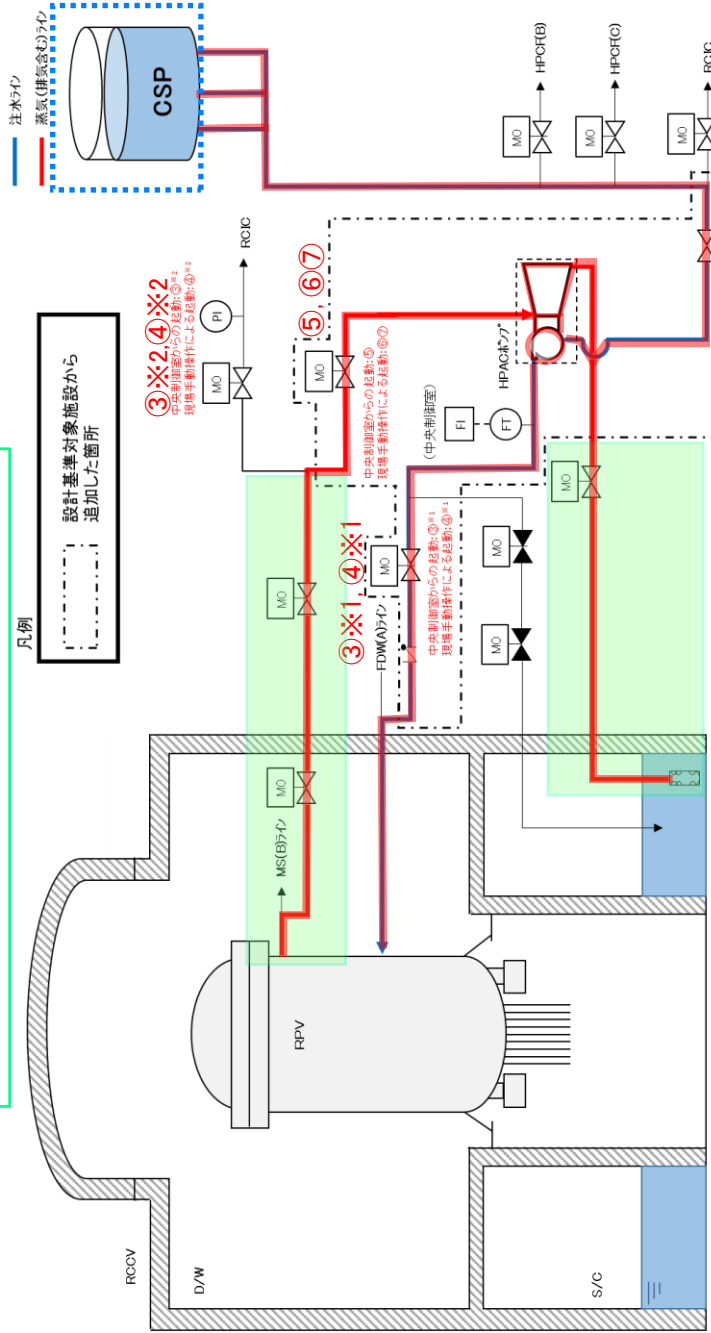


保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考												
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧代替注水系が動作不能の場合</td> <td> <p>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合</td> <td> <p>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td>C. 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> <p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</p> </td> <td> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：残りの高圧炉心注水系1系列及び高圧炉心注水系に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：原子炉隔離時冷却系をいう。</p>		条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>	B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	<p>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p>	C. 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	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。高圧代替注水系は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>A 1. 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“速やかに”起動し確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である高圧炉心注水系が該当する。</p> <p>高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と共通要因で故障する可能性があり得る(蒸気ラインが一部共通のため)ことから、駆動源の異なる高圧炉心注水系(非常用ディーゼル発電機含む)を設定する。</p> <p>A 2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した原子炉隔離時冷却系が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、中央制御室から速やかに起動することが可能であり、流量等も高圧代替注水系と同等な性能を有する。</p> <p>A 3. 当該系統を復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>【要求される措置B 1.の考え方】 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が故障した場合は、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系がともに動作不能となるため、要求される措置A 2.が実施不可となる。そのため、保安規定変更に係る基本方針には記載していないが、安全上有効と考えられる措置を設定し、保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で原子炉隔離時冷却系が動作不能となった場合と同様に「10日間」の完了時間を設定する。</p> <p>B 1. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が故障した場合は、高圧炉心注水系1系列並びに重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備を“速やかに”確保することにより、高圧代替注水系が必要となる全交流動力電源喪失時においても、高圧注水機能を確保する。</p> <p>B 2. 当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で原子炉隔離時冷却系が動作不能時は10日間となっていることから、それに準じて「10日間」とする。</p> <p>C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>コメントNo. 72</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間													
A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>													
B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	<p>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系1系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p>													
C. 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	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>													

66-2-1の範囲
赤線にて示す

第39条 原子炉隔離時冷却系との共用ライン

66-11-1にて整理



操作手順	弁名称
中央制御室からの起動: ③※1	高圧代替注水系注入弁
現場手動操作による起動: ④※1	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁
中央制御室からの起動: ③※2	高圧代替注水系タービン止め弁
現場手動操作による起動: ④※2	
中央制御室からの起動: ⑤	
現場手動操作による起動: ⑥⑦	

第 1.2.4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動，現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考				
<p>66-2-2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="415 1486 590 2754"> <thead> <tr> <th data-bbox="415 1486 464 1694">項目</th> <th data-bbox="415 1700 464 2754">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="468 1486 590 1694">高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）</td> <td data-bbox="468 1700 590 2754">原子炉の状態が運転 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>1：必要な電動弁の手动操作レバー及びハンドルの操作により現場起動できることをいう。</p>	項目	運転上の制限	高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること ¹	<p>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（1.2）が該当する。</p> <p>運転上の制限の対象となる系統・機器（添付 - 1, 2）</p> <p>以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手动操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（1.2） 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 <p>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（1.2）の現場での手动起動の要求については、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系のどちらかが現場手动起動可能であれば満足できることから、いずれかが現場手动起動できれば良い。（添付 - 3）また、ポンプ等の系統設備が動作不能となった場合には、中央制御室からの遠隔起動も不可となるため、66-2-1（高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））又は保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）の運転上の制限の逸脱として対応することから、本表では現場操作により起動するために必要な電動弁の手动操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを運転上の制限とする。</p> <p>現場操作により起動するために必要な電動弁：</p> <p>高圧代替注水系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系タービン止め弁 [E 5 1 - MO - F 0 6 5] ・高圧代替注水系注入弁 [E 6 1 - MO - F 0 0 4] <p>原子炉隔離時冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系タービン止め弁 [E 5 1 - MO - F 0 3 7] ・原子炉隔離時冷却系注入弁 [E 5 1 - MO - F 0 0 4] ・原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁 [E 5 1 - MO - F 0 1 2] <p>なお、適用される原子炉の状態については、66-2-1（高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））又は保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）と同様に、原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上を対象とする。</p>	<p>コメント No.74</p>
項目	運転上の制限					
高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること ¹					

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="315 1513 693 2730"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な 電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられている ことを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な 電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられている ことを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2.)</p> <p>a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>ポンプ等の系統設備については66-2-1(高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))及び保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で管理されているため、ここでは、現場起動に必要な電動弁手動操作用レバー及びハンドルの取付状態に異常がないことを確認する。</p> <p>頻度についても、66-2-1(高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))及び保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で整理されている頻度に合わせ、1ヶ月に1回とする。</p>	
項目	頻度	担当									
1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な 電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられている ことを確認する。	1ヶ月に1回	当直長									
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な 電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられている ことを確認する。	1ヶ月に1回	当直長									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="798 1513 1428 2730"> <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. 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合</td> <td>A1. 当直長は、高圧炉心注水系が動作可能であること を確認する²。 及び A2. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する²。 及び A3. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。</td> <td>速やかに 3日間 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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2: 至近の記録等により確認することという。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 当直長は、高圧炉心注水系が動作可能であること を確認する ² 。 及び A2. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する ² 。 及び A3. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	速やかに 3日間 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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間	<p>運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。</p> <p>要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)(3))</p> <p>A1. 現場起動ができない場合には、66-2-1(高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))及び保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)において速やかに確認することとなっている高圧炉心注水系が動作可能であることを確認することで、高圧注水機能が維持されていることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 現場起動ができない場合には、中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する。完了時間は、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」とする。</p> <p>A3. 現場起動できる状態に復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限に準じて「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
条件	要求される措置	完了時間									
A. 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 当直長は、高圧炉心注水系が動作可能であること を確認する ² 。 及び A2. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する ² 。 及び A3. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	速やかに 3日間 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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間									

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。可搬型直流電源設備による減圧系及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系は、両方が動作不能の場合を条件として設定する。高圧窒素ガスボンベによる作動窒素ガス確保系は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p>				
<p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p>				
<p>A1. 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する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である常設直流電源系統(A系及びB系)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p>				
<p>A2. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型直流電源設備又は可搬型蓄電池の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)の「3日間」とする。</p>				
<p>A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p>				
<p>A3. 当該系統を復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合のAOTである「10日間」とする。</p>				
<p>B1. 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する。設置変更許可申請書(添付書類十)の技術的能力では、対応する設計基準事故対処設備は設定されていない。そのため、ここでは自動減圧系の動作に必要な系統圧力が確保されていることを担保するため、自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)に定める値であることを確認することとし、完了時間は“速やかに”とする。</p>				
<p>B2. 1. A2. 1. と同様。ただし、代替措置とはボンベの補充等をいう。</p>				
<p>B2. 2. A2. 2. と同様。</p>				
<p>B3. A3. と同様。</p>				
<p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
<p>条件⑧</p>				
<p>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</p>				
要求される措置	要求される措置⑨	完了時間	速やかに	
A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。				
A2. 1. 当直長は、代替措置 ^{※4} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。		3日間		
又は				
A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する		3日間		
及び				
A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間		
<p>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</p>				
B1. 当直長は、アキムレレータの圧力が健全であることを確認する ^{※6} 。			速やかに	
及び				
B2. 1. 当直長は、代替措置 ^{※4} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。		3日間		
又は				
B2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する。		3日間		
及び				
B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間		
<p>C. 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</p>				
C1. 当直長は、高温停止にする。		24時間		
及び				
C2. 当直長は、低温停止にする。		36時間		
<p>※4：代替品の補充をいう。 ※5：代替逃がし安全弁駆動装置による減圧をいう。 ※6：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。</p>				

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。

保安規定 第66条 条文

- ※6：「66-1-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。
- ※7：「66-1-2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※8：「66-1-2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※9：「66-1-2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が <input type="text"/> m以上、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認すること、復水移送ポンプ2台で流量が <input type="text"/> m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が <input type="text"/> m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM
2. 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。	定検停止時	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、低温停止及び燃料交換 ^{*10} においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{*11} 。	1ヶ月に1回	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{*10} において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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ヶ月に1回	当直長

※10：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又は

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を除く。

※11：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

記載の説明

合を除く) では復水移送ポンプの所要数を1台とする。(添付-2)

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)
 - a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。
 - 2) 確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2) 定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。
 - b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4が該当。
- 弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、低圧注水系における注入隔離弁及び洗浄水弁、並びに復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁を対象とする。なお、項目2のタービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービンラッシュ)による蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に試験を行う。
- 項目3, 4は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。

コメントNo. 82

備考

保安規定 第66条 条文 記載の説明 備考

<p>66-4-2 低圧代替注水系（可搬型） ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系（可搬型）</td> <td>低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（1. 4） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1. 8）が該当する。 また、技術的能力審査基準1. 13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（1. 4） 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）として、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。」 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1. 8） 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 技術的能力審査基準1. 13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加え、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>④ 低圧代替注水系（可搬型）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換（原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「6</p>	<p>備考</p> <p>コメントNo. 84</p>								
項目 ②	運転上の制限 ③													
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2													
<p>適用される原子炉の状態 ④</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※4：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	設備 ⑤	所要数 ⑥	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※4	燃料補給設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	代替所内電気設備	※8	<p>④ 低圧代替注水系（可搬型）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換（原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「6</p>	<p>備考</p>
設備 ⑤	所要数 ⑥													
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※4													
燃料補給設備	※5													
可搬型代替交流電源設備	※6													
常設代替交流電源設備	※7													
代替所内電気設備	※8													

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																																				
<p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 ① (1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="525 222 630 2760"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2	<p>① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十八条 (1. 5) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十条 (1. 7) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十二条 (1. 9) が該当する。 また、技術的能力審査基準 1. 1 3 の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、常設重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (1))</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十八条 (1. 5) 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (手順等)」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。 ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十条 (1. 7) 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (手順等)」として、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。 ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十二条 (1. 9) 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。 ・技術的能力審査基準 1. 1 3 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>格納容器圧力逃がし装置は系統内での水素燃焼を防止するため、格納容器内を窒素封入し、酸素濃度を 1. 8 % 以下に管理することが要求されるが、格納容器内への窒素封入はドライウエル点検後速やかに実施するため、ドライウエル点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、また原子炉格納容器内における水素爆発を防止するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p>	<p>コメント No. 87</p>																																
項目 ②	運転上の制限 ③																																					
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2																																					
<table border="1" data-bbox="630 222 1428 2760"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">運転 起 高温停止</td> <td>フィルタ装置</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td>よう素フィルタ</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>ラプチャードイスク</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>遠隔空気駆動弁操作用ポンプ</td> <td>2 本※3</td> </tr> <tr> <td>スクラバ水 pH 制御設備</td> <td>1 式</td> </tr> <tr> <td>ドレン移送ポンプ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>ドレンタンク</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水素濃度</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※9</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※10</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※11</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁 (遠隔手動弁操作設備含む) 及び配管を含む。 ※2：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になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。 ※3：「66-5-2 耐圧強化ベント系」の遠隔空気駆動弁操作用ポンプを兼ねる。 ※4：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。 ※5：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。 ※6：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。 ※7：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転 起 高温停止	フィルタ装置	1 個	よう素フィルタ	2 個	ラプチャードイスク	2 個	遠隔空気駆動弁操作用ポンプ	2 本※3	スクラバ水 pH 制御設備	1 式	ドレン移送ポンプ	1 台	ドレンタンク	1 基	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4	フィルタ装置水素濃度	※4	可搬型窒素供給装置	※5	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	可搬型直流電源設備	※8	常設代替交流電源設備	※9	常設代替直流電源設備	※10	代替所内電気設備	※11		
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥																																				
運転 起 高温停止	フィルタ装置	1 個																																				
	よう素フィルタ	2 個																																				
	ラプチャードイスク	2 個																																				
	遠隔空気駆動弁操作用ポンプ	2 本※3																																				
	スクラバ水 pH 制御設備	1 式																																				
	ドレン移送ポンプ	1 台																																				
	ドレンタンク	1 基																																				
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4																																				
	フィルタ装置水素濃度	※4																																				
	可搬型窒素供給装置	※5																																				
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6																																				
	可搬型代替交流電源設備	※7																																				
	可搬型直流電源設備	※8																																				
常設代替交流電源設備	※9																																					
常設代替直流電源設備	※10																																					
代替所内電気設備	※11																																					

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。

保安規定 第66条 条文

- ※8：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※9：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※10：「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」において運転上の制限等を定める。
- ※11：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

記載の説明

⑥ フィルタ装置は1個、よう素フィルタは2個、ラプチャーディスタは2個、ドレンタンクは1基設置されており、これらの数を所要数とする。
遠隔空気駆動弁操作ポンベは排出経路の隔離弁のうち、空気駆動弁に供給する一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッジョン・チェンバ側）の2弁にて系統構成が可能であるため、2本を所要数とする。フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作ポンベについては流路構成に不要なため、所要数に含めないこととした。なお、一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッジョン・チェンバ側）の操作ポンベについては、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁用操作ポンベと所要数を兼ねる。
スクラバ水pH制御設備は必要な1式を所要数とする。なお、スクラバ水pH制御設備1式とは、スクラバ水pH制御設備用ポンプ1台、必要なホース及び水酸化ナトリウム（69.1.3L以上）をいう。
ドレン移送ポンプは1台で必要容量を有するため、1台を所要数とする。（添付-2）

備考

コメントNo. 87

コメントNo. 85

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. よう素フィルタの性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
2. フィルタ装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
3. 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 \square wt % 以上であること及びpHが \square 以上であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	原子炉GM
4. ドレン移送ポンプの流量が $9.1\text{ m}^3/\text{h}$ 、揚程が14.3m以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM
5. 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。	定検停止時	当直長
6. スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	当直長
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2000mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が \square L以上であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針

- 4. 2)
 - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
 - 項目1, 2, 3, 4, 6が該当。
 - 項目3では、水酸化ナトリウムの濃度が \square wt % 以上であること及びpHが \square 以上であることを確認する（添付-2）。なお、適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は、水酸化ナトリウムの濃度及びpHが規定値以上であることを確認する。

項目4で確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書に基づき、設定する。（添付-2）

定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。なお、項目3については、定検停止後の原子炉起動前に実施することとする。

- b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

項目5, 7, 8, 9, 10が該当。
項目5について、格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定検停止時に閉閉試験を実施する。
中央制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。また、空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベ内の窒素消費によるSA時使用可能窒素量の減少を考慮し、計装用圧縮空気系等を使用して現場操作で開弁できることを確認する。
また、遠隔手動操作設備により開弁できることを確認する。

