

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-27
提出年月日	令和2年5月15日

## 柏崎刈羽原子力発電所7号炉

### 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） に関するLCO等について

令和2年5月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目 次

1. 保安規定への可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の規定について
  2. 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の所要数について
  3. LCO等の設定について
    3. 1 原子炉の状態が運転，起動，高温停止の場合
    3. 2 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換の場合
    3. 3 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の場合
- (添付) 可搬型代替注水ポンプ（A－2級）配備台数の考え方

## 1. 保安規定への可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の規定について

重大事故等対処設備に関するLCO等を、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に定めるにあたっては、技術的能力審査基準で示される対応手順毎に整理しLCO等を設定する。

燃料プール代替注水系、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ー冷却系（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に使用する可搬型重大事故等対処設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）についても同様に運転上の制限、適用される原子炉の状態を対応手順毎に整理し、保安規定に規定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数、確認事項及び要求される措置については、柏崎刈羽原子力発電所7号炉に配備している全ての可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は同型式であるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を柏崎刈羽原子力発電所7号炉全体で管理することとし、保安規定上、別表（表66-19-1）により規定する。このため対応手順毎に整理したLCO等の表には可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数等の具体的記載は行わず、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）について整理した表66-19-1を参照することとする。

## 2. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数について

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、重大事故等発生時又は大規模損壊発生時において、用途別に複数使用することを想定するケースを考慮したうえで、必要となる容量を満足する台数、並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして必要な台数をもとに、柏崎刈羽原子力発電所7号炉全体として所要数を設定する。

具体的には、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、低圧代替注水系（可搬型）（4台×2）、格納容器圧力逃がし装置（4台）、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（4台×2）、格納容器下部注水系（可搬型）（4台×2）、燃料プール代替注水系（4台×2）、復水貯蔵槽への移送設備（4台×2）が必要となるが、これらは同時に使用することを想定していないため、所要数は8台とする。

このため、7号炉全体として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数は8台とし、これに加え予備1台を配備する。なお、予備の1台は、LCO等を設定する対象外の設備である。

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、燃料プール代替注水系（注水）（4台×2）、燃料プール代替注水系（スプレー）（4台×2）が必要となるが、注水とスプレーを同時に使用することを想定していないことから、

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の所要数は8台とし，これに加え予備1台を配備する。なお，予備の1台は，LCO等を設定する対象外の設備である。

### 3. LCO等の設定について

LCO等の設定にあたっては、動作不能と判断した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の台数に応じた要求される措置を規定する。要求される措置は、「保安規定変更に係る基本方針」（BWR6社 令和元年8月1日最終改訂）に記載している下記方針に従う。

#### 4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針

##### (3) 要求される措置の考え方

##### c. 重大事故等対処設備に対する具体的な要求される措置

##### (a) プラント停止を要求するもの

- ① LCOが適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止となる設備

（添付-9「LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例」）

これらの設備は、運転中の炉心に対する直接的な安全機能を有する設備である。

要求される措置としては以下を基本とする。

##### 【AOT内の措置】

- ・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
- ・当該設備の復旧
- ・同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・自主対策設備が動作可能であることを確認
- ・当該機能を補完する代替措置（「外部からの代替品の配備」，「LCO逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者確認の上実施

##### 【AOT超過後】

- ・プラント停止（冷温停止まで）を行い、当該設備を必要としない、原子炉の状態に移行することでLCO逸脱から復帰する。

～中略～

##### (b) プラント停止を要求しないもの

- ① SFP冷却等のための設備

SFP冷却等のための設備は、SFPの燃料に対する直接的な安全機能を有する設備であることから、その必要性はプラント停止しても変わるものではない。

原子炉運転中や原子炉停止中（原子炉容器内に燃料を装荷した状態）における重大事故等発生時において、すべての照射済燃料をSFPに

貯蔵することで、SFPにおける重大事故等発生時の対応のみに限定されることから、災害対策要員や資機材に余裕が確保されることとなるが、炉心の燃料取出しについてはSFP内の崩壊熱を増加させるため、SFP冷却等の機能が喪失している状態での実施は安全側の措置とはいえ避けべきである。

