物の粒径は、評価対象火山の噴火規模と同等の噴火実績を持つ富士山及び樽前火山について、火口からの距離と粒径分布が記載された文献（宮地(1984)、鈴木ほか(1973)）から評価し、8.0mm以下と設定する。
- 降下火砕物の湿潤密度は、アメリカ地質調査所（USGS）の文献及び東京大学出版会の文献（宇井[編]（1997））を踏まえ、1.5g/cm³と設定する。

図1 敷地における降下火砕物の層厚評価

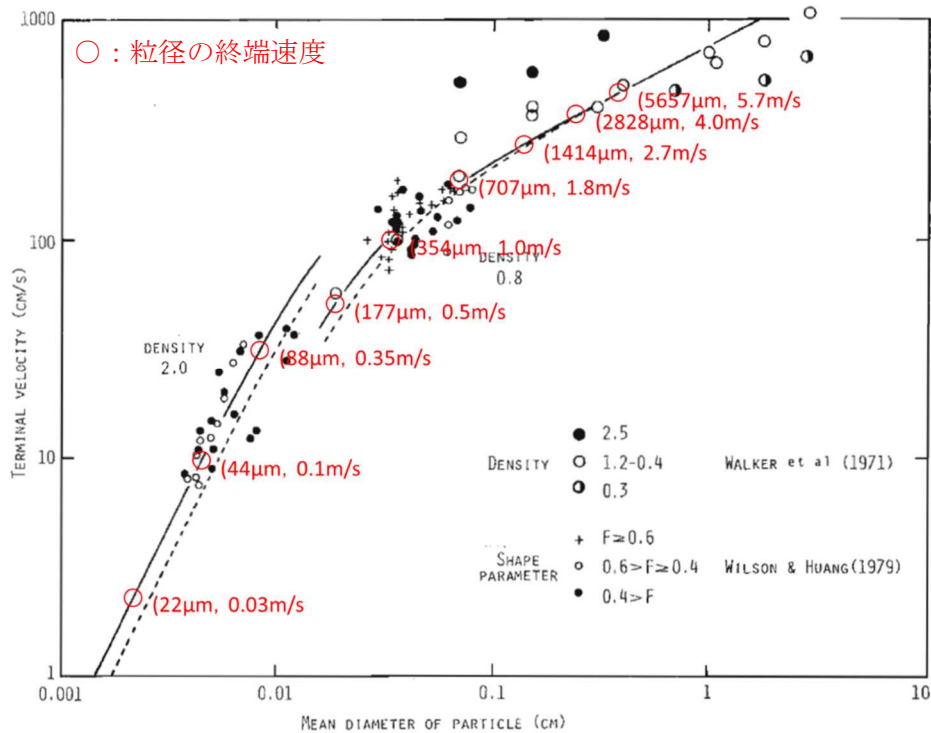


図2 Suzuki (1983)*における降下火砕物の粒径と終端速度との関係図

*: Suzuki, T. (1983) A theoretical model for dispersion of tephra, Arc Volcanism: Physics and Tectonics: 95-116, Terra Scientific Publishing.

非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

1. 非常用ディーゼル発電機機関の空気の流れについて

図 1 に非常用ディーゼル発電機室の全体概略を示す。非常用ディーゼル発電機機関は、吸入空気を外気から取り入れ、過給機により吸入空気を圧縮し、吸気管を通して各シリンダに供給する。各シリンダに供給された吸入空気はピストンで圧縮され、高温高压となった雰囲気燃料を高圧で噴射し、その自己着火により燃焼する。燃焼後、高温の排ガスとなって過給機に供給され、過給機はそのタービンを駆動し、吸入空気を更に取り込む。過給機のタービンの後に排出された排気ガスは排気消音器を通して屋外に排出される。

2. 非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

非常用ディーゼル発電機機関は発電機特性より無負荷から定格負荷まで回転数は一定であるが、発電機出力(負荷)に応じて機関の出力(負荷)は変化する。

機関は出力に応じた燃料が供給されるので、機関出力が低下すると燃料噴射弁からの燃料投入量は減少する。シリンダ内で燃料が燃焼した後、高温の燃焼ガスが排ガスとなり過給機の排ガス流路形成部よりタービンノズルを介し、タービン翼を回転させる。排ガス量が減少するとタービン翼での仕事が小さくなるため、回転軸を回す力が小さくなり、過給機の回転は低下する。

過給機のタービン翼同軸上の反対側に取り付けられた圧縮機インペラは、燃焼用空気流路形成部を介し、吸入空気を圧縮し、機関に吸入空気を供給するが、過給機の回転が小さいと圧縮機インペラの仕事は減少し、吸気流量は減少する。つまり、非常用ディーゼル発電機の機関出力に応じて吸気流量は変化するが、定格出力時に吸気流量は最大となる。図 2 に出力と吸気流量の変化をフローとして示す。

3. まとめ

非常用ディーゼル発電機の吸気流量が機関の出力に応じて変動するかどうかについては、上記 2. に記載したとおり、非常用ディーゼル発電機の吸気流量は、機関出力に応じて定格出力時の定格流量よりも減少する。

吸気流量が減少すると吸い込む火山灰量も減少するため、差圧の上昇は最大出力時よりも緩やかになる。なお、フィルタへの火山灰の付着状態が同じでも流速が減少するとフィルタ差圧についても減少するため、フィルタの差圧は定格出力時が最も厳しい条件となる。(一般に圧力損失は流速の 2 乗に比例する。)

今回のフィルタ閉塞時間の評価は、ディーゼル機関の最大吸気流量である定格出力時で評価したものであるが、実際には、電気負荷に応じた出力となり、吸気流量は低くなることから、フィルタの差圧上昇はさらにゆるやかになると考える。

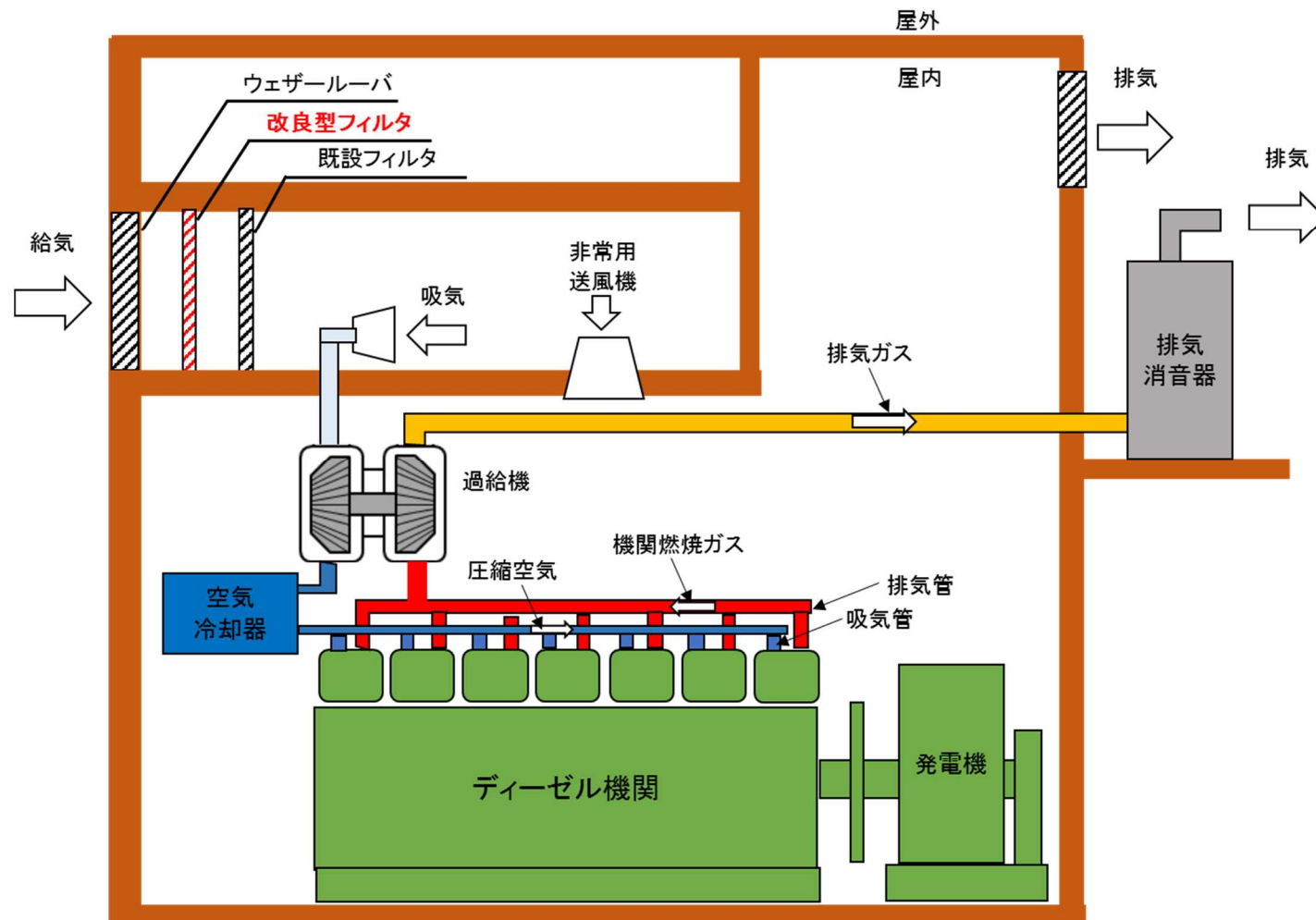


図1 非常用ディーゼル発電機概要図

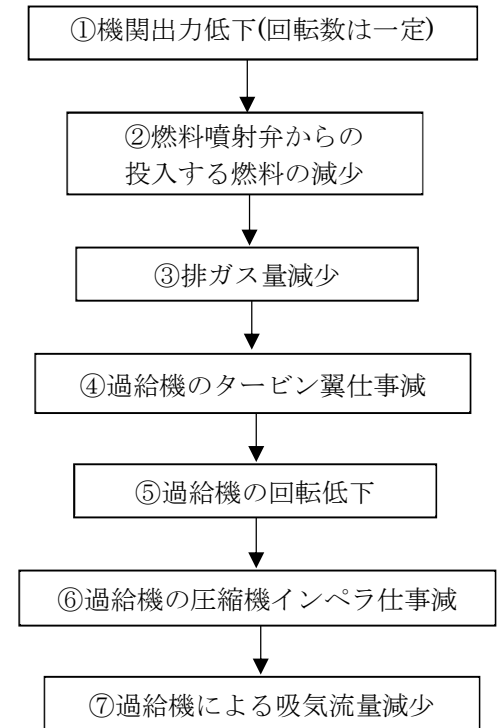


図2 出力・吸気量変化のフロー

降下火碎物に対して評価すべき施設の抽出

降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

<目次>

1. 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出
2. その他火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設の抽出
3. 既許認可との整合性
4. まとめ

(別紙)

- 別紙1 海水ポンプ及び海水ストレーナに対する気中降下火砕物濃度の影響について
- 別紙2 火山影響等発生時に使用する改良型フィルタの扱いについて
- 別紙3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について
- 別紙4 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について

降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出を行う。

抽出にあたっては、以下の観点から施設を抽出する。

1. 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出
 2. その他火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設のうち、評価すべき施設の抽出
1. 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出
設計基準対象施設のうち、気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設を原子力発電所の火山影響評価ガイドを参照し抽出する。抽出の方法は以下のとおり。

(1) 火山事象に対する評価対象施設及び影響因子の抽出

(2) 気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理

(3) 気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出

- (1) 火山事象に対する評価対象施設及び影響因子の抽出

評価対象施設は、屋内設備は当該設備を内包する建屋により防護する設計とすることで、屋外設備、建屋及び屋外との接続がある設備（屋外に開口している設備又は外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する設備）に分類し、抽出する。

また、降下火砕物の特徴からその影響因子となり得る荷重、閉塞、磨耗、腐食、大気汚染及び絶縁低下を抽出し、評価対象施設の構造や設置場所等を考慮して、各設備に対する影響因子を抽出する。

抽出結果を表-1 に示す。

表-1 降下火砕物による各施設への影響因子の抽出結果

分類	評価対象施設	影響因子
屋外設備	・軽油タンク（燃料移送ポンプ含む）	荷重，腐食，閉塞，摩耗
建屋	・原子炉建屋 ・タービン建屋海水熱交換器区域 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋	荷重，腐食
屋外との接続 がある設備 (屋内設備)	・原子炉補機冷却海水ポンプ ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ ・取水設備（防塵設備）	腐食，閉塞，摩耗，
	・非常用換気空調系	腐食，閉塞，摩耗，大気汚染
	・非常用ディーゼル発電機 （非常用ディーゼル発電機吸気系含む）	腐食，閉塞，摩耗
	・安全保護系盤	絶縁低下

(2) 気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理

降下火砕物濃度による評価への影響を考慮し，気中降下火砕物濃度に対して評価が必要となる影響因子は閉塞である。

影響因子の整理結果を表-2 に示す。

表-2 気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理結果

影響因子	降下火砕物濃度による評価への影響	評価の要否
荷重	想定する降下火砕物の層厚は変わらないことから，荷重評価への影響はない。	不要
閉塞	気中降下火砕物濃度が増加することにより影響を受ける可能性のあるもの（給気フィルタ）については，評価が必要。	一部要
腐食	評価対象施設は，外装の塗装や耐腐食材料の使用等を行っていることから，短期での腐食への影響はない。	不要
磨耗	降下火砕物は，砂より硬度が低くもろいことから，短期での磨耗への影響はない。	不要
大気汚染	中央制御室の換気空調系の再循環運転を行うこととしており，大気汚染への影響はない。	不要
絶縁低下	絶縁低下を考慮する施設は空調管理された区域に設置されていることから，絶縁低下への影響はない。	不要

：気中降下火砕物濃度に対して評価が必要となる影響因子

(3) 気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出

評価対象施設の閉塞に対する評価内容の検討の結果、気中降下火砕物濃度に対する評価が必要な再評価対象施設は非常用ディーゼル発電機吸気系である。

非常用ディーゼル発電機吸気系以外の施設については、降下火砕物濃度の増加を考慮しても降下火砕物の粒径や侵入量が変わらないこと等により、気中降下火砕物濃度に対する影響はない。

