

# AOT延長等に用いる自主対策設備の削除に伴う 保安規定の変更について

---

2023年12月14日  
東京電力ホールディングス株式会社

1. 背景	..... P.2
2. プラント運転中における自主対策設備に係る措置	..... P.3
3. プラント停止中における自主対策設備に係る措置	..... P.4
4. その他変更条文	..... P.5
5. 自主対策設備の削除に伴う一部運用の変更	..... P.6
6. 本変更に伴う保安規定の適用時期	..... P.7
7. 保安規定の変更内容について	..... P.8
8. 保安規定審査基準の要求事項を踏まえた保安規定記載方針	..... P.39
9. 設置許可との整合性	..... P.40

- 新規制基準の施行に対応した、各電力会社の保安規定の変更に先立ち、新たに追加となった要求事項を保安規定へ反映する基本方針について「保安規定変更に係る基本方針」（以下、「基本方針」という。）として取りまとめている。
- BWRの基本方針については、2022年に改定を実施しているが、その後2023年11月21日の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（以下、「審査会合」という。）において、「耐性を有しない自主対策設備をAOT延長に用いることは容認できない」とのご指摘をいただき、当社から「ご指摘を踏まえた保安規定の変更を実施する」旨の回答を行っている。
- 上記回答内容を踏まえ、AOT延長等に用いる自主対策設備を削除するため、柏崎刈羽原子力発電所における以下の保安規定条文を変更する。
  - ✓ 第66条（重大事故等対処設備）
  - ✓ 第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）

## 2. プラント運転中における自主対策設備に係る措置

- 第66条（重大事故等対処設備）のうち、以下の条文については、プラント運転中（原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」であることをいう。以下同様。）において、LCO逸脱時に自主対策設備が動作可能であることを確認することとしている。

条 文	AOT延長に用いる自主対策設備	適用される原子炉の状態
66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	運転、起動、高温停止
66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）	消火系による低圧注水	運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換 <sup>*1</sup>
66-5-4 代替原子炉補機冷却系	大容量送水車（熱交換器ユニット用）にて海水直接通水を行う除熱	運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱	
66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	消火系による格納容器スプレイ	運転、起動、高温停止
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	消火系による格納容器スプレイ	運転、起動、高温停止
66-7-1 格納容器下部注水系（常設）	消火系による格納容器下部注水	運転、起動、高温停止
66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）	消火系による格納容器下部注水	運転、起動、高温停止
66-8-1 静的触媒式水素再結合器	原子炉建屋トップベント	運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換 <sup>*1</sup>
66-12-1 常設代替交流電源設備	号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C（C）系又はM/C（D）系の受電 <sup>*2</sup>	運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換
	第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）	
66-12-3 号炉間電力融通電気設備	第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）	運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	要求される措置で代替パラメータとして確認する有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（一部プラント停止中も含む）	運転、起動、高温停止（一部冷温停止、燃料交換）
66-14-1 中央制御室の居住性確保	カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧	運転、起動、高温停止、炉心変更時 <sup>*3</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※2：当該設備自体はSA設備であるものの、6号炉側の電路が自主対策設備であるため削除。

※3：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。

- 当該の記載は自主対策設備が動作可能であることを確認することを以って、LCO逸脱時のAOT延長に用いていることから、自主対策設備に係る記載の削除を行う。

【例】66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

条 件	要求される措置	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	A1. 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 <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
	A2. <u>当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*11</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	3日間
	A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間

### 3. プラント停止中における自主対策設備に係る措置

- ▶ 第66条（重大事故等対処設備）のうち，以下の条文については，プラント停止中（原子炉の状態が「冷温停止，燃料交換」であることをいう。以下同様。）において，LCO逸脱時に自主対策設備が動作可能であることを確認することとしている。

条文	プラント停止中に確認する自主対策設備	適用される原子炉の状態
66-5-4 代替原子炉補機冷却系	大容量送水車（熱交換器ユニット用）にて海水直接通水を行う除熱	運転，起動，高温停止， <b>冷温停止，燃料交換</b>
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱	
66-8-1 静的触媒式水素再結合器	原子炉建屋トップベント	運転，起動，高温停止， <b>冷温停止，燃料交換※1</b>
66-12-1 常設代替交流電源設備	号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C（C）系又はM/C（D）系の受電※2	運転，起動，高温停止， <b>冷温停止，燃料交換</b>
	第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）	
66-12-3 号炉間電力融通電気設備	第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）	運転，起動，高温停止， <b>冷温停止，燃料交換</b>

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

※2：当該設備自体はSA設備であるものの，6号炉側の電路が自主対策設備であるため削除。

- ▶ 当該の記載はAOT延長に用いているものではないが，**プラント停止中に要求される措置はプラント運転中の要求される措置を参考に設定**していることから，プラント停止中における自主対策設備についても合わせて記載の削除を行う。

【例】66-5-4 代替原子炉補機冷却系

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合	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。	速やかに
	又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	<b>A 2. 1. 当直長は，当該機能を補完する自主対策設備※1が動作可能であることを確認する。</b> 又は A 2. 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措置を開始する。	<b>速やかに</b>  速やかに

- ▶ なお，その他プラント停止中に要求される措置として実施する「DBA設備の確認」，「同等な機能を有するSA設備の確認」，「代替措置の実施」等は引き続き記載するため，停止中においても十分なりスク低減が図られる。

