

第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

第79条

燃料GMは、5号炉又は6号炉の新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。

2. 燃料GMは、管理対象区域内において、5号炉又は6号炉の新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。^{※1}
- (4) 法令に適合する容器に封入すること。^{※1}
- (5) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第13条第4項を適用している間は、本条は適用としない。

※1：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。

(新燃料の貯蔵)

第80条

燃料GMは、5号炉又は6号炉に新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。
- (2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。
- (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(燃料の検査)

第81条

燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。

2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、 SHIPPING 検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有り と判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。
3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。
4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料取替機を使用する。

(燃料取替実施計画)

第82条

燃料GMは、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

2. 燃料GMは、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。
 - (1) 停止余裕
 - (2) 最小限界出力比
 - (3) 燃料棒最大線出力密度
 - (4) 燃料集合体最高燃焼度
3. 燃料を装荷した後に、第2項の期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第2項に定める評価及び確認を行い、主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。

(燃料移動手順)

第 8 3 条

燃料GMは、原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。

- (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。
- (2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。
- (3) 原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は、燃料取替実施計画に定める配置とする。
- (4) (1) 又は (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。

(燃料移動)

第 8 4 条

当直長は、第 8 3 条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。

2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表 8 4 - 1 - a について確認する。
3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表 8 4 - 2 - a の措置を講じる。
4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表 8 4 - 1 - b について確認する。
5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表 8 4 - 2 - b の措置を講じる。
6. 当直長は、第 2 項から第 5 項の実施にあたっては、第 7 2 ～ 7 5 条に準拠する。

表 8 4 - 1 - a

項 目	頻 度
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 （1）制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 （2）燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※ ¹
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において 1 本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2 本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※ ¹
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日 1 回
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する	2 4 時間に 1 回
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度

表 8 4 - 1 - b

項 目	頻 度
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※ ²	制御棒を引き抜く直前
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※ ² （ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※ ²	毎日 1 回
4. 1 体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※ ²	毎日 1 回
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度

※ 1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。

※ 2：第 8 3 条第 1 項の（4）適用時を除く。

表 8 4 - 2 - a

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 4 - 1 - a のうち 一つ以上が確認できない 場合	A 1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御 棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	及び A 2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	及び A 3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されている すべてのセルの制御棒全挿入措置を 開始する。	速やかに
	又は A 3. 2. 表 8 4 - 1 - a の条件を満足する 措置を開始する。	速やかに

表 8 4 - 2 - b

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 4 - 1 - b のうち 一つ以上が確認できない 場合	A 1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御 棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	及び A 2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	及び A 3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されている すべてのセルの制御棒全挿入措置を 開始する。	速やかに
	又は A 3. 2. 表 8 4 - 1 - b の条件を満足する 措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料の貯蔵)

第85条

機械第三GMは、5号炉又は6号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表85に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料共用プール又は使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 使用済燃料輸送容器保管建屋において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

2. 燃料GMは、5号炉又は6号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表85に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用すること。
- (3) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

3. 機械第三GMは、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に5号炉又は6号炉の使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 福島第一炉規則第15条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。
- (2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。

4. 機械第三GMは、使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

5. 燃料GMは、5号炉及び6号炉の使用済燃料プール並びに使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

6. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

7. 1/2/3/4号炉の当直長は、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに、その結果、異常が認められた場合には燃料GMに連絡し、燃料GMは必要な措置を講じる。ただし、密封性能及び除熱性能の監視を行

うための監視設備が設置されるまでの間は、機械第三GMは密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表 8 5

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
5 号炉	5 号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ ¹ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²
6 号炉	6 号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ ¹ 、使用済燃料輸送容器保管建屋※ ³ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²

※ 1：使用済燃料共用プールには、使用済燃料プール又は炉内で 1 9 ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※ 2：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については 4 年以上、増設については 1 3 年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで 1 3 年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで 1 8 年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を収納するとともに、使用済燃料のタイプ、燃焼度に応じた配置とする。

※ 3：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プールで 4 年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

(使用済燃料の運搬)

第86条

燃料GMは、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取替機を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。

2. 燃料GMは、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を収納した構内用輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
- (4) 車両を徐行させること。
- (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
- (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. 燃料GMは、5号炉又は6号炉において、構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し、使用済燃料共用プールにおいて、5号炉又は6号炉から運搬した構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。

4. 機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ、冷却期間及び配置が、容器の収納条件に適合していること。

5. 機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
 - (4) 車両を徐行させること。
 - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
 - (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
6. 機械第三GMは、使用済燃料共用プールにおいて、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。
7. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は、放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第87条

各GMは、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵^{*1}又は保管する。

(1) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、燃料GMが使用済燃料プールに貯蔵、若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。

(2) 使用済樹脂及びフィルタスラッジは、当直長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。

(3) その他の雑固体廃棄物は、各GMがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、廃棄物管理GMが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

(4) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は、ドラム缶等仮設保管設備^{*2}に運搬するとともに、ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等^{*3}について以下の事項を実施する。

イ 関係者以外がむやみに立入らないよう、ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い、立入りを制限する旨を表示する。

ロ ドラム缶の表面線量当量率が0.1mSv/h以下であることを確認し、保管する。

ハ ドラム缶を3段に積み重ねて設置する場合には、転倒防止対策を施す。

ニ ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し、測定結果を表示する。

2. 各GMは、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表120-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

3. 各GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回貯蔵庫を巡視するとともに、事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。

(2) 当直長は、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(3) 廃棄物管理GMは、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また、燃料GMは、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チ

チャンネルボックス等について、事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに、使用済燃料共用プールについては、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために、1ヶ月に1回使用済燃料共用プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(4) 廃棄物管理GMは、ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回巡視を行うとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。なお、ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

4. 廃棄物管理GMは貯蔵庫及びサイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

5. 各GMは管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

※2：ドラム缶等仮設保管設備とは、ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下、本条において同じ。

※3：ドラム缶等とは、ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下、本条において同じ。

(発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理)

第87条の2

発電所の敷地内で発生した瓦礫等^{※1}について、廃棄物管理GMは、仮設保管設備^{※2}、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設^{※3}及び伐採木一時保管槽^{※4}を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類^{※5}は、各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理GMがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等^{※6}は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。

(3) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物管理GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(3) 伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(4) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

※1：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。

※2：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。

- ※３：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※４：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※５：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※６：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

(放射性液体廃棄物の管理)

第 88 条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2. 5・6号放射線管理GMは、表 88-1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。

- (1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の 3 ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。
- (2) 5 号炉及び 6 号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表 88-2 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。
- (3) 5 号炉及び 6 号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表 88-3 に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

3. 当直長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、排水モニタを監視し、復水器冷却水放水口より放出する。

表 88-1

分 類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体 廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回	

表 88-2

項 目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	7.4×10^{10} Bq/年

表 88-3

項 目	放出管理の基準値
トリチウム	7.4×10^{12} Bq/年

(放射性気体廃棄物の管理)

第 8 9 条

5・6号放射線管理GMは、表 8 9－1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。

- (1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の 3 ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。
- (2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素 1 3 1）の放出量が、表 8 9－2 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

2. 当直長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。

表 8 9－1

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度
放射性 気体廃棄物	・ 5, 6 号炉 共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運転時)
	・ 5 号炉 非常用ガス 処理系 ・ 6 号炉 非常用ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系運転時)
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (非常用ガス処理系運転時)

表 8 9－2

項 目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	2.8×10^{15} Bq/年
よう素 131	1.4×10^{11} Bq/年

(放出管理用計測器の管理)

第 9 0 条

各 GM は、表 9 0 に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、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。

表 9 0

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御 GM	2 台 ^{※1}
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	保安総括 GM	2 台
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御 GM	3 台 ^{※2}
	試料放射能測定装置	保安総括 GM	1 台 ^{※3}

※ 1 : 5 号炉及び 6 号炉の排水モニタの合計の台数（排水モニタが復旧していない場合には、未復旧の排水モニタを除いた台数とする。）

※ 2 : 5, 6 号炉共用排気筒モニタ, 5 号炉非常用ガス処理系排気筒モニタ及び 6 号炉非常用ガス処理系排気筒モニタの合計の台数

※ 3 : 放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第 9 1 条

本章でいう測定頻度に関する考え方は、表 9 1 のとおりとする。

表 9 1

頻度	考え方
1 週間に 1 回	月曜日を始期とする 1 週間に 1 回実施
1 ヶ月に 1 回	毎月 1 日を始期とする 1 ヶ月間に 1 回実施
3 ヶ月に 1 回	4 月 1 日, 7 月 1 日, 1 0 月 1 日及び 1 月 1 日を始期とする各 3 ヶ月間に 1 回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。

第7章 放射線管理

(管理対象区域の設定及び解除)

第92条

管理対象区域は、添付2-1に示す区域とする。

2. 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって、周辺監視区域境界に第98条の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、添付2-1における建物等の内部の管理対象区域境界付近において、表92に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 5・6号放射線管理GMは、第4項以外で、建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 5・6号放射線管理GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって、5・6号放射線管理GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 5・6号放射線管理GMは、第6項における管理対象区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを5・6号放射線管理GMが確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域の設定及び解除)

第92条の2

管理区域は、添付2に示す区域とする。

2. 5・6号放射線管理GMは、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、壁、柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって、管理対象区域境界に第92条第2項の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 5・6号放射線管理GMは、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、添付2における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表92の2に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 5・6号放射線管理GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 5・6号放射線管理GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、5・6号放射線管理GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 5・6号放射線管理GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを5・6号放射線管理GMが確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2 の 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理対象区域内における区域区分)

第93条

5・6号放射線管理GMは、管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

2. 管理区域と管理区域を除く区域は、添付2-1に示す区域とする。

3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにする。

(管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分)

第93条の2

5・6号放射線管理GMは、管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

(1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）

(2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

2. 汚染のおそれのない管理対象区域は、添付2-1に示す区域とする。

3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

4. 5・6号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理対象区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。

5. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は、直ちに当該箇所を区画、第1項(2)に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに、除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

(管理区域内における区域区分)

第93条の3

5・6号放射線管理GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）
- (2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2に示す区域とする。ただし、放射線レベルが高く、区域区分に係る条件を満足できない場合は、第93条の2第1項(1)又は第93条の2第1項(2)の区域とみなす。

3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

4. 5・6号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理対象区域内における特別措置)

第94条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は、次に示す区域とする。

- (1) 放射線レベルが高い場所
- (2) 放射線レベルが確認されていない場所
- (3) 滞留水を貯留する場所

2. 各GMは、第1項に定める各区域について、次の措置を講じる。

- (1) 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に、第1項(1)及び(2)に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他、作業員以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第1項(1)の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。

- (2) 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(3)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

3. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに、第1項の区域内で作業を行う場合は、放射線防護上の措置について5・6号放射線管理GMのレビューを受ける。

(管理区域内における特別措置)

第94条の2

5・6号放射線管理GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施設等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、5・6号放射線管理GMのレビューを受ける。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

4. 5・6号放射線管理GMは、床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第1項の措置を講じることができない場合、管理区域内における特別措置は第94条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

(管理対象区域への出入管理)

第95条

保健安全GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

- (1) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者
 - (2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし、所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が100ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て、管理対象区域でない箇所でも執務する場合に限り、放射線業務従事者の随行を必要としない。
2. 放射線安全GMは、第1項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、防護管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。
 3. 放射線安全GMは、管理対象区域の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。
 4. 放射線安全GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって、防護管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。
 5. 放射線安全GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。
 6. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。
 7. 放射線安全GM又は作業環境改善GMは、第93条の2第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成23年9月16日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。
以下、第103条において同じ。

(管理区域への出入管理)

第95条の2

管理区域への出入管理は、第95条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

(管理対象区域出入者の遵守事項)

第96条

放射線安全GMは、管理対象区域に出入りする所員又は安定化センター員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理箇所を経由すること。ただし、放射線安全GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理対象区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって保健安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理対象区域に立入る場合は、所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし、下記のいずれかに該当する場合は、この限りではない。
 - ・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
 - ・5・6号放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合
- (4) 第94条第1項(3)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、第95条第5項又は第95条第6項に基づく放射線安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

(管理区域出入者の遵守事項)