また、プラント停止のみを行った場合においても炉心とSFPで同時に重大事故等が発生する可能性は避けられない。

しかしながら、炉心側での事故対応体制は維持しつつSFP側への措置に対してSFP冷却等のための設備の機能に対する自主対策設備（補完措置を含む。）の活用や代替措置の実施、及び重大事故等発生時の時間的余裕を確認するためのSFP温度上昇評価などを行うことにより、SFPと炉心側で同時に重大事故等が発生した場合においても炉心側での措置に影響を与えないように実施することができる。

要求される措置としては以下を基本とする。

- ・ 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
- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認する
- ・ 当該SFPに貯蔵されている照射済燃料の崩壊熱を基にSFP冷却機能喪失時におけるSFP温度上昇評価を行う
- ・ 代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LCO逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者の確認の上実施する

（記載箇所：4.3-26，27 頁）

要求される措置は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止と、冷温停止、燃料交換で内容が異なる。運転、起動、高温停止では、機能要求に応じた対応措置を規定するとともに、AOT内に措置が達成できない場合はプラント停止（冷温停止まで）に移行する措置を実施する。冷温停止、燃料交換では、原子炉の状態の移行ではなく、機能要求にかかわらず同様な対応措置を規定する。このことから、保安規定に規定する際も運転、起動、高温停止と冷温停止、燃料交換に区分する。

また、燃料プール代替注水系については、原子炉の状態が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とし、原子炉の状態の移行ではな

く、機能要求にかかわらず同様な対応措置を規定する。

### 3. 1 原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は2N要求の可搬型重大事故等対処設備であることから、「保安規定変更に係る基本方針4.3（2）」に基づき、「2N未満（1N以上）」の場合（1/2故障）と「1N未満」（全て故障）の場合の2段階に分けてAOTを設定する。

これは、現行の保安規定における設計基準事故対処設備の1/2故障に対するAOTが「安全機能が低下した状態」に対して設定されているものであるため、2N要求の可搬型代替注水車（A-2級）が2N未満（1N以上）場合も同様に「安全機能が低下した状態」（機能喪失はしていない）と考えられることから、設計基準事故対処設備の1/2故障に対するAOTを参考にするものである。

なお、2N未満（1N以上）となった場合（1/2故障）の、「プラント1基あたり2セット」及び「離隔・分散配置」に対する考え方については、対応する設計基準事故対処設備（残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機）が動作可能であることを確認することで、残った1Nの自然災害などによる機能喪失に対するリスクを低減（「プラント1基あたり2セット」及び「離隔・分散配置」を補完）することができる。