- ▶ 第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）表74において、SA設備等に対する青旗作業を実施する際の保全作業時の措置を定めており、これらの措置は以下のとおり要求される措置に準拠して設定している。

新規規制基準時 審査資料（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合の考え方について（TS-35））抜粋

## 2. 青旗作業リスト設定の考え方

（中略）

### ③点検時の措置

点検中のリスク増加を抑えるため、対象設備を点検する際に実施する必要がある措置（以下、「点検時の措置」という。）及び実施頻度として、当該設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求されている措置に準拠して設定する。

- ▶ 表74において、第66条（66-14-1 中央制御室の居住性確保）に定めるSA設備（中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ））は、保全作業時の措置として要求される措置を参考に自主対策設備である「カードル式空気ボンベユニット」により加圧できることの確認を定めているが、今回の見直しに伴い当該記載の削除を行う。
- ▶ なお、実施頻度については、第66条（66-14-1 中央制御室の居住性確保）の要求される措置の完了時間を「3日」に見直すことから、「点検期間が完了時間（3日）を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回」の頻度とする。

関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度
第66条 (66-12-6)	<ul style="list-style-type: none"> <li>AM用MCC</li> <li>AM用切替盤</li> <li>AM用操作盤</li> <li>AM用動力変圧器</li> <li>緊急用断路器</li> <li>緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>緊急用電源切替箱断路器</li> </ul>	冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認※6する。</li> </ul>	点検前※5 <u>点検期間が完了時間（3日）を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</u>
第66条 (66-14-1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）</li> </ul>	運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	<ul style="list-style-type: none"> <li>6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。</li> <li><u>カードル式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧ができることを確認する。</u></li> </ul>	点検前※5 その後、 <u>1.0日に1回</u>

# 5. 自主対策設備の削除に伴う一部運用の変更

- ▶ 第66条（66-11-3 海水移送設備）において、LCO逸脱時に代替措置として「代替品の補充又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認等」を実施することとしており、その具体的な内容を以下のとおり定めている。