第96条の2

管理区域出入者の遵守事項は、第96条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

(保全区域)

第 9 7 条

保全区域は、添付 3 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

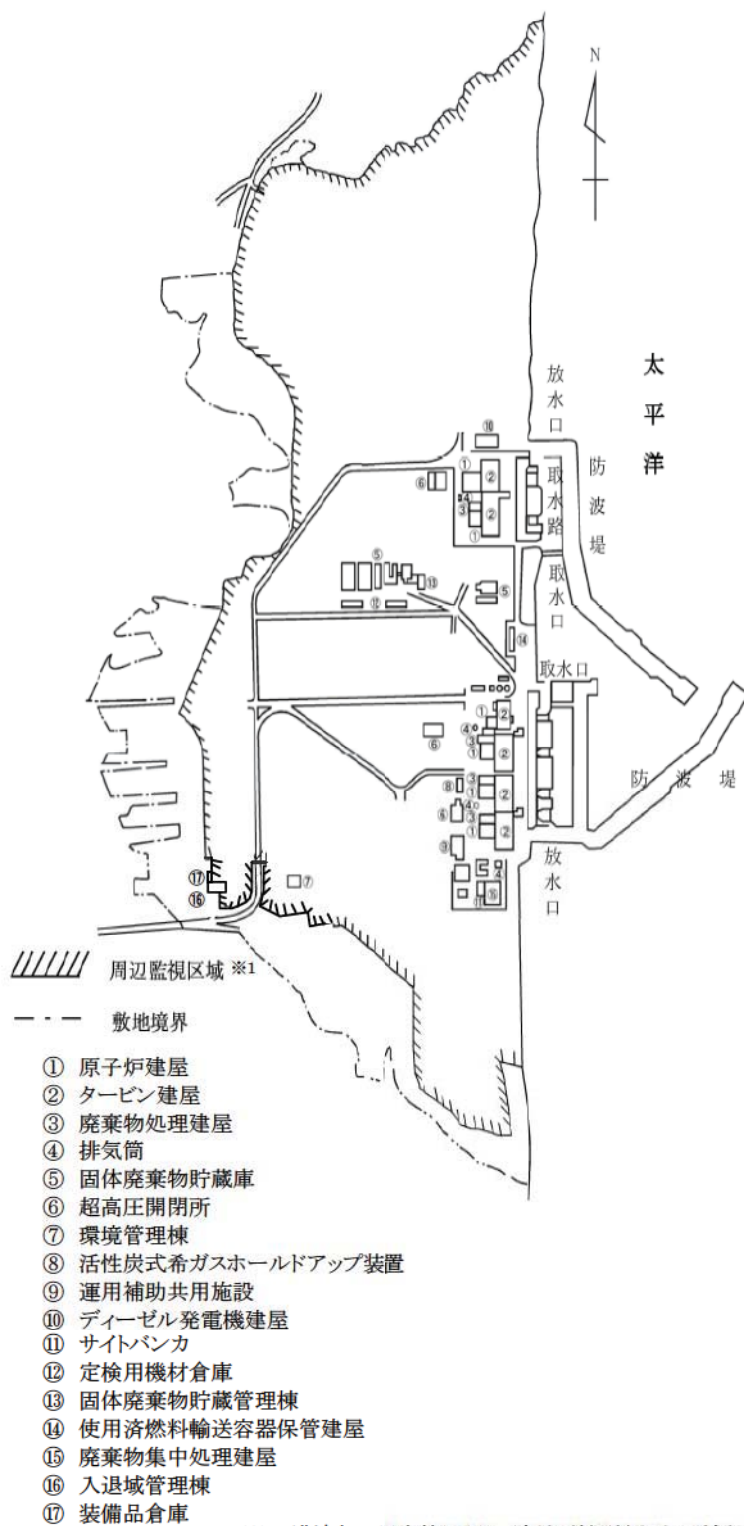
(周辺監視区域)

第 9 8 条

周辺監視区域は、図 9 8 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、第 1 項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げること等により、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

图 9 8



※1: 港湾部の埋立等により、陸地が拡張された区域を含む。

(線量の評価)

第 9 9 条

保健安全GMは、所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表 9 9 に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表 9 9

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹
内部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹

※ 1 : 女子 (妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。) にあつては、1 ヶ月に 1 回とする。

(管理対象区域内の床、壁等の除染)

第 1 0 0 条

各GMは、管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合又は発見した場合であつて、この汚染の除去を行う場合は、5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMに連絡する。

2. 第 1 項の汚染箇所に係る作業の所管GMは、汚染状況等について5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。

3. 第 2 項の所管GMは、その措置結果について、5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第101条

各GMは、表101-1及び表101-2（第93条の2第1項（2）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については、この限りでない。

2. 環境モニタリングGMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。

3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、第1項の測定により、環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

4. 各GMは、第1項に定める測定結果を5・6号放射線管理GMに連絡する。5・6号放射線管理GMは、測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表101-1

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
1. 管理対象区域内(管理区域内を含む) ※1	外部放射線に係る線量当量率	各GM	放射線レベルに応じて
		5・6号放射線管理GM ※2	毎日運転中に1回※3
	外部放射線に係る線量当量	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	表面汚染密度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※4	環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：5号炉及び6号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

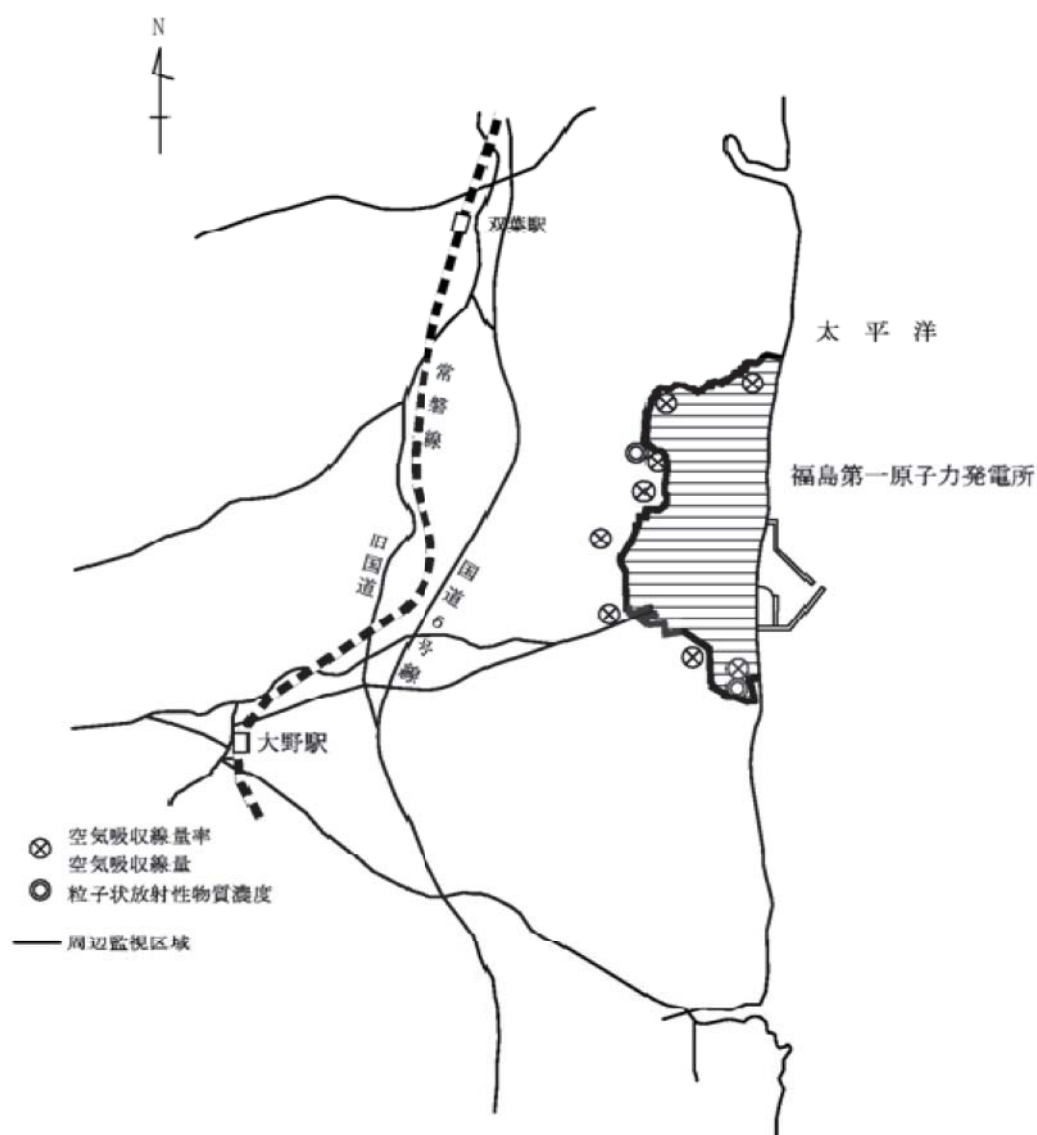
※3：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり、修理又は代替品の補充が速やかに実施できず、当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は、他のエリアモニタの計測値で代替する。

※4：モニタリングポストにおいて測定する項目

表 1 0 1 - 2

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
汚染のおそれ のない管理対 象区域内	表面汚染密度	5・6号放射線管理 GM 又は 作業環境改善 GM	毎日 1 回 (汚染のおそれのない管理 対象区域が設定されている 期間)
	空気中の放射 性物質濃度		

図 1 0 1



(放射線計測器類の管理)

第102条

各GMは、表102に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。
ただし、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。

表102

分 類	計測器種類	所管GM	数量 ^{※1}
1. 被ばく管理 用計測器	電子式線量計	保安総括GM	1 式
	ホールボディカウンタ	保安総括GM	1 台
2. 放射線管理 用計測器	線量当量率測定用サー ベイメータ	保安総括GM	7 台
	汚染密度測定用サーベ イメータ	保安総括GM	7 台
	退出モニタ	保安総括GM	2 台
	試料放射能測定装置	保安総括GM	1 台 ^{※2}
	集積線量計	保安総括GM	1 式
3. 放射線監視 用計測器	モニタリングポスト	環境モニタリングGM	8 台
	エリアモニタ	計測制御GM	8 2 台 ^{※3} ※4
4. 環境放射能 用計測器	試料放射能測定装置	保安総括GM	1 台 ^{※2}
	積算線量計測定装置	保安総括GM	1 台

※1：1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く）

※2：表90の試料放射能測定装置と共用

※3：5号炉及び6号炉におけるエリアモニタの合計の台数。なお，管理区域外測定用の2台を含む。

※4：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できない場合には，当該エリアの立入りが可能となった後，速やかに修理又は代替品を補充する。

(管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第103条

放射線安全GMは、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。
3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

(管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第103条の2

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は、第103条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

(発電所外への運搬)

第104条

各GMは、核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(管理対象区域内における協力企業の放射線防護)

第105条

保安総括GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理対象区域出入者の遵守事項

- イ. 出入方法に関する事。
- ロ. 個人線量計の着用に関する事。
- ハ. 保護衣の着用に関する事。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関する事。

(2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

2. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(管理区域内における協力企業の放射線防護)

第105条の2

管理区域内における協力企業の放射線防護は、第105条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

(頻度の定義)

第106条

本章でいう測定※¹頻度に関する考え方は、表106のとおりとする。

表106

頻度	考え方
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※ ¹ 可能な状態において常に測定※ ¹ することを意味しており、点検時等の測定※ ¹ 不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし、測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 (1) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために、作業開始前に測定を1回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。 (2) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。

※1：監視も含む。

第8章 保守管理

(保守管理計画)

第107条

保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。

【保守管理計画】

1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。

2. 保守管理の実施方針及び保守管理目標

- (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。
- (2) さらに、第107条の2に定める長期保守管理方針を策定又は変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。
- (3) 組織は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は、2.の保守管理目標を達成するため4.より11.からなる保全プログラムを策定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

組織は、特定原子力施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

- (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備
- (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備

- (3) 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）（以下、「省令62号」という。）」に規定される設備
- (4) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
- (5) その他自ら定める設備