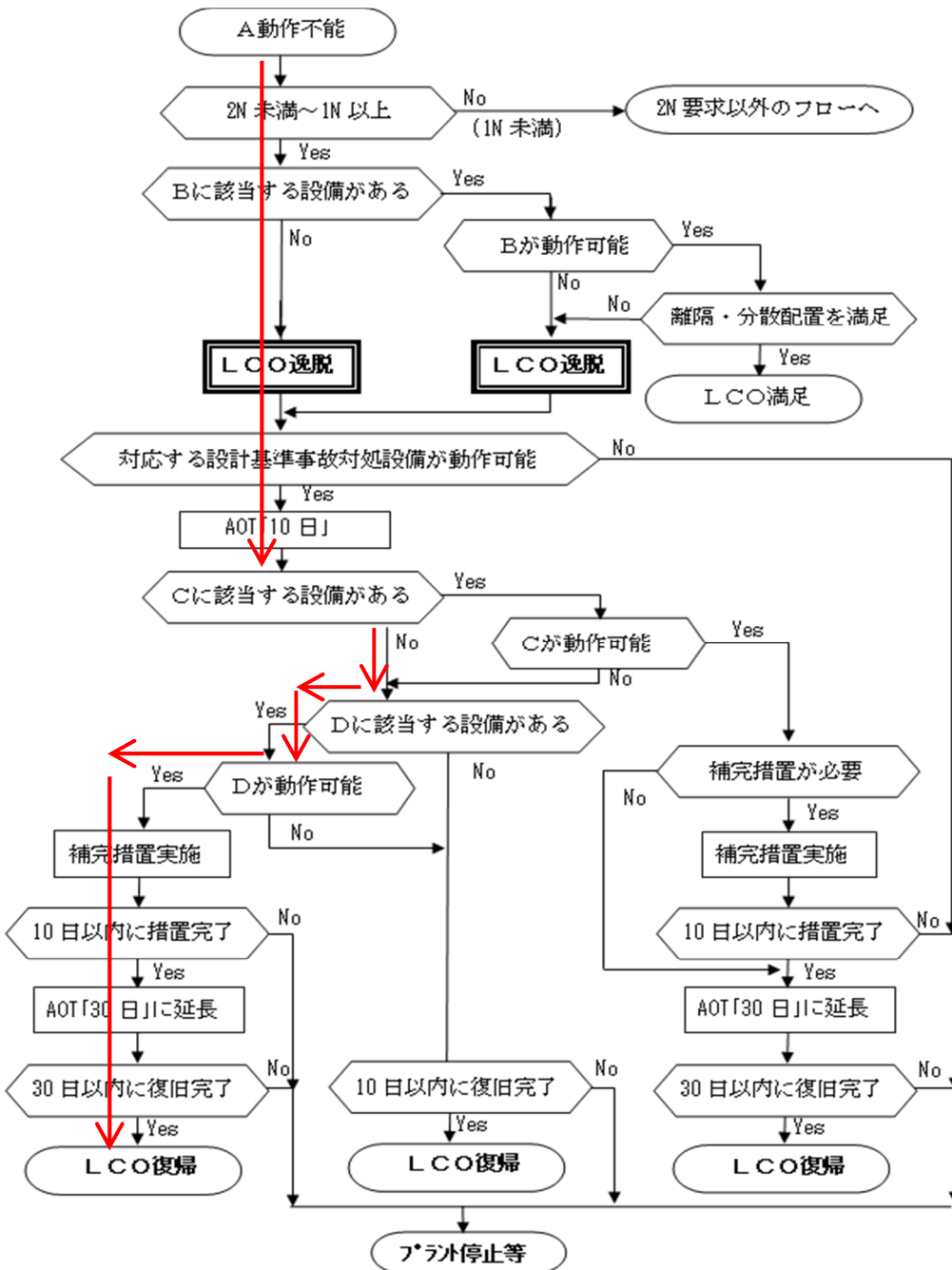
#### 3. 1. 1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が8台未満の場合（4台以上が動作可能）（2N未満（1N以上））

原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が、8台未満4台以上である場合とは、2N（=8台）のうち1N（=4台）以上は動作可能である状態（2N未満（1N以上））であるため、「保安規定変更に係る基本方針」のうち「2N要求の可搬型重大事故等対処設備」に関するAOT及び要求される措置の考え方に従い規定する。

要求される措置の内容は、「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき、「対応する設計基準事故対処設備」として、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し、「当該機能を補完する代替措置」として、代替品の補充等を10日間以内に実施することでAOTを30日間まで延長できることとし、要求される措置が完了時間内に達成できない場合には原子炉停止する。

**2N 要求の可搬型重大事故等対処設備**

- A : LCO対象SA設備(2N 要求の可搬型重大事故等対処設備)
- B : Aの機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合に限る)
- C : Aの機能全てを満足※1するSA設備 (基準要求を維持できない場合)
- ※1 : 準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む
- D : Aの機能に対する自主対策設備又は代替措置





3. 1. 2 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が4台未満の場合  
（1N未満）

原子炉の状態が運転，起動，高温停止において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が4台未満の場合とは，1N（=4台）を下回っている状態であることから，低圧代替注水系（可搬型）（N=4），格納容器圧力逃がし装置（N=4），代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（N=4），格納容器下部注水系（可搬型）（N=4）及び復水貯蔵槽への移送設備（N=4）に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が全て動作不能となった状態と考える。したがって，この場合，速やかに可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する低圧代替注水系（可搬型），格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器スプレー冷却系（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の各システムを動作不能とみなし，各条文のAOTを開始する。

また，動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が1N未満となったことから，「保安規定変更に係る基本方針」のうち「2N要求以外の可搬型重大事故等対処設備」に関するAOT及び要求される措置の考え方に従い，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の要求される措置を規定する。

要求される措置の内容は，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を3日間以内に原子炉主任技術者の確認を得て実施することでAOTを10日間まで延長できるとし，要求される措置が完了時間内に達成できない場合には原子炉停止する。