新規基準時 審査資料（LCO, AOT及びサーバランスの設定（TS-25））抜粋

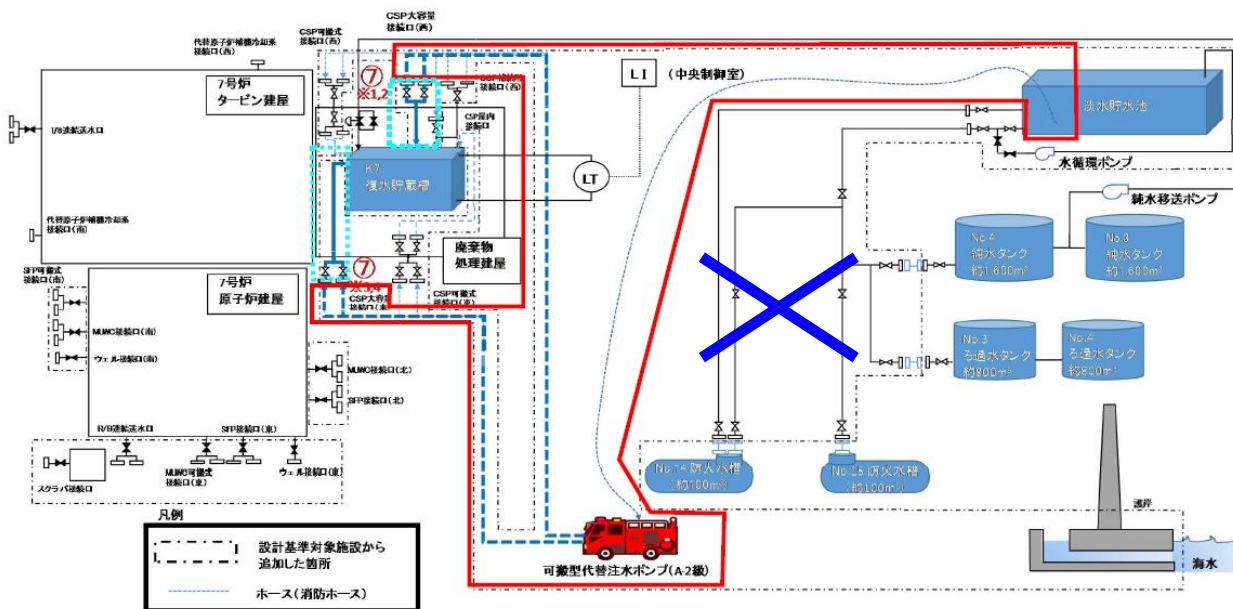
66-11-3「海水移送設備」

（中略）

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。

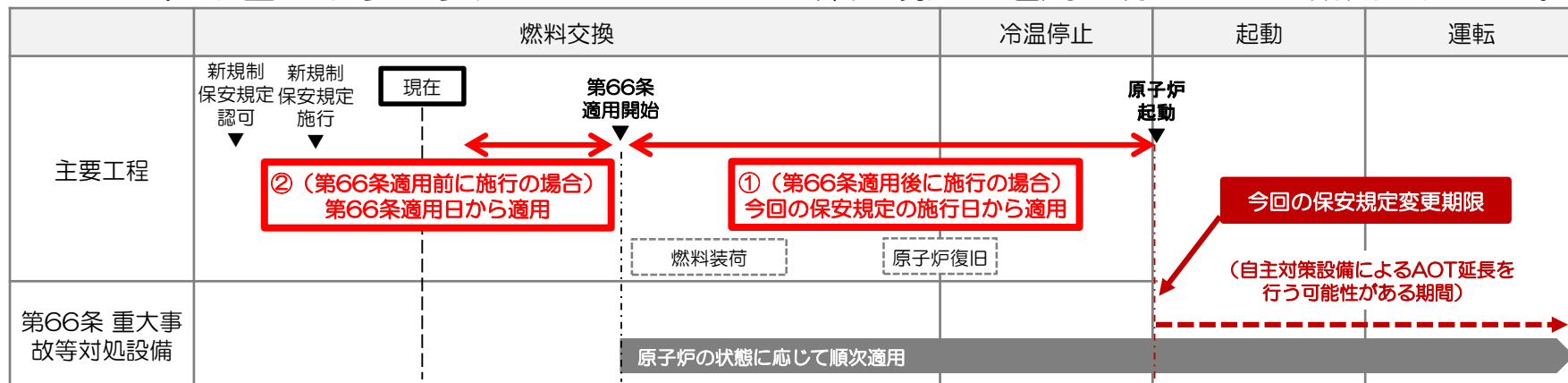
- ▶ このうち、「あらかじめ敷設してあるホースを使用した自重による淡水の移送」については自主対策設備に位置付けられていることから、淡水貯水池からの移送として実施する事項はSA設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた移送とすることをTS-25において明記する。

【例】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給



## 6. 本変更に伴う保安規定の適用時期

- 自主対策設備をプラント停止に係るAOT延長に用いている原子炉の状態は「**運転，起動，高温停止**」であるため、これらの状態に入る前までに保安規定の変更を行う。
- なお、当社のSA設備のLCOに係る保安規定については、現在未適用であり、柏崎刈羽7号炉の原子炉に燃料を挿入する前及び原子炉の臨界反応操作を開始する前の使用前事業者検査が終了となる使用前確認を受けた日以降、適用される旨、附則において記載している。
- 今回の保安規定変更は、施行の時期に応じ、保安規定適用のタイミングが異なると考えられるため、下図に示すいずれかのタイミングで保安規定の適用を行うことを附則に定める。



附則(令和 年 月 日 原規規発第 号)

(施行期日)

第1条

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

2. 本規定施行の際、規定の適用については、<sup>①</sup>原子炉の状態が「運転，起動，高温停止」となる前において、本規定施行の日から適用する。<sup>②</sup>ただし、本規定施行の日が附則(令和2年10月30日 原規規発第2010305号)で定める日より前の場合は、当該附則で定める日から適用する。

(中略)

附則(令和2年10月30日 原規規発第2010305号)

(施行期日)

第1条

2. 本規定施行の際、各原子炉施設に係る規定については、各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

なお、第12条(運転員等の確保)、第17条(火災発生時の体制の整備)、第17条の2(内部溢水発生時の体制の整備)、第17条の3(火山影響等発生時の体制の整備)、第17条の4(その他自然災害発生時等の体制の整備)、第17条の5(有毒ガス発生時の体制の整備)、第17条の6(資機材等の整備)、第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)及び第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)については、教育訓練に係る規定を除き7号炉の発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期における各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、それ以降に実施する使用前事業者検査の対象となる設備に係る規定については当該検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。



# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

(重大事故等対処設備)

第66条

(中略)

66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復

(中略)

条 件	要求される措置	完了時間
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	A 1. 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。  及び A 2. 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。  又は A 2. 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。  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  3日間  10日間
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	B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※6。  及び B 2. 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。  又は B 2. 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。  及び B 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  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	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間

※4：代替品の補充等をいう。

※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。

(中略)

## 変更後

(重大事故等対処設備)

第66条

(中略)

66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復

(中略)

条 件	要求される措置	完了時間
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	A 1. 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。  及び A 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 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  10日間
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	B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※5。  及び B 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 B 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  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	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間

※4：代替品の補充等をいう。

※5：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。

(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）  
（中略）

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び A 1. 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※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		及び A 1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間
		又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※ <sup>12</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		及び A 2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間

## 変更後

66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）  
（中略）

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び A 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※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		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。	30日間

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>1.3</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び B 2. <u>1. 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※<sup>1</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	3日間
		<u>又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※<sup>1.2</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	3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	及び C 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
		C 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間
冷温停止 燃料交換※ <sup>1.4</sup>	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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、第40条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他の設備※ <sup>1.5</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>1.2</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び B 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※ <sup>1.1</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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	及び C 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
		C 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間
冷温停止 燃料交換※ <sup>1.3</sup>	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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、第40条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他の設備※ <sup>1.4</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

- ※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：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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：高圧炉心注水系をいう。
- ※12：消火系による低圧注水をいう。
- ※13：低圧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。
- ※14：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
  - (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
  - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合
- ※15：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）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。  
(中略)

## 変更後

- ※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：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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：高圧炉心注水系をいう。
- ※12：低圧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。
- ※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
  - (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
  - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合
- ※14：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）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。  
(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

66-5-4 代替原子炉補機冷却系  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 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 <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに
		及び <b>A 3. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*11</sup>が動作可能であることを確認する。</b> 又は A 3. 2. 当直長は、代替措置 <sup>*12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	10日間  10日間
	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。		30日間
	B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	B 1. 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 <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び <b>B 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*11</sup>が動作可能であることを確認する。</b> 又は B 2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>*12</sup> 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  3日間  3日間
		及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間