5. 保全重要度の設定

組織は、4.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の保全重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、PSAから得られるリスク情報を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。
なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、PSAから得られるリスク情報を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)又は(2)に基づき設定する。

6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視

- (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5.の保全重要度を踏まえ、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。

- i. 7000臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
- ii. 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数
- iii. 工学的安全施設の計画外作動回数

b) 系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、5.(1)の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。

- i. 予防可能故障(MPFF)回数
- ii. 非待機(UA)時間※¹

※1：非待機(UA)時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。

- (2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。

b) 系統レベルの保全活動管理指標

- i. 予防可能故障 (MPFF) 回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。
 - ii. 非待機 (UA) 時間の目標値は、点検実績及び第 4 章第 3 節 (運転上の制限) 第 19 条から第 71 条の第 3 項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。
- (3) 組織は、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
- (4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

- (1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
 - a) 点検計画 (7.1 参照)
 - b) 補修、取替え及び改造計画 (7.2 参照)
 - c) 特別な保全計画 (7.3 参照)
- (2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。
 - a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験
 - b) 使用環境及び設置環境
 - c) 劣化、故障モード
 - d) 機器の構造等の設計的知見
 - e) 科学的知見
- (3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7.1 点検計画の策定

- (1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。
- (2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
 - a) 予防保全
 - i. 時間基準保全
 - ii. 状態基準保全
 - b) 事後保全

(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

a) 時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

①点検の具体的方法

②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

b) 状態基準保全

i. 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

①状態監視データの具体的採取方法

②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準

③状態監視データ採取頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

ii. 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

①巡視点検の具体的方法

②構築物、系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法

iii. 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

①定例試験の具体的方法

②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c) 事後保全

事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。

7.2 補修、取替え及び改造計画の策定

- (1) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器に対する補修工事については、補修工事に対する法令に基づく必要な手続きの要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。
- (2) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する構造物、系統及び機器が、所定の機能を発揮する状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a) 検査及び試験の具体的方法
 - b) 所定の機能を発揮する状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目、評価方法及び管理基準
 - c) 検査及び試験の実施時期

7.3 特別な保全計画の策定

- (1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。
- (2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構造物、系統及び機器が、所定の機能を発揮する状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a) 点検の具体的方法
 - b) 所定の機能を発揮する状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法及び管理基準
 - c) 点検の実施時期

8. 保全の実施

- (1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
- (2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a) 工事計画
 - b) 設計管理
 - c) 調達管理
 - d) 工事管理
- (3) 組織は、点検・補修等の結果について記録する。

9. 点検・補修等の結果の確認・評価

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構造物、系統及び機器

の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。

- (2) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。

※2：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置及び予防処置

- (1) 組織は、以下の a) 及び b) の場合には、不適合管理を行った上で、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。

a) 点検・補修等を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合

- (2) 組織は、(1) a) 及び b) の場合の不適合管理、是正処置及び予防処置について記録する。

11. 保全の有効性評価

組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

- (1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

a) 保全活動管理指標の監視結果

b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績

c) トラブルなど運転経験

d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果

e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ

f) リスク情報、科学的知見

- (2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及び機器の保全方式を変更する場合には、7.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。

a) 点検及び取替結果の評価

b) 劣化トレンドによる評価

c) 類似機器等のベンチマークによる評価

d) 研究成果等による評価

(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

12. 保守管理の有効性評価

(1) 組織は、11. の保全の有効性評価の結果及び 2. の保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 組織は、保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は、保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。

(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針)

第107条の2

技術GMは、重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する機器及び構造物^{※1}について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、また、営業運転を開始した日以後30年を経過した日以降10年を超えない期間毎に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。

(1) 経年劣化に関する技術的な評価

(2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定

2. 各GMは、第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合、その他前項(1)の評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、前項(1)の評価の見直しを行い、その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。

3. 5号炉及び6号炉の長期保守管理方針は添付4に示すものとする。

※1：動作する機能を有する機器及び構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。

第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

第108条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、原子力防災GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

第109条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(原子力防災資機材等)

第110条

各GM及び安定化センター各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 技術GM及び発電GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定及び改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

第111条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合の社内及び国、県、町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急時演習)

第112条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

第 1 1 3 条

当直長等は、原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、所長に通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、又は自ら発見した場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。

(緊急時態勢の発令)

第 1 1 4 条

所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

第 1 1 5 条

本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 警備及び避難誘導
- (2) 放射能影響範囲の推定
- (3) 医療活動
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

(緊急時における活動)

第 1 1 6 条

原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第 1 1 5 条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急時態勢の解除)

第 1 1 7 条

本部長は、事象が収束し、緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

第10章 保安教育

(所員及び安定化センター員への保安教育)

第118条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「~~NIK~~-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 教育管理GMは、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。
- (2) 教育管理GMは、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。
- (3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。
ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。
- (4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(総括表)

保安教育の内容					対象者及び教育時間※2				
大分類	中分類	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員※3				
					当直長 当直副長	当直主任 当直副主任	補機・作員	燃料取扱の業務に 関係する者	運転員以外の技術 系所員
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に關連する法令の概要、並 びに関係法令及び保安規定の遵守に關する 事項		◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に關すること	設備概要、主要系統の機 能	原子炉のしくみ		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に關すること	設備概要、主要系統の機 能	原子炉等設備等主要機器の構造に關すること 原子炉炉冷却系統等主要系統の機能・性能に 關すること	入所時(新 規配属時)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	×
	非常の場合に關するべき処置に關すること		非常の場合に關するべき処置の概要		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
放射線 防護教育 ※1	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉等規制法	法 令、労働安全衛生規則及び電離放射線 障害防止規則中の関係事項		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に關すること		原子炉、放射線防護等の関係設備及びその 他の設備の構造に關すること 放射線防護等の関係設備の構造及びその 他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入りの方法及び退去の注意 事項	管理区域 内において 燃料取扱 業務に關 する時	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線管理に關すること		外部放射線による被曝量測定及び空気中の 放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が人体の細胞、組織、器官及び 身に与える影響		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に關するべき処置に關すること		放射線防護又は使用済燃料又はこれらによ り汚染された物の種類及び処理並びに運搬、 貯蔵、廃棄の作業の方法・順序 異常な事態が発生した場合における応急の措 き		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
その他 復教育	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定(總則、品質保証、体制及び研修、 保安教育、取扱い及び補助)の概要、並びに 保安法令及び保安規定の遵守に關すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線管理に關すること	運転管理	運転上の留意事項に關すること、運転に關す ること 運転上の範囲に關すること 運転上の範囲に關すること 異常時の措置に關すること 原子炉物理・理論に關すること 運転点検に關すること 定期設備動作に關すること 異常時対応(中核動作室内対応) 異常時対応(指揮、状況判断) シミュレーション訓練Ⅰ(直連運転訓練) シミュレーション訓練Ⅱ(起動停止・異常時・警報 発生時対応動作) シミュレーション訓練Ⅲ(起動停止・異常時・警報 発生時の判断・指揮命令)		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線管理に關すること	放射線管理	放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に關す ること 質量管理、並びに管理に關すること 外部放射線に關する質量管理等の測定に關 すること 管理区域への移動等物品移動の管理に關 すること 放射線防護の取扱いに關すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に關するべき処置に關すること	放射線管理	放射線防護、放射線防護の管理に關す ること 放射線防護、放射線防護の管理に關す ること 放射線防護、放射線防護の管理に關す ること 放射線防護、放射線防護の管理に關す こと		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
対象者、実施時期及び教育時間については、表118-3参照					◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)

※1:各OM又は安定化センター、各OMが、別途定められた事項にない、各項目の全部又は一部について十分な
※2:全所員に実施する教育(関連する業務内容に同じ教育内容に濃淡はあり)
※3:運転員には放射線管理グループ員を含む。
※4:アクト/パフォーマンスタレントについては、支援組織員を対象とする。

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

※1:各DMZには専任で1人1条DMZが、別当班にわたる体制に依り、各項目の全部又は一部について十分な知識及び知識を有するDMZが配置されている。該DMZは、該項目について得意に指導することができ、
※2:各DMZに要するものは、教育担当者、対象者となった時点から提供される。
※3:運用担当者、DMZは、DMZに必要となる作業管理グループ員を含む。

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(運転員)

保安教育の内容			内 容	対象者※1					実施時期及び教育時間	
中分類	小分類 (項目)	細目		運転員※2						
				当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わ る者	燃料取扱の業務に関 わる者		
関係法令及び保安 規定の遵守に関する こと	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定	保安規定(規則、品質管理、体制及び設備、保安教育、記録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			保安に関する各組織及び各層階の具体的な役割と権限	◎	×	×	×	×		
			運転上の規則についての概要				◎			
			運転上の運営事項の概要	◎	◎	◎		×		
			運転上の制限の概要							
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎		×		
			原子炉物理(臨界管理)を含む理論	◎	◎	◎		×		
			監視点検・定例試験 I	◎	◎	◎		×		
			監視点検の範囲と頻度	◎	◎	◎		×		
			定例試験の内容と頻度	◎	◎	◎		×		
原子炉施設の運転 に関すること	運転管理	運転管理 I	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎		×	<放射線廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎		×		
			警報発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎		×		
			異常時の操作の対応(現場操作)	◎	◎	◎		×		
			運転上の規則の適用と特異							
			運転上の運営事項の基準値と管理方法							
			運転上の制限の具体的な値と制限を満足しない場合の措置							
			異常時の措置を実施する際のガイドライン							
			運転上の制限の項目と頻度	◎	◎	◎		×		
			定例試験の操作と基準値	◎	◎	◎		×		
燃料取扱の業務 に関すること	燃料取扱	燃料取扱	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎		×	<放射線廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
			各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎		×		
			警報発生時の対応操作(中央操作室)	◎	◎	◎		×		
			異常時の対応(中央操作室)	◎	◎	◎		×		
			運転上の運営事項の項目と制限を満足しない場合の措置							
			制限及び制限を満足しない場合の措置の項目と運用							
			異常時の措置を実施する際のガイドラインの根拠							
			警報発生時の対応(判断・措置命令含む)	◎	◎	◎		×		
			異常時の監視の項目	◎	◎	◎		×		
			運転操作の運用制限	◎	◎	◎		×		
放射線廃棄物 管理 に関すること	放射線管理	シミュレータ訓練 I	◎	◎	◎		×	3年間で15時間以上		
		シミュレータ訓練 II	◎	◎	◎		×		3年間で9時間以上	
		シミュレータ訓練 III	◎	◎	◎		×			
燃料取扱の業務 に関すること	燃料取扱	燃料取扱	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <放射線廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
		燃料取扱	◎	◎	◎		×			
		燃料取扱	◎	◎	◎		×			

◎：全員が教育の対象(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり)

×：教育の対象外

※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2：運転員には作業管理グループ員を含む。

※3：記載するにあたっての考えは、以下のとおり。

・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)

・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が1年間の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。

(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

(協力企業従業員への保安教育)

第119条

各GM又は安定化センター各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GM又は安定化センター各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各GM又は安定化センター各GMは、原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GM又は安定化センター各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 発電GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

4. 発電GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、発電GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 発電GM又は燃料GMは、燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

6. 発電GM又は燃料GMは、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、発電GM又は燃料GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

表119

保安教育実施方針(協力企業)

(1)発電所入所時に安全上必要な教育

保安教育の内容				対象者※2	
大分類	中分類	小分類 (項目)	内 容	実施時期	放射線業務従事者以外 放射線業務従事者
入所時に実施する教育※1			作業上の留意事項	入所時	◎
			非常の場合に講ずべき処置の概要		◎
			関係法令及び保安規定の遵守に関すること		◎
					○

(2)放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容		実施時期	対象者及び教育時間※2		電離則の分類
総括表中分類との対応	内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質及び放射性核種物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の搬取及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の搬取及び性状 ③管理区域に関すること ④核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序 ⑤核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序 ⑥外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ⑦天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法 ⑧異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法	管理区域外において核燃料物質、使用済燃料又はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること		◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質及び放射性核種物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序 ③外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ④天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法 ⑤異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法		◎ (0.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること		◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体に対する影響
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順		◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
核燃料物質及び放射性核種物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業 ③外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視 ④天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去 ⑤外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視 ⑥天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去 ⑦原子炉、放射性核種物質の廃棄設備及びその他の設備の取扱い		◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	①異常な事態が発生した場合における応急の措置				