〔保安規定変更に係る基本方針〕4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針 添付  
8〔記載箇所：4.3-添付-47 頁〕

**2N 要求以外の重大事故等対処設備**

**A**：LCO対象SA設備

**B**：Aの機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合に限る）

**C**：Aの機能全てを満足<sup>※1</sup>するSA設備（基準要求を維持できない場合）

※1：準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む

**D**：Aの機能に対する自主対策設備または代替措置



### 3. 2 原子炉の状態が冷温停止，燃料交換の場合

3. 1 原子炉の状態が運転，起動，高温停止の場合同様，「保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2)」に基づき，「2 N未満 (1 N以上)」の場合 (1 / 2 故障) と「1 N未満」 (全て故障) の場合の2段階に分けてAOTを設定する。

#### 3. 2. 1 可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が8台未満の場合 (4台以上が動作可能) (2 N未満 (1 N以上))

原子炉の状態が冷温停止，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。) において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が，8台未満4台以上である場合とは，2 N (= 8台) のうち1 N (= 4台) 以上は動作可能である状態であるため，要求される措置については，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，速やかに復旧する措置を開始し，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を原子炉主任技術者の確認を得て速やかに実施する。

#### 3. 2. 2 可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が4台未満の場合 (1 N未満)

原子炉の状態が冷温停止，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。) において，動作可能な可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) の所要数が4台未満の場合とは，1 N (= 4台) を下回っている状態であることから，低压代替注水系 (可搬型) (N = 4) 及び復水貯蔵槽への移送設備 (N = 4) に使用する可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) が全て動作不能となった状態と考える。したがって，この場合，速やかに可搬型代替注水ポンプ (A - 2 級) を使用する低压代替注水系 (可搬型) 及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなし，各条文のAOTを開始する。

また，「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき，速やかに復旧する措置を開始し，「対応する設計基準事故対処設備」として，非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを速やかに確認し，「当該機能を補完する代替措置」として，代替品の補充等を原子炉主任技術者の確認を得て速やかに実施する。

### 3. 3 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の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、燃料プール代替注水系に使用し、必要数は2N設備であるが、措置の内容は2N未満と1N未満で同じであることから、措置の条件を8台未満（2N未満）の場合に集約した。

このため、動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が2N（=8台）未満である場合、保安規定第66条 表66-9-1に規定する「燃料プール代替注水系」が動作不能と考え措置を実施する。

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は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換のいずれかのモードに含まれるため、原子炉の状態が運転、起動、高温停止における条件A., B., C., 冷温停止及び燃料交換における条件A., B. に定める要求される措置と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の条件A. に定める要求される措置は並行して実施する。

「保安規定変更に係る基本方針」に記載している事項に基づき、速やかに以下を実施する。

要求される措置		実施条文
—	燃料プール代替注水系が動作不能とみなす	表66-9-1「燃料プール代替注水系」(燃料プール代替注水系のAOTを実施)
—	当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」
対応する設計基準 事故対処設備	<p><b>【運転、起動、高温停止】</b> 残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</p> <p><b>【冷温停止、燃料交換】</b> 非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認する。</p>	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」 運転、起動及び高温停止における条件A., B., C. 又は冷温停止及び燃料交換における条件A., B. に定める要求される措置を並行して実施
代替措置	「代替品の補充等」を原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	表66-19-1「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」
自主対策設備	使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段として消火系が確保されている確認ことを確認する。	表66-9-1「燃料プール代替注水系」

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が2N（8台）未満1N（4台）以上となった場合の措置

適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
運転 起動 高温停止	<b>【速やかに】</b> ・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 ・残りの非常用ディーゼル発電機2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系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	<b>【10日間】</b> ・代替品の補充等	<b>【30日間】</b> ・動作可能な状態に復旧	<b>【プラント停止】</b> ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
低温停止 燃料交換 <sup>※1</sup>	<b>【速やかに】</b> ・第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動 ・原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	<b>【速やかに】</b> ・代替品の補充等	<b>【速やかに】</b> ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
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	<b>【速やかに】<sup>※2</sup></b> ・表-1 ⑥を動作不能とみなす	<b>【速やかに】</b> ・代替品の補充等	<b>【速やかに】</b> ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