## 変更後

66-5-4 代替原子炉補機冷却系  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 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 <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 <sup>*11</sup> 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  10日間
		及び 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。	30日間
	B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	B 1. 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 <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 <sup>*11</sup> 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  3日間  3日間
		及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※1.3</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 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  10日間
	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※1.3</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 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  速やかに  10日間
	E. 条件A, B, C又はD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、高温停止にする。 及び E2. 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. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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 <b>A2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※1.1</sup>が動作可能であることを確認する。</b> <b>又は</b> A2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※1.2</sup> 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。	速やかに  <b>速やかに</b>  速やかに

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※1.2</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 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  10日間
	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※1.2</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 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  速やかに  10日間
	E. 条件A, B, C又はD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、高温停止にする。 及び E2. 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. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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、代替措置 <sup>※1.1</sup> 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。	速やかに   速やかに

## 変更前

## 変更後

- ※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：残りの原子炉補機冷却水系2系列，原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3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：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）にて海水直接通水を行う除熱をいう。
- ※12：代替品の補充等。
- ※13：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び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。  
(中略)

- ※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：残りの原子炉補機冷却水系2系列，原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3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：代替品の補充等。
- ※12：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び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。  
(中略)

## 変更前

## 変更後

表66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

表66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）  
（中略）

66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）  
（中略）

条 件	要求される措置	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	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とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び <u>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。</u>	<u>3日間</u>
	及び <u>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。</u>	<u>10日間</u>
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。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

条 件	要求される措置	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	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とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び <u>A 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>3日間</u>
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。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※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冷却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）

※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冷却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。



# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）  
（中略）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 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※8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。	速やかに
	__及び A 1. 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※10が動作可能であることを確認する。	3日間
	__及び A 1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間
	又は A 2. 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※8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。	速やかに
	__及び A 2. 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。	3日間
	__及び A 2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	__及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	36時間

- ※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。
- ※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。
- ※11：消火系による格納容器スプレイをいう。

## 変更後

66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）  
（中略）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	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※8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。	速やかに
	__及び A 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※10が動作可能であることを確認する。	3日間
	__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。	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。	24時間
	__及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	36時間

- ※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。
- ※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。

## 変更前

## 変更後

表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

66-7-1 格納容器下部注水系（常設）  
（中略）

66-7-1 格納容器下部注水系（常設）  
（中略）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 1. 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※11が動作可能であることを確認する。	3日間
	及び A 1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間
	又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。	3日間
	及び A 2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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	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。

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 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※11が動作可能であることを確認する。	3日間
	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。	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

※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：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該システムに要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※12：消火系による格納容器下部注水をいう。

※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：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該システムに要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）  
（中略）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系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、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 1. 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※10が動作可能であることを確認する。	3日間
	及び A 1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間
	又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系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、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	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	及び A 2. 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。	3日間
	及び A 2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間
	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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。

※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。

※11：消火系による格納容器下部注水をいう。

## 変更後

66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）  
（中略）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系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、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 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※10が動作可能であることを確認する。	3日間
	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。	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。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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。

※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。



## 変更前

- ※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ※5：残りの低圧注水系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。
- ※6：原子炉建屋トップベントをいう。
- ※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
  - (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
  - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合
- ※8：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
(中略)

## 変更後

- ※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ※5：残りの低圧注水系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。
- ※6：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
  - (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
  - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合
- ※7：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

表66-12 電源設備

表66-12 電源設備

66-12-1 常設代替交流電源設備  
(中略)

66-12-1 常設代替交流電源設備  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	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 <sup>*3</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		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 <sup>*4</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		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。	10日間
		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 <sup>*3</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		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。	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。	24時間
		及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 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 <sup>*3</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		及び A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
		及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	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。	速やかに
		A 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。	速やかに
		及び A 3. 1. 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※4が動作可能であることを確認する。	速やかに
		又は A 3. 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。	速やかに

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	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。	速やかに
		A 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。	速やかに

※3：残りの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。

※4：号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電をいい、当該システムで要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。なお、6号炉側の電路が自主対策設備であることから、号炉間電力融通ケーブルを使用した場合の復旧までの完了時間は10日間となる。

※5：第二代替交流電源設備(第二ガスタービン発電機)をいい、当該システムで要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。

(中略)

※3：残りの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。

(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

66-12-3 号炉間電力融通電気設備  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 所要数を満足していない場合	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 <sup>※1</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		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 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		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。	30日間
		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 <sup>※1</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに		
	及び		
	<u>A2. 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>	
	又は		
	A2. 2. <u>2.</u> 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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	
	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。	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。	24時間
		及び B2. 当直長は、低温停止にする。	36時間

## 変更後

66-12-3 号炉間電力融通電気設備  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 所要数を満足していない場合	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 <sup>※1</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		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 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		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。	30日間
		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 <sup>※1</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに		
	及び		
	A2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> 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	
	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。	10日間	
	又は		
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。	24時間
		及び B2. 当直長は、低温停止にする。	36時間



# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
		及び A 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。	速やかに
		及び A 3. 1. 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 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		又は <u>A 3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>
		又は A 3. 3. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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。	速やかに