◎:全員が教育の対象
○:業務に就く者が教育の対象
×:教育の対象外

():合計の教育時間

※1:各GEM又は安定化セクターGEM、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識と技能を有していることを確認した上で、該当する教育を受けることができる。

※2:各対象者に要求されている教育項目は、対象者ごとの状況から選ばれる。

第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

第 1 2 0 条

各GM及び安定化センター各GMは、表 1 2 0 - 1 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。ただし、汚染等により、適正に保存することができない場合を除く。

2. 組織は、表 1 2 0 - 2 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表 1 2 0 - 1

記録	記録すべき場合 ^{※1}	保存期間
1. 原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
3. 点検・補修等の結果 (安全上重要な機器 ^{※2} は除く) 及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 安全上重要な機器 ^{※2} の点検・補修等の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む ^{※3}) 及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
6. 点検・補修等の不適合管理, 是正処置, 予防処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理, 是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
7. 保全の有効性評価, 保守管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針, 保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
8. 熱出力	原子炉に 1 体以上 燃料が装荷されている場合連続して	1 0 年間
9. 炉心の中性子束密度		1 0 年間
1 0. 炉心の温度		1 0 年間

記録	記録すべき場合※1	保存期間
1 1. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間
1 2. 冷却材出口温度		10年間
1 3. 冷却材圧力		10年間
1 4. 冷却材流量		10年間
1 5. 制御棒位置	同上	1年間
1 6. 再結合装置内の温度	同上	1年間
1 7. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間
1 8. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間
1 9. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
2 0. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間
2 1. 運転開始日時	その都度	1年間
2 2. 臨界到達日時	同上	1年間
2 3. 運転切替日時	同上	1年間
2 4. 緊急しゃ断日時	同上	1年間
2 5. 運転停止日時	同上	1年間
2 6. 警報装置から発せられた警報の内容※4	同上	1年間
2 7. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間
2 8. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	1ヶ月に1回	10年間
2 9. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間
3 0. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間
3 1. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間

記録	記録すべき場合※1	保存期間
32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
33. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
34. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
35. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間
36. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※5の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※6
37. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間に於いて毎年度1回	※6
38. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間に於ける当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※6

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
39. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間
40. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法	廃棄の都度	※7
41. 放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法	封入又は固型化の都度	※7
42. 放射性物質による汚染の広がり の防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名	広がり の防止及び除去の都度	1年間
43. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※7
44. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※7
45. 事故の原因	同上	※7
46. 事故後の処置	同上	※7
47. 風向及び風速	連続して※ ⁸	10年間
48. 降雨量	同上	10年間
49. 大気温度	同上	10年間
50. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
51. 保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間
52. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※7
53. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※7

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※2：安全上重要な機器とは，安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。

※3：法令に基づく必要な手続きとは，原子炉等規制法第26条（変更の許可及び届出等），電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）並びに第52条（溶接安全管理検査）に係る手続きをいう。なお，手続きが不要と

判断した場合にも、その理由を併せて記録する。

- ※ 4 : 「警報装置から発せられた警報」とは、省令 6 2 号第 2 1 条第 1 項に規定する範囲の警報をいう。
- ※ 5 : 妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。
- ※ 6 : その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が 5 年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間
- ※ 7 : 廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間
- ※ 8 : デジタルデータにより保存することができる。

表 1 2 0 - 2※^{9*}

記録	記録すべき場合	保存期間
1. 品質保証計画に関する以下の文書		
第 3 条品質保証計画の「4. 2. 1a」～ d)」に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するま での期間
2. JEAC4111 の要求事項に基づき作成 する以下の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記 録	作成の都度	5 年
(2) 教育, 訓練, 技能及び経験につい て該当する記録	作成の都度	5 年
(3) 業務のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実 証するために必要な記録	作成の都度	5 年
(4) 業務に対する要求事項のレビュー の結果の記録, 及びそのレビューを 受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(5) 特定原子力施設の要求事項に関 連する設計・開発へのインプットの 記録	作成の都度	5 年
(6) 設計・開発のレビューの結果の記 録, 及び必要な処置があればその記 録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発の検証の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の 記録, 及び必要な処置があればその 記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更のレビューの結 果の記録, 及び必要な処置があれば その記録	作成の都度	5 年
(11) 供給者の評価の結果の記録, 及び 評価によって必要とされた処置があ ればその記録	作成の都度	5 年

記録	記録すべき場合	保存期間
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	5 年
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年
(20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録	作成の都度	5 年
(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5 年
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5 年
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5 年

※ ~~9-8~~：表 1 2 0 - 1 を適用する場合は，本表を適用しない。

(報告)

第121条

各GM又は5・6号運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに安定化センター所長、所長及び主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第73条）
- (2) 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第88条, 第89条）
- (3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第101条）
- (4) 福島第一炉規則第18条第3号から第7号及び第9号から第17号に定める報告事象が生じた場合
- (5) 第76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合

2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。

3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。

4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。

附 則

附則（ ）

（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の翌日から施行する。

2. 第61条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。
3. 第87条の2については、臨時の出入管理所の一時保管エリアが解除された時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
4. 第95条第3項及び第6項並びに第103条第2項については、入退域管理棟の運用開始時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
5. 第98条の図98、第101条の図101及び添付2-1については、入退域管理棟設置に伴う周辺監視区域柵の設置工事が終了した時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
6. 第2条の2、第2条の3、第3条、第4条、第5条、第6条、及び第8条及び第118条については、原子力規制委員会の認可を受けた日から60日以内に本店の組織改編及び主任技術者の体制の変更をした時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
7. 添付2-1（管理対象区域図）の地下水バイパス一時貯留タンク図における「汚染のおそれのない管理対象区域」については、それぞれの区域における区域区分の変更をもって適用する。

附則第1条第3項の適用以前の間は次の通り。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第87条の2

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所が発生した瓦礫等^{※1}について、廃棄物管理GM又は放射線安全GMは、以下の事項を実施する。

- （1）廃棄物管理GMは、仮設保管設備^{※2}、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設^{※3}及び伐採木一時保管槽^{※4}を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。
- （2）放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて、柵、ロープ等

により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類^{*5}は、各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理GMがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等^{*6}は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。

(3) 臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は、放射線安全GMが、袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお、放射線安全GMは圧縮等を行うことができる。

(4) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物管理GM又は放射線安全GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(3) 廃棄物管理GMは、覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(4) 廃棄物管理GMは、伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(5) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

(6) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

- ※１：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。
- ※２：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。
- ※３：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※４：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※５：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※６：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

附則第１条第４項の適用以前の間は次の通り。

(管理対象区域への出入管理)

第９５条

保健安全GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

- (１) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者
 - (２) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であつて、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし、所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が１００ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て、管理対象区域でない箇所で執務する場合に限り、放射線業務従事者の随行を必要としない。
- ２．放射線安全GMは、第１項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、防護管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。
- ３．放射線安全GMは、管理対象区域の出入管理箇所又は臨時の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。ただし、防護管理GMがあらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両であることを監視する場合及び放射線安全GMが発電所外に設置した臨時の出入管理箇所において人の出入り等を監視する場合はこの限りでない。
- ４．放射線安全GMは、第３項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であつて、防護管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。

5. 放射線安全GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。
6. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、臨時の出入管理箇所において、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル^{※1}を超えないような措置を講じる。
7. 放射線安全GM又は作業環境改善GMは、第93条の2第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成23年9月16日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。
以下、第103条において同じ。

（管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第103条

放射線安全GMは、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、臨時の出入管理箇所において、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。
3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

附則第1条第5項の適用以前の間は次の通り。

（周辺監視区域）

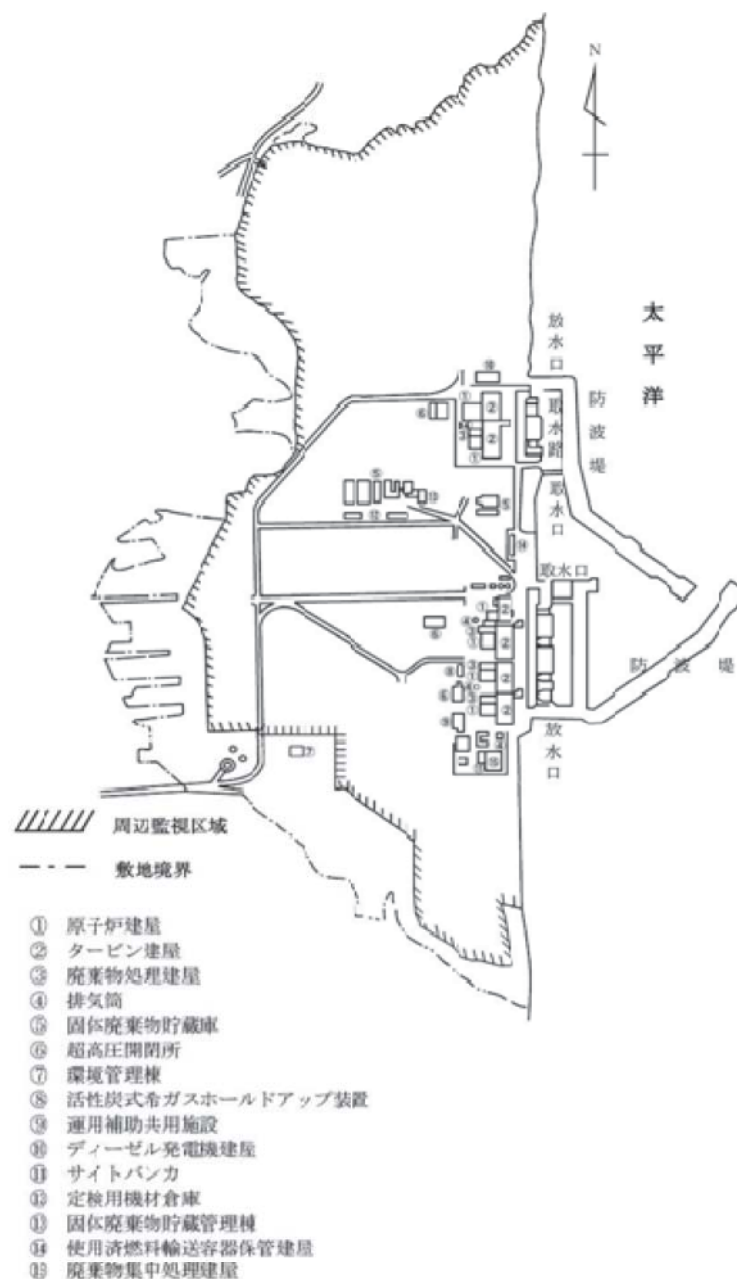
第98条

周辺監視区域は、図98に示す区域とする。

2. 防護管理GMは、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのない

いことが明らかな場合は、この限りでない。

図 9 8



(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第 1 0 1 条

各 GM は、表 1 0 1 - 1 及び表 1 0 1 - 2 (第 9 3 条の 2 第 1 項 (2) の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る) に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象

区域については、この限りでない。

2. 環境モニタリングGMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。
3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、第1項の測定により、環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。
4. 各GMは、第1項に定める測定結果を5・6号放射線管理GMに連絡する。5・6号放射線管理GMは、測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表101-1

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
1. 管理対象区域内(管理区域内を含む)※1	外部放射線に係る線量当量率	各GM	放射線レベルに応じて
		5・6号放射線管理GM※2	毎日運転中に1回※3
	外部放射線に係る線量当量	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	表面汚染密度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※4	環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：5号炉及び6号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