項目7, 8については、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。なお、項目8で確認するフィルタ装置スクラバ水位は、工事計画認可申請書に基づき、設定する。（添付-2）

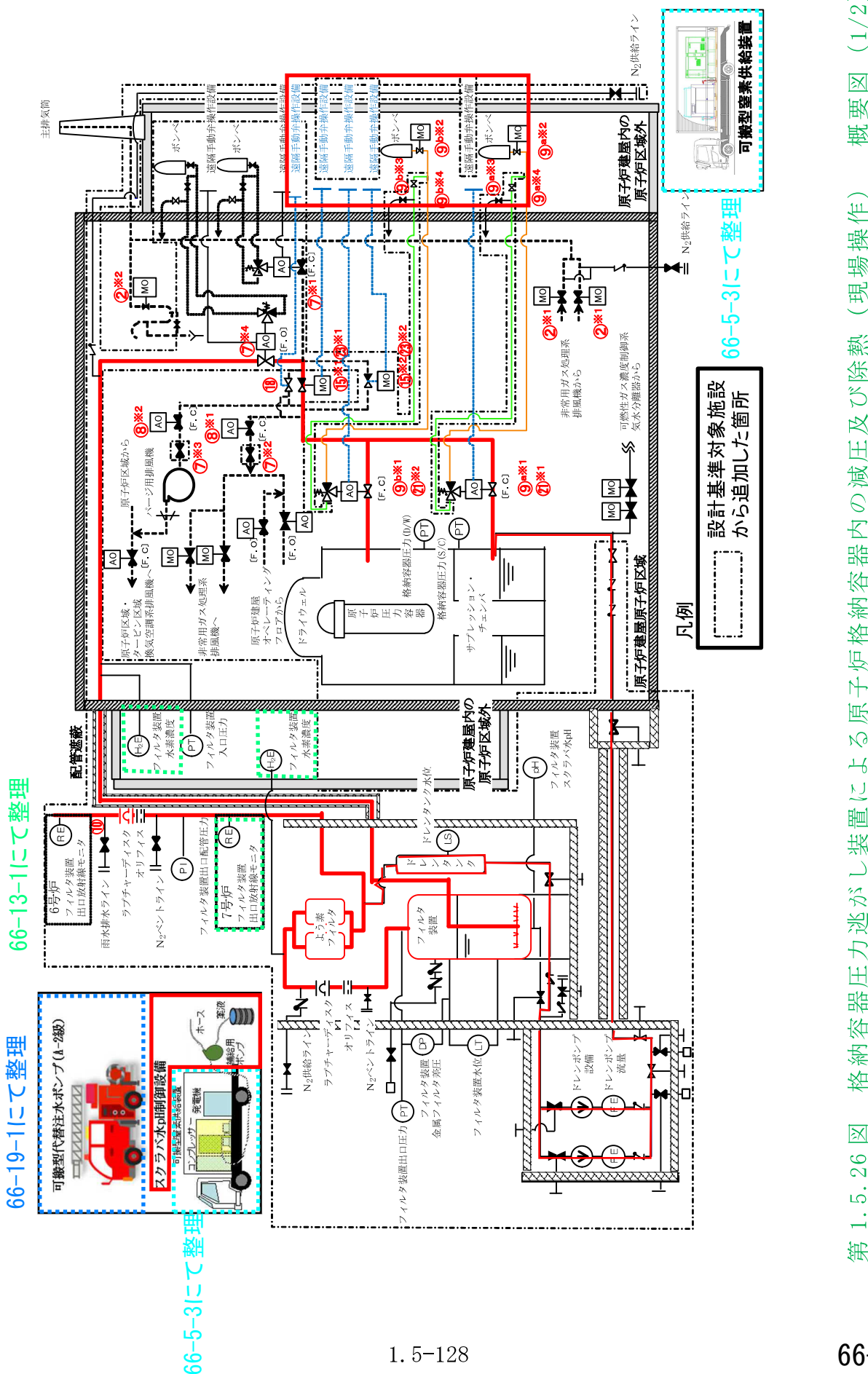
項目9, 10については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処

操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑧※1	一次隔離弁(サブレーション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑧ ^a ※2 ⑨※1	一次隔離弁(サブレーション・チェンバ側)
⑧ ^b ※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑧ ^b ※2 ⑨※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑨	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑭※1 ⑨※3	二次隔離弁
⑭※2 ⑨※4	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)

66-5-5-1の範囲
遠隔空気駆動弁操作ポンベにより電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、
A O弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す



第 1.5.26 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

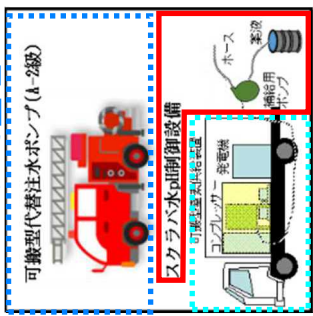
操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※1	耐圧強化ベント弁
⑦※2	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※3	換気空調系第二隔離弁
⑦※4	フィルタ装置入口弁
⑧※1	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑧※2	換気空調系第一隔離弁
⑨ ^a ※1①※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)
⑨ ^a ※2	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑨ ^a ※3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑨ ^a ※4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑨ ^b ※1①※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑨ ^b ※2	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑨ ^b ※3	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑨ ^b ※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁
⑩	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑮※1②※1	二次隔離弁
⑮※2②※2	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.26 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）

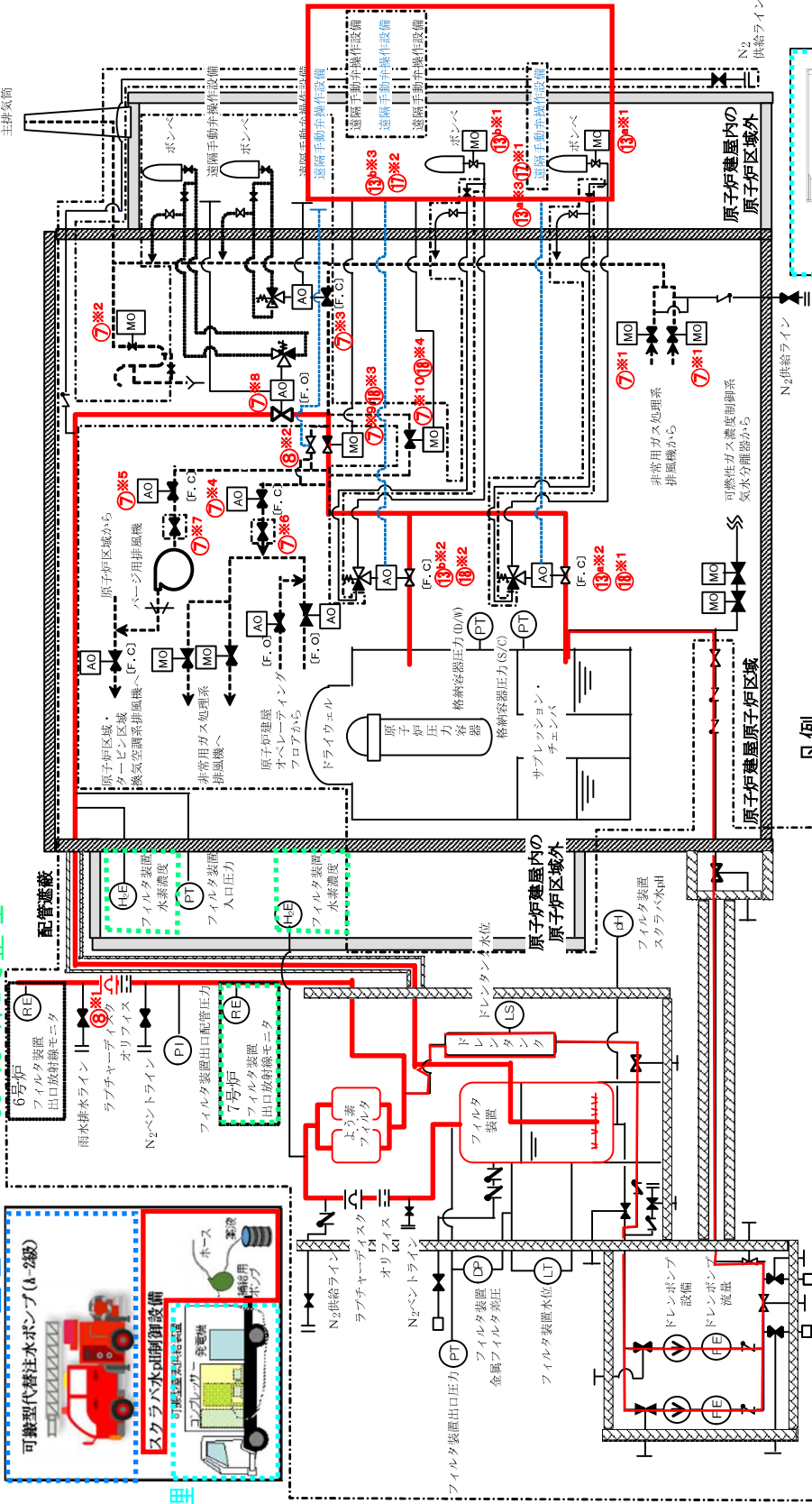
遠隔空気駆動弁操作ポンベにより駆動空気を確保し、中央制御室からA O弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す

66-19-1にて整理



66-13-1にて整理



設計基準対象施設
から追加した箇所

凡例

66-5-3にて整理

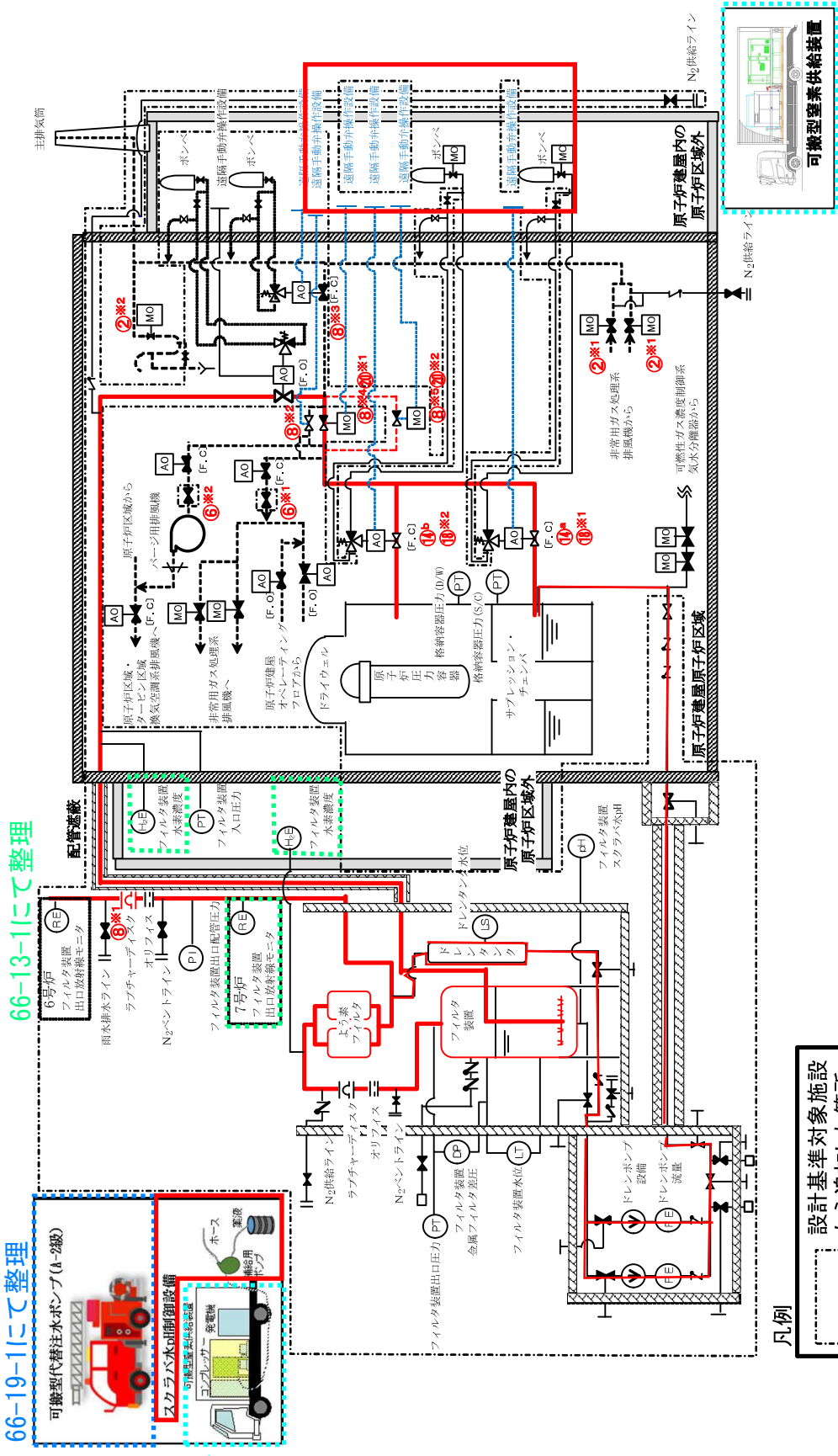
第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑦※2	非常用ガス処理系出口ウシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑦※9⑱※3	二次隔離弁
⑦※10⑱※4	二次隔離弁バイパス弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑬ ^a ※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑬ ^a ※2⑱※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑬ ^a ※3⑰※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑬ ^b ※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑬ ^b ※2⑱※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑬ ^b ※3⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備

第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)

現場から遠隔手動操作設備にてA O弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す



第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

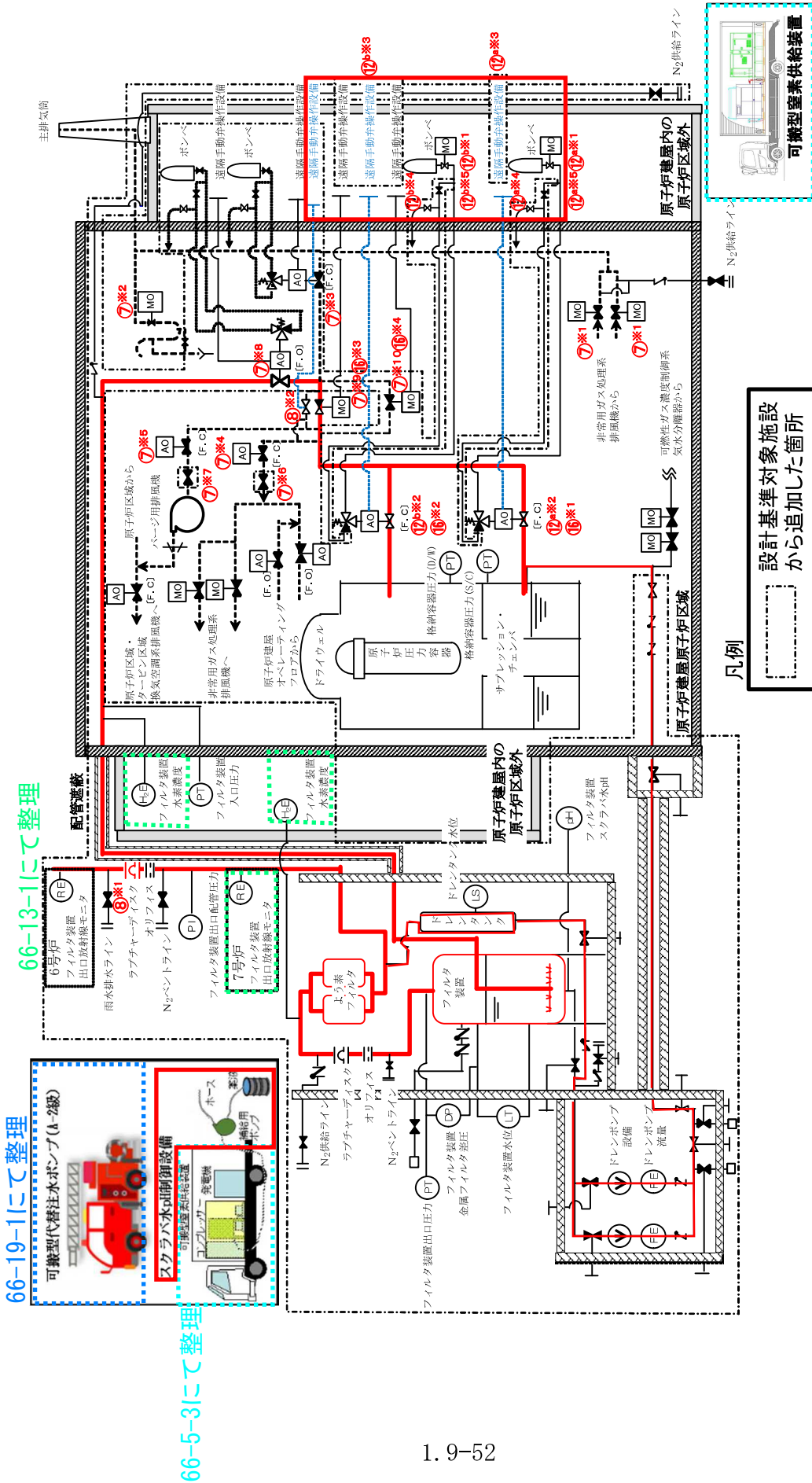
66-5-3にて整理

操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※2	換気空調系第二隔離弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑧※3	耐圧強化ベント弁
⑧※4⑩※1	二次隔離弁
⑧※5⑩※2	二次隔離弁バイパス弁
⑭ ^a ⑱※1	一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側)
⑭ ^b ⑱※2	一次隔離弁(ドライウエル側)