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
		及び A 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。	速やかに
		及び A 3. 1. 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 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに
		又は	
		A 3. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> 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。	速やかに

※1：残りの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。  
 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。  
※3：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいう。  
 ※4：代替品の補充等。  
 （中略）

※1：残りの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。  
 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。  
 ※3：代替品の補充等。  
 （中略）

## 変更前

## 変更後

表66-13 計装設備

66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3

- ※1：プラント起動に伴う計器校正、原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、推定方法が複数あることを示す。なお、推定方法が複数ある場合は、いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※3：**主要パラメータ及び代替パラメータに記載する[ ]は、有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器**（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが、**要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。**

(中略)

表66-13 計装設備

66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2

- ※1：プラント起動に伴う計器校正、原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、推定方法が複数あることを示す。なお、推定方法が複数ある場合は、いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※3：[ ]は、有効監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。**有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。**

(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

### 6. 原子炉格納容器内の温度

### 6. 原子炉格納容器内の温度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウエル雰 囲気温度	①主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル雰囲気温度 の1チャンネルが故障し た場合は、他チャンネル により推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (D/W)によりドライウエ ル雰囲気温度を推定す る。
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (S/C)によりドライウエ ル雰囲気温度を推定す る。
	サブプレッショ ン・チェンバ 気体温度	①サブプレッション・チ ェンバ・プール水温 度	サブプレッション・チェン バ・プール水温度により サブプレッション・チェン バ気体温度を推定する。
		②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (S/C)によりサブプレッ ション・チェンバ気体温 度を推定する。
		③ [サブプレッション・ チェンバ気体温度]	監視可能であればサブプレ ッション・チェンバ気体 温度(常用計器)によ り、温度を推定する。
	サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水温度	①主要パラメータの他 チャンネル	サブプレッション・チェン バ・プール水温度の1チ ャンネルが故障した場 合は、他チャンネルによ り推定する。
		②サブプレッション・ チェンバ気体温度	サブプレッション・チェン バ気体温度によりサブプレ ッション・チェンバ・プ ール水温度を推定する。

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウエル雰 囲気温度	①主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル雰囲気温度 の1チャンネルが故障し た場合は、他チャンネル により推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (D/W)によりドライウエ ル雰囲気温度を推定す る。
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (S/C)によりドライウエ ル雰囲気温度を推定す る。
	サブプレッショ ン・チェンバ 気体温度	①サブプレッション・チ ェンバ・プール水温 度	サブプレッション・チェン バ・プール水温度により サブプレッション・チェン バ気体温度を推定する。
		②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内圧力 (S/C)によりサブプレッ ション・チェンバ気体温 度を推定する。
	サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水温度	①主要パラメータの他 チャンネル	サブプレッション・チェン バ・プール水温度の1チ ャンネルが故障した場 合は、他チャンネルによ り推定する。
		②サブプレッション・ チェンバ気体温度	サブプレッション・チェン バ気体温度によりサブプレ ッション・チェンバ・プ ール水温度を推定する。

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

### 7. 原子炉格納容器内の圧力

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。
		③ [格納容器内圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。
		②サブプレッション・チェンバ氣體温度	飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。
		③ [格納容器内圧力 (S/C)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。

## 変更後

### 7. 原子炉格納容器内の圧力

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。
		②サブプレッション・チェンバ氣體温度	飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

### 8. 原子炉格納容器内の水位

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッション・ チェンバ・プール 水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注 水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注 水量により、サブプレッ ション・チェンバ・プール 水位を推定する。
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水 位の変化により、サブプレ ッション・チェンバ・プ ール水位を推定する。な お、復水貯蔵槽の補給状 況も考慮した上で注水量 を推定する。
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサブプレッシ ョン・チェンバ・プール水 位を推定する。
		④ [サブプレッション・ チェンバ・プール水 位]	監視可能であればサブプレ ッション・チェンバ・プ ール水位 (常用計器) に より、水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器下部水位の1チ ャンネルが故障した場 合は、他チャンネルにより 推定する。
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)	復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) の注 水量により、格納容器下 部水位を推定する。
		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水 位の変化により、格納容 器下部水位を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給 状況も考慮した上で注水 量を推定する。

(中略)

## 変更後

### 8. 原子炉格納容器内の水位

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッション・ チェンバ・プール 水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注 水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注 水量により、サブプレッ ション・チェンバ・プール 水位を推定する。
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水 位の変化により、サブプレ ッション・チェンバ・プ ール水位を推定する。な お、復水貯蔵槽の補給状 況も考慮した上で注水量 を推定する。
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサブプレッシ ョン・チェンバ・プール水 位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器下部水位の1チ ャンネルが故障した場 合は、他チャンネルにより 推定する。
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)	復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) の注 水量により、格納容器下 部水位を推定する。
		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水 位の変化により、格納容 器下部水位を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給 状況も考慮した上で注水 量を推定する。

(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

### 10. 原子炉格納容器内の放射線量率

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② [エア放射線モニタ]	監視可能であれば、エア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② [エア放射線モニタ]	監視可能であれば、エア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

## 変更後

### 10. 原子炉格納容器内の放射線量率

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

### 11. 未臨界の維持又は監視

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
起 動※ <sup>8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換※ <sup>9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。
		③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
		③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。

※8：計数領域の場合に適用する。  
 ※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
 (中略)