気中降下火砕物濃度に対する再評価対象施設の抽出結果を表-3 に示す。

表-3 気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出結果(1/2)

評価対象施設	影響因子	評価内容及び降下火砕物濃度による影響
軽油タンク (燃料移送ポンプ含む)	荷重 腐食 閉塞 摩耗	<ul style="list-style-type: none"> 軽油タンクのベント管の開口部は、雪害対策として、タンク屋根外側、地上から約 10m の高さに下向きに設置されていることから、想定される降下火砕物堆積量に対し、開口部閉塞及び摩耗には至らない。 燃料移送ポンプ及び電動機は、屋内に設置されていることから、降下火砕物が内部に侵入することはない。 ⇒降下火砕物の堆積量は変わらないことから、影響なし。
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 タービン建屋 海水熱交換器区域 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 	荷重 腐食	影響因子として閉塞がないため評価不要
原子炉補機冷却海水系 ポンプ(屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	<ul style="list-style-type: none"> ポンプの狭隘部は降下火砕物の粒径より大きく、降下火砕物による閉塞には至らない。軸受部は異物逃がし溝を設け、降下火砕物による閉塞には至らない設計とする。また、降下火砕物は、破碎し易く摩耗による影響は小さい。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし。 (別紙 1 参照)

表-3 気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出結果(2/2)

評価対象施設	影響因子	評価内容及び降下火砕物濃度による影響
原子炉補機冷却海水系 ストレーナ(屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物の粒径は、海水ストレーナのフィルタ穴径より僅かに小さいものの、差圧管理されており、自動洗浄されることから閉塞することはない。なお、海水ストレーナのフィルタを通過した降下火砕物は、下流の設備（原子炉補機冷却水系熱交換器）に対して閉塞等の影響を与えることはない。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし (別紙1参照)
取水設備（防塵設備） (屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物の粒径は十分小さく、取水口を閉塞することはない。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし
非常用換気空調系 (屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗 大気汚染	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパを閉止し、再循環運転することにより、中央制御室の居住環境が維持されることを確認する。また、その他の換気空調設備については、ダンパ閉止による対応が可能である。 ⇒再循環運転及びダンパ閉止によりフィルタ閉塞の影響なし
非常用ディーゼル発電機 (非常用ディーゼル 発電機吸気系含む) (屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	降下火砕物濃度の増加に伴い、給気フィルタの閉塞時間が短くなるため評価が必要。(詳細は別紙2を参照)
安全保護系盤(屋内設備)	絶縁低下	影響因子として閉塞がないため評価不要

: 気中降下火砕物濃度に対する評価が必要な施設

2. その他火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設の抽出

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。また、その際に必要となる施設を抽出し、影響因子を考慮して評価を行う。

その他の火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設の抽出結果を表-4 に示す。

表-4 その他火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設のうち、評価すべき施設の抽出

必要な機能	必要な施設	影響因子	評価結果
原子炉圧力容器への注水による炉心冷却	原子炉補機冷却水ポンプ	—	降下火砕物に対し構造健全性を有する建屋内に設置されているため影響なし。
	高圧炉心注水系ポンプ	—	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	—	
	高圧代替注水系ポンプ	—	
	燃料ディタンク	—	
	復水貯蔵槽	—	
	サプレッション・チェンバ	—	
	直流 125V 蓄電池 A	—	
	直流 125V 蓄電池 A-2	—	
	AM 用直流 125V 蓄電池	—	
逃がし安全弁	—	—	
	格納容器圧力逃がし装置	荷重 腐食 閉塞	設置許可基準規則の適合性審査において、左記影響因子に対して健全性を有していることを確認している。(詳細は別紙3参照)
居住性	緊急時対策所	—	居住性を確実に確保するための手順を整備する。
通信連絡	通信連絡設備	—	所内外の通信連絡機能を確実に確保するための手順を整備する。
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	—	降灰開始前に、降下火砕物に対し構造健全性を有する建屋内に移動するため、影響なし。(詳細は別紙4を参照) 移動のための手順を整備する。
	5号炉原子炉建屋	荷重	設置許可基準規則の適合性審査において、降下火砕物に対し構造健全性を有していることを確認。

3. 既許認可との整合性

気中降下火砕物濃度に対する対応が設置変更許可申請書及び工事計画認可申請書に抵触しないことを確認している。詳細を別表に示す。

4. まとめ

火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出を行った。

結果は以下のとおりである。

- 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設については、非常用ディーゼル発電機（バグフィルタ）が抽出されたことから、外気の入力箇所に改良型フィルタを設置する手順を整備する。
- その他火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な施設については、緊急時対策所の居住性を確保するための手順及び所内外の通信連絡機能を確実に確保するための手順を整備する。

以上

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料 「設計基準対象施設について」
6条-別添3-1 「火山影響評価について」
個別評価-2 「原子炉補機冷却海水ポンプに係る影響評価」
個別評価-3 「原子炉補機冷却海水系ストレーナに係る影響評価」
より抜粋

別紙-1

個別評価-2

原子炉補機冷却海水ポンプに係る影響評価

降下火砕物による原子炉補機冷却海水ポンプに係る影響評価について以下のとおり評価した。

(1) 評価項目

① 水循環系の閉塞

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に、流水部、軸受部等が閉塞し、機器の機能に影響がないことを評価する。

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に、摩耗による機器の機能に影響がないことを評価する。

③ 水循環系の化学的影響（腐食）

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に、内部構造物の化学的影響（腐食）により機器の機能に影響がないことを評価する。

(2) 評価条件

① 降下火砕物条件

- ・ 粒径：8.0mm 以下

(3) 評価結果

① 水循環系の閉塞

- ・ 流水部の閉塞

原子炉補機冷却海水ポンプ流水部の狭隘部は図 2-1 に示すように数十 mm であり、想定する降下火砕物の粒径は 8.0mm 以下であるため、閉塞には至らない。

- ・ 軸受部の閉塞

原子炉補機冷却海水ポンプの軸受の隙間は、約 1mm～4mm 程度の許容値以下で管理されている。一部の降下火砕物は軸受の隙間より、軸受内部に入り混む可能性があるが、図 2-1 に示すように異物逃がし溝（約 5mm 程度）を設け、軸受部の閉塞には至らない設計とする。

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。

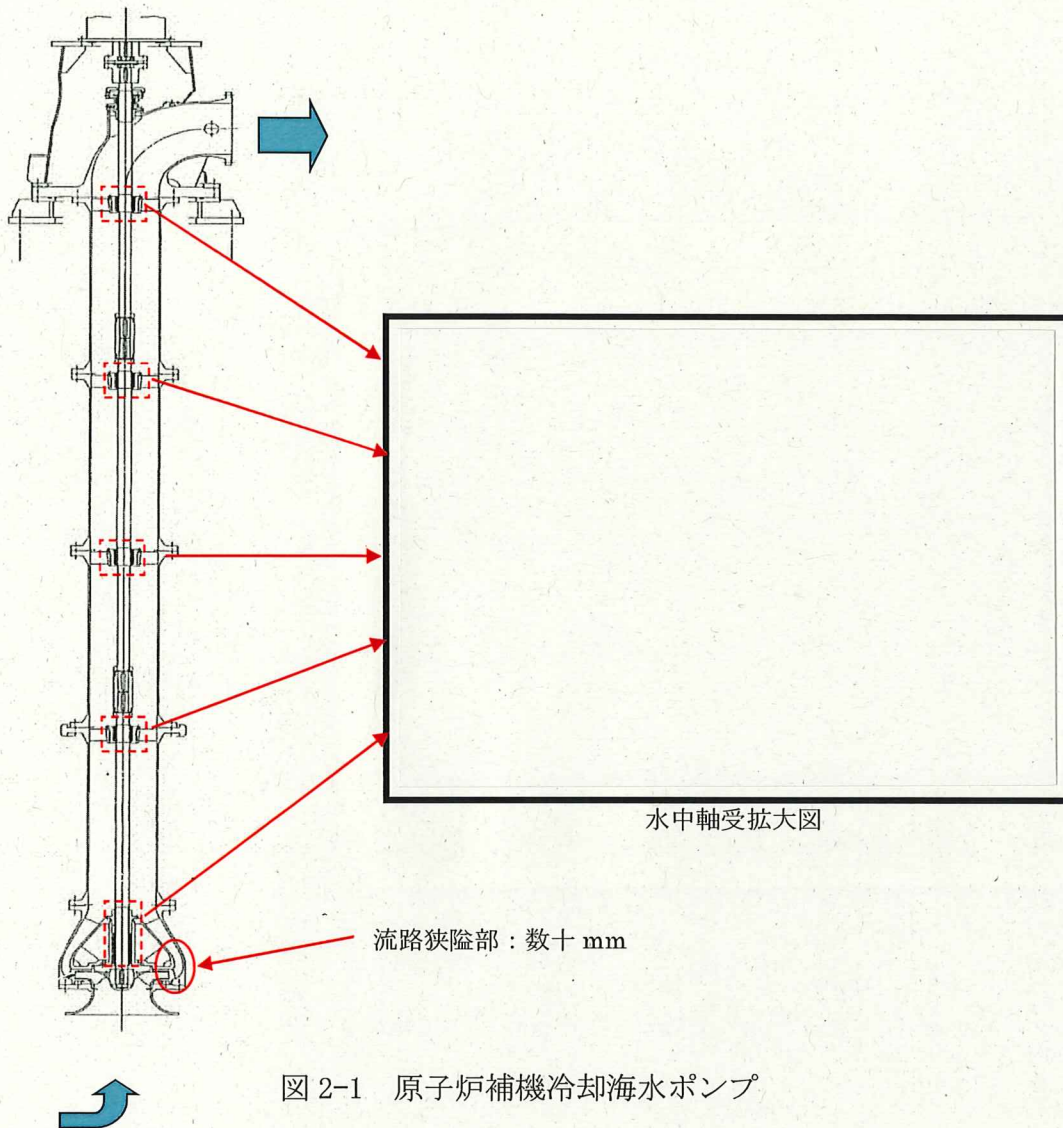


図 2-1 原子炉補機冷却海水ポンプ

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物は破碎し易く、硬度が低いことから降下火砕物による摩耗が、設備に与える影響は小さく、また、日常の保守管理等により補修が可能。

(補足資料-3)

③ 水循環系の化学的影響（腐食）

原子炉補機冷却海水ポンプは、ステンレス製であり、また、塗装等の対応を実施していることから、降下火砕物による短期での腐食により原子炉補機冷却海水ポンプの機能に影響を及ぼすことはない。

(補足資料-4)

原子炉補機冷却海水系ストレーナに係る影響評価

降下火砕物による原子炉補機冷却海水系ストレーナに係る影響評価について以下のとおり評価した。

(1) 評価項目

① 水循環系の閉塞

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの閉塞により、機器の機能に影響がないことを評価する。

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの摩耗により、機器の機能に影響がないことを評価する。

③ 水循環系の化学的影響（腐食）

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの内部構造物の化学的影響（腐食）により機器の機能に影響がないことを評価する。

(2) 評価結果

① 水循環系の閉塞

号炉ごとの原子炉補機冷却海水系ストレーナのフィルタ穴径を示す。

	6号炉	7号炉
フィルタ穴径	8mm	7mm

想定する降下火砕物の粒径は、最大で8mmであるが、7mm以上の粒径割合は、およそ4%程度であり、また、取水口からポンプ取水箇所までの距離が数十mあるため、原子炉補機冷却海水系ストレーナは閉塞する可能性は低い。また、粘性を生じさせる粘土鉱物等は含まれていないことから原子炉補機冷却海水系ストレーナが閉塞することはない。なお、フィルタが閉塞することがないように差圧管理されており、一定の差圧（6号及び7号炉：17.65kPa）で自動洗浄される。

原子炉補機冷却海水系ストレーナのフィルタを通過した降下火砕物の粒子は、下流設備の原子炉補機冷却水系熱交換器の伝熱管の穴径（6号炉：23.0mm、7号炉：16.6mm）に対して、想定する降下火砕物の粒径は十分小さく伝熱管等の閉塞により、下流設備に影響を及ぼすことはない。

原子炉補機冷却海水ポンプの定格流量は1台あたり、約1,800m³/hと大きく、冷却器管内で流れが一様になり、降下火砕物がストレーナ内で堆積し、閉塞する可能性は低い。

②水循環系の内部における摩耗

降下火砕物は破碎し易く、硬度が低いことから降下火砕物による摩耗が、設備に与える影響は小さく、また、日常の保守管理等により補修が可能。

(補足資料-3)

③水循環系の化学的影響（腐食）

原子炉補機冷却海水系ストレナは、ライニングが施工されていることから、短期での腐食により原子炉補機冷却海水系ストレナの機能に影響を及ぼすことはない。

また、原子炉補機冷却海水系ストレナの下流設備の原子炉補機冷却水系熱交換器（伝熱管）には、耐食性に優れた材料（アルミニウム黄銅管）を用いていること、及び連続通水状態であり著しい腐食環境にならないことから、短期での腐食により下流設備に影響を及ぼすことはない。

火山影響等発生時に使用する改良型フィルタの扱いについて

(1) 改良型フィルタの概要（配備目的及び運用方法）

従来から非常用ディーゼル発電機にはフィルタを配備しているが、算出した気中降下火砕物濃度を考慮して、火山影響等発生時に改良型フィルタを取り付け、非常用ディーゼル発電機の継続的な運転を行えるよう手順の整備（運用による対応）を図るものである。

(2) 設置許可との関連

設置許可本文において、降下火砕物による影響因子である荷重、閉塞、腐食、摩耗、大気汚染、絶縁低下に対する設計方針を記載している。

気中降下火砕物濃度が増加することによる影響を受ける可能性がある影響因子として閉塞が抽出されるが、設計基準対象施設については設置許可本文に「換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とする」と記載している。また、重大事故等対処設備については「想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。」と記載しており、火山影響等発生時における非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取り付けは現行記載の範囲内である。