第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）

遠隔空気駆動弁操作ポンベにより駆動空気を確保し、中央制御室からA O弁を操作した場合は系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す



第 1.9.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (1/2)

66-5-3にて整理

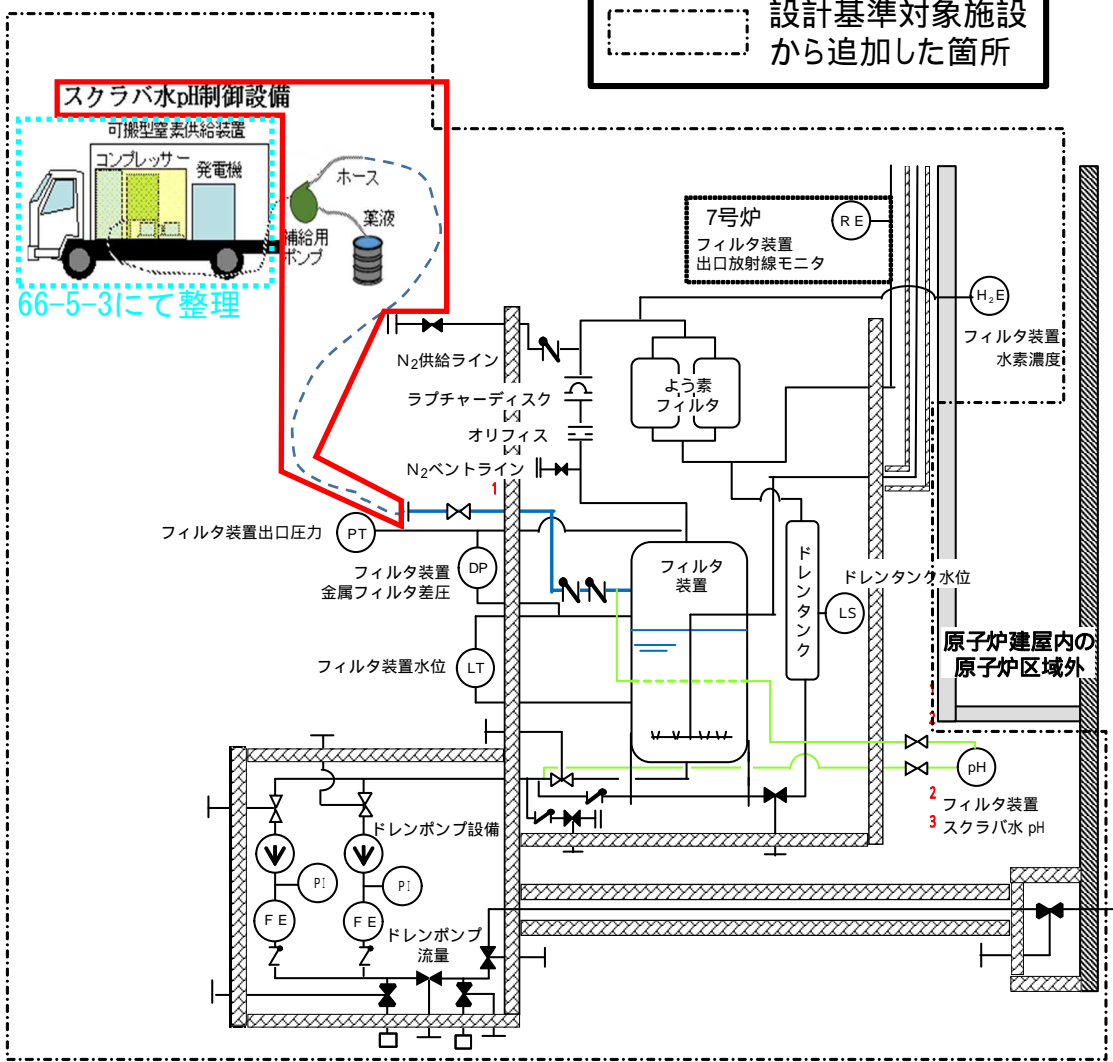
操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑦※9⑩※3	二次隔離弁
⑦※10⑩※4	二次隔離弁バイパス弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑫ ^a ※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑫ ^a ※2⑫※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑫ ^a ※3	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑫ ^a ※4	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑫ ^a ※5	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑫ ^b ※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑫ ^b ※2⑫※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑫ ^b ※3	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備
⑫ ^b ※4	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑫ ^b ※5	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁

第1.9.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図(2/2)

66-5-1のスクラバ水pH制御設備の範囲
赤枠にて示す

凡例

設計基準対象施設
から追加した箇所



操作手順	弁名称
②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁
②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁
④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

第 1.5.17 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
66-5-2 耐圧強化ベント系 ①		<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1. 5） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1. 9）が該当する。</p>	
(1) 運転上の制限			
項目 ②	運転上の制限 ③	<p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p>	
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2		
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	<p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である耐圧強化ベント系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1. 5） 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・ 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1. 9） 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 <p>耐圧強化ベント系に対して、格納容器圧力逃がし装置は同等な性能を有するとともに、上記基準要求も満足可能であることから、耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。（添付-2）</p> <p>④ 耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、また原子炉格納容器内における水素爆発を防止するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 遠隔空気駆動弁操作ポンベは、耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁のうち空気動作弁に供給するため、4本を所要数とするがフィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁については操作ポンベからの供給がない状態においても格納容器圧力逃がし装置は系統構成が可能であり、動作可能である。なお、一次隔離弁（ドライウエル側）及び二次隔離弁（サブレシジョン・チェンバ側）の操作ポンベについては、格納容器圧力逃がし装置の遠隔空気駆動弁用操作ポンベと所要数を兼ねる。（添付-3）</p>	
遠隔空気駆動弁操作ポンベ※3	4本		
可搬型窒素供給装置	※4		
フィルタ装置水素濃度	※5		
耐圧強化ベント系放射線モニタ	※5		
可搬型代替交流電源設備	※6		
可搬型直流電源設備	※7		
常設代替交流電源設備	※8		
常設代替直流電源設備	※9		
代替所内電気設備	※10		
※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。			
※2：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。			
※3：「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」の遠隔空気駆動弁操作ポンベを兼ねる。			
※4：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。			
※5：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。			
※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。			
※7：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。			
※8：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。			
※9：「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」において運転上の制限等を定める。			
※10：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。			

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考												
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="315 1632 693 2730"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ボンベが使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁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。	定検停止時	当直長	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ボンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1が該当。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定検停止時に開閉試験を実施する。</p> <p>項目1については、中央性制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作ボンベ内の窒素消費によるSA時使用可能窒素量の減少を考慮し、計装用圧縮空気系等を使用して現場操作で開弁できることを確認する。</p> <p>また、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目2, 3が該当。</p> <p>原子炉運転中は隔離弁の動作確認はできないため、状態確認等により使用可能であることを確認する。</p> <p>項目3については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサベラランス頻度の考え方に基つき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p>	<p>コメントNo. 88</p>
項目 ⑦	頻度	担当												
1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁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。	定検停止時	当直長												
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長												
3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ボンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長												

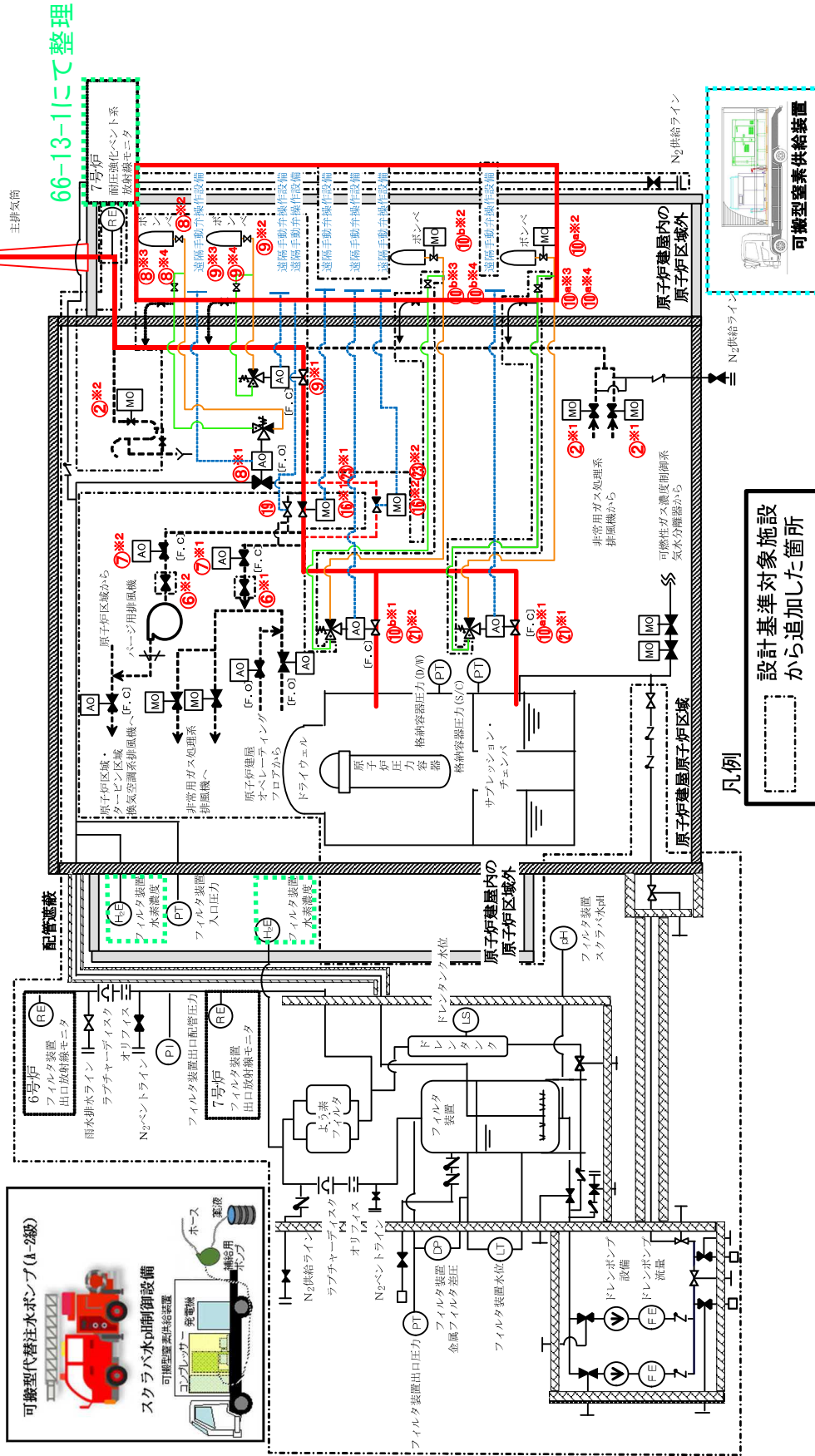
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="367 1647 1081 2730"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="367 2478 420 2730">A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※11</td> <td data-bbox="420 1647 913 2478"> <p>A 1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置※15を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="913 1647 1081 2478"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="367 2478 420 2730">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 data-bbox="420 1647 913 2478"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="913 1647 1081 2478"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※11：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているのみならず。</p> <p>※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※13：残りの残留熱除去系1系列、非常用ディーゼル発電機3台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※14：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※15：代替品の補充等をいう。</p>	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※11	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置※15を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	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	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 耐圧強化ベント系は1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であり、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブプレッションプール冷却モード)(非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系含む)が該当する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系が2系列以上必要となることから、起動する残留熱除去系については2系列とする。</p> <p>A 2. 当該設備に期待する機能である「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する」の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には可燃性ガス濃度制御系が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A 3. 動作不能となった当該設備の機能を補完する代替措置(ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は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(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A 4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限である「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>コメントNo. 86</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間									
A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※11	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置※15を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>									
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	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>									

操作手順	弁名称
⑥※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑥※2	非常用ガス処理系出口シール隔離弁
⑥※3	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑥※4	換気空調系第一隔離弁
⑥※5	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※6	換気空調系第二隔離弁
⑦	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンベ出口弁
⑧	フィルタ装置入口弁
⑨	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンベ出口弁
⑩	耐圧強化ベント弁
⑪※1	一次隔離弁(サブレジジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑪※2⑰※1	一次隔離弁(サブレジジョン・チェンバ側)
⑪※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑪※2⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑰※1⑰※3	二次隔離弁
⑰※2⑰※4	二次隔離弁バイパス弁
⑳	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.23 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)

遠隔空気駆動弁操作ポンプにより電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給しAO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-2の範囲
赤線、赤枠にて示す



第 1.5.29 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）概要図（1/2）
66-5-3にて整理
可搬型窒素供給装置

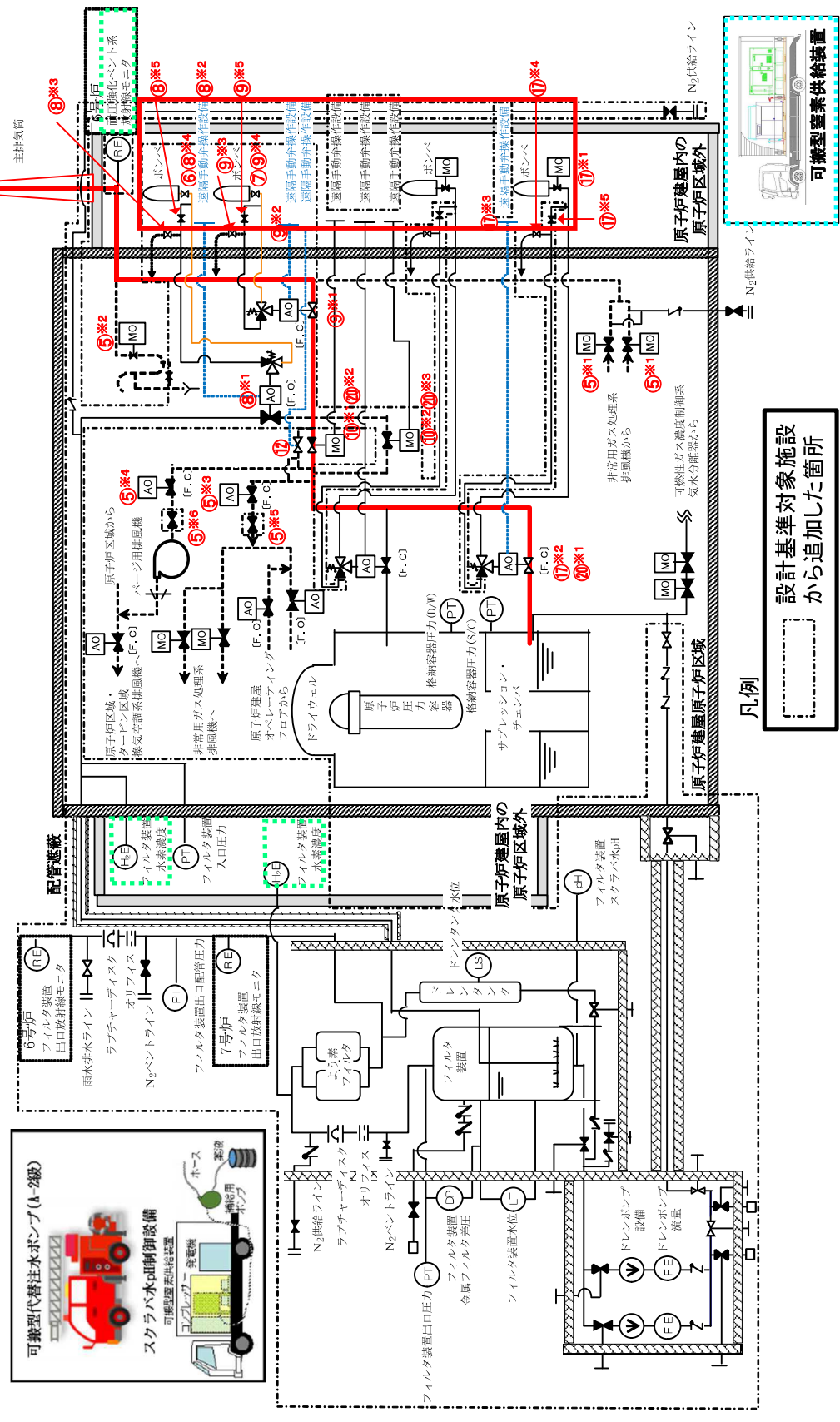
操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※2	換気空調系第二隔離弁
⑦※1	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※2	換気空調系第一隔離弁
⑧※1	フィルタ装置入口弁
⑧※2	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンベ出口弁
⑧※3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気側止め弁
⑧※4	フィルタ装置入口弁操作用空気排気側止め弁
⑨※1	耐圧強化ベント弁
⑨※2	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンベ出口弁
⑨※3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気側止め弁
⑨※4	耐圧強化ベント弁操作用空気排気側止め弁
⑩※1⑫※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑩※2	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑩※3	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩※4	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑩※1⑫※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑩※2	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑩※3	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁
⑬※1⑮※1	二次隔離弁
⑬※2⑮※2	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.29 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）

遠隔空気駆動弁操作ポンペにより駆動空気を確保し、中央制御室からAO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-2の範囲
赤線、赤枠にて示す