## 変更後

### 11. 未臨界の維持又は監視

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
起 動※ <sup>8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換※ <sup>9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。
運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。

※8：計数領域の場合に適用する。  
 ※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
 (中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

13. 格納容器バイパスの監視  
(中略)  
(2) 原子炉格納容器内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウェル 雰 囲 気 温 度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウェル雰囲気温度を推定する。
	格納容器内 圧 力 (D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)により推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。
		③ [格納容器圧力(D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。

(3) 原子炉建屋内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。

## 変更後

13. 格納容器バイパスの監視  
(中略)  
(2) 原子炉格納容器内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウェル 雰 囲 気 温 度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウェル雰囲気温度を推定する。
	格納容器内 圧 力 (D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)により推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。

(3) 原子炉建屋内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。



# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

### 14. 水源の確保

### 14. 水源の確保

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換 <sup>※11</sup>	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。
	③ [復水貯蔵槽水位]	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。	

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換 <sup>※11</sup>	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合  
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合  
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流 量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流 量) ①残留熱除去系系統流量	サブプレッション・チェン バの水位容量曲線を用い て、原子炉格納容器へ注 水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流 量)と経過時間より算出 した注水量から推定す る。 また、サブプレッション・ チェンバの水位容量曲線 を用いて、サブプレッショ ン・チェンバ・プール水 から原子炉圧力容器へ注 水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流 量)又は残留熱除去系系 統流量と経過時間より算 出した注水量から推定す る。
		②復水移送ポンプ吐出圧 力 ②残留熱除去系ポンプ吐 出圧力	復水移送ポンプ、残留熱 除去系ポンプが正常に動 作していることを把握す ることにより、水源であ るサブプレッション・チェ ンバ・プール水位が確保 されていることを推定す る。
		③ <u>[サブプレッション・チ ェンバ・プール水位]</u>	<u>監視可能であればサブプレ ッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器)に より、水位を推定する。</u>

(中略)

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流 量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流 量) ①残留熱除去系系統流量	サブプレッション・チェン バの水位容量曲線を用い て、原子炉格納容器へ注 水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流 量)と経過時間より算出 した注水量から推定す る。 また、サブプレッション・ チェンバの水位容量曲線 を用いて、サブプレッショ ン・チェンバ・プール水 から原子炉圧力容器へ注 水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流 量)又は残留熱除去系系 統流量と経過時間より算 出した注水量から推定す る。
		②復水移送ポンプ吐出圧 力 ②残留熱除去系ポンプ吐 出圧力	復水移送ポンプ、残留熱 除去系ポンプが正常に動 作していることを把握す ることにより、水源であ るサブプレッション・チェ ンバ・プール水位が確保 されていることを推定す る。

(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備

表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備

66-14-1 中央制御室の居住性確保  
(中略)

66-14-1 中央制御室の居住性確保  
(中略)

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	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	A1. 当直長は、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するとともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置※10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、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間
	B. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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するとともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。 及び <del>B2. 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。</del> 及び <del>B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</del>	速やかに  3日間  10日間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	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	A1. 当直長は、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するとともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置※10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、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間
	B. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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するとともに、その他の設備※9が動作可能であることを確認する。 及び <del>B2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</del>	速やかに  3日間

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

## 変更後

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	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、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*12</sup> 。	10日間  10日間
	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	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 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. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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 <sup>*10</sup> 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。	速やかに  速やかに
炉心変更時 <sup>*8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>*8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	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、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*11</sup> 。	10日間  10日間
	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	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 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. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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 <sup>*10</sup> 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。	速やかに  速やかに
炉心変更時 <sup>*8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>*8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

## 変更前

## 変更後

- ※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。
- ※9：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。
- ※10：代替品の補充等をいう。
- ※11：カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。（準備時間短縮の補完措置を含む）
- ※12：10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。  
(中略)

- ※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。
- ※9：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。
- ※10：代替品の補充等をいう。
- ※1.1：10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。  
(中略)

# 7. 保安規定の変更内容について

## 変更前

(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)  
第74条  
(中略)

関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度
第66条 (66-12-6)	<ul style="list-style-type: none"> <li>AM用MCC</li> <li>AM用切替盤</li> <li>AM用操作盤</li> <li>AM用動力変圧器</li> <li>緊急用断路器</li> <li>緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>緊急用電源切替箱断路器</li> </ul>	冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認※6する。</li> </ul>	点検前※5 点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回
第66条 (66-14-1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)</li> </ul>	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。</li> <li>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室退避室の加圧ができることを確認する。</li> </ul>	点検前※5 その後、10日に1回

(省略)

## 変更後

(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)  
第74条  
(中略)

関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度
第66条 (66-12-6)	<ul style="list-style-type: none"> <li>AM用MCC</li> <li>AM用切替盤</li> <li>AM用操作盤</li> <li>AM用動力変圧器</li> <li>緊急用断路器</li> <li>緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>緊急用電源切替箱断路器</li> </ul>	冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認※6する。</li> </ul>	点検前※5 点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回
第66条 (66-14-1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)</li> </ul>	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。</li> </ul>	点検前※5 点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回

(省略)