次に、手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に基づき、既に設置許可の本文には、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する方針であることを記載している。

今回の対策は、この設置許可の基本方針に基づき、保安規定にて個別に手順を定めるものである。

以上により、火山影響等発生時に改良型フィルタを取り付けることは、設置許可に記載する基本方針の変更を必要とするものではない。

(3) 改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響

改良型フィルタについては、通常時から非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ取り付けエリア近傍の屋内に配備することとしている。

通常時から改良型フィルタを非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ取り付けエリア近傍に配備することについて、社内規定文書に基づき、持込可燃物の管理、竜巻対策上の管理、地震による周辺機器への影響の防止及び安全上重要な設備へ

のアクセスルート等の管理について確認を行った上で保管場所を決定している。
非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響の確認結果を表1に示す。

表1 非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響の確認結果

確認項目	確認結果
① 安全上重要な機器，配管，計器等精密機器からは十分離れているか。また，固縛・滑り止め・ボルト固定等の処置が適切に実施できるか。	離隔を確保した上で固定できるよう保管するため，安全上重要な機器に影響しない。
② 接触，干渉等により発電設備に影響はないか。	他設備への接触，干渉等はない。
③ 運転員，作業員の通行性（アクセスルート含む）及び弁，操作盤等への操作性が確保できるか。	配備場所はアクセスルートとの干渉はない。
④ 避難通路，防火シャッター（防火扉）の作動範囲は確保されているか。	近傍に非難通路，防火シャッターはないため，作動範囲を妨げない。
⑤ 恒設の消火器，消火栓，救急搬送用具（担架等）の使用に影響しないか。 また，火災検知器の機能に影響しないか。	改良型フィルタは消火器や検知器と干渉せず，機能に影響しない場所に配備する。
⑥ 火災発生源になる資機材（油脂・木材・ボンベ・ビニール・ダンボール・ウエス等の可燃物（難燃性を含む））はないか。	フィルタの主材料は金属であり，可燃性ではない。また，社内規定文書に基づき管理する。
⑦ 屋外に配備する場合，竜巻による飛来対策区域外であること。 * 飛来物対策区域内の場合，飛散防止対策を実施すること。	屋内に配備する。
⑧ 屋外に配備する場合，津波対策区域外であること。 * 津波対策区域内の場合，影響評価を実施すること。	津波対策区域外である。

(4) まとめ

火山影響等発生時において一時的に改良型フィルタを資機材として配備する手順は，現行の設置許可に記載している内容のままで運用可能である。

以上

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料 「重大事故等対処設備について」
別添資料-1 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
(格納容器圧力逃がし装置)について」

7.1.6 火山

(1) 設計基準

発電所へ影響を及ぼし得る火山のうち、将来の活動可能性が否定できない33火山について、設計対応が不可能な火山事象は、地質調査結果によれば、発電所敷地及び周辺で、痕跡が認められないことから、到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果、降下火砕物が抽出された。

降下火砕物の堆積量については、文献調査や国内外の噴火実績、シミュレーション結果を踏まえ、検討を行った結果、火山噴火実績に保守性を考慮した35cmを設計基準に設定する。

(2) 想定される影響

a. 堆積による荷重

影響モード：降下火砕物の堆積による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b. 降下火砕物侵入による閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

c. 化学的影響

影響モード：降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

対象部位：フィルタ装置及び屋外配管

(3) 耐性評価結果

a. 堆積による荷重

フィルタ装置に堆積する降下火砕物に対する耐荷重性については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を $3,832,930 \text{ [N/m}^2\text{]}$ と評価しており、設計基準の降下火砕物 35 cm ($5,149 \text{ [N/m}^2\text{]}$) を上回っていることから、降下火砕物の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b. 降下火砕物侵入による閉塞

放出口からの降下火砕物の侵入については、上空から落下してくる降下火砕物に対して、開口部が横向き、かつ開口部の形状が斜め下 45° の形状となっていることから、降下火砕物が侵入し難い構造となっている。

また、降下火砕物が放出口から侵入した場合であっても、放出口付近の配管は水平方向に設置されているため、降下火砕物が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く、侵入した降下火砕物は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合、開口部の構造により降下火砕物の全てが配管内に侵入するものではないこと、及び配管の口径は 508 mm となっていることから、配管は閉塞しないと考えられる。

なお、放出口から降下火砕物が侵入した場合にはファイバースコープや、ラプチャーディスクを取り外しての目視による配管内部の点検等、適切な対策を実施し、降下火砕物による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

c. 化学的影響

フィルタ装置及び屋外配管については、酸性物質を帯びた降下火砕物に対して、容器材質が耐食性のあるステンレス製であることや、耐食性のあるふっ素樹脂塗装または、ポリウレタン樹脂塗装を施工していることから、耐食性が確保されていることを確認した。

(4) 積雪との重畳影響

a. 重畳時の積雪量

冬季において多雪地域である立地地域は、火山噴火による降灰中、同じ影響モードである積雪の堆積荷重について、重畳を考慮する必要がある。

しかし、積雪の設計基準の 167 cm については、 10^{-4} /年程度の極低頻度であることから、重畳時における積雪量については、1日あたりの積雪量の年超過確率 10^{-2} /年値の 84.3 cm に、最深積雪量の平均値 31.1 cm を加えた

115.4cmを想定するものとする。

従って、降下火砕物 35cm (5,149[N/m²]) に、積雪 115.4cm (3,393[N/m²]) を加えた、堆積荷重 8,542[N/m²]を火山及び積雪の重畳時における評価基準値と設定する。

b. 耐性評価結果

フィルタ装置の降下火砕物及び積雪の堆積に対する耐荷重については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を 3,832,930[N/m²]と評価しており、降下火砕物及び積雪の重畳時における基準 8,542 [N/m²]を上回っていることから、火山及び積雪の重畳時の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

また、放出口からの積雪及び降下火砕物の侵入については、(3)b. のとおり、配管内部へ侵入し難い構造であり、閉塞しないと考えられるが、放出口からの降下火砕物の侵入を防止するカバーの取り付け、または放出口から降下火砕物が侵入した場合における配管内部の点検等について、適切な対策を実施し、降下火砕物による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

(5) 地震との重畳影響

火山と地震との重畳により、火山単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが、除灰を行うなど適切な対応を行い、格納容器圧力逃がし機能を維持する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について

1. 概要

火山影響等発生時において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備1台については、降下火砕物の影響を避けるため、降灰が開始する前にタービン建屋内に移動し、大物搬入口扉を開放してタービン建屋内で使用する。

そこで、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備をタービン建屋内で使用する際の降下火砕物の影響について説明する。

2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響

(1) 評価方針

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について、タービン建屋内に外気が侵入する速度の観点で評価する。具体的には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のエンジンでの燃焼に必要な吸気量、タービン建屋の大物搬入口扉開口部面積を考慮し、大物搬入口扉開口部付近の流速を算出することでタービン建屋内への降下火砕物の侵入の様態を評価する。なお、タービン建屋大物搬入口付近は扉開口部以外に外気が流入する開口部が無いため、大物搬入口扉以外に降下火砕物が侵入する経路はない。

(2) 評価条件

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び排気ダクトの敷設図を第1図に示す。



第1図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び排気ダクトの敷設図

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による吸気量を第1表に示す。ここで、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による吸気については、エンジンを通して排気ガスとなり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に接続した排気ダクトから直接屋外に排出されることから、タービン建屋内への吸気量としては、エンジンでの燃焼に必要な吸気量 $1,326\text{m}^3/\text{h}$ を考慮する。

第1表 タービン建屋内の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の吸気量

名称	個数	吸気量
5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用 可搬型電源設備	1台	$1,326\text{m}^3/\text{h}$

(3)評価結果

第2表に示すとおりタービン建屋大物搬入口扉開口部面積と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による吸気量を考慮すると、約 0.0043m/s となり、非常に低い流速となる。

この 0.0043m/s という流速は、気象庁の「気象観測ガイドブック」のビューフォート風力階級表（第2図）によると、相当風速 $0.0-0.2\text{m/s}$ の範囲に該当し、「静穏。煙はまっすぐに昇る。」という説明がなされている範囲の中でも限りなく下限値に近い値であり、上空へ上る煙でさえもなびくことはない風速に相当する。

また、タービン建屋の大物搬入口は第3図に示すように扉開口部の大きさと比較して奥行が長い構造となっているため、非常に低い流速及び侵入しにくい構造の効果により、電源車への降下火砕物の影響は問題ないと考えられる。

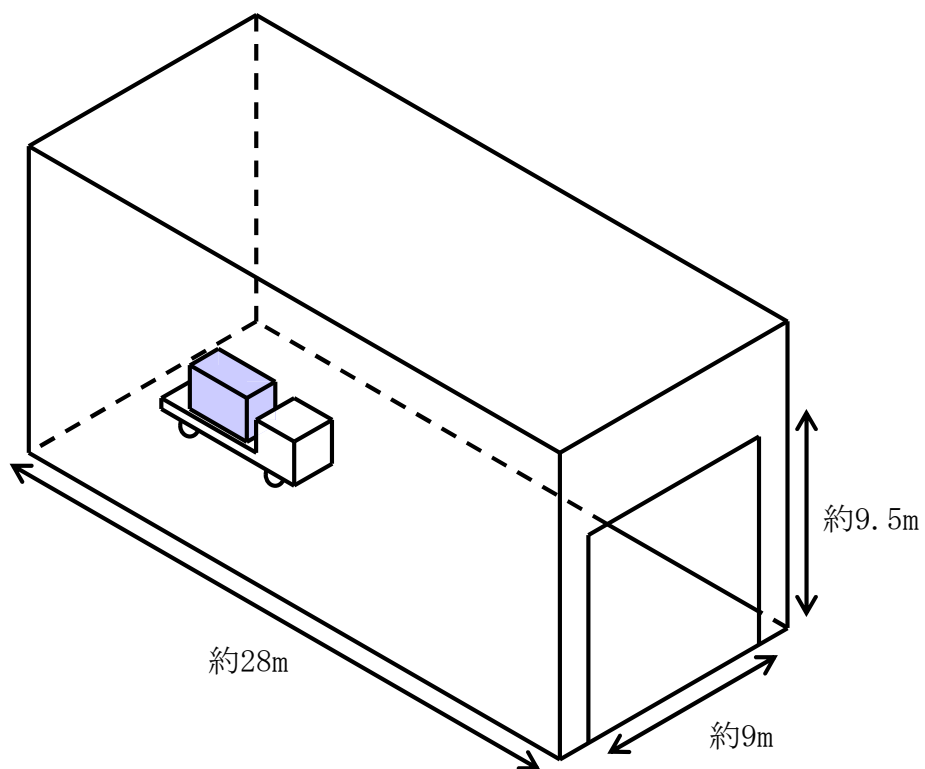
第2表 タービン建屋の大物搬入口扉開口部流速の評価条件及び評価結果

①大物搬入口扉開口部面積 (m ²)	85.5
②吸気量 (m ³ /h)	1,326
③大物搬入口扉開口部付近の流速 (m/s) =②/①/3,600	約 0.0043

ビューフォート風力階級表

風力階級	説明	相当風速
0	静穏。煙はまっすぐに昇る。	0.0-0.2
1	風向きは煙がなびくのでわかるが、風見には感じない。	0.3-1.5
2	顔に風を感じる。木の葉が動く。風見も動きだす。	1.6-3.3
3	木の葉や細かい小枝がたえず動く。軽く旗が開く。	3.4-5.4
4	砂埃がたち、紙片が舞い上がる。小枝が動く。	5.5-7.9
5	葉のある灌木がゆれはじめる。池や沼の水面に波頭がたつ。	8.0-10.7
6	大枝が動く。電線が鳴る。傘はさしにくい。	10.8-13.8
7	樹木全体がゆれる。風に向かっては歩きにくい。	13.9-17.1
8	小枝が折れる。風に向かっては歩けない。	17.2-20.7
9	人家にわずかの損害がおこる。	20.8-24.4
10	陸地の内部ではめずらしい。樹木が根こそぎになる。人家に大損害がおこる。	24.5-28.4
11	めったに起こらない広い範囲の破壊を伴う。	28.5-32.6
12		>32.7

第2図 ビューフォート風力階級表（気象庁「気象観測ガイドブック」P32 より）



第3図 タービン建屋の大物搬入口配置の概要

3. まとめ

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備をタービン建屋内で使用する際の降下火砕物の影響については、非常に低い流速及び侵入しにくい構造の効果により、問題ないと考えられる。