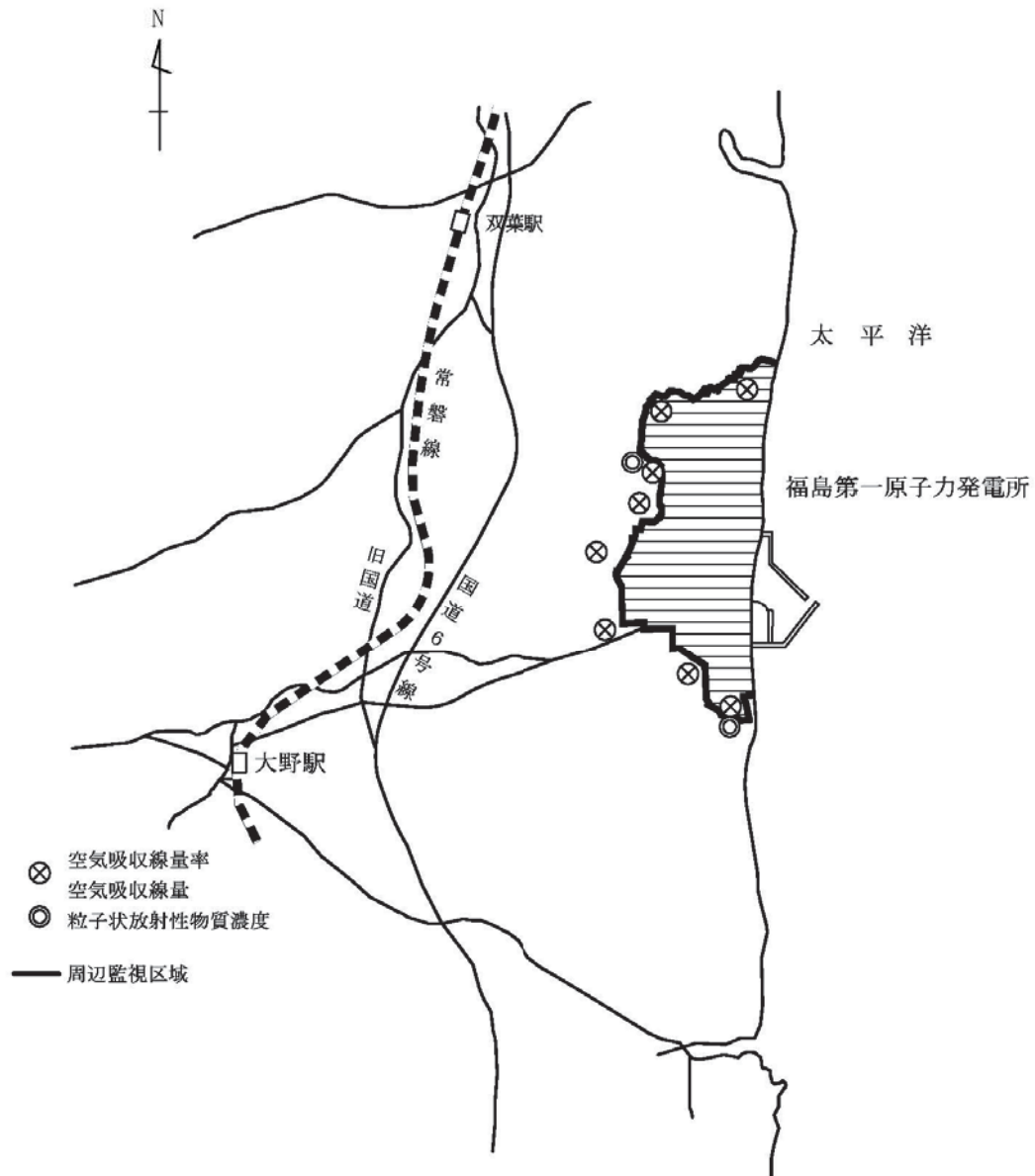
※3：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり、修理又は代替品の補充が速やかに実施できず、当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は、他のエリアモニタの計測値で代替する。

※4：モニタリングポストにおいて測定する項目

表101-2

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	5・6号放射線管理GM 又は 作業環境改善GM	毎日1回 (汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間)
	空気中の放射性物質濃度		

図 1 0 1



添付 2 - 1 管理対象区域図

※添付 2 - 1 については、核物質防護上の理由から非公開とする。

附則第 1 条第 6 項の適用以前の間は次の通り。

(関係法令及び保安規定の遵守)

第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

(安全文化の醸成)

第2条の3

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

(品質保証計画)

第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」（以下「JEAC4111」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。）

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第 107 条において同じ。）

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 第 4 条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) 組織は、次の事項を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図 1 のとおりとする。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。
 - d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

- e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。
- a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
 - b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

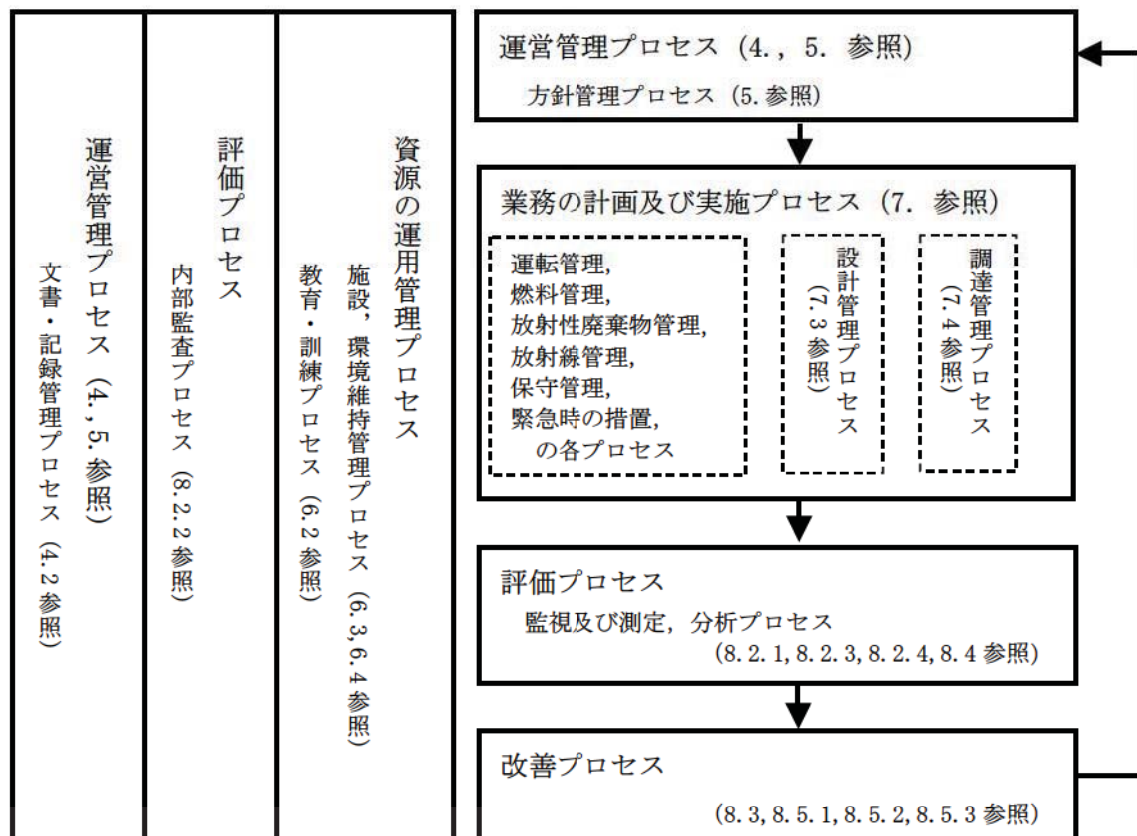


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画、②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順” である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NQ-12	原子力品質・安全部
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	NA-19	原子力品質監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本 マニュアル	NQ-11	原子力品質・安全部

d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番 号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施 基本マニュアル	NK-17	原子力・立地業 務部	第 10 条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理 部	第 6 条～第 9 条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実 施基本マニュアル	NK-18	原子力・立地業 務部	—
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	NK-20	原子力・立地業 務部	第 118 条～第 120 条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理 部	第7条, 第11条の2, 第12条 ～第78条, 第84条, 第87条, 第94条, 第95条, 第108条～ 第117条, 第120条, 第121条
		燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理 部	第19条～第23条, 第25条～ 第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第72条, 第79条～ 第86条, 第103条, 第104条, 第120条
		放射性廃棄物管理基本マ ニュアル	NM-54	原子力運営管理 部	第87条～第90条, 第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理 部	第90条, 第102条, 第107条, 第107条の2, 第120条
6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	福島第一原子力発電所放 射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理 部	第92条～第99条, 第100条～ 第106条, 第120条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション 基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理 部	—
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE-16	原子力設備管理 部	—
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理 部	—
		原子燃料調達基本マニ ュアル	NC-15	原子燃料サイク ル部	—
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニ ュアル	NM-13	原子力運営管理 部	第 19 条, 第 22 条, 第 24 条, 第 27 条, 第 30 条, 第 32 条, 第 39 条, 第 41 条～第 44 条, 第 47 条, 第 49 条～第 54 条, 第 57 条, 第 60 条, 第 63 条, 第 81 条, 第 84 条, 第 107 条, 第 120 条

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番 号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
8.2.4	8.2.4	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第21条, 第24条, 第27条, 第39条, 第41条, 第51条 ～第54条, 第58条, 第60 条, 第61条, 第67条, 第 84条, 第120条

②発電所品質保証計画書

③要領, 要項, 手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

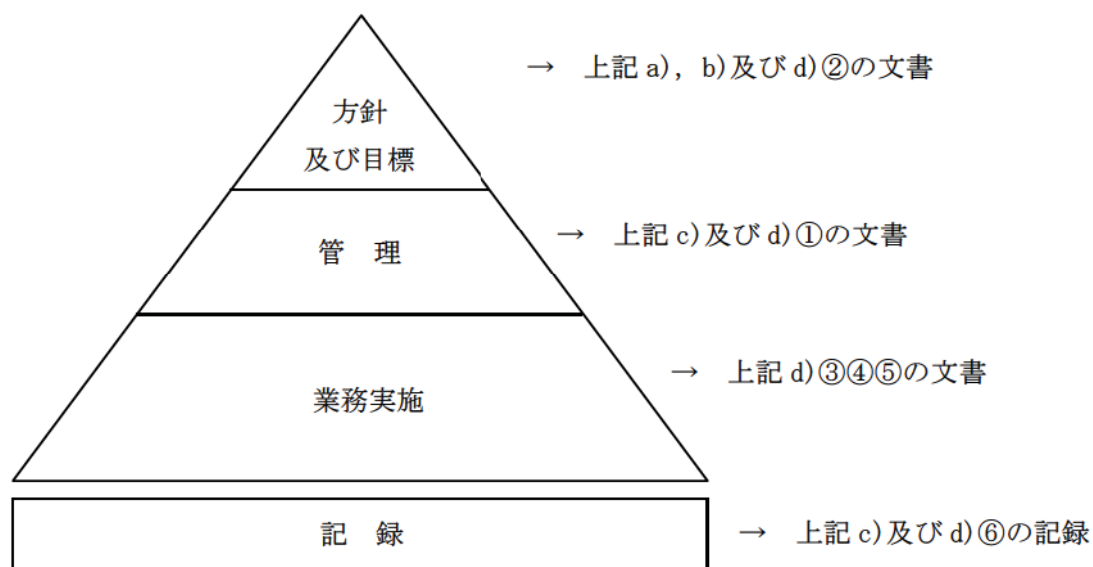


図2. 品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は、品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。
 - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
 - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
 - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
 - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
 - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
 - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。
- (2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。

- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

5.3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第 5 条（保安に関する職務）及び第 9 条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は、原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。
- (2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限
 - a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
 - b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- g) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
 - b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
 - c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は、人的資源、特定原子力施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、次の事項を「NK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 特定原子力施設

組織は、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし、維持管理する。

6.4 作業環境

組織は、放射線に関する作業環境を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め、原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスを計画し、運転管理（緊急時の措置含む）、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。
- (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務に対する品質目標及び要求事項
 - b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
 - d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）
- (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 業務に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは、業務を行う前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。
- (4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任及び権限
- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
 - a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制要求事項
 - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビュー

する。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
 - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。
 - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 結果として得られる特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、特定原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.4 調達

組織は、「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
 - c) 所定の方法及び手順の適用
 - d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）
 - e) 妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の保存

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器に関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
 - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
- (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第10条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する

ものとする。

- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該特定原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8.4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8.2.1 参照)
 - b) 業務に対する要求事項への適合 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
 - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
 - d) 供給者の能力 (7.4 参照)