66-13-1にて整理



66-5-3にて整理

第 1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑤※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)
⑤※2	非常用ガス処理系出口レシーブ隔離弁
⑤※3	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑤※4	換気空調系第一隔離弁
⑤※5	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑤※6	換気空調系第二隔離弁
⑥※4	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンペ出口弁
⑦※4	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンペ出口弁
⑧※1	フィルタ装置入口弁
⑧※2	フィルタ装置入口弁遠隔手動弁操作設備
⑧※3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気制止め弁
⑧※5	フィルタ装置入口弁操作用空気排気制止め弁
⑨※1	耐圧強化ベント弁
⑨※2	耐圧強化ベント弁遠隔手動弁操作設備
⑨※3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気制止め弁
⑨※5	耐圧強化ベント弁操作用空気排気制止め弁
⑩※1⑩※2	二次隔離弁
⑩※2⑩※3	二次隔離弁バイパス弁
⑫	水素バイパスライン止め弁
⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑬※2⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)
⑬※3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑬※4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)逆操作用空気排気制止め弁
⑬※5	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気排気制止め弁

第 1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (2/2)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																		
<p>66-5-4 代替原子炉補機冷却系 ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="409 1647 556 2730"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>代替原子炉補機冷却系2系列^{*1}が動作可能であること^{*2}^{*3}</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 ^{*1} が動作可能であること ^{*2} ^{*3}	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5） 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 	<p>コメントNo. 90</p>														
項目 ②	運転上の制限 ③																			
代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 ^{*1} が動作可能であること ^{*2} ^{*3}																			
<table border="1" data-bbox="588 1647 1018 2730"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備 ⑤</td> <td>所要数 ⑥</td> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>大容量送水車（熱交換器ユニット用）</td> <td>1台×2^{*4}</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>熱交換器ユニット</td> <td>1式×2^{*4}^{*5}</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>低温停止</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>燃料交換</td> <td>燃料補給設備</td> <td>※8</td> </tr> </table> <p>※1：1系列とは、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台、熱交換器ユニット1式及びホースをいう。</p> <p>※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却系のA系及びB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁及び接続口を含む。</p> <p>なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却系（接続口を含む）は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、A系及びB系の計2系列、原子炉の状態が低温停止及び燃料交換においては、A系又はB系どちらか1系列とする。</p> <p>※3：原子炉補機冷却系のB系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。当該系統が動作不能時は、運転上の制限も確認する。</p> <p>また、運転上の制限を満足しない場合は、「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」及び「第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び熱交換器ユニットは、荒浜側及び大湊側に1セットずつ分散配置されていること。</p> <p>※5：代替原子炉補機冷却水ポンプを含む。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転	大容量送水車（熱交換器ユニット用）	1台×2 ^{*4}	起動	熱交換器ユニット	1式×2 ^{*4} ^{*5}	高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6	低温停止	常設代替交流電源設備	※7	燃料交換	燃料補給設備	※8	<p>熱交換器ユニットを接続する原子炉補機冷却系の流路について、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」においてはA系・B系共に必要だが、「低温停止、燃料交換」においては、A系またはB系どちらかが使用可能であればよい。</p> <p>④ 代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び熱交換器ユニットは、それぞれ1セット1台又は1式で必要なポンプ容量及び伝熱容量を確保できる設計としている。これらは、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水を供給するもの）であり2N要求設備に該当することから、所要数は2セット2台又は2式とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）</p>	
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥																		
運転	大容量送水車（熱交換器ユニット用）	1台×2 ^{*4}																		
起動	熱交換器ユニット	1式×2 ^{*4} ^{*5}																		
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6																		
低温停止	常設代替交流電源設備	※7																		
燃料交換	燃料補給設備	※8																		

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	<p>A. 動作可能な代替原子炉補機冷却水系が2系列未満の場合</p>	<p>A1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する*8とともに、その他の設備*9が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*10が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A2. 2. 当直長は、代替措置*11を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>	
	<p>B. 動作可能な代替原子炉補機冷却水系が1系列未満の場合</p>	<p>B1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する*8とともに、その他の設備*9が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*10が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>B2. 2. 当直長は、代替措置*11を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	
<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 代替原子炉補機冷却水系は2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、動作可能な台数が2N未満(1N以上)となった場合(条件A)と1N未満となった場合(条件B)を条件として記載する。 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満とで要求される措置が同じになるため2N未満となった場合を条件として記載する。 (保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)) 【運転、起動及び高温停止】 A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び全交流動力電源(非常用ディーゼル発電機)が該当する。 A2. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ(移動式変圧器を含む)による除熱」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。 「大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ(移動式変圧器を含む)による除熱」は、代替原子炉補機冷却系よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。(添付-3) A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型ポンプ又は熱交換器ユニットの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。 A3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「30日間」とする。 B1. A1. と同様。 B2. 1. A2. 1. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。 B2. 2. A2. 2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。 B3. A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

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。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考																					
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエ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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する^{※9}。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>					項目 ⑦	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square 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台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエ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。	定検停止時	当直長	3. 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。	定検停止時	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する ^{※9} 。	1ヶ月に1回	当直長	5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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ヶ月に1回	当直長	6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。	1ヶ月に1回	当直長
項目 ⑦	頻度	担当																							
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square 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台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																							
2. 残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエ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。	定検停止時	当直長																							
3. 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。	定検停止時	当直長																							
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する ^{※9} 。	1ヶ月に1回	当直長																							
5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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ヶ月に1回	当直長																							
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。	1ヶ月に1回	当直長																							
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付2)</p> <p>定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が下記の性能を満足していることの確認行為は、66-19-1(可搬型代替注水ポンプ(A-2級))に記載する。</p> <p>【必要容量】 格納容器破損防止対策の有効性評価解析(設置変更許可申請書添付十)のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)において有効性が確認されている、代替循環冷却系の運転準備における復水移送ポンプを停止する期間に、90m³/hの流量で原子炉注水を行う。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4, 5, 6が該当。</p> <p>項目2, 3の対象弁の動作確認は以下の理由からプラント停止中に行う。 ・残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁、及び残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁は、開操作を実施すると、残留熱除去系と高压炉心注水系の系統としての独立性に影響を与え、原子炉安全上好ましくないことからプラント停止中に動作確認を行う。 ・下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁については、当該弁間に溜まった水をブローするラインが無いため、下部ドライウエルに仮設の排水ポンプを準備したうえで開操作を行う必要があることから、プラント停止中に動作確認を行う。</p> <p>・タービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングラウンドシールド蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。</p> <p>項目4, 5, 6については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。</p>																									
				コメントNo. 82																					

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。

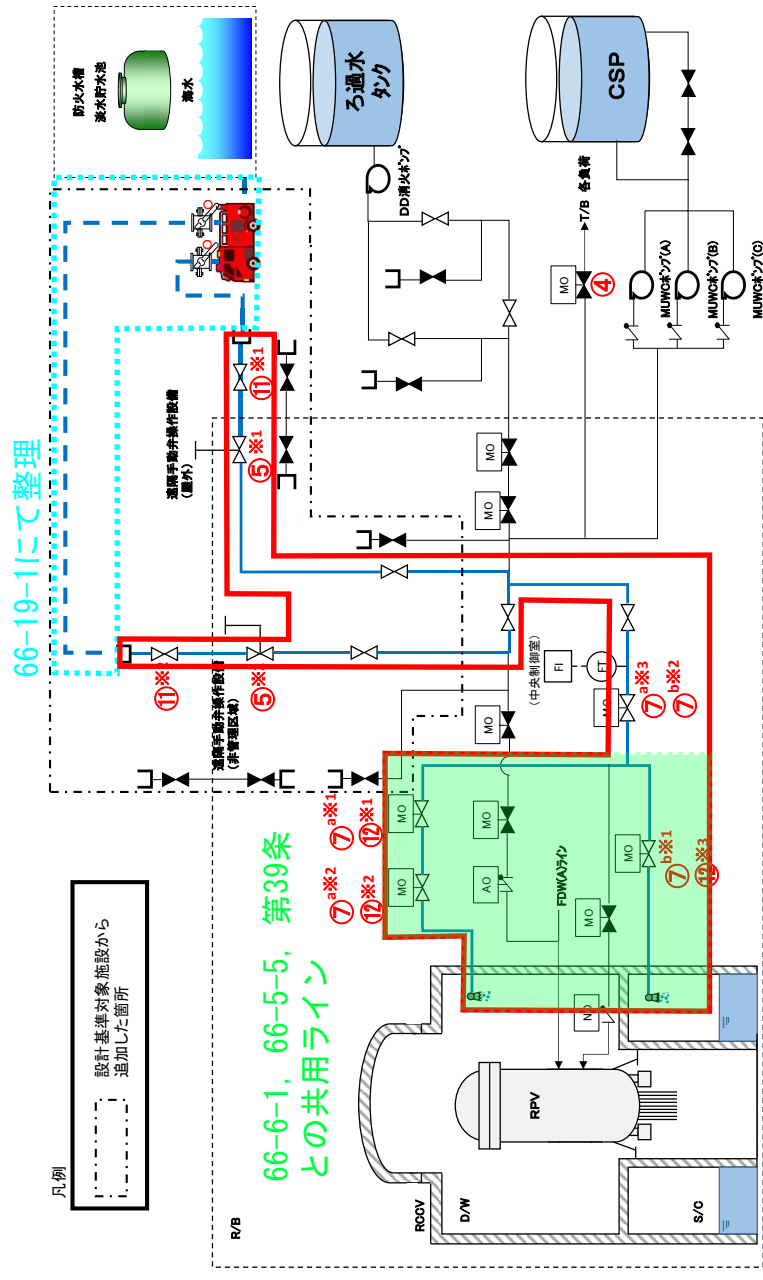
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考															
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m³/h以上であることを確認すること、復水移送ポンプ2台で流量が□m³/h以上確保可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 復水補給水系にお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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>					項目⑦	頻度	担当	1. 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、復水移送ポンプ2台で流量が□m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 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。	定検停止時	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※。	1ヶ月に1回	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。	1ヶ月に1回	当直長
項目⑦	頻度	担当																	
1. 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、復水移送ポンプ2台で流量が□m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																	
2. 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。	定検停止時	当直長																	
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※。	1ヶ月に1回	当直長																	
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入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。	1ヶ月に1回	当直長																	
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能)が満足していることを確認する。 項目1が該当。 定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。 確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付ー2)</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する)。 項目2, 3, 4が該当。</p> <p>弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室又はAM用操作箱からの遠隔操作が必要な弁として、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁及び格納容器冷却流量調節弁、並びに復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁を対象とする。</p> <p>頻度は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とするが、タービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングラントシールドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。</p>																			
				コメントNo. 82															

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合</td> <td> <p>A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9ととともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td>速やかに 3 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> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td>1 0 日間 2 4 時間 3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※10：起動した格納容器スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機 1 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※11：消火系による格納容器スプレイをいう。（時間短縮の補完措置含む）</p>		条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9ととともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 3 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	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	1 0 日間 2 4 時間 3 6 時間	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、1 N 要求設備であるため、動作可能な系列数が 1 N 未満になった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (2), (3))</p> <p>A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「消火系による格納容器スプレイ」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合の AOT 上限(1 N 未満)である「3 日間」とする。また準備時間を短縮させるため、事前準備等の補完措置を実施する。 なお、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、有効な手段である。 (添付-3)</p> <p>【必要容量】 消火系のディーゼル駆動消火ポンプは復水移送ポンプ(2台)と同等の流量を有する。 (添付-3)</p> <p>【準備時間】 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ開始まで約 25 分であるのに対して、消火系による格納容器スプレイ開始は約 30 分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、25 分以内に格納容器スプレイ開始できる体制を整える。 (添付-3)</p> <p>A 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は当該機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合の AOT 上限の「10 日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>コメント No. 91</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間										
A. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9ととともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 3 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	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	1 0 日間 2 4 時間 3 6 時間										

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																		
<p>66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="409 1647 546 2715"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</td> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="577 1647 924 2715"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備 ⑤</td> <td>所要数 ⑥</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止</td> <td>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「66-5-5 代替循環冷却系」第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目 ②	運転上の制限 ③	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転 起動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3	燃料補給設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	<p>記載の説明</p> <p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6） 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（手順等）」として、（1）格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、（2）原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）） <p>④ ⑤ ⑥</p> <p>⑦ ⑧</p> <p>⑨</p> <p>⑩</p> <p>⑪</p> <p>⑫</p> <p>⑬</p> <p>⑭</p> <p>⑮</p> <p>⑯</p> <p>⑰</p> <p>⑱</p> <p>⑲</p> <p>⑳</p> <p>㉑</p> <p>㉒</p> <p>㉓</p> <p>㉔</p> <p>㉕</p> <p>㉖</p> <p>㉗</p> <p>㉘</p> <p>㉙</p> <p>㉚</p> <p>㉛</p> <p>㉜</p> <p>㉝</p> <p>㉞</p> <p>㉟</p> <p>㊱</p> <p>㊲</p> <p>㊳</p> <p>㊴</p> <p>㊵</p> <p>㊶</p> <p>㊷</p> <p>㊸</p> <p>㊹</p> <p>㊺</p> <p>㊻</p> <p>㊼</p> <p>㊽</p> <p>㊾</p> <p>㊿</p>	<p>備考</p> <p>コメントNo. 84</p>
項目 ②	運転上の制限 ③																			
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2																			
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥																		
運転 起動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3																		
	燃料補給設備	※4																		
	常設代替交流電源設備	※5																		
	可搬型代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレイする。

66-6-2の範囲
赤枠にて示す



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。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考																
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m³/h以上であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 復水補給水系における下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエ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</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する**。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>		項目⑦	頻度	担当	1. 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。	定検停止時	原子炉GM	2. 復水補給水系における下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエ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	定検停止時	当直長	3. 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。	定検停止時	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する**。	1ヶ月に1回	当直長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。 確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。 (添付-2)</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4が該当。</p> <p>弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁、下部ドライウエル流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁を対象とする。 頻度は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。</p> <p>上記対象弁の動作確認は以下の理由からプラント停止中に行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングラウンドシールド蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。 下部ドライウエル流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁については、当該弁間に溜まった水をブローするラインが無いため、下部ドライウエルに仮設の排水ポンプを準備したうえで下部ドライウエル注水ライン隔離弁の開操作を行う必要があることから、プラント停止中に動作確認を行う。 			コメントNo. 82
項目⑦	頻度	担当																		
1. 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。	定検停止時	原子炉GM																		
2. 復水補給水系における下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエ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	定検停止時	当直長																		
3. 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。	定検停止時	当直長																		
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する**。	1ヶ月に1回	当直長																		

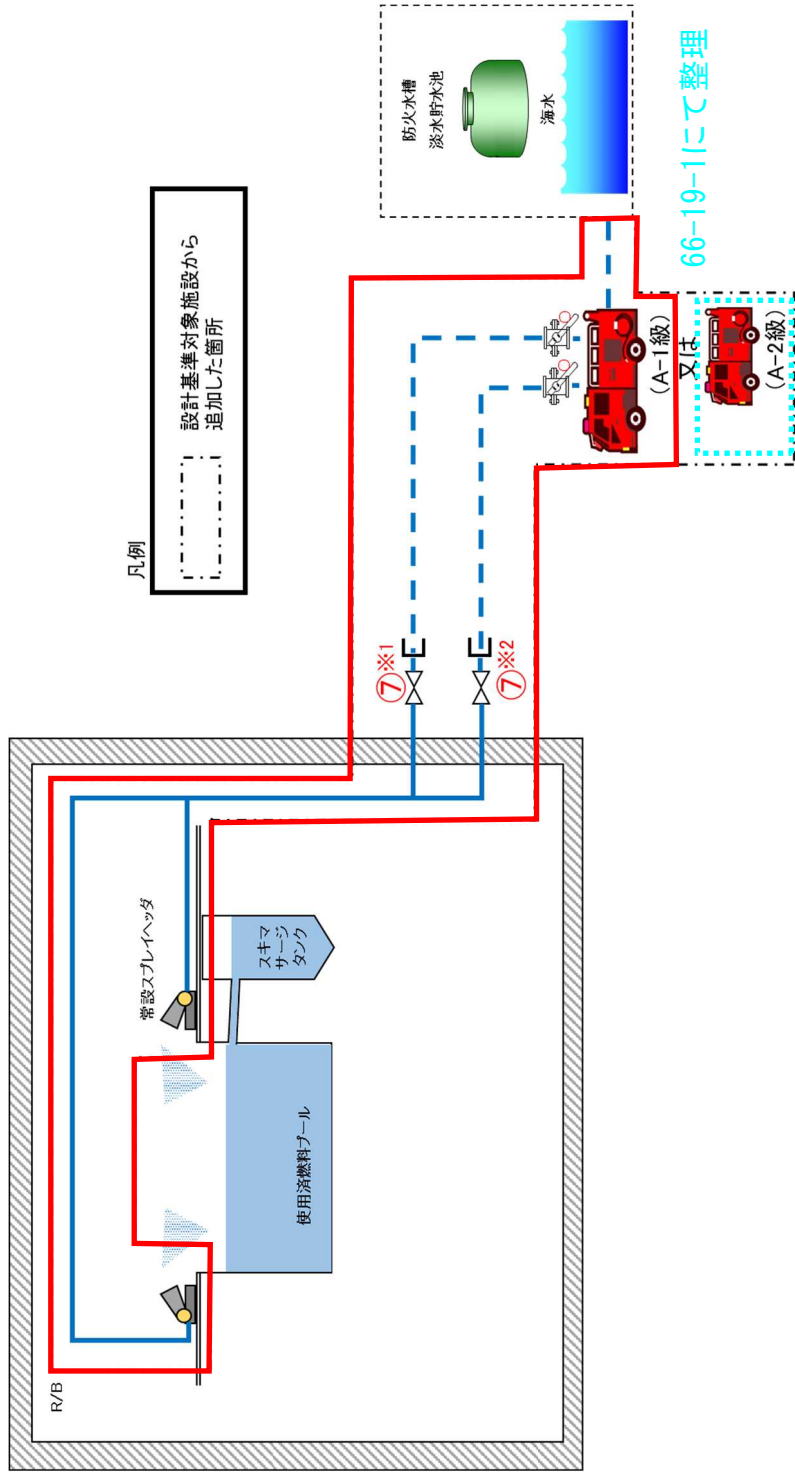
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																		
<p>66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="409 222 556 652"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部注水系（可搬型） ※1※2</td> <td>格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="588 222 934 652"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備⑤</td> <td>所要数⑥</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止</td> <td>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：格納容器下部注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」、「66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目②	運転上の制限③	格納容器下部注水系（可搬型） ※1※2	格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること	適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	運転 起動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3	燃料補給設備	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	<p>記載の説明</p> <p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8） 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>④ 格納容器下部注水系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成がでない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】 格納容器破損防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量が90m³/hであることから、90m³/h以上とする。</p>	<p>コメントNo. 84</p>
項目②	運転上の制限③																			
格納容器下部注水系（可搬型） ※1※2	格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること																			
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥																		
運転 起動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3																		
	燃料補給設備	※4																		
	可搬型代替交流電源設備	※5																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