# 7. 保安規定の変更内容について

変更前	変更後
<p data-bbox="440 182 525 204">附 則</p> <p data-bbox="0 496 525 546">附則（令和5年10月24日 原規規発第2310242号） （施行期日）</p> <p data-bbox="0 554 962 732">第1条 <u>この規定は、令和5年11月2日から施行する。</u> 2. 添付4の「柏崎刈羽原子力発電所管理区域全体図」，「5・6・7号機全体図」及び「6号機原子炉建屋2階，1階」の変更は，管理区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。 3. 添付5の「柏崎刈羽原子力発電所保全区域図」の変更は，保全区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。</p> <p data-bbox="0 761 962 791">（省略）</p>	<p data-bbox="1406 182 1491 204">附 則</p> <p data-bbox="962 232 1472 282">附則（令和 年 月 日 原規規発第 号） （施行期日）</p> <p data-bbox="962 289 1918 446">第1条 <u>この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。</u> <u>2. 本規定施行の際、規定の適用については、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」となる前において、本規定施行の日から適用する。ただし、本規定施行の日が附則（令和2年10月30日 原規規発第2010305号）で定める日より前の場合は、当該附則で定める日から適用する。</u></p> <p data-bbox="962 496 1472 546">附則（令和5年10月24日 原規規発第2310242号） （施行期日）</p> <p data-bbox="962 554 1918 732">第1条 2. 添付4の「柏崎刈羽原子力発電所管理区域全体図」，「5・6・7号機全体図」及び「6号機原子炉建屋2階，1階」の変更は，管理区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。 3. 添付5の「柏崎刈羽原子力発電所保全区域図」の変更は，保全区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。</p> <p data-bbox="962 761 1918 791">（省略）</p>

# 8. 保安規定審査基準の要求事項を踏まえた保安規定記載方針

- 今回の保安規定変更では、保安規定に記載の要求される措置及びAOT，並びに予防保全を目的とした保全作業を実施する場合における措置，実施頻度を変更するものであることから「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（以下、「審査基準」という。）のうち以下の項目に係る変更と考えられる。
- 今回の保安規定の変更は、自主対策設備に係る記載を削除するものの、SA設備に対するLCO，要求される措置及びAOT，並びに予防保全を目的とした保全作業を実施する場合における措置，実施頻度については、引き続き保安規定に記載することから、審査基準の要求事項と整合している。

審査基準	保安規定変更に対する該当有無 ○：有り　－：無し
実用炉規則第92条 第1項 第8号イからハまで 発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があった場合の措置等	—
1. 発電用原子炉の運転に必要な運転員の確保について定められていること。	—
2. 発電用原子炉施設の運転管理に係る組織内規程類を作成することが定められていること。	—
3. 運転員の引継時に実施すべき事項について定められていること。	—
4. 発電用原子炉の起動その他の発電用原子炉の運転に当たって確認すべき事項について定められていること。	—
5. 地震、火災、有毒ガス（予期せず発生するものを含む。）等の発生時に講ずべき措置について定められていること。	—
6. 原子炉冷却材の水質の管理について定められていること。	—
7. 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、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設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation. 以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time. 以下「AOT」という。）が定められていること。 なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。	○
8. サーベイランスの実施方法については、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）が定められていること。また、サーベイランス及び要求される措置を実施する時期の延長に関する考え方、サーベイランスの際のLCOの取扱い等が定められていること。	—
9. LCOを逸脱した場合について、事象発見からLCOに係る判断までの対応目安時間等を組織内規程類に定めること及び要求される措置等の取扱方法が定められていること。	—
10. LCOに係る記録の作成について定められていること。	—
11. LCOを逸脱した場合のほか、緊急遮断等の異常発生時や監視項目が警報設定値を超過するなどの異状があった場合の基本的対応事項及び講ずべき措置並びに異常収束後の措置について定められていること。	—
12. LCOが設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず行う場合には、当該保全作業が限定され、原則としてAOT内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること。	○



- 今回の保安規定変更では、保安規定に記載の要求される措置及びAOT，並びに予防保全を目的とした保全作業を実施する場合における措置，実施頻度を変更するものである。
- 一方で、設置許可においては、LCOの対象となる設備に係る記載はあるものの、要求される措置及びAOT，並びに予防保全を目的とした保全作業に関する明確な記載はない。
- 今回の保安規定の変更は、自主対策設備に係る記載を削除するものであり、LCO対象となっているSA設備自体の追加，削除を行うものではないこと，設置許可に記載の事項は引き続き保安規定に定められることから，変更後の保安規定は設置許可の記載と整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第4章 運転管理			
第66条 (重大事故等対処設備)	○	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>• AOT延長等に用いる自主対策設備の削除に伴い、第66条の変更を行うが、本変更は要求される措置及びAOTの変更を行うのみであり、設置許可に記載のSA設備については、引き続きLCO設定されることから、変更後の保安規定は設置許可の記載と整合している。</li> </ul>
第74条 (予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)	-	○	-

(例示) 柏崎刈羽原子力発電所7号炉上流文書(設置変更許可)から保安規定への記載方針について(TS-10)

・66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)の例

上流文書(設置変更許可申請書)から保安規定への記載内容(本文五号+添付書類八)