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

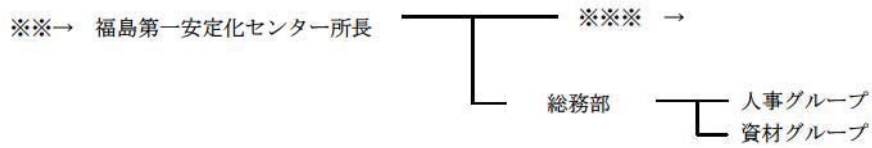
8.5.2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項 (JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
 - a) 不適合の内容確認
 - b) 不適合の原因の特定
 - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) とった処置の結果の記録 (4.2.4 参照)
 - f) とった是正処置の有効性のレビュー

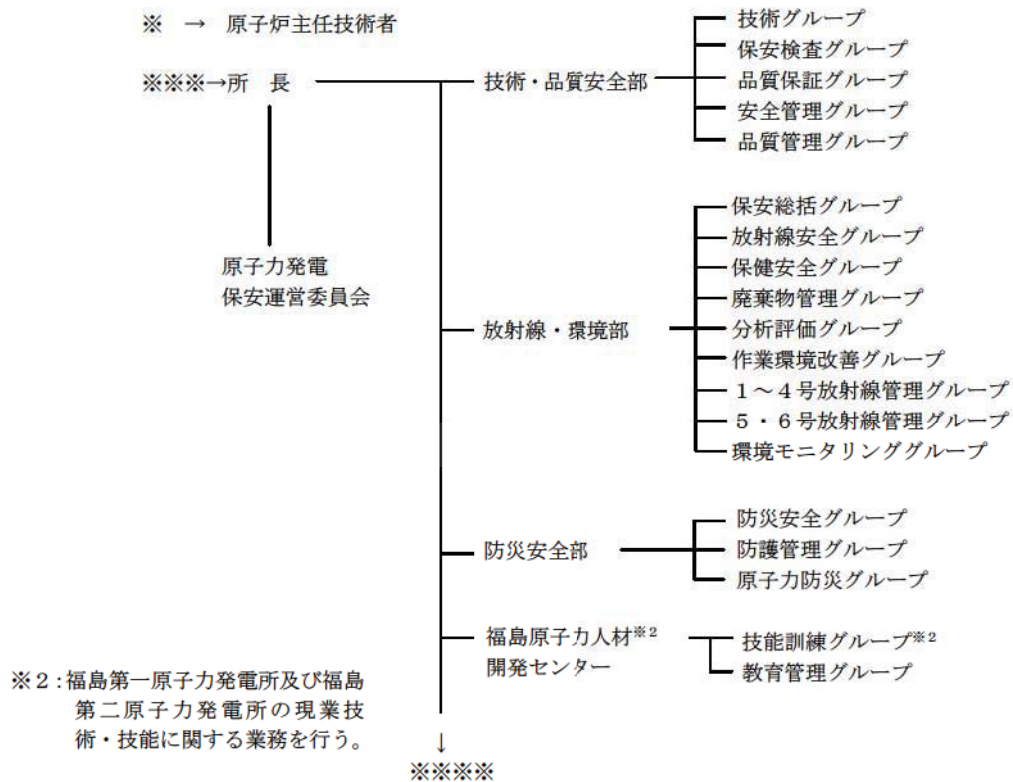
8.5.3 予防処置

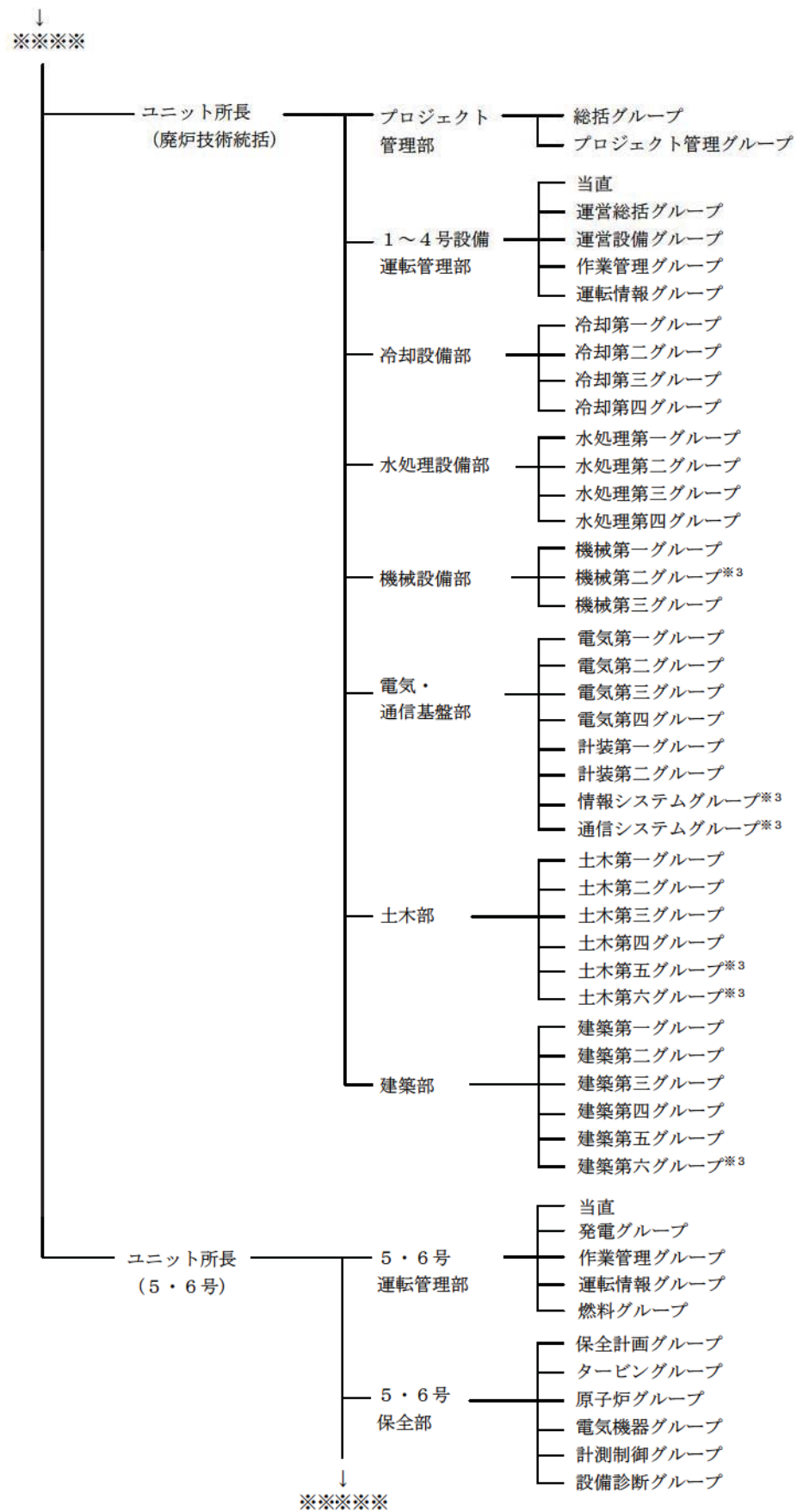
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見 (BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。)の活用を含め、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。

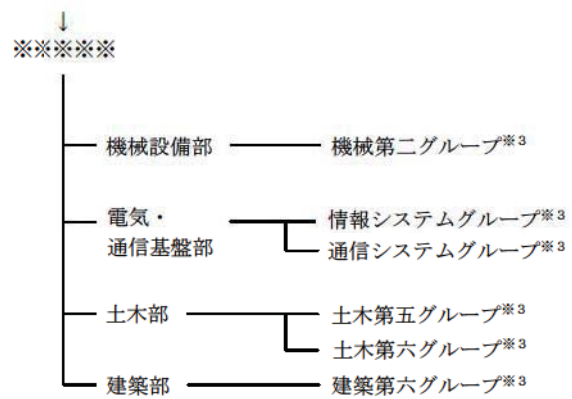
【福島第一安定化センター】



【福島第一原子力発電所】







※3：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ1グループで1～6号炉を所管する。

(保安に関する職務)

第5条

保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
 - (2) 原子力品質監査部長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。
 - (3) 福島第一品質監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
 - (4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、資材部、原子力・立地業務部、原子力品質・安全部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、福島第一対策プロジェクトチーム、福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。
 - (5) 資材部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
 - (6) 原子力・立地業務部は、管理責任者を補佐し、品質マネジメント推進及び要員の計画、管理、研修に関する業務を行う。
 - (7) 原子力品質・安全部は、業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。
 - (8) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。
 - (9) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。
 - (10) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。
 - (11) 福島第一対策プロジェクトチームは、福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定、総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 福島第一安定化センター所長（以下、「安定化センター所長」という。）は、原子力・立地本部長を補佐し、福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

- (2) 人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。
 - (3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
3. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 所長は、原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し、発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
 - (2) 技術グループは、原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
 - (3) 保安検査グループは、原子力保安検査に関する業務を行う。
 - (4) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。
 - (5) 品質管理グループは、品質の管理に関する業務を行う。
 - (6) 安全管理グループは、保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
 - (7) 保安総括グループは、安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下、本条において同じ）のうち、放射線管理の総括、放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ及び機械第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。
 - (8) 放射線安全グループは、安全確保設備等のうち、出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
 - (9) 保健安全グループは、安全確保設備等のうち、個人線量管理、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
 - (10) 廃棄物管理グループは、安全確保設備等のうち、作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
 - (11) 分析評価グループは、安全確保設備等のうち、液体廃棄物の放出管理、1～4号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
 - (12) 作業環境改善グループは、安全確保設備等のうち、構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（1～4号放射線管理グループ及び5・6号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
 - (13) 1～4号放射線管理グループは、安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
 - (14) 5・6号放射線管理グループは、5号炉及び6号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
 - (15) 環境モニタリンググループは、安全確保設備等のうち、発電所内外の陸域・海域のモニタリング、1～4号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
 - (16) 防災安全グループは、防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。

る業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

- (17) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (18) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (19) 技能訓練グループは、現業技術・技能に関する業務を行う。
- (20) 教育管理グループは、保安教育及びその他研修に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (21) 総括グループは、安全確保設備等のうち、廃炉業務総括、要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
- (22) プロジェクト管理グループは、安全確保設備等のうち、工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
- (23) 当直（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転、監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
- (24) 運営総括グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
- (25) 運営設備グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理、委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転、監視及び巡視点検に関する業務を行う。
- (26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち、保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
- (27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
- (28) 冷却第一グループは、安全確保設備等のうち、原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
- (29) 冷却第二グループは、安全確保設備等のうち、窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検、保守管理に関する業務を行う。
- (30) 冷却第三グループは、安全確保設備等のうち、使用済燃料プール冷却設備の保守管理、消防車の運用、コンクリートポンプ車の運用、保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
- (31) 冷却第四グループは、安全確保設備等のうち、原子炉格納容器の内部調査、原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

- (32) 水処理第一グループは、安全確保設備等のうち、滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。）、高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。
- (33) 水処理第二グループは、安全確保設備等のうち、汚染水処理装置の運用、保守管理に関する業務を行う。
- (34) 水処理第三グループは、安全確保設備等のうち、放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
- (35) 水処理第四グループは、安全確保設備等のうち、多核種除去装置、地下水バイパス装置、サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
- (36) 機械第一グループは、安全確保設備等のうち、他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営、建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
- (37) 機械第二グループは、5号炉及び6号炉の廃棄物処理設備、廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち、共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
- (38) 機械第三グループは、原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
- (39) 電気第一グループは、安全確保設備等のうち、電気・通信基盤部に関わる総括、電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (40) 電気第二グループは、安全確保設備等のうち、大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
- (41) 電気第三グループは、安全確保設備等のうち、外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
- (42) 電気第四グループは、安全確保設備等のうち、所内電源（低圧）、仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
- (43) 計装第一グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び2号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (44) 計装第二グループは、安全確保設備等のうち、3号炉及び4号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (45) 情報システムグループは、情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
- (46) 通信システムグループは、通信設備の保守管理に関する業務を行う。
- (47) 土木第一グループは、安全確保設備等のうち、土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
- (48) 土木第二グループは、安全確保設備等のうち、地下水遮へい壁、港湾整備及び地下