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。

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考								
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件 ⑧</th> <th>要求される措置 ⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-1級)が所要数を満足していない場合</td> <td>B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 可搬型スプレッドヘッド及び常設スプレッドヘッドが動作不能の場合又は燃料プール代替注水系が動作不能の場合</td> <td>C 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び C 3. 当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するため注水手段※6が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-1級)が所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに	C. 可搬型スプレッドヘッド及び常設スプレッドヘッドが動作不能の場合又は燃料プール代替注水系が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び C 3. 当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するため注水手段※6が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに	<p>B 1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>B 2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。</p> <p>B 3. 当該設備の機能を補完する代替措置(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p> <p>C 1. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>C 2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。</p> <p>C 3. 重大事故等対処設備として使用済燃料プールへの注水・スプレッドヘッド機能が喪失した状態であることから、代替の注水手段として、消火系による注水が確保されていることを“速やかに”確認する。</p> <p>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系は「<input type="text"/>m³/h」以上の注水量を有する。 技術的能力では小規模な漏えい発生時のみ消化系を自主対策設備としているが、消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同等の流量を有していることから代替の注水手段として設定している。(添付-2) <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none"> 消火系による原子炉注水は、低圧代替注水系(可搬型)よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。(添付-2) 	コメントNo. 86
条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間									
B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-1級)が所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに									
C. 可搬型スプレッドヘッド及び常設スプレッドヘッドが動作不能の場合又は燃料プール代替注水系が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び C 3. 当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するため注水手段※6が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに									

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用して注水する。

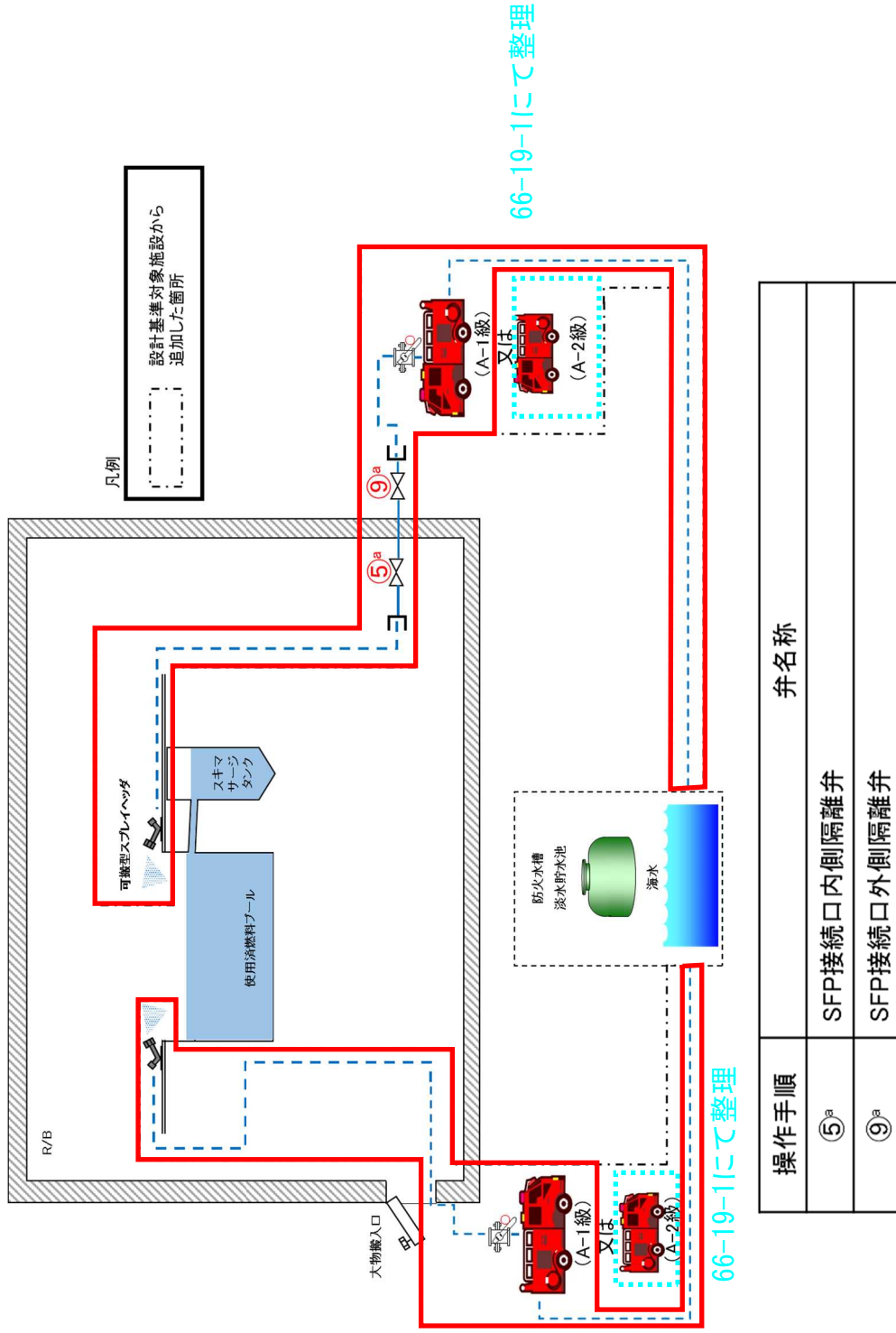


操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用して注水する。

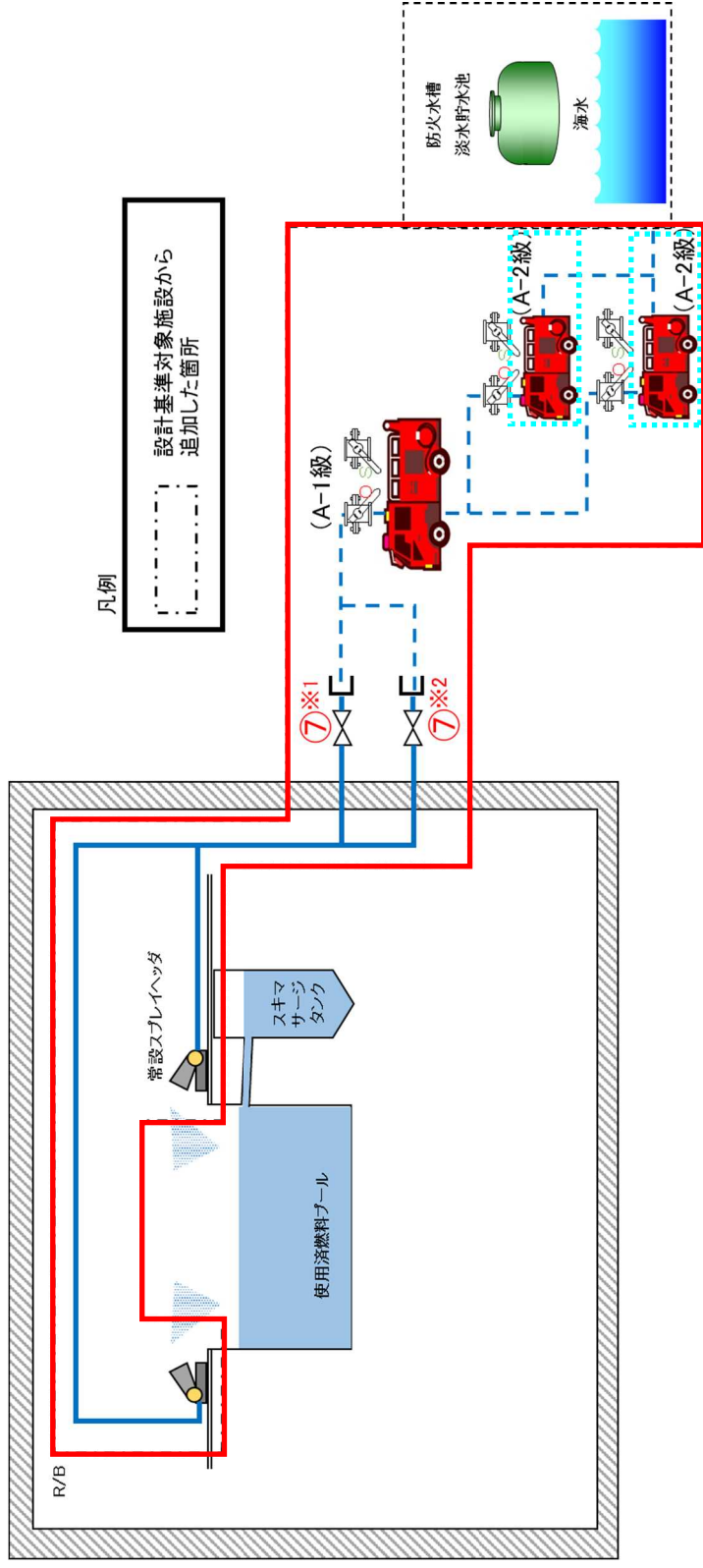


操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.8 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレーする。

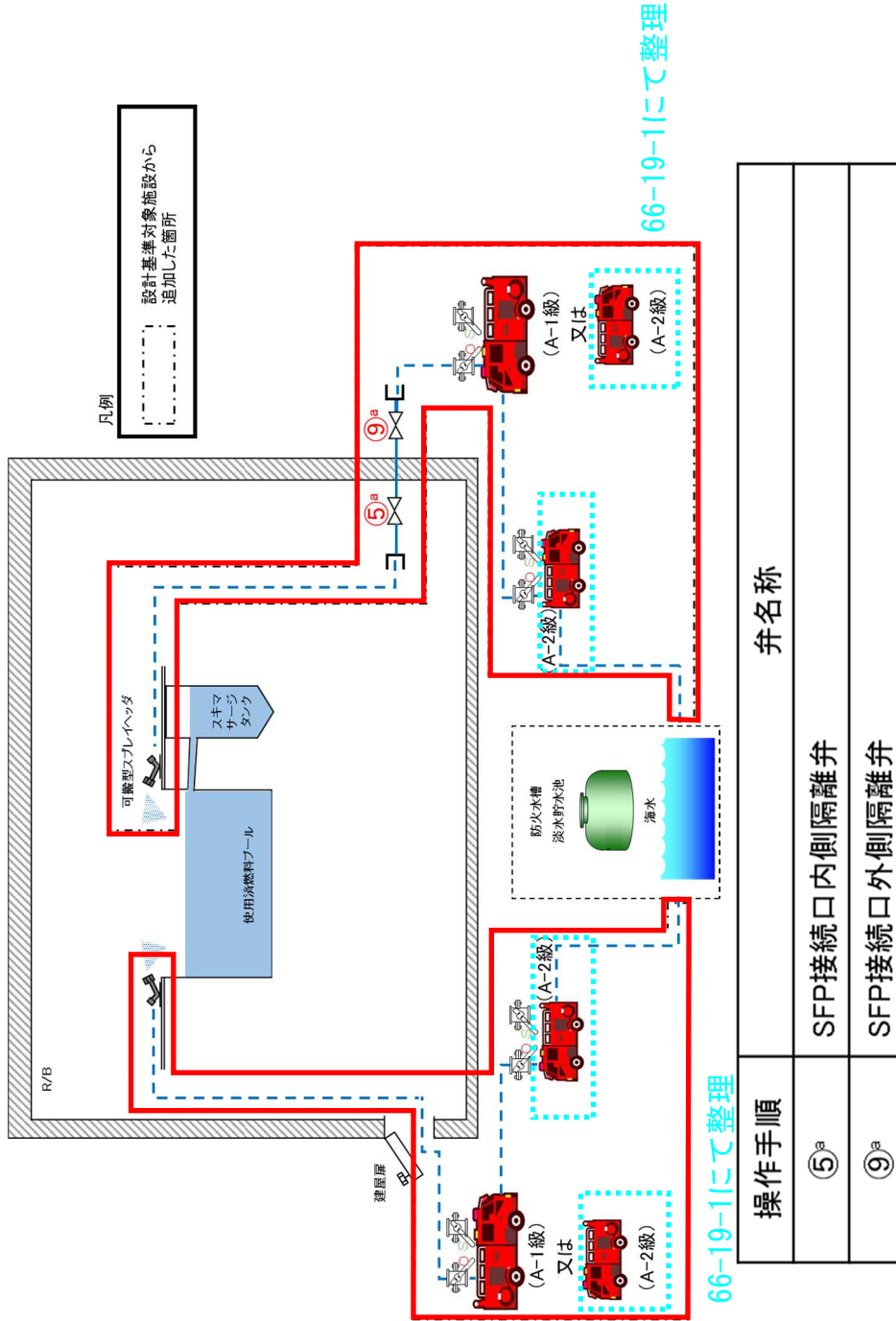


操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.15 図 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレー（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレーする。



第 1.11.17 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレー（淡水/海水） 概要図

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転起高温停止	A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※3とともに、その他の設備※4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	
	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	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
低温停止燃料交換	A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
<p>※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※4：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：代替品の補充等をいう。</p>				
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。原子炉建屋放水設備は、1N要求設備であるため、動作可能な設備が1N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A 1., A 2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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することが基本的な考え方であるが、原子炉建屋放水設備は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前期段階である原子炉格納容器破損防止及び使用済燃料プールの健全性確保の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブレーションプール冷却モード)が動作可能であること、使用済燃料プールの水位及び水温が保安規定第55条(使用済燃料プールの水位及び水温)に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A 3. 当該システムの機能を補充する代替措置(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A 4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【低温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 2.と同様。ただし、低温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A 3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 3.と同様。ただし、低温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