以上

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として①設置(変更)許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は外部事象防護対象施設及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、外部事象防護対象施設の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>①設計に用いる降下火砕物は、設置(変更)許可を受けた、層厚 35cm、粒径 8.0mm 以下、密度 1.5g/cm³ (湿潤状態) と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕</p>	<p>(a-8) 火山</p> <p>安全施設は、柏崎刈羽原子力発電所の運用期間中において柏崎刈羽原子力発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として①設定した層厚 35cm、粒径 8.0mm 以下、密度 1.5g/cm³ (湿潤状態) の降下火砕物に対し、以下のような設計とすることにより降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること、若しくは、降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること ・ 水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること ・ ②換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響(閉塞)に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること ・ 水循環系の内部における摩耗並びに③換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響(摩耗)に対して摩耗しにくい設計とすること 	<p>1.8.8 火山防護に関する基本方針</p> <p>1.8.8.1 設計方針</p> <p>(1) 火山事象に対する設計の基本方針</p> <p>安全施設が火山事象に対して、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわないよう、発電用原子炉施設内において添付書類六の「7.7 火山」で評価し抽出された柏崎刈羽原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物に対して、対策を行い、建屋による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設のうち、外部事象防護対象施設は、建屋による防護又は構造健全性の維持により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 降下火砕物の設計条件</p> <p>a. 設計条件の検討・設定</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所の敷地において考慮する火山事象として、添付書類六の「7.7 火山」に示すとお</p>	<p>① 今回の保安規定申請は、工認及び設置許可の左記記載事項に影響するものではないため、変更不要</p> <p>② 今回の保安規定変更申請により、非常用ディーゼル発電機機関に降下火砕物が容易に侵入しにくい設計は変えないため、変更不要</p> <p>③ 今回の保安規定申請により、非常用ディーゼル発電機機関が摩耗しにくい設計を変えるものではないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全性を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p> <p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる地震及び積雪の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>②なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計と</p>	<p>と</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに①換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること ・ 発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の非常用換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること ・ 電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）の設置場所の非常用換気空調系は降下火砕物が侵入しにくい設計とすること ・ ②降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、降下火砕物の除去や非常用換気空調系外気取入口のバグフィルタの取替え若しくは清掃、又は、換気空調系の停止若しくは再循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とすること <p>さらに、降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失、柏崎刈羽原子力発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、柏崎刈羽原子力発電所の安全性を維持する</p>	<p>り、文献、既往解析結果の知見及び降下火砕物シミュレーションを用い検討した結果、降下火砕物の層厚を約 23.1cm と評価した。想定する降下火砕物の最大層厚は、評価結果の約 23.1cm に対し、敷地内で給源不明なテフラの最大層厚 35cm が確認されていることを踏まえ、保守的に 35cm と設定する。なお、鉛直荷重については、湿潤状態の降下火砕物に、プラント寿命期間を考慮して年超過確率 10^{-2} 規模の積雪を踏まえ設定する。</p> <p>粒径及び密度については、文献調査の結果を踏まえ、粒径 8.0mm 以下、密度 1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(3) 評価対象施設の抽出</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、屋内設備は内包する建屋により防護する設計とし、評価対象施設を、屋外設備、建屋及び屋外との接続がある設備（屋外に開口している設備又は外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する設備）に分類し、抽出する。</p> <p>また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、降下火砕物により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。</p>	<p>① 非常用ディーゼル発電機に対して短期での腐食が発生しない設計は変わらないため、変更不要</p> <p>② 今回の保安規定申請により、静的負荷に対する運用は変わらない。また、腐食等に対する運用については、左記の運用を包絡する対応を実施するため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>する。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、外部事象防護対象施設の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けることにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含</p>	<p>ために必要となる電源の供給が継続でき、安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>a . 屋外設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク ・燃料移送ポンプ <p>b . 建屋</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・タービン建屋海水熱交換器区域 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋 <p>c. 屋外との接続がある設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系 (海水ポンプ・海水ストレーナ) ・取水設備（除塵装置） ・非常用換気空調系 (非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む）、中央制御室換気空調系、コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系、海水熱交換器区域換気空調系) ・非常用ディーゼル発電機 ・非常用ディーゼル発電機吸気系 ・安全保護系盤 <p>上記により抽出した評価対象施設を第 1.8.8-1 表に示す。</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>む空気の流路となる非常用換気空調系については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、①外気取入口にバグフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、さらに降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>非常用換気空調系以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、②降下火砕物により閉塞しないよう、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より</p>		<p>(4) 降下火砕物による影響の選定</p> <p>降下火砕物の特徴及び評価対象施設の構造や設置状況等を考慮して、降下火砕物が直接及ぼす影響とそれ以外の影響を直接的影響及び間接的影響として選定する。</p> <p>a. 降下火砕物の特徴</p> <p>各種文献の調査結果より、降下火砕物は以下の特徴を有する。</p> <p>(a) 火山ガラス片、鉱物結晶片から成る。ただし、火山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く、主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等またはそれ以下である。</p> <p>(b) 硫酸等を含む腐食性のガスが付着している。ただし、金属腐食研究の結果より、直ちに金属腐食を生じさせることはない。</p> <p>(c) 水に濡れると導電性を生じる。</p> <p>(d) 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する。</p> <p>(e) 降下火砕物粒子の融点は約 1,000℃であり、一般的な砂に比べ低い。</p> <p>b. 直接的影響</p> <p>降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を抽出し、評価対象施設の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子を以下のとおり選定す</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、非常用ディーゼル発電機機関に降下火砕物が容易に侵入しにくい設計は変わらないため、変更不要</p> <p>② 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいが、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、定期的な内部点検及び日常保守管理により、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>①なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、日常保守管理における点検及び必要に応じた補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物により摩耗が進展しないよう、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(二) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）</p>		<p>る。</p> <p>(a) 荷重</p> <p>「荷重」について考慮すべき影響因子は、屋外設備及び建屋の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」、並びに屋外設備及び建屋に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」である。</p> <p>評価に当たっては以下の荷重の組み合わせ等を考慮する。</p> <p>(a-1) 評価対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重</p> <p>評価対象施設に作用する荷重として、自重等の常時作用する荷重、内圧等の運転時荷重を適切に組み合わせる。</p> <p>(a-2) 設計基準事故時荷重</p> <p>外部事象防護対象施設は、降下火砕物によって安全機能を損なわない設計とするため、設計基準事故とは独立事象である。また、評価対象施設のうち設計基準事故時荷重が生じる屋外設備としては、軽油タンク及び燃料移送ポンプが考えられるが、設計基準事故時においても、通常運転時の系統内圧力及び温度と変わらないため、設計基準事故により考慮すべき荷重はなく、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組み合わせは考慮しない。</p> <p>(a-3) その他の自然現象の影響を考慮した荷重の組み</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により①長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して、外部事象防護対象施設の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物により腐食の影響が生じないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて</p>		<p>合わせ</p> <p>降下火砕物と組み合わせを考慮すべき火山以外の自然現象は、荷重の影響において地震及び積雪であり、降下火砕物の荷重と適切に組み合わせる。</p> <p>(b) 閉塞</p> <p>「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」、並びに降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）」である。</p> <p>(c) 摩耗</p> <p>「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」、並びに降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）」である。</p> <p>(d) 腐食</p> <p>「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性のガスにより屋外設備及び建屋の外表面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計測制御系において降</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>管理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装等を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物により長期的な腐食の影響</p>		<p>下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計測制御系の化学的影響（腐食）」、並びに海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。</p> <p>(e) 大気汚染</p> <p>「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化、降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」である。</p> <p>(f) 水質汚染</p> <p>「水質汚染」については、外部から供給される水源である、市水道水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。</p> <p>(g) 絶縁低下</p> <p>「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計測制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる盤の「絶縁低下」である。</p>	<p>①今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>が生じないように、日常保守管理における点検、補修の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、中央制御室換気空調系（「6,7号機共用」（以下同じ。））については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室（「6,7号機共用」（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパの閉止及び再循環運転を可能とすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。</p> <p>なお、①降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ヘ) 絶縁低下</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤について</p>		<p>c. 間接的影響</p> <p>降下火砕物によって柏崎刈羽原子力発電所に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子、開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」、並びに降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。</p> <p>(5) 降下火砕物の直接的影響に対する設計</p> <p>直接的影響については、評価対象施設の構造や設置状況等（形状、機能、外気吸入や海水通水の有無等）を考慮し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける各評価対象施設が安全機能を損なわない以下の設計とする。なお、評価対象施設のうち、屋外設備及び建屋は、「粒子の衝突」に対して、「1.8.2 竜巻防護に関する基本方針」に基づく設計によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>a. 軽油タンク（燃料移送ポンプ含む）</p> <p>「構造物への静的負荷」について、当該施設の許容荷重が、降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより、構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
<p>は、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、安全保護系盤の設置場所の換気空調系にバグフィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、①中央制御室換気空調系については、降下火砕物による安全保護系盤の絶縁低下を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 間接的影響に対する設計方針</p> <p>降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの安全性を損なわないようにするために、7日間の電源供給が継続できるように、非常用ディーゼル発電機の燃料を貯蔵するための軽油タンク（「重大事故等時のみ 6,7号機共用」（以下同じ。））、燃料を移送するための非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。</p>		<p>降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、外装の塗装等によって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>「閉塞」及び「摩耗」については、軽油タンクのベント管を下向きに取り付ける、また、燃料移送ポンプは、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>b. 外部事象防護対象施設を内包する建屋</p> <p>原子炉建屋、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は、「構造物への静的負荷」について、当該施設の許容荷重が、降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより、構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計とする。なお、建屋の評価は、建築基準法における積雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の除去を適切に行うことから、降下火砕物の荷重を短期に生じる荷重とし、建築基準法による短期許容応力度を許容限界とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、外装の塗装等によって、短期</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>での腐食により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>c. 原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>「閉塞」については、降下火砕物は粘土質ではないことから水中で固まり閉塞することはないが、降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける設計するとともに、ポンプ軸受部が閉塞しない設計とする。</p> <p>「摩耗」については、主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さく、また、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>d. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ</p>	

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>「閉塞」については、降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける又は差圧の確認が可能な設計とする。</p> <p>「摩耗」については、主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さく、また、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>e. 取水設備（除塵装置）</p> <p>「閉塞」については、降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける設計とする。</p> <p>「摩耗」については、主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さく、また、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。</p>	

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>f. 非常用換気空調系</p> <p>①非常用換気空調系（非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む）、中央制御室換気空調系、コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系、海水熱交換器区域換気空調系）は、③「閉塞」及び「摩耗」について、外気取入口に、ルーバが取り付けられており、下方から吸い込む構造であること、非常用換気空調系のバグフィルタを設置することで、降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。さらに降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、金属材料を用いることによ</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、換気空調設備の設計は変えないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>て、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>「大気汚染」については、①中央制御室換気空調系の外気取入ダンパの閉止及び再循環運転を可能とすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止すること、さらに外気取入遮断時において室内の居住性を確保できる設計とする。</p> <p>g. 非常用ディーゼル発電機（非常用ディーゼル発電機吸気系含む）</p> <p>「閉塞」については、非常用ディーゼル発電機の吸気口の上流側の外気取入口には、ルーバが取り付けられており、下方から吸い込む構造であること、非常用換気空調系のバグフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、また、降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>「摩耗」については、主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さく、かつ構造上の対応として、吸気口の</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記設計は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>上流側の外気取入口には、ルーバが取り付けられており、下方から吸い込む構造であること、非常用換気空調系のバグフィルタを設置することで、降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とし、仮に当該設備の内部に降下火砕物が侵入した場合でも耐摩耗性のある材料を使用することで、摩耗により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>「腐食」については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが、金属材料を用いることによって、短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>h. 安全保護系盤</p> <p>当該機器の設置場所は非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む）及び中央制御室換気空調系により、空調管理されており、①外気取入口にはバグフィルタを設置することで、降下火砕物による「絶縁低下」により安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(6) 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針</p> <p>降下火砕物による間接的影響として考慮する、広</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記設計は変わらないため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>範囲にわたる送電網の損傷による 7 日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで、発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却、並びに使用済燃料プールの冷却に係る機能を担うために①必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。電源の供給に関する設計方針は「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p> <p>1.8.8.2 手順等</p> <p>(1) ②降灰が確認された場合には、建屋や屋外の設備等に長期間降下火砕物の荷重をかけ続けないこと、また降下火砕物の付着による腐食等が生じる状況を緩和するために、評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除灰を適切に実施する。</p> <p>(2) 降灰が確認された場合には、状況に応じて外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は再循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止する手順を定める。</p> <p>(3) ③ 降灰が確認された場合には、非常用換気空調系の外気取入口のバグフィルタについて、バグフィルタ</p>	<p>① 今回の保安規定申請により、左記設計は変わらないため、変更不要</p> <p>② 今回の保安規定申請により、左記運用は変わらないため、変更不要</p> <p>③ 今回の保安規定申請では、左記運用を包絡する対応を実施するため、変更不要</p>

黄色：設計条件に関する記載 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載 水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備考
		<p>の差圧を確認するとともに、状況に応じて取替え又は清掃を実施する。</p>	

黄色：設計条件に関する記載
 緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載
 水色：運用に関する記載

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-81 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

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7号炉

保安規定第48条（格納容器内の酸素濃度） の変更について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. はじめに
2. 格納容器内の窒素置換による火災防護対策について
3. 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策について
4. 高圧代替注水系の確認運転等時の措置について

添付資料－ 1

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における原子炉格納容器内の火災防護について

添付資料－ 2

格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

1. はじめに

保安規定第 48 条（格納容器内の酸素濃度）は，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の健全性を確保するため，原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃性ガス濃度に関する解析条件以下に維持し，維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的としている。

【運転上の制限の考え方（従来）】

原子炉の状態が運転において，原子炉冷却材喪失事故が発生し可燃性ガスが発生しても，第 47 条（可燃性ガス濃度制御系（2 系列が動作可能であること））と相まって，原子炉格納容器内の酸素又は水素の濃度のいずれかが，それぞれ 5%又は 4%以下であることを維持するため，格納容器内の酸素濃度が解析条件の 3.5%以下であることを運転上の制限としている。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉については新規制基準により，上記の目的のほか，格納容器内の酸素濃度に係る以下の運用事項をふまえ，保安規定を変更する。

- ・ 格納容器内の窒素置換による火災防護対策
- ・ 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策
- ・ 高圧代替注水系の運転確認等時の措置

2. 格納容器内の窒素置換による火災防護対策について

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の原子炉格納容器内は、プラント運転中については、窒素ガスが封入され雰囲気が不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。

一方で、窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、火災防護対策を実施する。

原子炉格納容器内の窒素ガス置換（窒素ガス封入・排出）は、プラント起動時及びプラント停止時において以下のとおり実施される。

【プラント起動時】

- ・ 制御棒引き抜き（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）
- ・ 出力上昇・起動試験・出力低下・制御棒全挿入（原子炉の高温停止状態へ移行）
- ・ 原子炉格納容器内点検
- ・ 窒素ガス封入
- ・ 制御棒引き抜き・出力上昇（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）

【プラント停止時】

- ・ 制御棒挿入・出力低下
- ・ 高温停止状態へ移行
- ・ 低温停止状態へ移行
- ・ 窒素ガス排出

なお、起動時のプラント状態について火災防護の観点から以下のように分類する。(図 1)

- ① 原子炉の低温停止 (制御棒引き抜きまで)
- ② 起動中 (窒素ガス封入前) (制御棒引き抜きから窒素ガス封入前まで)
- ③ 起動及び運転 (窒素ガス封入期間) (窒素ガス封入以降)