※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。

※2 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が2N未満の場合及び1N未満の場合ともに、燃料プール代替注水系の動作不能時の要求される措置及び完了時間が同等なことから“速やかに”燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の所要数が1N（4台）未満となった場合の動作不能とみなす他条文における要求される措置

適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・表-1 ①②③④⑤を動作不能とみなす ・非常用ディーゼル発電機1台を起動 ・残りの非常用ディーゼル発電機2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系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替品の補充等	【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・表-1 ①⑤を動作不能とみなす ・第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動。 ・原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
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	【速やかに】 ・表-1 ⑥を動作不能とみなす	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

表-1

	関連するSA条文	所要数	適用される原子炉の状態	要求される措置			要求される措置を完了時間内に達成できない場合
①	66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）	4台×2	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・低圧注水系1系列を起動 ・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台が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・高圧炉心注水系が動作可能であることを確認  【3日間】 ・消火系による低圧注水ができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧  【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・第40条で要求される非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列を起動 ・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）が至近の記録等により動作可能であることを確認	—	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	
②	66-5-1 格納容器圧力逃がし装置	4台	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・残留熱除去系2系列を起動 ・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系列が至近の記録等により動作可能であることを確認  【速やかに】 ・可燃性ガス濃度制御系1系列を起動 ・残りの可燃性ガス濃度制御系1系列が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系(W/W)が動作可能であることを至近の記録等により確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・格納容器スプレイ冷却系1系列を起動 ・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が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であることを確認  【3日間】 ・消火系による格納容器スプレイができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧  【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	
④	66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）	4台×2	運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・低圧注水系1系列を起動 ・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台が至近の記録等により動作可能であることを確認	【3日間】 ・格納容器下部注水系（常設）が動作可能であることを管理的手段により確認する措置を開始  【3日間】 ・消火系による格納容器下部注水ができることを確認	【30日間】 ・動作可能な状態に復旧  【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	【プラント停止】 ・24時間高温停止 ・36時間低温停止
			運転 起動 高温停止	【速やかに】 ・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	【3日間】 ・代替品の補充等	【10日間】 ・動作可能な状態に復旧	
⑤	66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備	4台×2	低温停止 燃料交換※	【速やかに】 ・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	【速やかに】 ・代替品の補充等	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—
			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	【速やかに】 ・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	【速やかに】 ・消火系による注水ができることを確認	【速やかに】 ・動作可能な状態に復旧する措置を開始	—

※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。

(添付)

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）

配備台数の考え方

可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数は、重大事故等時又は大規模損壊発生時に、同時に実施することを想定するケースを考慮したうえで、必要な容量を満足する台数、並びに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必要な台数をもとに、可搬型代替注水ポンプ（A－2級）を合計9台配備している。

設置許可基準規則第37条で想定する重大事故等時における、可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数の考え方を表1に示す。

有効性評価（1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方）にて整理している、重要事故シーケンス等と「設置許可基準規則」、「技術基準規則」及び「技術的能力審査基準」との関連を表2に示す。表中に「設置許可基準規則」、「技術基準規則」の各条文で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－2級）を加筆及び着色して示す。

大規模損壊発生時における可搬型代替注水ポンプ（A－2級）の配備台数の考え方は、「柏崎刈羽原子力発電所発電所7号炉 大規模損壊発生時の体制の整備について（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応）」に示す。