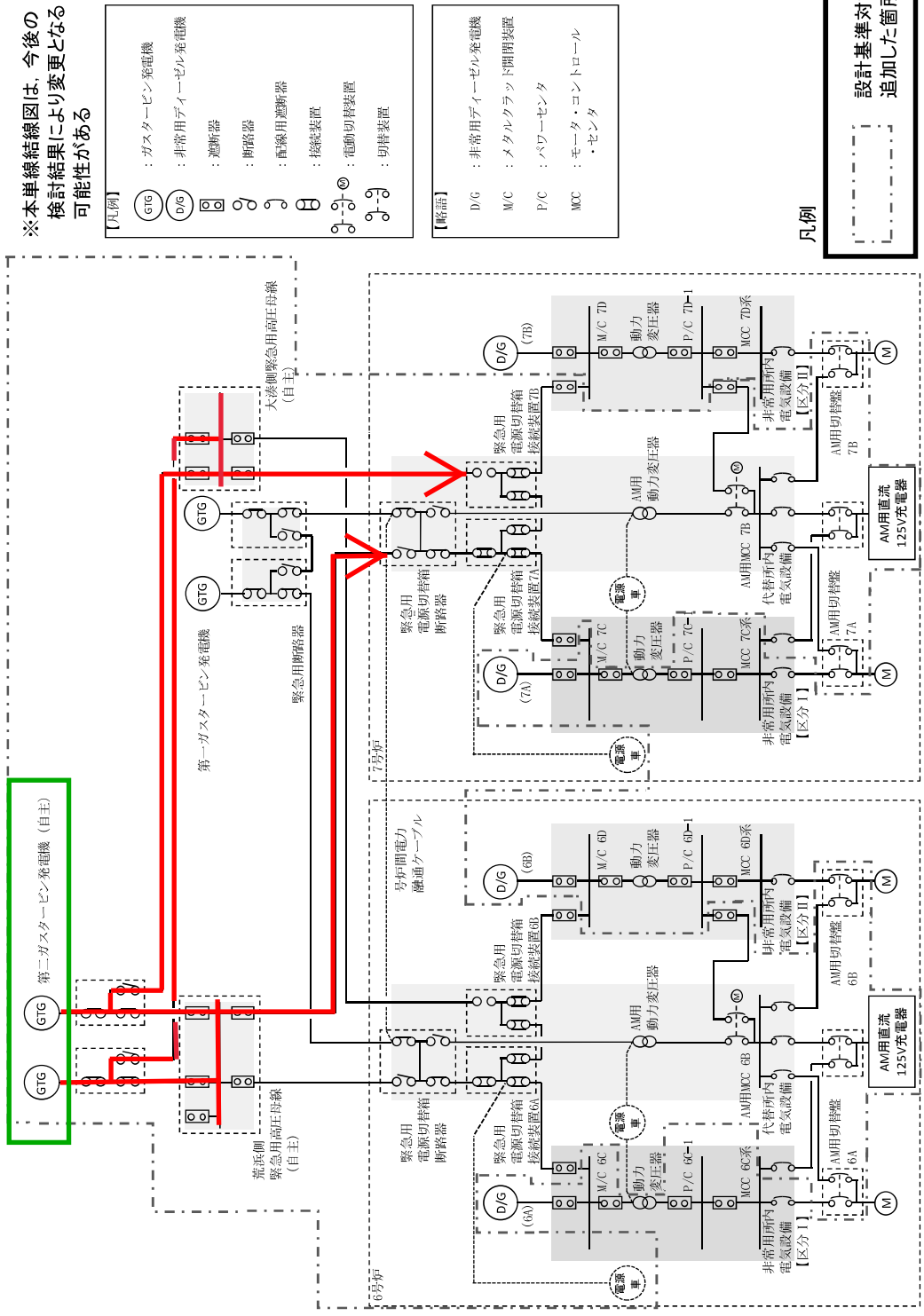
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転起高温停止	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	<p>A1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、その他の設備※5が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 当直長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A4. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</p>	速やかに	
	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	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	24時間 36時間	
低温停止燃料交換	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	<p>A1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 当直長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	速やかに 速やかに 速やかに	
<p>※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※5：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※6：代替品の補充等をいう。</p>				
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）、放射性物質吸着材は1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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することが基本的な考え方であるが、原子炉建屋放水設備は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前提段階である原子炉格納容器破損防止及び使用済燃料プールの健全性確保の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブレシジョンプール冷却モード）が動作可能であること、使用済燃料プールの水位及び水温が保安規定第55条（使用済燃料プールの水位及び水温）に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 当該設備の機能を補充する代替措置（代替船舶、フェンス又は吸着剤の補充もしくは発電所岸壁付近への船舶の係留等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>A4. 当該システムを使用可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【低温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 当該システムを使用可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2.と同様。ただし、低温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA3.と同様。ただし、低温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑦	要求される措置⑧	完了時間	
運転起動高温停止	A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合	A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水量以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3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. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
低温停止燃料交換※8	A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水量以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 速やかに	
<p>※7：代替品の補充等をいう。 ※8：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く。</p>				
<p>⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 2N要求設備である可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が1N未満となった場合又は当該システムに期待されている機能を達成するための系統構成(接続口を含む)ができない場合(条件A)は、当該システムの機能を満足できないことから条件として記載する。</p> <p>⑧ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A 1. 重大事故等対処設備が動作不能になった場合は、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することが基本的な考え方であるが、当該設備には設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、移送先である復水貯蔵槽(66-11-1「重大事故等収束のための水源」)が所要水位を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(配管・機器類の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【低温停止及び燃料交換(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く)】 A 1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 3.と同様。ただし、完了時間は低温停止及び燃料交換(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く。)であることから“速やかに”とする。</p> <p>A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 1.と同様。ただし、完了時間は低温停止及び燃料交換(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く。)であることから“速やかに”とする。</p> <p>A 3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 2.と同様。ただし、完了時間は低温停止及び燃料交換(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合を除く。)であることから“速やかに”とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考	
(3) 要求される措置 適用される 原子炉 の 状態 運 転 起 動 高 温 停 止	条 件 ⑧ A. 動作可能な海水 移送設備が2 系列未満の場 合	要求される措置 ⑨ A1. 当直長は、サブレーション・チェン バ水位が第46条を満足している ことを確認する。 及び A2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66 -11-1の所要水位以上である ことを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置*4を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する。 及び A4. 当直長は、当該システムを動作可能な状 態に復旧する。	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 海水移送設備は、2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動、高温停止におい ては、動作可能な系列数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を 条件として記載する。 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満とで 要求される措置が同様となるため、2N未満となった場合を条件として記載する。 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)) 【運転、起動及び高温停止】 A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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速やかに確認する。対象となる設備は「設置変更許 可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事 故対処設備”であるサブレーション・チェンバ及び復水貯蔵槽が該当し、保安規定第4 6条(サブレーションプールの水位)及び66-11-1(重大事故等収束のための水源) に定める水位を満足していることを確認する。 A3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉 主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能で ある場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。 代替措置は代替品の補充(可搬型ポンプの補充等)又は淡水貯水池からの移送が可 能であることの確認をいう。なお、淡水貯水池からの移送が可能であることは、 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又はあらかじめ敷設してあるホースを使用した 自重による淡水の移送ができることをいう。淡水貯水池からの移送については、海 からの移送よりも短時間で準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要で ある。(添付-3) 淡水貯水池からの移送 ・淡水貯水池を水源とした移送(準備時間約225分) ・淡水貯水池を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約235分) ・淡水貯水池から防火水槽への補給(準備時間約85分) 海からの移送 ・海を水源とした移送(準備時間約315分) ・海を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約325分) ・防火水槽への海水補給(準備時間約290分) A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT T上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。 B1., B2. A1., A2. と同様、対応する設計基準事. 故対処設備を確認する。 B3. A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。	
	B. 動作可能な海水 移送設備が1 系列未満の場 合	B1. 当直長は、サブレーション・チェン バ水位が第46条を満足している ことを確認する。 及び B2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66 -11-1の所要水位以上である ことを確認する。 及び B3. 当直長は、代替措置*4を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する。 及び B4. 当直長は、当該システムを動作可能な状 態に復旧する。		淡水貯水池からの移送 ・淡水貯水池を水源とした移送(準備時間約225分) ・淡水貯水池を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約235分) ・淡水貯水池から防火水槽への補給(準備時間約85分) 海からの移送 ・海を水源とした移送(準備時間約315分) ・海を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約325分) ・防火水槽への海水補給(準備時間約290分) A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT T上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。 B1., B2. A1., A2. と同様、対応する設計基準事. 故対処設備を確認する。 B3. A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。
	C. 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. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。		A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT T上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。 B1., B2. A1., A2. と同様、対応する設計基準事. 故対処設備を確認する。 B3. A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。

コメントNo. 86
コメントNo. 97

第二ガスタービン発電機の接続箇所
赤線にて示す。



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
 - D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 接続装置
 - : 電動切替装置
 - : 切替装置

- 【略語】
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンター
 - MCC : モータ・コントロールセンター

凡例

設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.14.2 図 交流電源単線結線図 (6号及び7号炉)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																															
<p>66-1-2-2 可搬型代替交流電源設備 ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="409 578 556 786"> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>可搬型代替交流電源設備による電源系2系列※1が動作可能であること※2</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="588 831 913 1291"> <tr> <th>適用される原子炉の状態 ④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>電源車</td> <td>2台×2※3</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>タンクローリー (4kL)</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>軽油タンク</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>低温停止</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料交換</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※1：1系列とは、電源車2台をいう。 ※2：動作可能とは、緊急用電源切替箱接続装置、動力変圧器C系、AM用動力変圧器及び代替原子炉補機冷却系に接続できることを含む。 ※3：電源車は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。 ※4：「66-1-2-7 燃料補給設備」において運転上の制限を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1165 1647 1428 2018"> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>2年に1回</td> <td>電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル設備管理GM</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備による電源系2系列※1が動作可能であること※2	適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転	電源車	2台×2※3	起動	タンクローリー (4kL)	※4	高温停止	軽油タンク	※4	低温停止			燃料交換			項目 ⑦	頻度	担当	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	2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である可搬型代替交流電源設備による電源系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14） 「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。 <p>④ 可搬型代替交流電源設備による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び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を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 電源車は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替電源設備（原子炉建屋の外から電気を供給するもの）であり2N要求設備に該当する。想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するもの1セット2台として、2セット4台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき2年に1回、性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p>	<p>コメントNo. 99</p>
項目 ②	運転上の制限 ③																																
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備による電源系2系列※1が動作可能であること※2																																
適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥																															
運転	電源車	2台×2※3																															
起動	タンクローリー (4kL)	※4																															
高温停止	軽油タンク	※4																															
低温停止																																	
燃料交換																																	
項目 ⑦	頻度	担当																															
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																															
2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																															


保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満の場合	<p>要求される措置⑨</p> <p>A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※5}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置^{※6}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 10日間 30日間	
	B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が1系列未満の場合	<p>B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※5}が動作可能であること。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、代替措置^{※6}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 3日間 10日間	
	C. 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	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	24時間 36時間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 可搬型代替交流電源設備による電源系は2N要求設備であるため、運転、起動及び高温停止においては、動作可能な系統数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を条件として設定する。 冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満となった場合とで要求される措置が同じになるため、2N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3)) 【運転、起動及び高温停止】 A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(発電機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>A 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B 1. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列未満となると、代替原子炉補機冷却系も電源がなくなり、機能喪失した状態となることから、代替原子炉補機冷却系を動作不能とみなし、「66-5-4(代替原子炉補機冷却系)」の要求される措置を実施する。</p> <p>B 2. A 1. と同様。</p> <p>B 3. A 2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。</p> <p>B 4. A 3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

66-12-2の範囲
赤枠にて示す


6号炉 (7号炉も同じ)

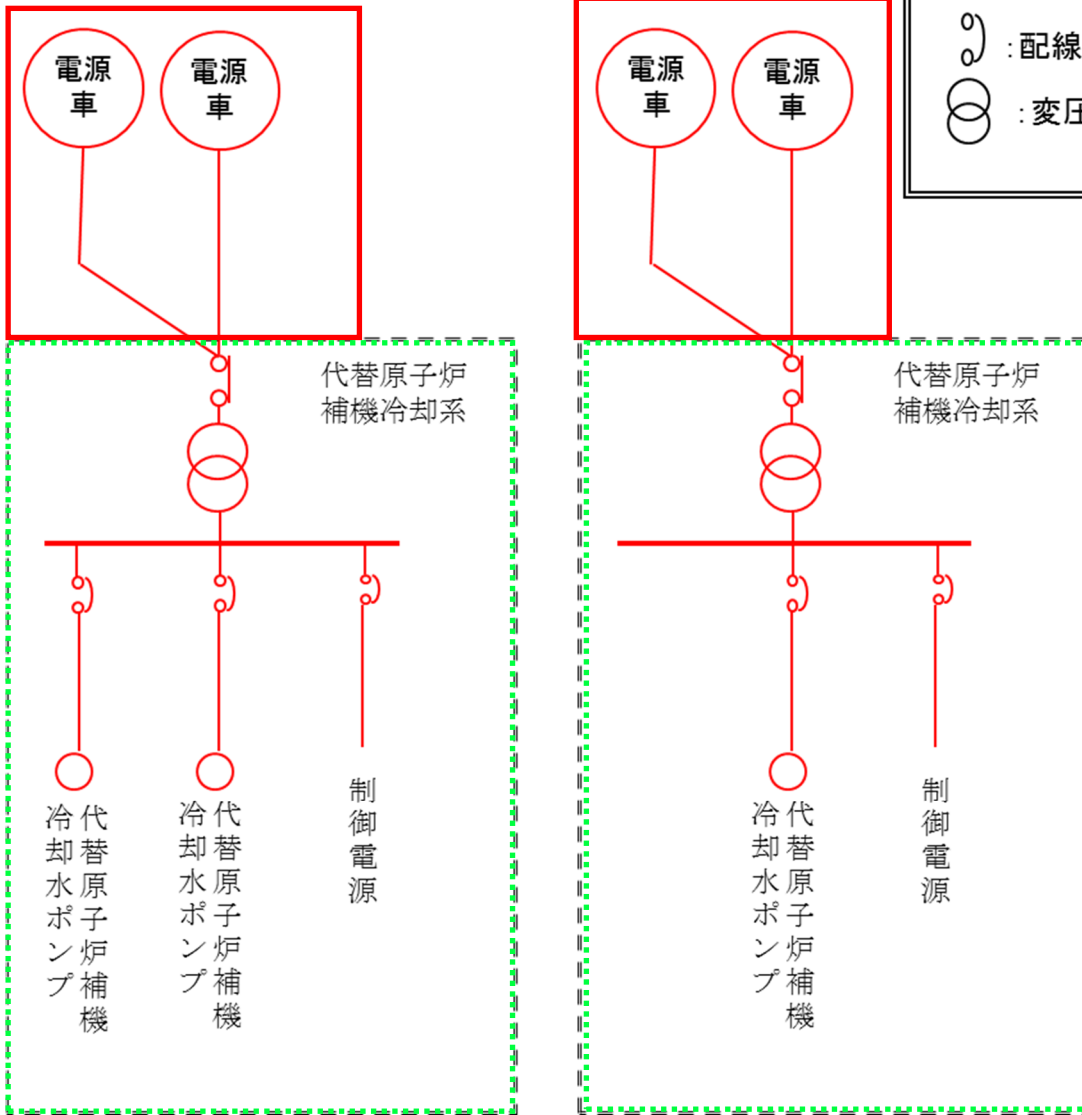
電源車は2N要求設備であり、電源車1台にて代替原子炉補機冷却系1系列が使用可能であることから所要数は2台となる。

【凡例】

 : 断路器

 : 配線用遮断器

 : 変圧器



(その1)

66-5-4にて整理

(その2)

図 57-9-25 単線結線図__代替原子炉補機冷却系 [48条]

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される適用される原子炉の状態 運転 起動 高温停止	条件⑧ A. 所要数を満たしていない場合	要求される措置⑨ A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※1} が動作可能であることを確認する。 及び A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※2} が動作可能であることを確認する。 及び A1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※1} が動作可能であることを確認する。 及び A2. 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※3} が動作可能であることを確認する。 又は A2. 2. 2. 当直長は、代替措置 ^{※4} を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	完了時間 速やかに 3日間 30日間 速やかに 3日間 3日間 10日間 24時間 36時間	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。号炉間電力融通ケーブル(常設)及び(可搬型)は、1N要求設備であるため、所要数を満足していない場合を条件として設定する。 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)) 【運転、起動及び高温停止】 A1. 1., A2. 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、動作可能確認の完了時間は“速やかに”とする。 A1. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機)が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 【準備時間】 号炉間電力融通ケーブル(常設)及び(可搬型)による受電操作に必要な時間は約1時間5分及び約4時間5分である。第一ガスタービン発電機による受電操作に必要な時間は約50分で、より短時間で準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。(添付-3) A1. 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。 A2. 2. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「第二代替交流電源設備(第二ガスタービン発電機)」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 【準備時間】 号炉間電力融通ケーブル(常設)及び(可搬型)による受電操作に必要な時間は約1時間5分及び約4時間5分である。第二ガスタービン発電機による受電操作に必要な時間は約1時間20分で、より短時間で準備可能であることから、時間短縮の補完措置は不要である。(添付-3) A2. 2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(ケーブルの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。
	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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考																					
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合</td> <td>A1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作可能なタンクローリ(4kL)が所要数を満足していない場合</td> <td>B1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当直長は、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する^{※6}。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>C. 動作可能なタンクローリ(16kL)が所要数を満足していない場合</td> <td>C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する^{※6}。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>D. 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>D1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備^{※7}を動作不能^{※8}とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 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</td> <td>E1. 当直長は、タンクローリ(4kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備^{※7}を動作不能^{※8}とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>F. 条件C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>F1. 当直長は、タンクローリ(16kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備^{※7}を動作不能^{※8}とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：代替品の補充等をいう。 ※6：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件E及びFには移行しない。 ※7：燃料補給を有する重大事故等対処設備とは、以下をいう。 タンクローリ(4kL)； 可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、大容量送水車(海水取水用)、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、電源車、モニタリングポスト用発電機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備。 タンクローリ(16kL)；常設代替交流電源設備。 ※8：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。</p>					条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	2日間	B. 動作可能なタンクローリ(4kL)が所要数を満足していない場合	B1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間	C. 動作可能なタンクローリ(16kL)が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間	D. 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	D1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに	E. 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	E1. 当直長は、タンクローリ(4kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに	F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F1. 当直長は、タンクローリ(16kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間																							
A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	2日間																							
B. 動作可能なタンクローリ(4kL)が所要数を満足していない場合	B1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間																							
C. 動作可能なタンクローリ(16kL)が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間																							
D. 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	D1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに																							
E. 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	E1. 当直長は、タンクローリ(4kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに																							
F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F1. 当直長は、タンクローリ(16kL)による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに																							
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 軽油タンクが所要数を満足していない場合及び動作可能なタンクローリが所要数を満足しなくなった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A1. 当該設備を使用可能な状態に復旧する。完了時間は保安規定第61条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)においてタンクレベル等が制限値を満足していない場合の要求される措置の完了時間「2日間」の設定を準用し、「2日間」とする。</p> <p>B1., C1. A1.と同様。</p> <p>B2., C2. 当該設備の機能を補完する代替措置(タンクローリ、ドラム缶・トラック・要員の確保等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は上記のA1.と同様「2日間」とする。</p> <p>D1., E1., F1. 保安規定第61条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)の完了時間内に達成できない場合の要求される措置の完了時間“速やかに”の設定を準用し、燃料補給を有する重大事故等対処設備を“速やかに”動作不能とみなし、当該設備に適用される運転上の制限を満足しない場合の措置を実施する。</p>																									
<p>コメントNo. 86</p>																									