水バイパスに関する業務を行う。

- (49) 土木第三グループは、安全確保設備等のうち、冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。
- (50) 土木第四グループは、安全確保設備等のうち、瓦礫・伐採木の保管、乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
- (51) 土木第五グループは、津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち、1～4号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
- (52) 土木第六グループは、5号炉及び6号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
- (53) 建築第一グループは、安全確保設備等のうち、建築工事のプロジェクト管理及び3号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (54) 建築第二グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び4号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (55) 建築第三グループは、安全確保設備等のうち、建屋地下水対策、津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
- (56) 建築第四グループは、安全確保設備等のうち、建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (57) 建築第五グループは、安全確保設備等のうち、運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
- (58) 建築第六グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
- (59) 当直（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（5・6号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
- (60) 発電グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (61) 作業管理グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (62) 運転情報グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援、情報連絡に関する業務を行う。
- (63) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (64) 保全計画グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。

- (65) タービングループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (66) 原子炉グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (67) 電気機器グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (68) 計測制御グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (69) 設備診断グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

4. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) 本店各部長は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 安定化センター部長は、安定化センター所長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各GM」という。）は、グループ員を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
- (4) ユニット所長（廃炉技術統括）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (5) ユニット所長（5・6号）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (6) 発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
- (7) 発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (8) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第6条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

- 2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。

- (1) 実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更
 - (2) 実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更
 - (3) その他保安委員会で定めた審議事項
- 3. 原子力・立地本部長を委員長とする。
 - 4. 保安委員会は、委員長、原子力・立地業務部長、原子力品質・安全部長、原子力運営管理部長、原子力設備管理部長、安定化センター所長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。
 - 5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子炉主任技術者の選任)

第8条

- 原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。
- 2. 主任技術者は原子炉毎に選任し、同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。
 - 3. 主任技術者は、第9条に定める職務を専任する。
 - 4. 代行者の職位は、GM以上、所長付、安全品質担当、安全担当、運転技術担当、環境担当、技術総括担当、運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。
 - 5. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、改めて主任技術者を選任する。

(所員及び安定化センター員への保安教育)

第118条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 教育管理GMは、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表118-1、2、3の実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。
- (2) 教育管理GMは、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。
- (3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目

の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

(4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(総括表)

保安教育の内容					対象者及び教育時間※2				
大分類	中分類	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員※3				
					当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	燃料取扱の業務に 関係する者	運転員以外の技術 系所員
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要、並 びに関係法令及び保安規定の遵守に関する こと		◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に関すること	設備概要、主要系統の機 能	原子炉のしくみ	入所時(新 規配属時)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に関すること	設備概要、主要系統の機 能	原子炉等発電等主要機器の構造に関すること 原子炉炉心加熱系統等主要系統の機能・性能に 関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に備へべき処置に関すること		非常の場合に備へべき処置の概要		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
放射線 防護教育 ※1	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定の遵守に関すること	法 令、労働安全衛生規則及び電離放射線 障害防止規則中の関係事項		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	原子炉施設の構造 性態に関すること		原子炉、放射線防護等の関係設備及びその 他の設備の構造に関すること 原子炉、放射線防護等の関係設備及びその 他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入りの方法及び退去の主旨	管理区域・域内 において放 射線防護 業務に携 うる者	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線管理に関すること		外部放射線による被曝量測定及び空気中の 放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が人体の細胞、組織、器官及び会 身に与える影響	またこれら によって汚 染された物 を取り扱う 業務に携 うる時	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に備へべき処置に関すること		放射線物質又は使用済燃料又はこれらによ って汚染された物の種類及び処理並びに運搬、 貯蔵、廃棄の作業の方法・順序 異常な事態が発生した場合における応急の措 き		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
その他 復教育	関係法令及び保安規 定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定の遵守に関すること	保安規定(他則、品質保証、体制及び研修、 保安教育、取扱い及び補助)の概要、並びに関 係法令及び保安規定の遵守に関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	運転管理		運転上の留意事項に関すること、運転に關 すること 運転上の問題に関すること 異常時の措置に関すること 原子炉物理・制御に関すること 運転点検に関すること 定期設備動作に関すること 定期設備点検(周回運転確認等) 異常時対応(中核動作異常内対応) 異常時対応(指揮、状況判断) シミュレーション訓練Ⅰ(直連運転訓練)		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	運転訓練		シミュレーション訓練Ⅱ(起動停止・異常時・警報 発生時対応動作)		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	保守管理		シミュレーション訓練Ⅲ(起動停止・異常時・警報 発生時の判断・指揮命令) 保守管理計画に関すること	1回/10年 毎以上	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
放射線 管理に関する こと	放射線管理		放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に關 すること 質量管理、並びに管理に関すること 外部放射線に係る質量管理等の測定に關 すること 管理区域外への移動等物品移動の管理に關 すること 部分作業等の放射線防護に関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線物質及び放射 線物質による汚染 された物の取扱いに 関すること	放射線物質管理	放射線物質・液体・気体廃棄物の管理に關 すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線物質及び放射 線物質による汚染 された物の取扱いに 関すること	燃料管理	燃料の搬入、取替、運搬及び貯蔵に關するこ と 燃料管理における境界管理		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に備へべき処置に関すること		緊急事態に備へた措置、原子力防災訓練 に関すること(ア)ランダム・マシナリー・シ ナリオ(本機)		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)

※1:各OM又は安定化センター各OMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な
※2:全所員に実施する教育である。対象者は、教育を受ける者が教育の対象(関連する業務内容に教育内容に濃淡はあり)
※3:運転員には放射線管理グループ員を含む。
※4:アクト・パフォーマンス試験については、支援組織要員を対象とする。

表118-2

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

対象者及び教育時間※2									電機則の分類
絶対的中分類との対応	内 容	運転員※3					事務系所員		
		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主操機作員	補機機作員	放射性廃棄物処 理設備の業務に 関わる者	燃料取扱の業務 に関わる者		運転員以外の技 術系所員	
絶対的中分類との対応	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	放射性物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
	放射線管理に関すること ※1								
	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1								原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	
	放射線管理に関すること ※1								原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
	放射線管理に関すること ※1	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	
	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1								電離放射線の生体にも与える影響
	放射線管理に関すること ※1	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	
	関係法令及び保安規定の遵守に関する こと ※1								関係法令
	放射線管理に関すること ※1	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	
	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1								原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
	放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	
非常の場合に備すべき処置に関するこ と ※1	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)		

※1:各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2:各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3:運転員には作業管理グループ員を含む。

◎:全員が教育の対象
○:業務に関連する者が教育の対象
():合計の教育時間

所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(運転員)

保安教育の内容			内 容	対象者※1					実施時期及び教育時間
中分類	小分類 (項目)	細目		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わ る者	燃料取扱の業務に関 わる者	
関係法令及び保安 規定の遵守に関する こと	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定	保安規定(規則、品質保証、体制及び設備、保安教育、記録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			保安に関する各組織及び各階層の具体的な役割と権限	◎	×	×	×	×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で24時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の規則についての概要						<燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で3時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の運営事項の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の関係の概要	◎	◎	◎		×	<燃料取扱の業務に関わる者> 3年間で3時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			原子炉物理(境界管理時を含む)理論	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			監視点検・定例試験 I	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			監視点検の範囲と頻度	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の内容と頻度	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
原子炉施設の運転 に関すること	運転管理	運転管理 I	各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			警報発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(現場操作)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の規則の適用と特異						<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の運営事項の基準値と管理方法	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の関係の具体的な値と制限を満足しない場合の措置						<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時の措置を実施する際のガイドライン	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の関係の具体的な値と制限を満足しない場合の措置						<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			監視点検・定例試験 II	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の操作項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
放射能廃棄物 管理 燃料管理	運転管理 II	運転管理 II	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			警報発生時の対応操作(中央操作室)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(中央操作室)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の運営事項の範囲と制限を満足しない場合の措置						<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			制限及び制限を満足しない場合の措置の範囲と適用	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時の措置を実施する際のガイドラインの概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(判断・指揮・報告を含む)	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			警報発生時の監視の項目	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転操作の運用と監視	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
燃料管理	燃料管理	燃料管理	運転停止・異常時・警報発生時対応監視	×	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令伝達	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎		×	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)

◎:全員が教育の対象(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり)

×:教育の対象外

※1:各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2:運転員には作業管理グループ員を含む。

※3:記載するにあたっての考えは、以下のとおり。

・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)

・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が1年間の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。

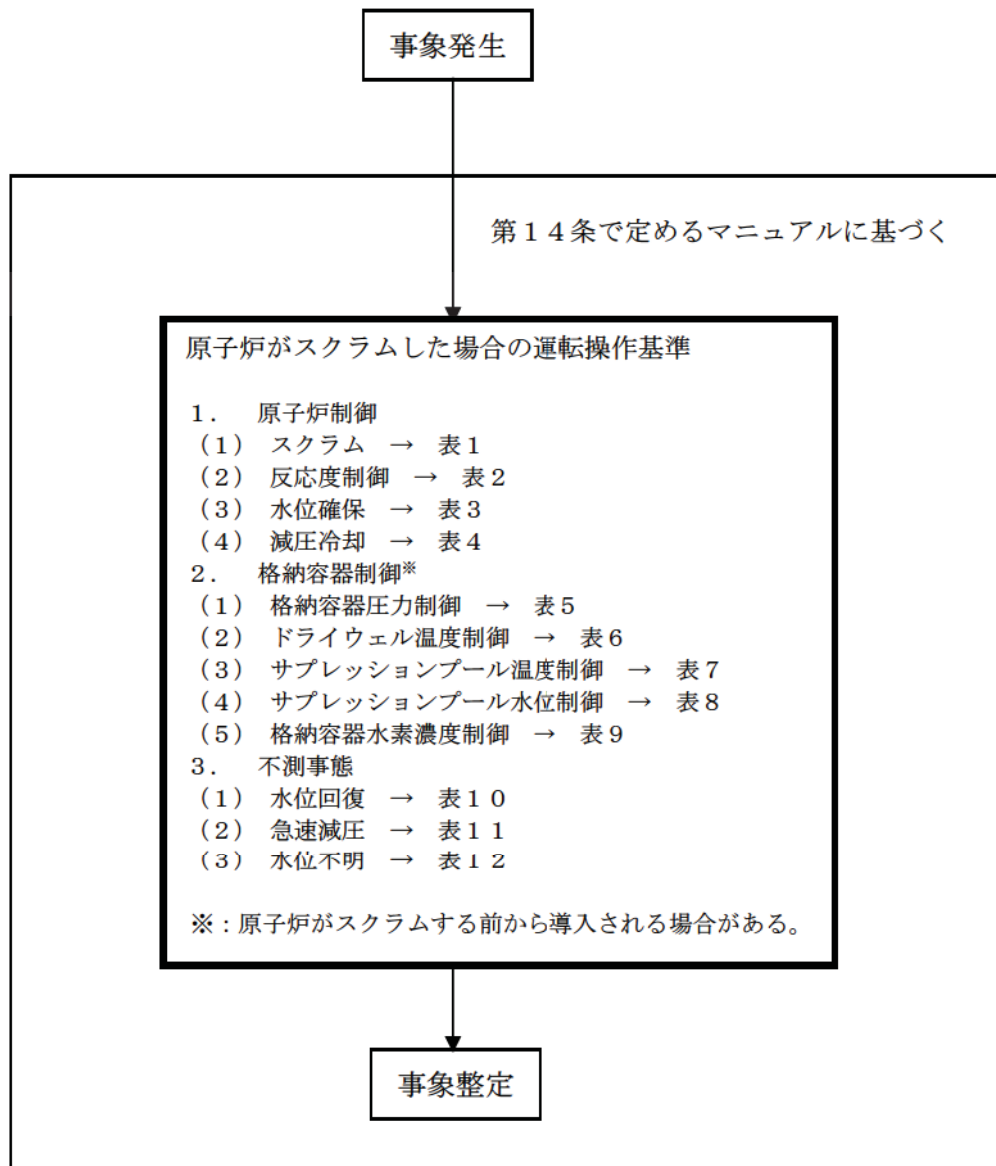
・(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準
(第 7 7 条関連)