火災の発生リスクを低減するためには、原子炉の起動時において窒素ガス置換されない期間をできるだけ少なくすることが有効である。このため、原子炉起動時は原子炉格納容器内点検（以下、「ドライウェル点検」という。）が終了した後、速やかに原子炉格納容器内の窒素ガス封入作業（窒素ガス置換～加圧）を行い、原子炉の停止時においては、低温停止到達後に窒素ガス排出を行う。

従来は原子炉の状態が「運転」において運転上の制限が適用されているが、上記の火災防護対策をふまえ、原子炉の状態が「運転」、「起動」及び「高温停止」において運転上の制限を適用することに変更する。また、ドライウェル点検を実施する場合は、窒素ガス封

入作業を考慮し、ドライウェル点検後の原子炉の状態が「起動」となるまでの期間は運転上の制限を適用しないこととする。

【保安規定記載事項】

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。
 ただし、原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

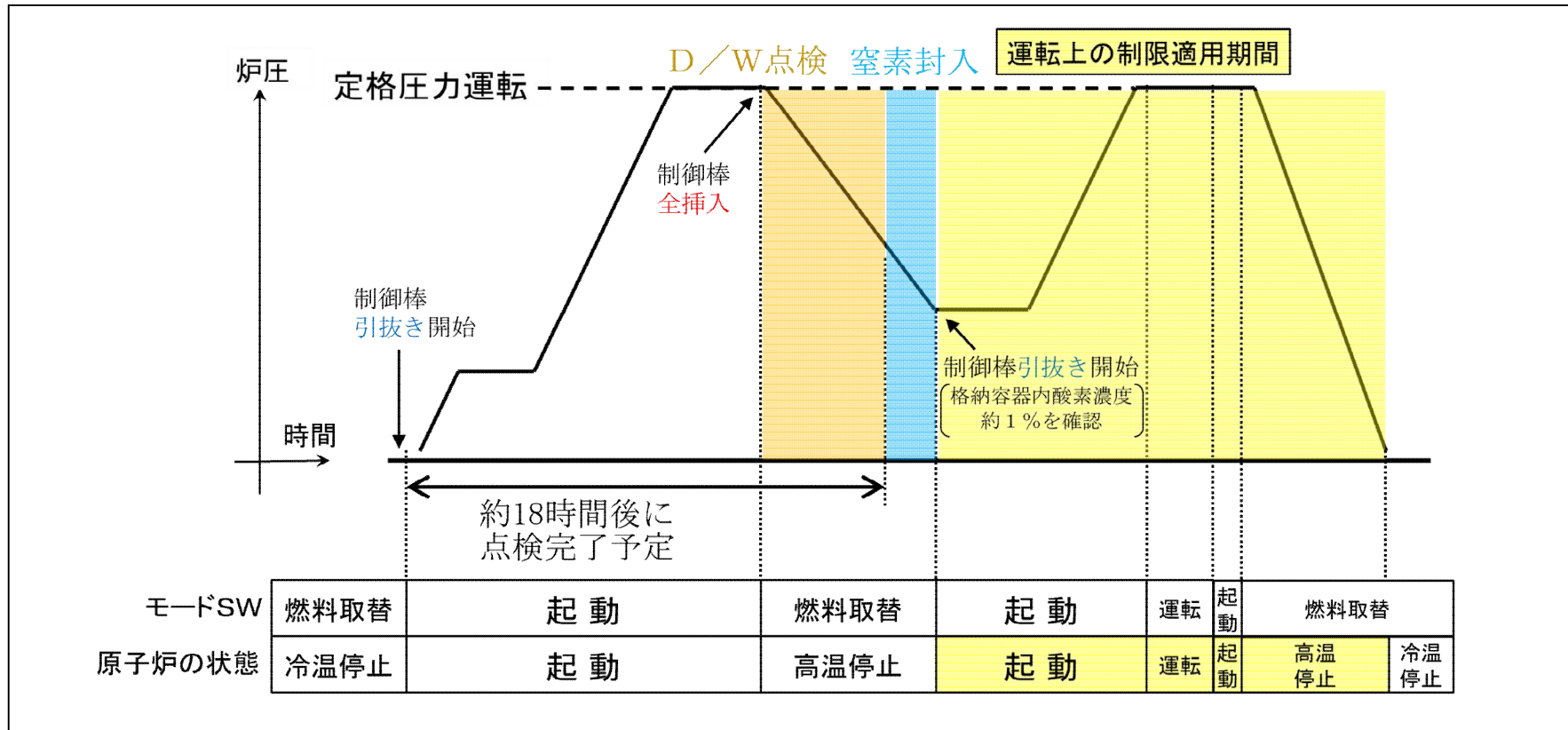


図1 火災発生リスクの低減を考慮した原子炉の運転サイクル

3. 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策について

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、水の放射線分解、ならびに燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素がある。

格納容器圧力逃がし装置系統内で水素が燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の水素濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクについて確認を行っており、可燃性ガス濃度制御系の性能評価の際に用いる非常に保守的な G 値を評価条件とした場合（表 1）においても、水素燃焼は発生しないことを確認している。

表 1 のうち、格納容器内初期酸素濃度については、運転実績を踏まえて、保安規定制限値（3.5%）よりも低い 2.0% に設定している。格納容器圧力逃がし装置を使用するような重大事故等時において、格納容器内の H₂、O₂ の G 値が可燃性ガス濃度制御系の性能評価の際に用いる G 値となるとは考えにくい。重大事故等時の格納容器内環境の不確かさを鑑みると、このような状況についても対処できるようにする必要があるため、格納容器内酸素濃度が 2.0% 以下となるように保安規定を変更する。

なお、プラント運転中の格納容器内酸素濃度は格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）にて確認する。CAMS の O₂ 濃度計には ±0.2% の計測誤差があることから、マイナス側最大 -0.2% の誤差が生じていた場合であっても、格納容器内の酸素濃度を 2% 以下とするため、運転上の制限は 1.8% 以下とする。

また、格納容器内の酸素濃度が 1.8% を超え、運転上の制限を逸脱した場合の要求される措置については、速やかに 1.8% 以内に復旧する措置を開始するとともに、格納容器圧力逃がし装置を動作不能の状態とみなし、第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置を実施することとする。

表1 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失	<p>事故後 20.5 時間後に CAMS が復旧し、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度が可燃限界である 5%を超過していることを確認。</p> <p>そのため、ドライウエルとサプレッション・チェンバのガスを混合させ、ドライウエル側のドライ条件における酸素濃度を下げることが目的として、外部水源によるドライウエルスプレイ（水温 40°C）を継続。</p> <p>（代替循環冷却系によるドライウエルスプレイでは、スプレイ水温が高いことから、ドライウエル内の水蒸気の凝縮効果が低く、サプレッション・チェンバとドライウエルのガスの混合効果が低いことから、代替循環冷却系はインサービスしない）</p>
初期酸素濃度	・ 2.0vol%	柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績を踏まえて、2.0vol%に設定。
水素・酸素の G 値	<ul style="list-style-type: none"> ・ G(H₂) : 0.4 ・ G(O₂) : 0.2 	可燃性ガス濃度制御系の設計 G 値
評価アウトプット	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成 ・ PCV 内圧力 ・ PCV 内温度 	—

【保安規定記載事項】

表 4 8 - 1

3. 7号炉

項 目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	1. 8%以下 ^{※2}
	3. 5%以下 ^{※3}

※2：格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼防止のための制限値。

※3：原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための制限値。

表 4 8 - 2

2. 7号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内の酸素濃度が1. 8%以下を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を1. 8%以内に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。	速やかに 速やかに
B. 格納容器内の酸素濃度が3. 5%以下を満足していないと判断した場合	B 1. 酸素濃度を3. 5%以内に復旧する。	2 4時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	2 4時間 3 6時間

4. 高圧代替注水系の確認運転等時の措置について

高圧代替注水系ポンプの確認運転は、復水貯蔵槽を水源とし、サプレッションプールへ水を排出する系統構成にて行う。復水貯蔵槽の水は脱気されていないため酸素が溶存しており、サプレッションプールに水が移送されると、格納容器内の酸素濃度が上昇する可能性があることから、高圧代替注水系の確認運転行為を妨げないための措置を以下のとおり設ける。なお、保安規定には確認運転「等」と記載し、あらかじめ酸素濃度が上昇する操作を行う場合についても同様の措置を行う。

○酸素濃度が 1.8%を超えた場合

- ・ 1.8%を超えた時点から 3 日間は運転上の制限を満足していないとはみなさないが、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし、第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置を実施する。また 5 分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。

※「3 日間」の設定については、1.8%の要求が格納容器圧力逃がし装置によるものであることから第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置にて、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合の AOT 上限である 3 日間を参考とした。

○酸素濃度が 3.5%を超えた場合

- ・ 3.5%を超えた時点から「24 時間」は運転上の制限を満足していないとはみなさないが、酸素濃度が上昇するような確認運転等を中止し、24 時間以内に制限値内に復旧する。

【保安規定記載事項】

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度^{※1}は、表 4 8-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合は、ドライウエル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。また、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が 1.8%を超えた時点から 3 日間、3.5%を超えた時点から 24 時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※1：7号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第 66 条（表 66-5-6）の運転上の制限も確認する。

2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が 1.8%を超えた場合は、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施するとともに、5分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。さらに 3.5%

を超えた場合、酸素濃度が上昇するような確認運転等中止し、24時間以内に酸素濃度を制限値内に復旧する。

以上

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における 原子炉格納容器内の火災防護について

1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉の原子炉格納容器内は、プラント運転中については、窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。

一方で、窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、以下のとおり火災防護対策を講じる。

2. 原子炉格納容器内の状態について

原子炉格納容器内の窒素ガス置換（窒素ガス封入・排出）は、プラント起動時及びプラント停止時において以下のとおり実施される。

【プラント起動時】

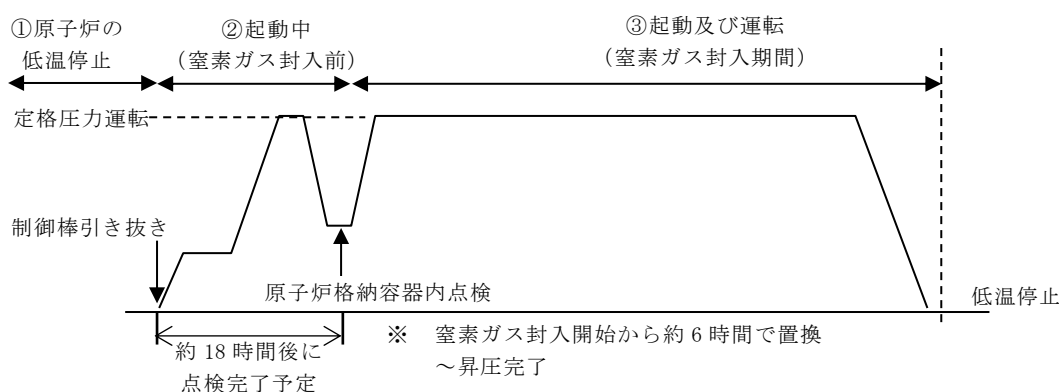
- ・ 制御棒引き抜き（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）
- ・ 出力上昇・起動試験・出力低下・制御棒全挿入（原子炉の高温停止状態へ移行）
- ・ 原子炉格納容器内点検
- ・ 窒素ガス封入
- ・ 制御棒引き抜き・出力上昇（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）

【プラント停止時】

- ・ 制御棒挿入・出力低下
- ・ 高温停止状態へ移行
- ・ 低温停止状態へ移行
- ・ 窒素ガス排出

なお、起動時のプラント状態について、火災防護の観点から以下のように分類する（第 8-1 図）。

- ①原子炉の低温停止（制御棒引き抜きまで）
- ②起動中（窒素ガス封入前）（制御棒引き抜きから窒素ガス封入前まで）
- ③起動及び運転（窒素ガス封入期間）（窒素ガス封入以降）



火災の発生リスクを低減するためには、原子炉の起動時において窒素ガス置換されない期間をできるだけ少なくすることが有効である。このため、プラント起動時は原子炉格納容器内点検が終了した後、速やかに原子炉格納容器内の窒素ガス封入作業（窒素ガス置換～加圧）を行い、原子炉の停止時においては、低温停止到達後に窒素ガス排出を行う。

3. 原子炉格納容器内の火災防護対策

3.1. 火災区域の設定

原子炉格納容器は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁により他の火災区域と分離する。

原子炉格納容器内の火災防護対象設備を別紙 1 に示す。

火災防護に係る審査基準では、火災防護の目的として「原子炉の高温停止及び低温停止」の達成、維持を挙げていることを踏まえ、2. に示す「①原子炉の低温停止」、「②起動中（窒素ガス封入前）」、「③起動及び運転（窒素ガス封入期間）」のそれぞれの状態に応じて、以下のとおり原子炉格納容器の特性を考慮した火災防護対策（火災の発生防止、火災の感知・消火、火災の影響軽減）を講じる。

ただし、③起動及び運転（窒素ガス封入期間）については窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されず、個別の火災防護対策は不要である。

3.2. 火災の発生防止対策

(1) 原子炉格納容器の状態に応じた対策

原子炉格納容器内の火災発生防止対策について原子炉格納容器の状態に応じて実施する項目は以下のとおり。

- 原子炉の低温停止時及び起動中（窒素ガス封入前）に実施する発生防止対策

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、水の放射線分解、ならびに燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素があり、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、ベント前の原子炉格納容器内ガスのおよそ 30% (モル分率) が水素となっている。なお、MCCI (溶融炉心・コンクリート相互作用) が発生した場合、水素ならびに一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により、原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため、MCCI はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できる程小さい。また、よう素フィルタにおいて有機よう素を吸着する際には、可燃性ガスの が発生する可能性があるが、この発生量も無視できる程小さい。そのため、格納容器圧力逃がし装置に流入する可燃性ガスについては、水素を対象として燃焼によるリスクを確認することとする。

格納容器圧力逃がし装置系統内で水素が燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の水素濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

そこで、原子炉格納容器内のガス組成 (ウェット条件とドライ条件) を評価し、ベントガス中の水蒸気の凝縮による、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクについて確認した。なお、ウェット条件とは原子炉格納容器内のガス組成そのもので水蒸気も含んでいるものであり、ドライ条件とは、ウェット条件のガス組成に含まれる水蒸気を仮想的に完全に除去した場合のガス組成である。