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考															
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。</td> <td>1年に1回</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>					項目⑦	頻度	担当	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	2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長						
項目⑦	頻度	担当																	
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																	
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																	
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転 起 高温停止</td> <td>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</td> <td>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。</td> <td>30日間 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. 当直長は、高温停止にする。及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>冷温停止 燃料交換</td> <td>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</td> <td>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>					適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	運転 起 高温停止	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。	30日間 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. 当直長は、高温停止にする。及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間																
運転 起 高温停止	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。	30日間 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. 当直長は、高温停止にする。及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間																
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに																
<p>※1：代替品の補充等をいう。 ※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>																			
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき1年に1回、模擬入力による性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目2が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、外観点検、通電等の確認により動作可能であることを確認する。</p> <p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 可搬型計測器は、1N要求設備であるため、動作可能な設備が所要数未満になった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A 1. 動作不能となった当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>A 2. 動作不能となった当該設備の機能を補充する代替措置(計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B 1.、B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】 A 1. 動作不能となった当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A 2. 動作不能となった当該設備の機能を補充する代替措置(計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p> <p>コメントNo. 86 コメントNo. 86</p>																			

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
表66-1-4 運転員が中央制御室にとどまるための設備			
66-1-4-1 中央制御室の居住性確保①			
(1) 運転上の制限			
項目②	運転上の制限 ③		
被ばく低減設備	(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※1 (2) 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)による加圧系が動作可能であること※2 (3) データ表示装置(待避室), 中央制御室待避室遮蔽(可搬型), 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること		
その他設備	可搬型蓄電池内蔵型照明の所要数が動作可能であること		
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥	
運転 起 高 温 停 止	中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)	2台	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機(プロワユニット)	4台	
	中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)	174本	
	データ表示装置(待避室)	1台	
	中央制御室待避室遮蔽(可搬型)	1式	
運 起 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2個	
	差圧計	2個	
	可搬型蓄電池内蔵型照明	2個	
	衛星電話設備(常設)	※4	
	無線連絡設備(常設)	※4	
	常設代替交流電源設備	※5	
※1: 陽圧化に必要なバウンダリ※3, 弁, 配管, ダクト及びダンパを含む。また, ダクト及びダンパ等の故障により運転上の制限を満足しない場合は, 「第57条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。			
※2: 陽圧化に必要なバウンダリ※3, 弁及び配管を含む。			
※3: バウンダリが開放されているも, 陽圧化が可能であれば運転上の制限を逸脱していると はみさない 。またハッチ, 扉の一時的な開放についても, 運転上の制限を逸脱しているとは みさない 。			
※4: 「66-1-7-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。			
① 設置許可規程規則(技術的能力審査基準)第五十九条(1. 16)が該当する。			
② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)			
③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう, 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること, 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)による加圧系が動作可能であること, 並びにデータ表示装置(待避室)等の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。なお, 中央制御室は6号炉及び7号炉共用で1つであり, 上記の運転上の制限は中央制御室あたりの要求である。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(1)) また, 資機材搬入等に伴うハッチ, 扉の一時的な開放及び中央制御室へのケーブルの引き込み等については, 要員を配置し速やかに開口部を閉められる等管理された状態であれば運転上の制限を逸脱しているとはみさない。			コメントNo. 112
④ 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十九条(1. 16) 「原子炉制御室(の居住性に関する手順等)」として, 重大事故が発生した場合においても(重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。)運転員がとどまるために必要な設備を設置する(手順等を定める)こと。 なお, 通信連絡に係わる設備は, 66-1-7-1(通信連絡設備)にて整理する。			
⑤ ②に含まれる設備			
⑥ 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系, 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)による加圧系, その他陽圧化時の監視計器や中央制御室待避室に配備する設備については, 重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備(被ばく評価において期待している設備)である。運転停止中/使用済燃料プールの有効性評価に, 炉心損傷又は使用済燃料プールの燃料損傷に至ることがないことを示しているように, 冷温停止中は被ばくの要因となる大量の放射性物質放出を伴う事象が発生する可能性は低いため, 適用される原子炉の状態は「運転, 起動及び高温停止」とする。 可搬型蓄電池内蔵型照明は, 重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備(被ばく評価において期待している設備以外)であり, 中央制御室照明が機能喪失した際には必要となることから, 適用される原子炉の状態は「運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(1))			
⑦ 中央制御室可搬型陽圧化空調機は, 1N要求設備であり, 中央制御室の居住性を確保するために必要な台数として, フィルタユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット1台の計2台及びプロワユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット2台の計4台を所要数とする。 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)は, 中央制御室待避室の居住性を確保するために必要な容量として, 工事計画認可申請書に基づき174本を所要数とする。 データ表示装置(待避室)は, 中央制御室待避室に待避中の運転員がプラントパラメータの監視を行うために必要な台数として, 1台を所要数とする。 中央制御室待避室遮蔽(可搬型)は, 中央制御室待避室の遮蔽に必要な1式を所要数			

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される 原子炉 の 運 転 起 動 高 温 停 止	条 件 ⑧ A. 中央制御室可搬型陽 圧化空調機による 中央制御室の加圧 系が動作不能の場合	要求される措置 ⑨	完了時間	
		<p>A 1. 当直長は、6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認^{※6}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置^{※7}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 3日間 10日間	
	B. 中央制御室待避室陽 圧化装置（空気ポン ベ）による中央制御 室待避室の加圧系が 動作不能の場合	<p>B 1. 当直長は、6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認^{※6}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は当該機能を補完する自主対策設備^{※8}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、当該機能を動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに 3日間 10日間	

⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。
中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、1N要求設備であるため、動作可能なシステム数が1N未満となった場合又は所要数を満足しない場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(2), (3))

【運転、起動及び高温停止】

A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類八)」で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である中央制御室非常用換気空調系が該当し、完了時間は“速やかに”とする。
中央制御室非常用換気空調系は、再循環運転モードを確認する。

A 2. 当該システムの機能を補完する代替措置(空調機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

A 3. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。

B 1. A 1と同様。

B 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理したカードル式空気ポンベユニットが該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

カードル式空気ポンベユニットの準備操作は、空気の供給開始までに時間を要するが、中央制御室待避室に必要空気を供給できることから、事前配備等の準備時間短縮の補充措置を実施することで、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンベ)の機能を代替できる。(添付一3)

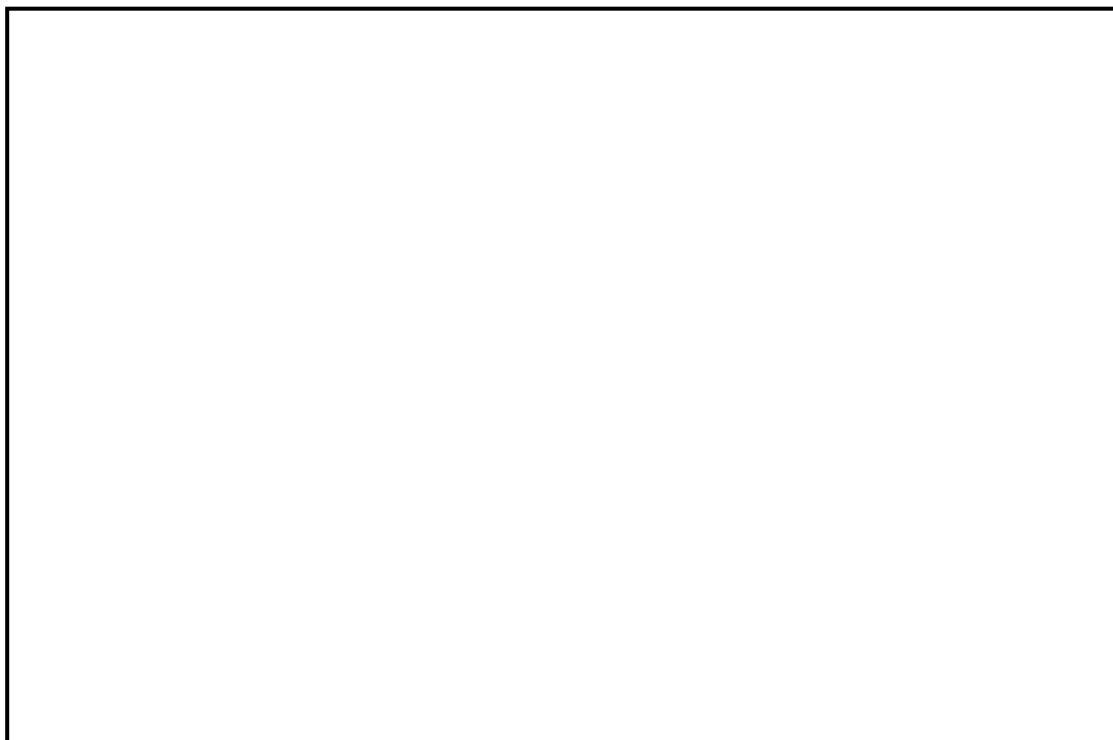
B 3. A 3と同様。

コメントNo. 86

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考	
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
運転起動高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置(待避室), 中央制御室待避室遮蔽(可搬型), 差圧計, 酸素濃度・二酸化炭素濃度計又は可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満たしていない場合	C 1. 当直長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は, 代替措置 ^{※7} を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※9} 。	1 0日間 1 0日間	C 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は, 緊急時対策所に係るその他の設備と同様に, 「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合, 少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し, 「10日間」とする。 C 2. 当該設備の機能を補完する代替措置(表示装置又は記録要員の確保もしくは可搬型遮蔽, 計測機器又は可搬型照明の補充等)を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は, 緊急時対策所に係るその他の設備と同様に, 「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合, 少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し, 「10日間」とする。	コメントNo. 86
冷温停止燃料交換	D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満足していない場合	D 1. 当直長は, 高温停止にする。及び D 2. 当直長は, 冷温停止にする。 A 1. 当直長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び A 2. 当直長は, 代替措置 ^{※7} を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	2 4時間 3 6時間 速やかに 速やかに	D 1., D 2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止及び燃料交換】 A 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A 2. 【運転, 起動及び高温停止】におけるC 2. と同様。ただし, 代替措置とは, 可搬型照明の補充等をいう。また, 冷温停止及び燃料交換であることから, 完了時間は“速やかに”とする。	コメントNo. 86
<p>※6: 残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※7: 代替品の補充等をいう。</p> <p>※8: カード式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。(準備時間短縮の補充措置を含む)</p> <p>※9: 10日間以内に代替措置が完了した場合, 当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが, 10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p>					

中央制御室バウンダリのハッチ、扉を
赤枠にて示す

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。



第 1.16.2 図 中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図



第 1.16.3 図 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成図

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="409 1647 556 2730"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ブローアウトパネル※1</td> <td>燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること</td> </tr> </table>	項目②	運転上の制限③	原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう，常設重大事故等対処設備である燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）「運転員がとどまるために必要な設備（手順等）」として，原子炉制御室に関し，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設ける（手順書を定めること）こと。 	<p>コメントNo.110</p>					
項目②	運転上の制限③										
原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること										
<p>④ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，燃料取替床ブローアウトパネルが開放した状態で，炉心が著しく損傷した場合に開口部を閉止し，原子炉制御室の居住性を確保するための設備であることから，炉心の著しい損傷が発生する原子炉の状態を機能維持期間とし，適用される原子炉の状態は「運転，起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋に4台設置されており，4台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-1）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）</p> <p>項目1が該当。</p> <p>定検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）</p> <p>項目2が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回，外観点検等の確認により使用可能であることを確認する。</p>	<p>④ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，燃料取替床ブローアウトパネルが開放した状態で，炉心が著しく損傷した場合に開口部を閉止し，原子炉制御室の居住性を確保するための設備であることから，炉心の著しい損傷が発生する原子炉の状態を機能維持期間とし，適用される原子炉の状態は「運転，起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋に4台設置されており，4台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-1）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）</p> <p>項目1が該当。</p> <p>定検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）</p> <p>項目2が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回，外観点検等の確認により使用可能であることを確認する。</p>	<p>コメントNo.109</p>									
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1176 1647 1396 2730"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目⑦	頻度	担当	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。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>④ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，燃料取替床ブローアウトパネルが開放した状態で，炉心が著しく損傷した場合に開口部を閉止し，原子炉制御室の居住性を確保するための設備であることから，炉心の著しい損傷が発生する原子炉の状態を機能維持期間とし，適用される原子炉の状態は「運転，起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋に4台設置されており，4台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-1）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）</p> <p>項目1が該当。</p> <p>定検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）</p> <p>項目2が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回，外観点検等の確認により使用可能であることを確認する。</p>	<p>コメントNo.109</p>
項目⑦	頻度	担当									
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。	定検停止時	原子炉GM									
2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長									

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合</td> <td> 要求される措置⑨ A1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td> 速やかに 3日間 10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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。 </td> <td> 24時間 36時間 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。</p>		条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	要求される措置⑨ A1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更可係る基本方針4.3(2),(3)) A1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、燃料取替床ブローアウトパネルが開放してしまつた時に、原子炉制御室の居住性を確保するために、開口部を閉止する対策である。閉止機能の機能が健全でない場合には、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを“速やかに”確認する。 A2. 燃料取替床ブローアウトパネルが開放してしまつた場合に備え、代替措置(代替閉止手段の確認)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 A3. 動作不能となつた、当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>コメントNo.109</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間										
A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	要求される措置⑨ A1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10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. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間										

	保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
--	--------------	-------	----

表66-16 緊急時対策所

66-16-1 緊急時対策所の居住性確保 (対策本部) ①

(1) 運転上の制限	運転上の制限 ③
項目 ②	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系が動作可能であること※1
被ばく	(2) 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所要数が動作可能であること
低減設備	(3) 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及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※2
その他設備	(4) 差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 及び二酸化炭素濃度計 (対策本部) の所要数が動作可能であること
	可搬型エリアモニタ (対策本部) の所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数※4 ⑥
運転 起 高温停止	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ)	1 2 3 本
	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	1 台
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換	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	2 台
	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	1 台
	差圧計 (対策本部)	1 個
	酸素濃度計 (対策本部)	1 個
	二酸化炭素濃度計 (対策本部)	1 個
	可搬型エリアモニタ (対策本部)	1 台
	可搬型モニタリングポスト	※4

※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3，弁及び配管を含む。
 ※2：陽圧化に必要なバウンダリ※3及びダクトを含む。
 ※3：バウンダリが開放されていても、陽圧化が可能であれば運転上の制限を逸脱しているとはみさない。
 ※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) あたりの合計所要数。
 ※5：「66-15-1 監視測定設備」において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18) が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系及び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及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること並びに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等の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) あたりの要求である。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))
 また、緊急時対策所 (対策本部) へのケーブルの引き込み等については、要員を配置し速やかに開口部を閉められる等管理された状態であれば運転上の制限を逸脱しているとはみさない。

・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18)

「緊急時対策所 (の居住性に関する手順等)」では、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり、必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するために必要な設備を設置する (手順等を定める) こと。

なお、必要な指示及び通信連絡に係わる設備は、66-17-1 (通信連絡設備) にて整理する。

④ 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系及び二酸化炭素吸収装置については、重大事故等が発生した場合において、短期間の放射性物質放出 (格納容器ベント実施時) に対応する設備であり、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。なお、当該設備は6号炉及び7号炉共用設備であるが、本条文は7号炉の原子炉の状態に対して定める。可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタについては、長期間の放射性物質放出に対応する設備であるため、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 陽圧化装置 (空気ボンベ) は、重大事故時において、対策本部の陽圧化並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な本数として、工事計画認可申請書に基づき、123本を所要数とする。

二酸化炭素吸収装置は、重大事故時において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止するために必要な台数として、1台を所要数とする。
 可搬型外気取入送風機は、必要な換気容量を有するもの2台を所要数とする。
 可搬型陽圧化空調機は、必要な換気容量を有するもの1台を所要数とする。
 差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視するため、1個を所要数とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、対策本部の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支

コメントNo.115

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
項目	頻度	担当		
(2) 確認事項				
項目⑦				
1. 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活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	障がない範囲内であることを測定するため、それぞれ1個を所要数とする。可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内の放射線量の監視のため、1台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）	
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。	定検停止時	原子炉GM	⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）	
3. 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を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目2, 4, 7, 9, 11, 13, 15が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき定検毎（又は1年に1回）に性能確認を実施する。	
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。	定検停止時	原子炉GM	b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目1, 3, 5, 6, 8, 10, 12, 14, 16が該当。	
5. 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を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	項目1, 3, 5, 6, 10, 12, 14, 16「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき、3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。	
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長	項目8の頻度については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。 活性炭フィルタについては、外観点検にて、フィルタの保管状態に異常がないことを確認することで、性能を満足していると判断する。	
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。	定検停止時	原子炉GM	項目8の頻度については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。 活性炭フィルタについては、外観点検にて、フィルタの保管状態に異常がないことを確認することで、性能を満足していると判断する。	
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、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が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	原子炉GM	二酸化炭素濃度計及び二酸化炭素濃度計については、電源を入れ、使用可能であることを確認する。	
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		
10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM		
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		
12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM		
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		
14. 二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM		
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		
16. 差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM		