【9.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

青字(青下線):保安規定及び下部規定文書に記載すべき内容  
 緑字(緑下線):下部規定文書に記載すべき内容  
 橙字(橙下線):核物質防護に関連する内容  
 黒字(青下線):要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R2. 2. 21	設置変更許可申請書【添付書類八】 (補正) R2. 2. 21	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>ることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、下部にスリットを設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの原子炉冷却材圧力パウンドリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>9.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。格納容器下部注水系(常設)の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、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注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。また、復水移送ポンプは、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器下部注水系(常設)として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p> <p>格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、想定される重大事故等時において、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注水流量を有するものを1セット4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計17台を保管する。</p> <p>コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心が、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。</p>	<p>(重大事故等対処設備) 第66条 〔7号炉〕 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備<sup>※1</sup>は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。 【省略】 表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)</p>	<p>・発電用原子炉施設における設計の方針に係る事項であり、保安規定に規定しない。</p> <p>・要求事項及び法令等へ適合する事項を確実に実施するために必要な事項は、保安規定に記載</p> <p>・バックアップを含めた保有数については、二次文書他に記載する。</p>	<p>・NM-59-3・KK-S1-106 資機材管理要領(新規)</p>	<p>・資機材の識別、管理方法等について記載する。(新規記載)</p>

(本文五号+添付書類八 9.4 — 8/11)

以下，参考資料

- ▶ 保安規定第66条 重大事故等対処設備 表66-1から表66-19で定める事項のうち、今回の変更認可申請の中で変更する関連条文について、以下の手順で抽出した。（抽出フローを図1に示す。）

手順	内容
Step 1	LCO逸脱時の要求される措置に、設置許可「技術的能力」における「自主対策設備」が含まれているかを確認する。
Step 2	「自主対策設備」をAOT延長に用いているかを確認する。

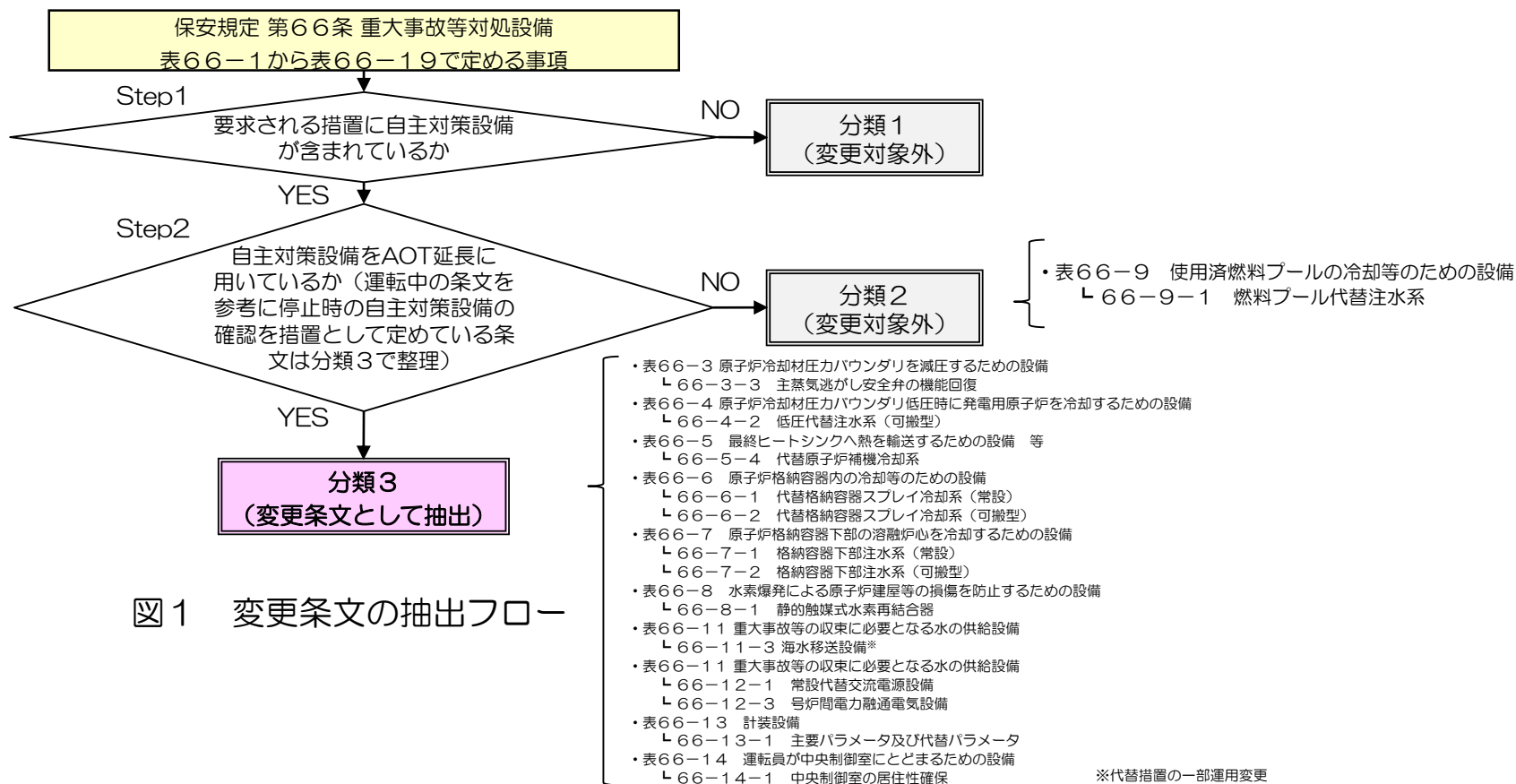


図1 変更条文の抽出フロー