仮に、格納容器圧力逃がし装置系統内で水蒸気が完全に凝縮するとすると、ベントガスの組成は原子炉格納容器内のドライ条件のガス組成と等しくなる。格納容器圧力逃がし装置内の水蒸気の凝縮量には不確かさがあることから、ここでは保守的に、格納容器圧力逃がし装置系統内では水蒸気が完全に凝縮するとして、ドライ条件におけるガス組成を用いて格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクを確認した。

事象が発生してからベントを実施するまでの時間が長いほど、水の放射線分解により原子炉格納容器内の酸素濃度は大きくなることから、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオのうち、代替循環冷却系のインサービスに成功した後、原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケースについて評価を実施した。評価条件を第 1 表に示す。また、第 1, 2 図にウェット条件の評価結果を、第 3, 4 図にドライ条件の評価結果を示す。

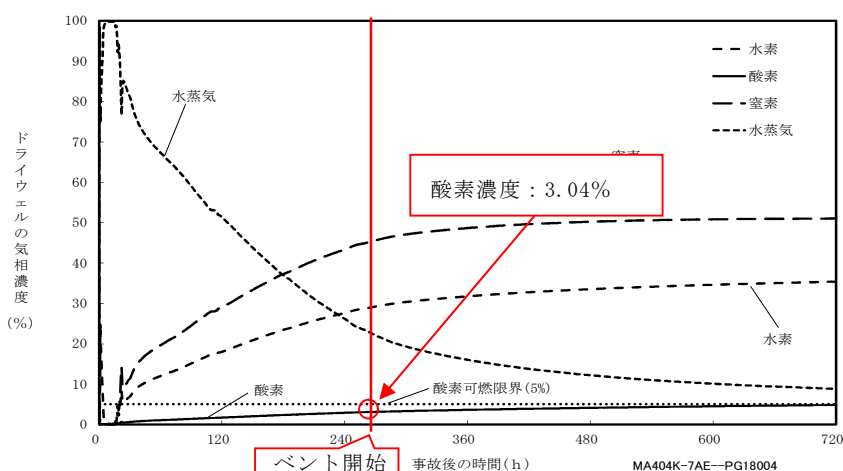
原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントは、原子炉格納容器内の酸素濃度が、ウェット条件で 4% に到達した時点で実施する運用としている。第

2 図より，事象発生から約 260 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が 4%に到達し，ベントを実施することとなる。この時のドライ条件におけるサプレッション・チェンバの酸素濃度は 4.54%，ドライウエルの酸素濃度は 3.97%であり，可燃限界の 5%未満であった。そのため，ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても，ベントガスは可燃領域には入らないことを確認した。

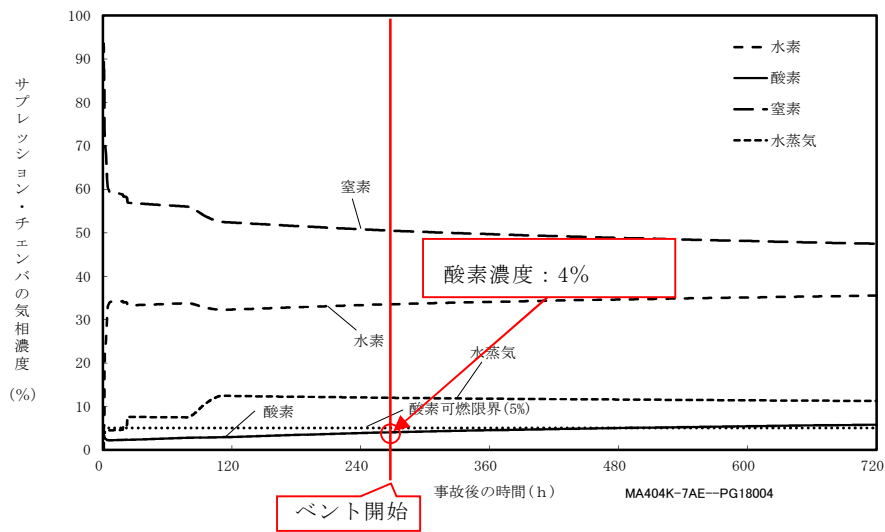
また，格納容器圧力逃がし装置は，待機時に系統内を窒素置換することとしているため，系統内の酸素濃度は極めて低い状態（可燃限界未満）となっている。そのため，上記のドライ条件のベントガスが格納容器圧力逃がし装置に流入したとしても，可燃領域には入らない。よって，ベント開始直後にベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても，格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生することはない。

第 1 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

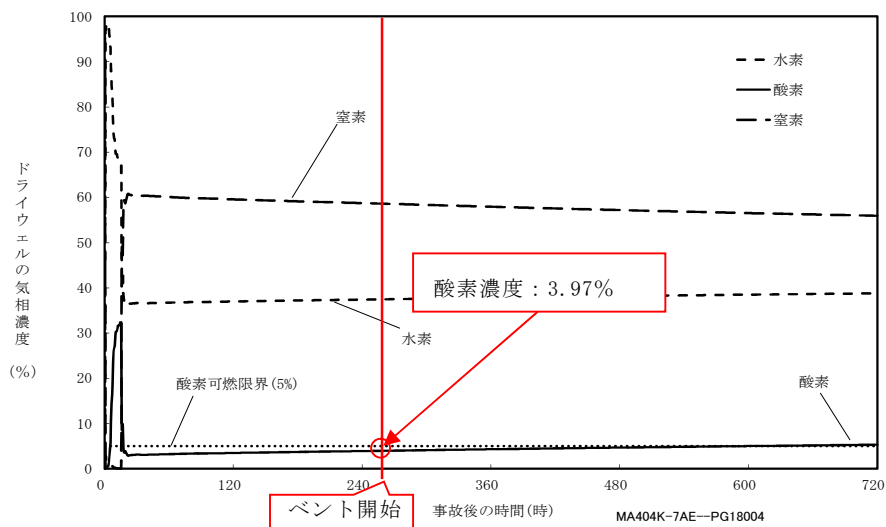
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (代替循環冷却系成功ケース)	代替循環冷却系のインサービスに成功し，原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケース 代替循環冷却系を使用せずにベントを実施する場合よりも，ベント開始までの時間が長いことから，原子炉格納容器内での水の放射線分解により，水素・酸素の濃度は高くなることため，本ケースを選定
初期酸素濃度	・ 3.5vol%	保安規定に定める運転上の制限値 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績では，原子炉格納容器内の酸素濃度は 1~2vol%程度である
水素・酸素の G 値	・ G(H ₂) : 0.06 ・ G(O ₂) : 0.03	電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」「事故時放射線分解に関する研究」より得られた，重大事故環境下における値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成	—



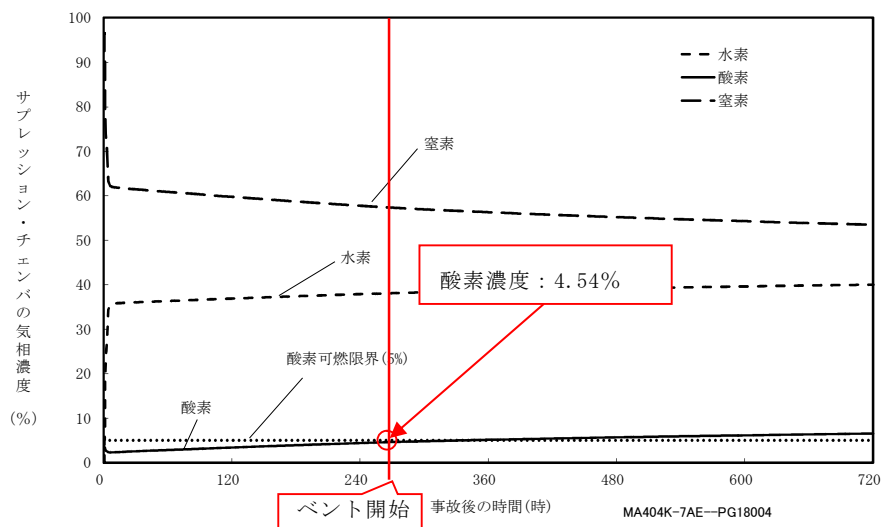
第 1 図 ドライウエルのガス組成 (ウェット条件)



第2図 サプレッション・チェンバのガス組成（ウェット条件）



第3図 ドライウエルのガス組成（ドライ条件）



第4図 サプレッション・チェンバのガス組成（ドライ条件）

この評価で用いた水素及び酸素の G 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値であると考えている。しかし、重大事故等時の原子炉格納容器内環境の不確かさを考慮すると、より G 値が大きい場合についても確認しておく事が望ましい。そこで感度解析として、水素及び酸素の G 値を $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ とした場合の評価を実施した。なお、 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いているものであり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下では G 値は低下する傾向にあることから、非常に保守的な設定である。また、本ケースは非常に保守的な G 値を置いた感度解析であるため、原子炉格納容器内の初期酸素濃度は運転実績を踏まえ、2.0%に設定した。また、原子炉格納容器内の酸素濃度を計測する CAMS は、事故発生から約 20 時間後には復旧を見込むことができる。そのため、事故発生から 20.5 時間後に CAMS が復旧し、原子炉格納容器内の酸素濃度を確認することが可能であることとした。

評価条件を第 2 表に示す。この条件で評価をした結果、第 7 図に示す通り、CAMS を確認することができる 20.5 時間後には、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度は可燃限界である 5%を超えた状態となった。そのため、この時点で運転員は、ドライウエルからベントを実施すると格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生する危険性があることを認知することができる。一方、第 8 図に示す通り、この時点でサプレッション・チェンバの酸素濃度はドライ条件であっても可燃限界よりも低い値であることも確認することができる。

そのため、このような状況が発生した場合は、ドライウエルからベントを実施した際の格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼を防止するため、ドライウエルには外部水源からのスプレイを継続して実施し、ドライウエルの圧力を低下させることで、真空破壊弁を通してサプレッション・チェンバのガスをドライウエル側に流す操作を実施することとする。この操作により、ドライウエルとサプレッション・チェンバのガスを混合させることで、ドライウエルのガスの酸素濃度を可燃限界未満に制御する。その上で、原子炉格納容器内の酸素濃度のトレンドを監視し、上昇傾向が継続することが確認された場合は、ドライ条件における酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した後に、サプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施することで、原子炉格納容器内の酸素及び水素を抜くこととする。

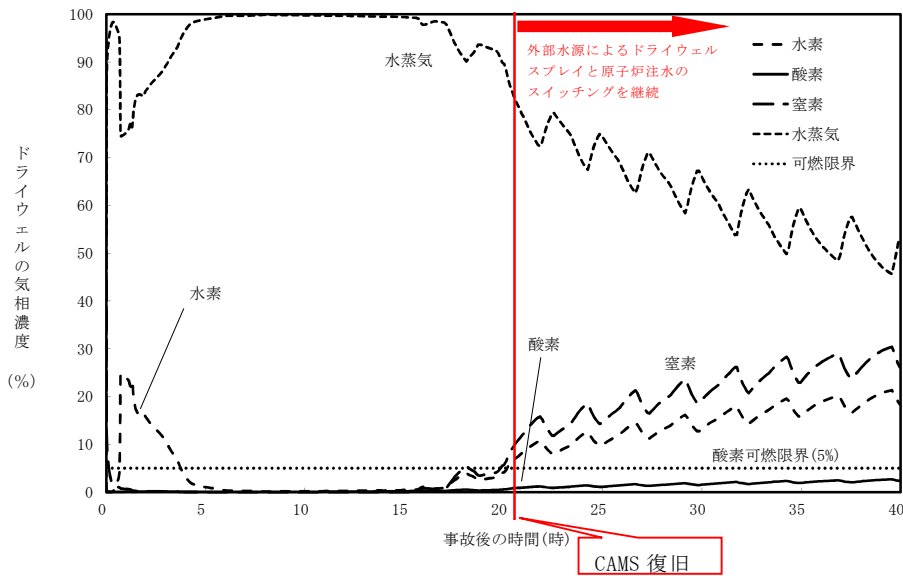
評価の結果、第 7, 8 図に示す通り、ドライウエルへの外部水源によるスプレイを継続することで、ドライウエルとサプレッション・チェンバ共に、事故発生から 40 時間まで、ドライ条件における酸素濃度を可燃限界未満にすることができることを確認した。そのため、この状態でサプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施した場合、ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても、格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼は発生しないことを確

認した。なお、外部水源によるスプレイを継続していることから、事故発生から約 38 時間後にサブプレッション・チェンバの水位が、サブプレッション・チェンバからのベントを実施するための上限に到達することから、それまでにベントの判断をすることとなる。

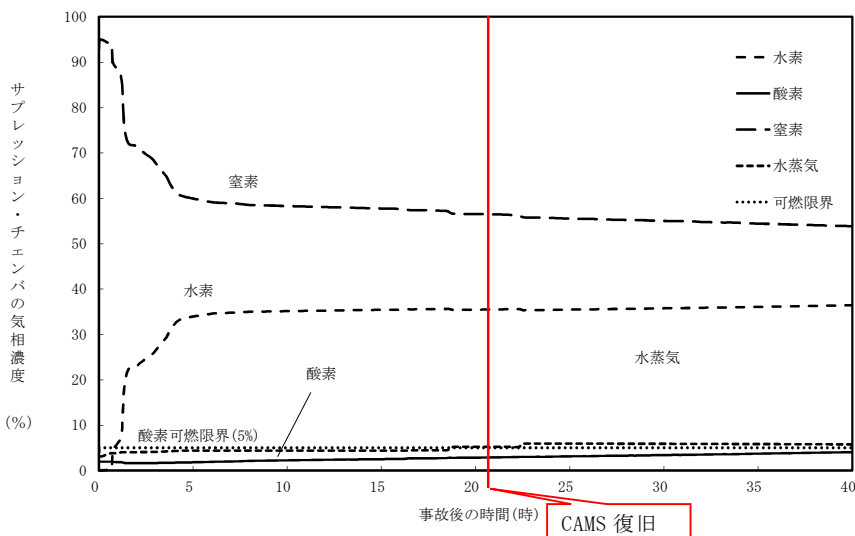
以上より、事故発生から 20.5 時間後に、ドライウエルの酸素濃度が高いことを認知してから、十分な時間的余裕を持って、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスの混合、ならびにベントの操作を実施することができることを確認した。