コメントNo.111

コメントNo.104

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考	
(3) 要求される措置 適用される 原子炉 の状態 運転 起動 高温停止	条件⑧ A. 動作可能な可搬型エリア モニタ(対策本部)が所 要数を満足していない 場合	要求される措置⑨ A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	完了時間 速やかに 速やかに	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 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及び可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として設定する。 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)) 【運転、起動及び高温停止】 A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。完了時間は、保安規定第102条(放射線計測器類の管理)において、放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。」としていることから、この考え方を準用し“速やかに”動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 A2. 当該設備の機能を補完する代替措置(計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、保安規定第102条(放射線計測器類の管理)において、放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。」としていることから、この考え方を準用し代替措置を原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。 B1., C1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は、保安規定第27条(計測及び制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。 B2., C2. 当該設備の機能を補完する代替措置(B2.については、送風機、空調機又は空気ポンプへの補充等。C2.については、二酸化炭素吸収装置又は計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、緊急時対策所に係るその他の設備と同様、「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。 D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。	コメントNo. 86 コメントNo. 86
	B. 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及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)による加圧系が動作不能の場合 C. 動作可能な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、差圧計(対策本部)、酸素濃度計(対策本部)又は二酸化炭素濃度計(対策本部)が所要数を満足していない場合 D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※7} 。 C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※7} 。 D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 当直長は、低温停止にする。	10日間 10日間 10日間 10日間 24時間 36時間		

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される 原子炉 の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1., B 1., C 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2., B 2., C 2. 当該設備の機能を補充する代替措置 (A 2. 及びC 2. については、計測機器の補充等。B 2. については、送風機又は空調機の補充等) を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p> <p>コメントNo. 86</p>
		A. 動作可能な可搬型エリアモニタ (対策本部) が所要数を満足していない場合	速やかに	
		B. 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及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合	速やかに	
		C. 動作可能な差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 又は二酸化炭素濃度計 (対策本部) が所要数を満足していない場合	速やかに	

※6 : 代替品の補充等をいう。
 ※7 : 10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
バウンダリの扉を橙枠にて示す

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。



第 1.18.6 図 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，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図

保安規定 第6.6条 条文		記載の説明	備考
6.6-1.6-2 緊急時対策所の居住性確保 (待機場所) ①		① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18) が該当する。	
(1) 運転上の制限		② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)	
項目 ②	運転上の制限 ③	③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ) による加圧系及び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による加圧系が動作可能であること並びに可搬型エアモニタ (待機場所) 等の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は緊急時対策所 (待機場所) あたりの要求である。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))	
被ばく低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ) による加圧系が動作可能であること※1 (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による加圧系が動作可能であること※2 (3) 差圧計 (待機場所), 酸素濃度計 (待機場所) 及び二酸化炭素濃度計 (待機場所) の所要数が動作可能であること	また、緊急時対策所 (待機場所) へのケーブル引き込み等については、要員を配置し速やかに開口部を閉められる等管理された状態であれば運転上の制限を逸脱しているとはみなさない。	コメントNo. 115
その他設備	可搬型エアモニタ (待機場所) の所要数が動作可能であること	④ 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18) 「緊急時対策所 (の居住性に関する手順等)」では、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり、必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するために必要な設備を設置する (手順等を定める) こと。	
適用される原子炉の状態 ④	所要数※4 ⑥	なお、必要な指示及び通信連絡に係わる設備は、6.6-1.7-1 (通信連絡設備) にて整理する。	
運転	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)	④ 陽圧化装置 (空気ポンプ) による加圧系については、重大事故等が発生した場合において、短期間の放射性物質放出 (格納容器ベント実施時) に対応する設備であり、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。なお、当該設備は6号炉及び7号炉共用設備であるが、本条文は7号炉の原子炉の状態に対して定める。	
起動	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)	⑤ ②に含まれる設備	
高温停止	差圧計 (待機場所)	⑥ 陽圧化装置 (空気ポンプ) は、重大事故時において、待機場所の陽圧化並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な本数として、工事計画認可申請書に基づき、1.4.2.1本を所要数とする。	
低温停止	酸素濃度計 (待機場所)	可搬型陽圧化空調機は、必要な換気容量を有するもの2台を所要数とする。	
燃料交換	二酸化炭素濃度計 (待機場所)	差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視するため、1個を所要数とする。	
	可搬型エアモニタ (待機場所)	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、待機場所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることを測定するため、それぞれ1個を所要数とする。	
		可搬型エアモニタは、重大事故時において、待機場所内の放射線量の監視のため、1台を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)	

※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3，弁及び配管を含む。
 ※2：陽圧化に必要なバウンダリ※3及びダクトを含む。
 ※3：バウンダリが開放されていても、陽圧化が可能であれば運転上の制限を逸脱しているとはみなさない。
 ※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) あたりの合計所要数。

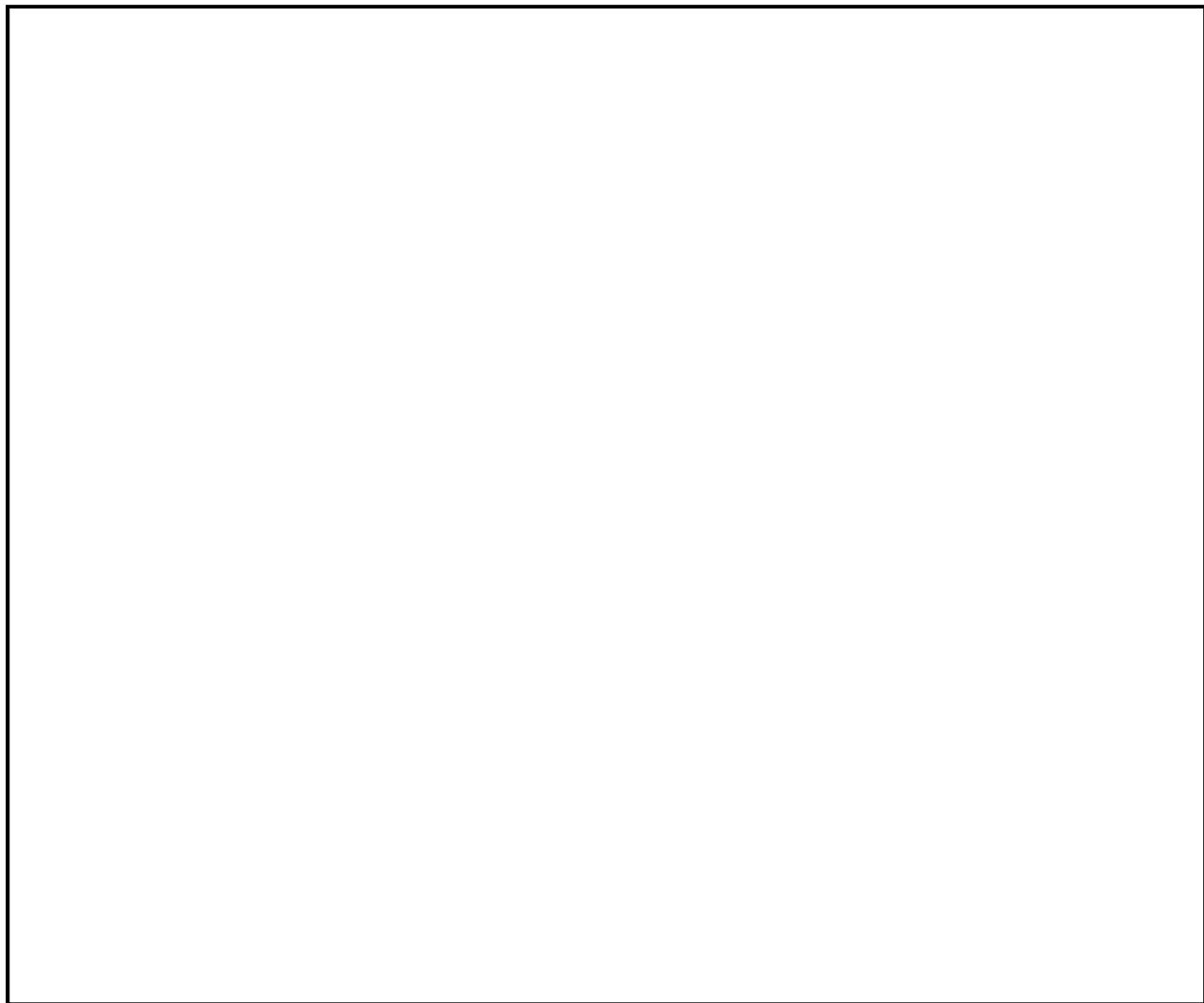
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目2, 5, 7, 9, 11が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方にに基づき1年に1回, 性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目1, 3, 4, 6, 8, 10, 12が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方にに基づき可搬型設備は3ヶ月に1回, 動作可能であることを確認する。</p> <p>活性炭フィルタについては, 外観点検にて, フィルタの保管状態に異常がないことを確認することで, 性能を満足していると判断する。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計については, 電源を入れ, 使用可能であることを確認する。</p>				
(2) 確認事項	項目⑦	頻度	担当	
1. 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活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	化学管理GM	
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。		1年に1回	原子炉GM	
3. 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を起動し, 動作可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)が規定圧力であることを確認する。		3ヶ月に1回	5号炉当直長	
5. 可搬型エアモニタ(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	
6. 可搬型エアモニタ(待機場所)が動作可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	放射線安全GM	
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	
8. 酸素濃度計(待機場所)が使用可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	発電GM	
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	
10. 二酸化炭素濃度計(待機場所)が使用可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	発電GM	
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	
12. 差圧計(待機場所)が使用可能であることを外観点検により確認する。		3ヶ月に1回	計測制御GM	

コメントNo. 111

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される 原子炉 の状態 冷温停止 燃料交換	条件⑤	要求される措置⑤	完了時間	<p>【冷温停止及び燃料交換】 A1., B1., C1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2., B2., C2. 当該設備の機能を補完する代替措置 (A2. 及びC2. については、計測機器の補充等。B2. については、空調機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p> <p>コメントNo. 86</p>
	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ (待機場所) が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに	
	B. 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による加圧系が動作不能の場合	B1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに	
C. 動作可能な差圧計 (待機場所), 酸素濃度計 (待機場所) 又は二酸化炭素濃度計 (待機場所) が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに		
<p>※5 : 代替品の補充等をいう。 ※6 : 10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p>				

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
バウンダリの扉を橙枠にて示す

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。



第 1.18.7 図 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，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図
（5号炉原子炉建屋 地上3階）

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考	
(3) 要求される適用される原子炉の状態 運転 起動 高温停止	条件⑧ A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	要求される措置⑨ A1. 当直長は、6号炉又は7号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能な状態であることを確認する。 A2. 1. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※4。 又は A2. 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	完了時間 速やかに 10日間 10日間	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。代替電源設備による電源系は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定に変更に係る基本方針4.3(2)、(3)緊急時対策所は設計基準準事故対策指針としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されており、従来はLCO設定してはいない。緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心、及び使用済燃料貯蔵プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、事故時に情報収集し必要な指示を行うためのものであることから、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている保安規定第27条(計測及び制御設備)の「事故時計装」の要求される措置/AOTを参考に以下に定める。 【運転、起動及び高温停止】 A1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は6号炉又は7号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能であるため、当該発電機から受電可能な状態であることを“速やかに”確認する。(添付-3)(保安規定変更に係る基本方針では記載されていないが、安全上有効な措置として実施する。) A2. 1., A2. 2. 当該系統(代替電源設備)の機能を補完する代替措置(発電機, ケーブル, 分電盤又は変圧器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。完了時間は、保安規定第27条(計測及び制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.と同様。 A3. 当該系統の機能を補完する代替措置(発電機, ケーブル, 分電盤又は変圧器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。	コメント No. 86 コメント No. 86
	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. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。 A1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、6号炉又は7号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能な状態であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	24時間 36時間 速やかに 速やかに 速やかに		
※3：代替品の補充をいう。 ※4：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。					

保安規定 第6.6条 条文		記載の説明		備考																																															
適用される原子炉の状態④	<p>⑤ 設備</p> <table border="1"> <tr> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>緊急時対策支援システム伝送装置※1</td> <td>1式※2</td> </tr> <tr> <td>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</td> <td>SPDS表示装置</td> <td>1台※2</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備 (常設)</td> <td>テレビ会議システム</td> <td>1台※3</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備 (可搬型)</td> <td>IP-電話機</td> <td>6台※3</td> </tr> <tr> <td>無線連絡設備 (可搬型)</td> <td>IP-FAX</td> <td>2台※3</td> </tr> <tr> <td>無線連絡設備 (可搬型)</td> <td></td> <td>5台</td> </tr> <tr> <td>携帯型音声呼出電話機</td> <td></td> <td>4台</td> </tr> <tr> <td>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</td> <td></td> <td>4台</td> </tr> <tr> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>データ伝送装置</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備 (常設)</td> <td></td> <td>2台※4</td> </tr> <tr> <td>無線連絡設備 (常設)</td> <td></td> <td>1式※2</td> </tr> <tr> <td>携帯型音声呼出電話機</td> <td></td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</td> <td></td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</td> <td></td> <td>3台</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>2台※4</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>6台※4</td> </tr> </table>	安全パラメータ表示システム (SPDS)	緊急時対策支援システム伝送装置※1	1式※2	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	SPDS表示装置	1台※2	衛星電話設備 (常設)	テレビ会議システム	1台※3	衛星電話設備 (可搬型)	IP-電話機	6台※3	無線連絡設備 (可搬型)	IP-FAX	2台※3	無線連絡設備 (可搬型)		5台	携帯型音声呼出電話機		4台	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		4台	安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	2台	衛星電話設備 (常設)		2台※4	無線連絡設備 (常設)		1式※2	携帯型音声呼出電話機		1台	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		1台	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		3台			2台※4			6台※4	<p>④ 通信連絡設備は、重大事故等が発生した場合において原子炉施設内外の連絡を行うために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性がある原子炉の状態において、待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 通信連絡設備は、1N要求設備である。工事計画認可申請書において整理した各場所に必要な個数を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)</p>	<p>コメントNo. 114</p> <p>コメントNo. 122</p>
		安全パラメータ表示システム (SPDS)	緊急時対策支援システム伝送装置※1	1式※2																																															
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	SPDS表示装置	1台※2																																															
		衛星電話設備 (常設)	テレビ会議システム	1台※3																																															
		衛星電話設備 (可搬型)	IP-電話機	6台※3																																															
		無線連絡設備 (可搬型)	IP-FAX	2台※3																																															
		無線連絡設備 (可搬型)		5台																																															
		携帯型音声呼出電話機		4台																																															
		5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		4台																																															
		安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	2台																																															
		衛星電話設備 (常設)		2台※4																																															
		無線連絡設備 (常設)		1式※2																																															
		携帯型音声呼出電話機		1台																																															
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		1台																																																	
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		3台																																																	
		2台※4																																																	
		6台※4																																																	
<p>※1：データ伝送設備を含む。</p> <p>※2：緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置については、A系又はB系のいずれかにより所内は有線系又は無線系回線、所外は有線系又は衛星系回線で伝送可能であることをいう。</p> <p>※3：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP-電話機又はIP-FAXのいずれかにより有線系又は衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。</p> <p>※4：5号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては、A系又はB系のいずれかが動作可能であることをいう。</p>																																																			

保安規定 第6.6条 条文	記載の説明	備考
<p>制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※7：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器等による通信手段を確保することとを条件に行う計画保守及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※8：所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。</p> <p>※9：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</p> <p>※10：通信機器の補充等をいう。</p> <p>※11：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保及びあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。</p> <p>※12：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。</p> <p>※13：緊急時対策支援システム伝送装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）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）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。</p>	<p>記載の説明</p>	<p>備考</p> <p>コメントNo. 121</p>

注釈※8の解釈：緊急時対策支援システム伝送装置又はデータ伝送装置の伝送停止が発生した場合の措置について、確認対象パラメータの記録及び連絡するための要員は、社内マニュアル等で定める。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転起高温停止	A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※3。	10日間 10日間	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。 ホイールローダは、1N要求設備であるため、所要数が1N未満になった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A 1. ホイールローダは重大事故等に可搬型重大事故等対処設備を運搬するためのアクセスルートを確保する設備であり、運転/停止中の炉心、及び使用済み燃料プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>A 2. 当該設備の機能を補完する代替措置(重機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1. ホイールローダを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. ホイールローダの機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p>
	冷温停止 燃料交換	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. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。 A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	
<p>※2：代替品の補充等をいう。 ※3：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>				
<p>コメントNo. 86</p>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が8台未満の場合(4台以上が動作可能)	A1. 当直長は、残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。 A2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10日間 30日間	
	B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が4台未満の場合	B1. 低圧代替注水系(可搬型)、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、格納容器下部注水系(可搬型)及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。 及び B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。 及び B3. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間	
	C. 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. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。上記③のとおり、運転上の制限を所要数が動作可能であることとしていることから、動作不能となり所要数を満足していない場合を条件とする。動作可能な台数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、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することが基本的な考え方であるが、設置許可基準規則第四十七条～第五十二条における可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する各対応手段の主な起因である原子炉圧力容器の冷却機能喪失時、原子炉格納容器の冷却機能喪失時及び全交流動力電源喪失時において、最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却水系含む)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>A3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。</p> <p>B1. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が1N未満の場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を“速やかに”実施する。</p> <p>B2. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する各対応手段の主な起因である全交流動力電源喪失時において、最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には非常用ディーゼル発電機(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却水系含む)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B3., A2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。</p> <p>B4., A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				
コメントNo. 86				