表1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備台数の考え方

設備名	必要量の考え方	容量 (m <sup>3</sup> /h)	吐出圧力 (MPa)	要求個数	淡水貯水池を水源とする場合	防火水槽又は海を水源とする場合	必要容量 N1	必要容量 N2	予備 +α	備考
可搬型スプレイヘッドを使用した注水	使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約45m <sup>3</sup> /hであることから、45m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	45 以上	0.74 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用 ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
常設スプレイヘッドを使用した注水		45 以上	0.38 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用(45m <sup>3</sup> /h, 0.46MPa) ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ	可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、48m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	48 以上	1.31 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用(46m <sup>3</sup> /h, 1.26MPa) ※先車はA-2で成立するため、A-1を使用した場合でも数値はA-2と同様。
常設スプレイヘッドを使用したスプレイ	常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、147m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	147 以上	1.29 以上	2N+α (N=3)			3 台	3 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(A-1級1台) 計4台使用 常設スプレイヘッドを使用したスプレイの容量、圧力は先車にA-1級を使用しないと成立しない。ここに記載される数値は、淡水貯水池を水源とした送水の“元車”の圧力を記載している。1.29MPaでの容量は73.5m <sup>3</sup> /hになる。
格納容器圧力逃がし装置	「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補1）に示される水張りの所要時間が50分であることから、保守的に下限水位から通常水位復帰に必要な水量に対して30分以内に水張りできる容量として、20m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	20 以上	1.28 以上	N (N=4)			4 台	-	-	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
低下代替注水系	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器への注水流量が84m <sup>3</sup> /hであることから、84m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	84 以上	1.26 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
水の供給設備	格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）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しない場合）において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が130m <sup>3</sup> /hであることから、130m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	130 以上	1.04 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
格納容器下部注水系	格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出/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90m <sup>3</sup> /hであることから、90m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	90 以上	1.67 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
代替格納容器スプレイ冷却系	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m <sup>3</sup> /hであることから、80m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	80 以上	0.71 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用
原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合	炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉格納容器への注水流量が40m <sup>3</sup> /h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m <sup>3</sup> /hであることから、120m <sup>3</sup> /h/台以上とする。	120 以上	1.63 以上	2N+α (N=4)			4 台	4 台	1 台	淡水貯水池⇒元車(2 台)⇒中継車(1 台)⇒先車(1 台) 計4台使用

・黄色塗りつぶしの3つの運転点について、1年に1回の性能確認及び3ヶ月に1回の動作確認により確認する。

表2 重要事故シーケンス等と「設置許可基準規則」、「技術基準規則」及び「技術的能力審査基準」との関連表

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準																	
			設置許可基準規則／技術基準規則																	
重要事故シーケンス等			1. 1	1. 2	1. 3	1. 4	1. 5	1. 6	1. 7	1. 8	1. 9	1. 10	1. 11	1. 12	1. 13	1. 14	1. 15	1. 16		
			44条／59条	45条／60条	46条／61条	47条／62条	48条／63条	49条／64条	50条／65条	51条／66条	52条／67条	53条／68条	54条／69条	55条／70条	56条／71条	57条／72条	58条／73条	59条／74条		
炉心損傷防止	2. 1	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(16h後60min)	スプレイ									補給(12h後適宜)		
	2. 2	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)が喪失する事故																	
	2. 3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後60min)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後60min)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(15h後)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	全交流動力電源喪失後と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する事故				注水(4.1h後適宜)	フィルタ装置水張(17h後60min)	スプレイ(9h後30min)										注水&スプレイ	
	2. 4	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故				注水		スプレイ										補給(12h後適宜)	
		崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故					フィルタ装置水張(21h後60min)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
	2. 5	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故																	
	2. 6	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故				注水	フィルタ装置水張(16h後60min)	スプレイ										補給(12h後適宜)	
2. 7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する事故																		
格納容器破損防止	3. 1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合				注水(22h10min後20min)			注水(22h10min後20min)	注水(22h10min後20min)		注水					補給(12h後適宜)		
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)代替循環冷却系を使用しない場合	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用しない場合				注水			フィルタ装置水張(31h後60min)	注水		注水					補給(12h後適宜)		
	3. 2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故							補給(12h後適宜)	注水							補給(12h後適宜)		
	3. 3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故	3. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 同様																
	3. 4	水素燃焼	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合	3. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合 同様																
3. 5	溶融炉心・コンクリート相互作用	運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故	3. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 同様																	
使用済燃料	4. 1	想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失する事故															注水(12h後適宜)		
	4. 2	想定事故2	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失する事故															注水(12h後適宜)		
運転停止中	5. 1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故																	
	5. 2	全交流動力電源喪失	停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失する事故				注水													
	5. 3	原子炉冷却材の流出	停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する事故																	
	5. 4	反応度の誤投入	停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される事故																	

「●」 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を有効性評価で解析上考慮しているものを示す。  
 「●」 対応手段として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用するが、有効性評価で解析上考慮していないものを示す。