第 2 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

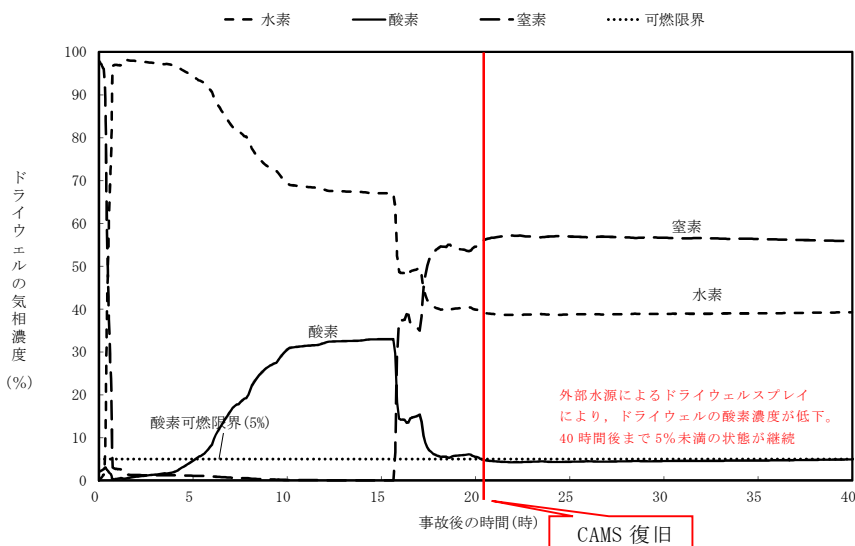
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失	事故後 20.5 時間後に CAMS が復旧し、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度が可燃限界である 5%を超過していることを確認。 そのため、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスを混合させ、ドライウエル側のドライ条件における酸素濃度を下げることが目的として、外部水源によるドライウエルスプレイ（水温 40℃）を継続。 （代替循環冷却系によるドライウエルスプレイでは、スプレイ水温が高いことから、ドライウエル内の水蒸気の凝縮効果が低く、サブプレッション・チェンバとドライウエルのガスの混合効果が低いことから、代替循環冷却系はインサービスしない）
初期酸素濃度	・ 2.0vol%	柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績を踏まえて、2.0vol%に設定。
水素・酸素の G 値	・ G(H ₂) : 0.4 ・ G(O ₂) : 0.2	可燃性ガス濃度制御系の設計 G 値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成 ・ PCV 内圧力 ・ PCV 内温度	—



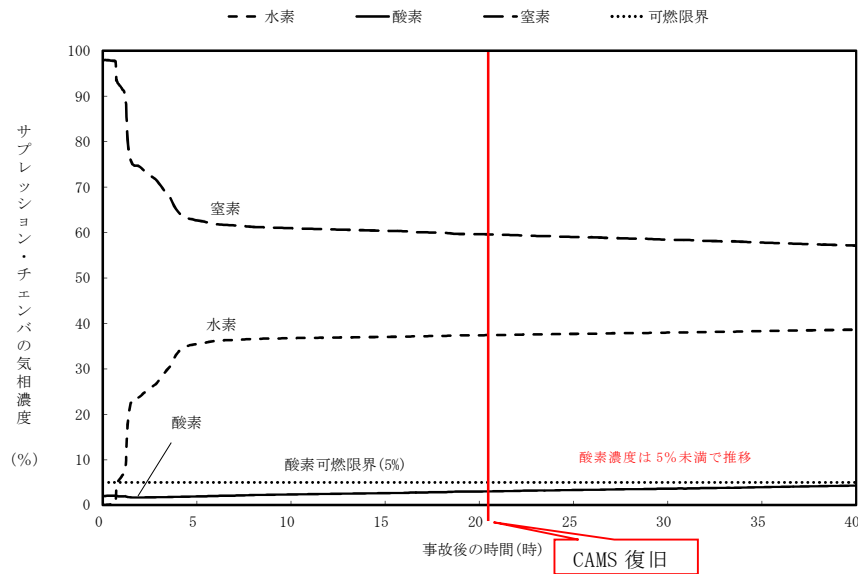
第5図 ドライウェルのガス組成 (ウェット条件)



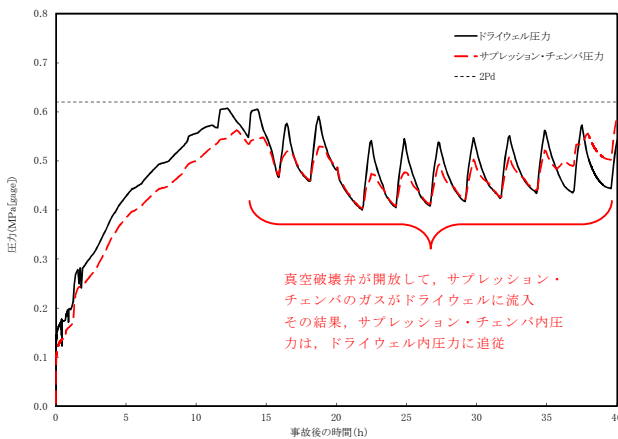
第6図 サプレッション・チェンバのガス組成 (ウェット条件)



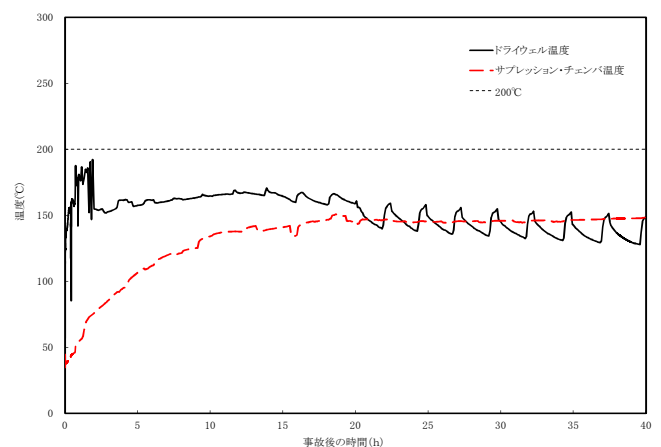
第7図 ドライウェルのガス組成 (ドライ条件)



第 8 図 サプレッション・チェンバのガス組成（ドライ条件）



第 9 図 原子炉格納容器内圧力



第 10 図 原子炉格納容器内温度

以上をまとめると、格納容器圧力逃がし装置系統内におけるベントガス中の水蒸気の凝縮を考慮した場合、重大事故等時の確からしい G 値 ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$) を考えると、サプレッション・チェンバ及びドライウエルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

一方、非常に保守的な G 値 ($G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$) を考慮しても、ドライウエルに外部水源からのスプレイを継続し、原子炉格納容器内のガスを混合することで、サプレッション・チェンバ及びドライウエルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

一方で、ベント開始後には、常にベントガスの流れがあることから、排気口から空気が格納容器圧力逃がし装置内に逆流することはないため^{*1}、外部から系統内に酸素が供給されることはない。よって、ベント実施中は、系統内は可燃限界未満の状態が維持されることになる。

なお、ベントガスには、原子炉格納容器内やフィルタ装置内の水の放射線分解により、微量の水素と酸素が混入し続ける。そのため、閉塞端部において、この水素と酸素の混合ガスが蓄積し、局所的な燃焼を引き起こす恐れがある。このような閉塞端としては、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部（例えば格納容器圧力逃がし装置と他系統を仕切る弁までの範囲等）や、よう素フィルタの上部マンホールが挙げられる。

まず、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部のうち、水素と酸素の混合ガスが蓄積する恐れのある箇所については、別紙 19 に示すように、混合ガスを排出するためのベントラインを設置し、混合ガスの蓄積を防止することとしている。また、よう素フィルタの上部マンホールについては、流動解析によりマンホール内を換気する流れによって、混合ガスの蓄積は生じないことを確認している（第 11, 12 図参照）。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内においては、水素の燃焼は生じないと考えられる。

なお、ベントガスの温度は、水素が自然発火する約 500℃以上になることはなく、さらにフィルタ装置にアース線を設置して静電気が溜まることを防止する設計としていることから、仮に可燃限界を超えた濃度の水素や酸素が流入したとしても、格納容器圧力逃がし装置にて着火・燃焼するリスクは小さいと考えられる。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-85
提出年月日	令和2年6月1日

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7号炉

保安規定第39条

自動減圧系の窒素ガス供給圧力設定値の 変更について

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 保安規定第 39 条の変更について

保安規定第 39 条では、自動減圧系が運転上の制限を満足していることを確認する事項として、「自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が 1.13MPa[gage]以上であることを確認する」(1 ヶ月に 1 回)を定めている。上記供給圧力の設定値は、格納容器圧力が 1Pd において、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動に必要な N₂ ガスの圧力を上回る値として設定している。

一方で、重大事故等対処設備として高圧窒素ガス供給系(N₂ ガスポンベを使用した非常用系)は、格納容器圧力上昇時の背圧対策として、格納容器圧力が 2Pd となった場合においても SRV の作動に必要な N₂ ガスの圧力を確保するため、供給圧力を「 MPa[gage]以上」とした。

上記 SRV 背圧対策をふまえ、高圧窒素ガス供給系(AC 系を使用した常用系)の供給圧力を、高圧窒素ガス供給系(N₂ ガスポンベを使用した非常用系)と同様の供給圧力に変更し、常時 MPa[gage]以上で供給する運用とした。これに伴い、保安規定第 39 条で定める設定値についても変更する。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-86 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

保安規定第61条

非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ に関する LCO 等について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 保安規定第 61 条の変更について

非常用ディーゼル発電機燃料移送系は、設置許可基準規則第 57 条（電源設備）に係る重大事故等対処設備（設計基準拡張）であり、非常用ディーゼル発電機が 7 日間の連続運転を達成するために必要な燃料を供給する機能を有する。

非常用ディーゼル発電機燃料移送系については、燃料ディタンクから非常用ディーゼル発電機までは保安規定第 59/60 条に、軽油タンクは保安規定第 61 条に LCO を定めるが、軽油タンクからディタンクまでの移送ライン（以下、移送ライン）は保安規定上明確に要求されていない。これは旧基準で移送ラインは安全重要度分類 MS-2 の設備であったためである。

今回保安規定補正申請では、「保安規定変更に係る基本方針」に基づき、全ての重大事故等対処設備に対して LCO 等を設定しており、移送ラインについても既存の保安規定第 61 条に LCO 等を設定した。

なお、タイラインを構成する弁及び配管についても移送ラインを構成する弁及び配管の一部であると整理し、LCO 適用範囲に含むこととする。

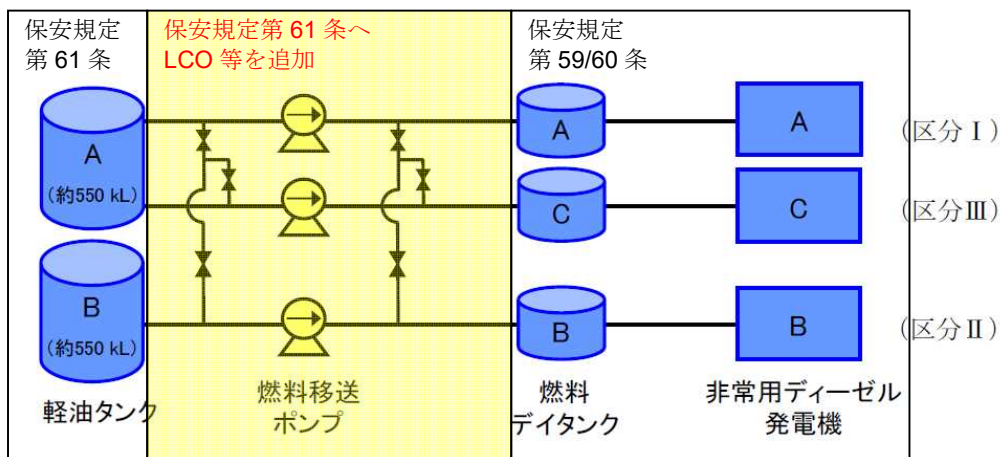


図 非常用ディーゼル発電機燃料移送系 系統概略図

【旧基準】

「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針(JEAG4612)」では、以下の理由から移送ラインをディーゼル発電機の間接関連系としてクラス 2 に位置付けられていた。

- ・ディーゼル発電機用燃料タンクのみで 8 時間の連続運転が可能であり、これを超えて外部電源喪失が起こる可能性が少ない
- ・移送ラインの機能喪失を想定しても、ディーゼル発電機の機能喪失発生までに時間余裕があり、その間に補修又は代替手段等が可能である。

以上

他条文により確認
 【月例等】との差
 【定事検/月例等】との差異

東京電力									
柏崎刈羽7号炉									
保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名 称	定期事業者検査等での判定基準	月例等定期試験名称	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】【月例等】	実条件性能確認評価/ブレコン
61条	非常用ディーゼル発電機燃料油等	(1)運転上の制限 ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気及び燃料移送ポンプは、表61-1で定める事項を運転上の制限とする。 (2)確認事項 ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気及び燃料移送ポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 1. 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気、第59条及び第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを表61-2で1ヶ月に1回確認する。 2. 当直長は、第59条及び第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイトンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。	【設置許可本文】 非常用ディーゼル発電機は、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間の容量以上の燃料を軽油タンクに貯蔵する設計とする。	-	-	【巡視点検】 (1ヶ月/回)	【判定基準】 ・必要量確保されていること。 A系軽油タンクレベル 7, 031mm以上 B系軽油タンクレベル 7, 030mm以上 潤滑油補給タンク油面650mm以上 起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) 2.46MPa[gage]以上	<差異無し>	-
						【定例試験】 ・非常用D/G燃料移送ポンプ起動試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・燃料移送ポンプが起動すること。	<差異無し>	燃料移送ポンプの性能確認については、定期事業者検査等にて保全計画に基づく点検時に確認し、月例等試験時に燃料移送ポンプを起動させ軽油タンクからデイトンクへ補給されることを確認している。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-87
提出年月日	令和2年6月1日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

可燃性ガス濃度制御系の共用廃止に係る
保安規定第47条の変更について

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 保安規定第47条の変更について

可燃性ガス濃度制御系については、保安規定第47条において「2系列が動作可能であること」を運転上の制限として定めている。また6号炉及び7号炉について、これまでは図1のように号炉間で共用する可搬式再結合装置を採用していたため、それをふまえた保安規定の記載内容となっていた。

新規制基準に係る設置変更許可において、図2のように、単一設計となっている配管の二重化を行うとともに、再結合装置を各号炉1台ずつ追加し、かつ常設設備に変更した。そのため、保安規定第47条について6号炉及び7号炉の共用に係る記載を廃止する。

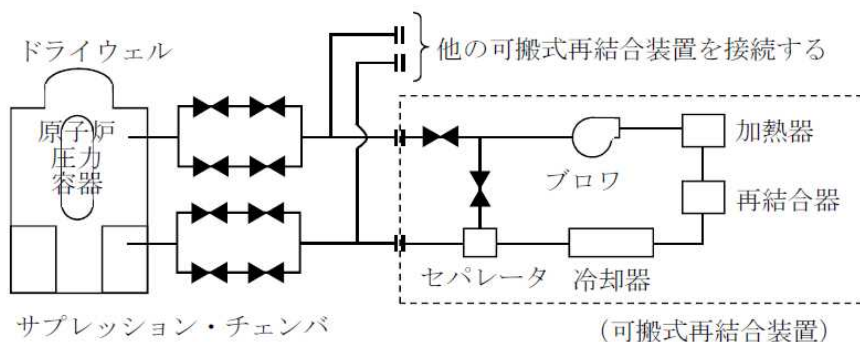


図1 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図 (変更前)

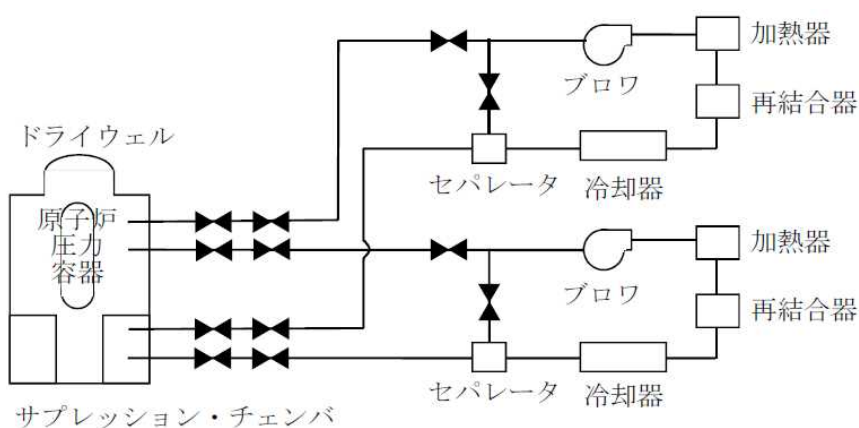


図2 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図 (変更後)

以上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 90
提出年月日	令和2年7月20日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

マニュアル体系の一部変更について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 変更の概要

新規規制基準適合炉については、自然災害・人為事象についての保安規定の条文が新たに設定された。

これらの条文に対応するマニュアル体系として、従来の「運転管理基本マニュアル」配下ではなく、新たに「原子力災害対策基本マニュアル」とその業務マニュアルの体系下に移行することとした。

この理由は、自然災害・人為事象の対応を全て「運転管理基本マニュアル」配下とすると、1つの基本マニュアルの中で扱う範囲が広がりすぎるため、原子力災害・自然災害・人為事象の対応を別の基本マニュアルに分離することとしたものである。

2. 変更理由

当社の文書体系は、「原子力品質保証規程」や「品質保証計画書」などの「1次マニュアル」、組織全体に適用される「2次マニュアル」並びに発電所固有の要求事項等を記述した「3次マニュアル」で構成されている。このうち、2次マニュアルについては、「基本マニュアル」と「業務マニュアル」に分類され、「基本マニュアル」は業務全体を概観し、業務の基本的な目的等を記述した文書であり、「業務マニュアル」は詳細な要求事項や必須プロセスを記載した文書である。

従来は、2次マニュアルの基本マニュアルである「運転管理基本マニュアル」の下にその業務マニュアルの1つとして「原子力災害対策マニュアル」が構成されていた。一般の原子炉施設保安規定の変更申請に伴い、新規規制基準に基づく自然現象、内部事象、重大事故等対策及び大規模損壊に関する内容が保安規定第17条の2から第17条の8に新たに条文化している。これらの条文は本来、「運転管理基本マニュアル」の配下のマニュアルに記載する位置づけとなるが、「運転管理基本マニュアル」は従前から、その配下に運転操作手順書などの運転員が主に扱う業務マニュアルを多く構成されていたことから、新規規制基準に基づく新たなマニュアルが追加されると、さらに同基本マニュアルの扱う範囲が多くなり、内容も多岐に及ぶ状態となり、管理が十分に行き届かなくなることが懸念された。このため、「原子力災害対策マニュアル」及び新規規制基準に基づく保安規定第17条の2から第17条の8に関連する要求事項については、別の基本マニュアルの体系化に再配置し、きめ細かく文書管理が行えるようにすることとしたものである。

以上のことから、新たに基本マニュアルとして「原子力災害対策基本マニュアル」を作成し、その配下に従来の「原子力災害対策マニュアル」に記載していたものを「原子力災害予防対策マニュアル」及び「原子力災害応急対策・事後対策マニュアル」に分割した上で、保安規定第17条の7の重大事故等対策及び第17条の8大規模損壊の内容を新たに加えることとした。また、同基本マニュアルの配下に、「自然現象等対応マニュアル」を業務マニュアルとして新たに制定し、保安規定第17条の2から第17条の6

の要求事項を扱うこととした。

なお、本マニュアル体系の変更については、新規規制基準適合炉の運用改善を目的としたものであるが、原子力災害に対する基本的なプロセスは全てのプラントに対して共通であるとの考えのもと、本マニュアル体系については新規規制基準適合炉のみならず、柏崎刈羽原子力発電所の未適合炉及び福島第二原子力発電所においても該当する内容について適用する。（福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定変更についても別途補正申請を実施する予定である。なお、東通建設所については実務が当面生じないことから申請時期は別途検討する。）

3 . 別紙 保安規定変更比較表（該当部抜粋）

検査制度見直しに係る保安規定変更（R2.5.26 認可）内容を反映した変更比較表を示す。

変更前	変更後																																
<p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。これらの文書は，保安活動の重要度に応じて作成し，当該文書に規定する事項を実施する。また，これらの文書体系を図2に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。</p> <p>a) 品質方針及び品質目標 b) 原子力品質保証規程 c) 品質管理基準規則が要求する“手順書等”である以下の文書及び記録</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">第3条の 関連条項</th> <th style="text-align: center;">原子力品質 保証規程の 関連条項</th> <th style="text-align: center;">名 称</th> <th style="text-align: center;">管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">4.2 , 7.2.2</td> <td style="text-align: center;">4.2 , 7.2.2</td> <td style="text-align: center;">文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8.2.2 , 8.5.1</td> <td style="text-align: center;">8.2.2 , 8.5.1</td> <td style="text-align: center;">原子力品質監査基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">内部監査室</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3</td> <td style="text-align: center;">8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3</td> <td style="text-align: center;">不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table> <p>d) 組織内のプロセスの実効的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した文書及び記録 以下の文書</p>	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	4.2 , 7.2.2	4.2 , 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	8.2.2 , 8.5.1	8.2.2 , 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル	原子力安全・統括部	<p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。これらの文書は，保安活動の重要度に応じて作成し，当該文書に規定する事項を実施する。また，これらの文書体系を図2に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。</p> <p>a) 品質方針及び品質目標 b) 原子力品質保証規程 c) 品質管理基準規則が要求する“手順書等”である以下の文書及び記録</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">第3条の 関連条項</th> <th style="text-align: center;">原子力品質 保証規程の 関連条項</th> <th style="text-align: center;">名 称</th> <th style="text-align: center;">管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">4.2 , 7.2.2</td> <td style="text-align: center;">4.2 , 7.2.2</td> <td style="text-align: center;">文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8.2.2 , 8.5.1</td> <td style="text-align: center;">8.2.2 , 8.5.1</td> <td style="text-align: center;">原子力品質監査基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">内部監査室</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3</td> <td style="text-align: center;">8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3</td> <td style="text-align: center;">不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル</td> <td style="text-align: center;">原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table> <p>d) 組織内のプロセスの実効的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した文書及び記録 以下の文書</p>	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	4.2 , 7.2.2	4.2 , 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	8.2.2 , 8.5.1	8.2.2 , 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル	原子力安全・統括部
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所																														
4.2 , 7.2.2	4.2 , 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部																														
8.2.2 , 8.5.1	8.2.2 , 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室																														
8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル	原子力安全・統括部																														
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所																														
4.2 , 7.2.2	4.2 , 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部																														
8.2.2 , 8.5.1	8.2.2 , 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室																														
8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	8.3 , 8.5.1 , 8.5.2 , 8.5.3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置 基本マニュアル	原子力安全・統括部																														

変更前					変更後				
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文
5.4.1, 8.2.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施 基本マニュアル	原子力安全・統括部	第10条	5.4.1, 8.2.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施 基本マニュアル	原子力安全・統括部	第10条
5.4.2	5.4.2	原子力リスク管理基本マ ニュアル	原子力安全・統括部	-	5.4.2	5.4.2	原子力リスク管理基本マ ニュアル	原子力安全・統括部	-
5.4.2, 7.1	5.4.2, 7.1	変更管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	-	5.4.2, 7.1	5.4.2, 7.1	変更管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	-
5.5.4	5.5.4	保安管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第6条～第9条の3	5.5.4	5.5.4	保安管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第6条～第9条の3
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実 施基本マニュアル	原子力安全・統括部	-	5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実 施基本マニュアル	原子力安全・統括部	-
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	原子力人財育成セン ター	第118条～第120条	6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	原子力人財育成セン ター	第118条～第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第7条, 第11条の2, 第12条～第78条, 第84条, 第88条, 第95条, 第96条, 第108条～第117条, 第120条, 第121条	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第7条, 第11条の2, 第12条～第78条, 第84条, 第88条, 第95条, 第96条, 第110条, 第120条, 第121条
		燃料管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第19条～第23条, 第25条～第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第 72条, 第79条～ 第86条, 第104条, 第105条, 第120条			燃料管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第19条～第23条, 第25条～第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第 72条, 第79条～ 第86条, 第104条, 第105条, 第120条
		放射性廃棄物管理基本マ ニュアル	原子力運営管理部	第88条, 第88条の2, 第89条, 第90条, 第120条, 第121条			放射性廃棄物管理基本マ ニュアル	原子力運営管理部	第88条, 第88条の2, 第89条, 第90条, 第120条, 第121条
		放射線管理基本マニ ュアル	原子力運営管理部	第79条, 第86条, 第88条, 第 88条の3, 第90条, 第93条～第106条, 第118条～第121条			放射線管理基本マニ ュアル	原子力運営管理部	第79条, 第86条, 第88条, 第 88条の3, 第90条, 第93条～第106条, 第118条～第121条
		施設管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第91条, 第103条, 第107条～第107条の6, 第120条			施設管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第91条, 第103条, 第107条～第107条の6, 第120条
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	法令等の遵守に係る活動 基本マニュアル	原子力安全・統括部	第2条の2	7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	法令等の遵守に係る活動 基本マニュアル	原子力安全・統括部	第2条の2
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	健全な安全文化の育成及 び維持に係る基本マニ ュアル	原子力安全・統括部	-	7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	健全な安全文化の育成及 び維持に係る基本マニ ュアル	原子力安全・統括部	-

変更前					変更後				
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	原子力運営管理部	-	7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	原子力運営管理部	-
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	原子力設備管理部	第 107 条の 2	7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	原子力設備管理部	第 107 条の 2
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	原子力設備管理部	-	7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	原子力設備管理部	-
		原子燃料調達基本マニュアル	原子燃料サイクル部	-			原子燃料調達基本マニュアル	原子燃料サイクル部	-
8.2.4	8.2.4	使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル	原子力運営管理部	第 19 条, 第 21 条, 第 22 条, 第 24 条, 第 27 条, 第 30 条, 第 32 条, 第 39 条, 第 41 条 ~ 第 44 条, 第 47 条, 第 49 条 ~ 第 54 条, 第 57 条, 第 60 条 , 第 63 条 , 第 79 条, 第 81 条, 第 84 条, 第 86 条, 第 88 条, 第 104 条, 第 105 条, 第 107 条, 第 107 条の 4, 第 107 条の 5, 第 120 条	8.2.4	8.2.4	使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル	原子力運営管理部	第 19 条, 第 21 条, 第 22 条, 第 24 条, 第 27 条, 第 30 条, 第 32 条, 第 39 条, 第 41 条 ~ 第 44 条, 第 47 条, 第 49 条 ~ 第 54 条, 第 57 条, 第 59 条 , 第 62 条 , 第 66 条 , 第 79 条, 第 81 条, 第 84 条, 第 86 条, 第 88 条, 第 104 条, 第 105 条, 第 107 条, 第 107 条の 4, 第 107 条の 5, 第 120 条
		運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第 21 条, 第 24 条, 第 27 条, 第 39 条, 第 41 条, 第 51 条 ~ 第 54 条, 第 58 条, 第 60 条 , 第 61 条 , 第 67 条, 第 84 条, 第 120 条			運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第 21 条, 第 24 条, 第 27 条, 第 39 条, 第 41 条, 第 51 条 ~ 第 54 条, 第 58 条 - 第 60 条 , 第 66 条 , 第 67 条, 第 84 条, 第 120 条