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の１２の運転操作基準について定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。

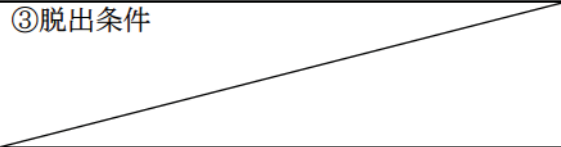


また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。
- (9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。

・ 5 号炉

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・ 原子炉を停止する。 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。 ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)	
②導入条件 ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件 
④基本的な考え方 ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・ 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・ 平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 B. 原子炉水位 ・ 原子炉水位を確認する。 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・ タービン駆動給水ポンプを停止し※、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。	

- ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が自動作動した場合は不要）
- ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系により原子炉水位を調整する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・ 原子炉を冷温停止する。

G. 格納容器制御への導入

- ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

表 2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
- 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。	
B. ほう酸水注入系	
- サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 - 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 - ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
C. 水位	
- 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 - 原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限值はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値とする。)ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。	

- ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

D. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水压系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水压系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・制御棒駆動水压系の水压を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・制御棒駆動水压系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表 3

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。	
B. 水位 ・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水压系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	

表 4

1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合	③脱出条件 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位 ・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
B. 減圧 ・給復水系による原子炉注水ができない場合、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。	

- 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
- 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表 5

2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。	
⑤主な監視操作内容 A. 格納容器圧力制御 ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、炉心スプレイ系、低圧注水系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。	

B. 原子炉満水

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。
- ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・給復水系、制御棒駆動水压系、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系^{*}、消火系、残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
- ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。

C. 格納容器ベント

- ・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表 6

2. 格納容器制御 (2) ドライウェル温度制御	
①目的 ・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。 ・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表 7

2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・ サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御 ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。 ・ サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。	
B. サプレッションプール空間部温度制御 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・ サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

表 8

2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位）	
・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。	
B. サプレッションプール水位制御（低水位）	
・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	

表 9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・ 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，12時間以内に冷温停止できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・ 原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・ 冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・ 主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・ 冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・ 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・ 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプレイを運転する。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

表 1 0

3. 不測事態 (1) 水位回復
①目的 ・原子炉水位を回復する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。
⑤主な監視操作内容 A. 水位回復 ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、炉心スプレイ系A系、炉心スプレイ系B系、低圧注水系A系、低圧注水系B系をいう。以下、各表において同じ。 B. 水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動していない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

C. 水位下降中

- ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
- ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11及び表12も同じ。

表 1 1

3. 不測事態 (2) 急速減圧
①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高压注水系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高压注水系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高压注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系、高压注水系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表 1 2

3. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，1系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動し，かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 B. 満水注入 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

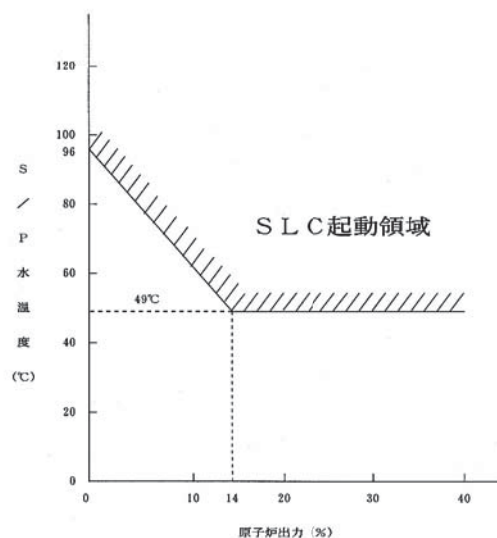
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は、復水系、炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

参考

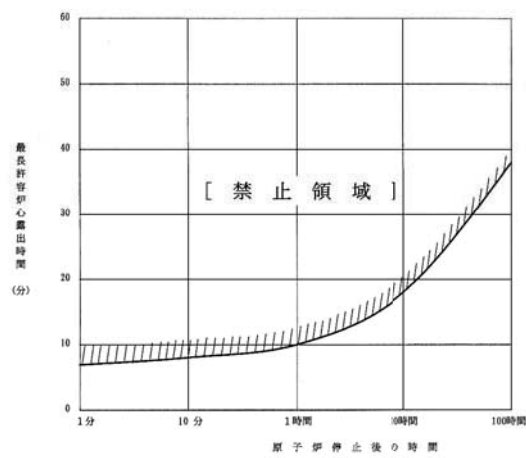
- (1) 最大未臨界引抜位置：0 2 位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3 %（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



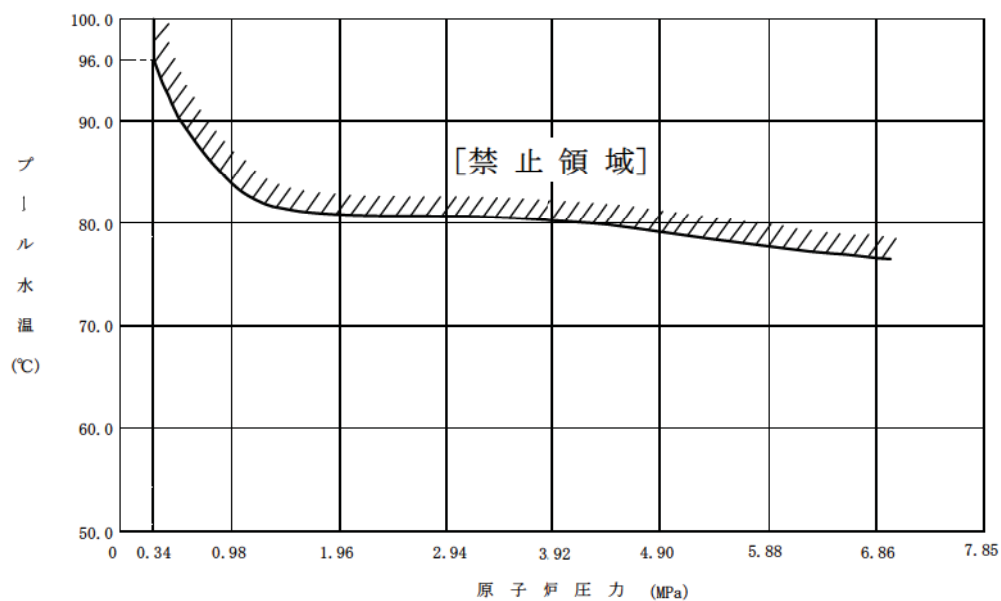
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：5 0 %（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値：レベル2 - 5 0 0 mm
- (6) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1 + 1 0 0 0 mm
- (7) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3 弁
- (8) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2 弁
- (9) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃 がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MP a [gage]
2	3. 7 3
3	2. 5 5
4	1. 8 6
5	1. 4 7
6	1. 1 8

(10) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(11) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



S / P 熱容量制限値

(12) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：

約 0.517 MPa [gage] 以下

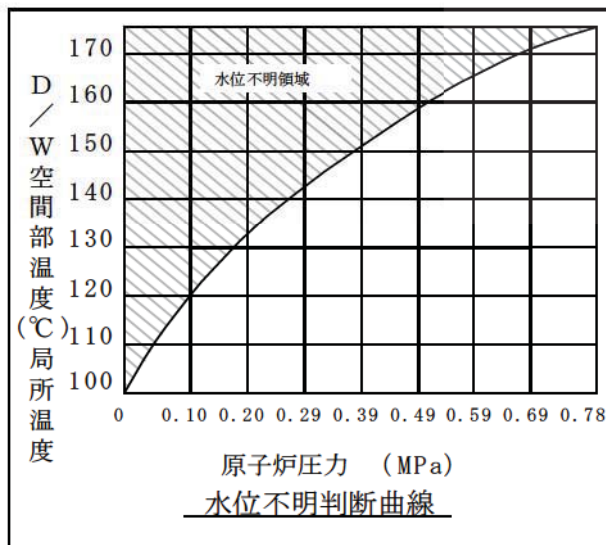
(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：98 kPa [gage]

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：1 弁

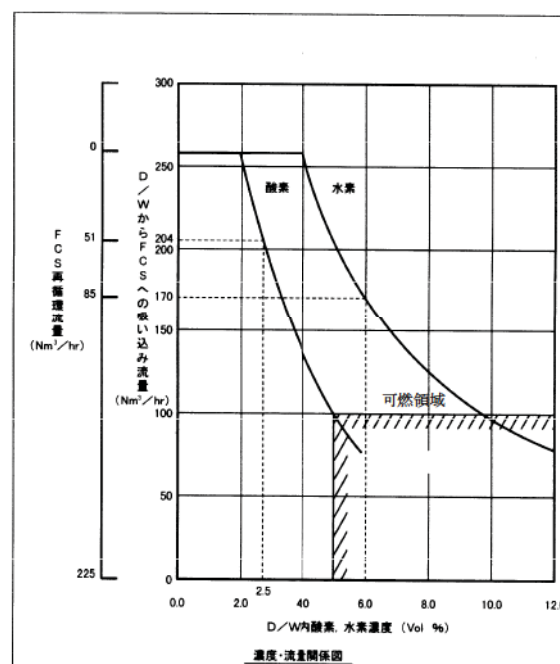
(15) 温度高警報設定点：66 °C

(16) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90 °C

(17) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (18) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃
- (19) サプレッションプール水位計測定上限：+50 cm
- (20) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：+5.0 m
- (21) 格納容器ベント最高水位：+32 m
- (22) サプレッションプール水位計測定下限：-50 cm
- (23) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%
- (24) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106 kPa [gage]
- (26) 「急速減圧」時必要弁数：5 弁
- (27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59 MPa [gage]
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3 弁
- (29) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1 弁

・ 6 号炉

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 - 原子炉を停止する。 - 十分な炉心冷却状態を維持する。 - 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 - 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)	
②導入条件 - 原子炉スクラム信号が発生した場合 - 手動スクラムした場合 - 各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 - 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 - 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 - 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 - 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 - 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 - 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 - 全制御棒挿入状態を確認する。 - 平均出力領域モニタの指示を確認する。 - スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 - 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 - 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 - 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 - 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 - 平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。	
B. 原子炉水位 - 原子炉水位を確認する。 - 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 - タービン駆動給水ポンプを停止し※、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。	

- ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要）
- ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を調整する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・ 原子炉を冷温停止する。

G. 格納容器制御への導入

- ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

表 2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
- 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。	
B. ほう酸水注入系	
- サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 - 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 - ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
C. 水位	
- 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 - 原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限值は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 - 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う	

- ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

D. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・制御棒駆動水压系の水压を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・制御棒駆動水压系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表 3

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。	
B. 水位 ・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水压系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	

表 4

1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サブプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サブプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合	③脱出条件 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サブプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位 ・給復水系，制御棒駆動水压系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
B. 減圧 ・給復水系による原子炉注水ができない場合，非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり，かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。	

- 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
- 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表 5

2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。	
⑤主な監視操作内容 A. 格納容器圧力制御 ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。	

B. 原子炉満水

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。
- ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・給復水系、制御棒駆動水压系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系^{*}、消火系、残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
- ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。

C. 格納容器ベント

- ・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表 6

2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し，ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し，ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表 7

2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・ サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御 ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。 ・ サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。	
B. サプレッションプール空間部温度制御 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・ サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

表 8

2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位）	
・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。	
B. サプレッションプール水位制御（低水位）	
・ サプレッションプール水位が 2 4 時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	

表 9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・ 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，12時間以内に冷温停止できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・ 原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・ 冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・ 主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・ 冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・ 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・ 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプレイを運転する。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

表 10

3. 不測事態 (1) 水位回復
①目的 ・原子炉水位を回復する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。
⑤主な監視操作内容 A. 水位回復 ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。 B. 水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 C. 水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。

- 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11及び表12も同じ。

表 1 1

3. 不測事態 (2) 急速減圧
①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1台以上が作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

- ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。
- ・原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
- ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表 1 2

3. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，1系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水压系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 B. 満水注入 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレー系による原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

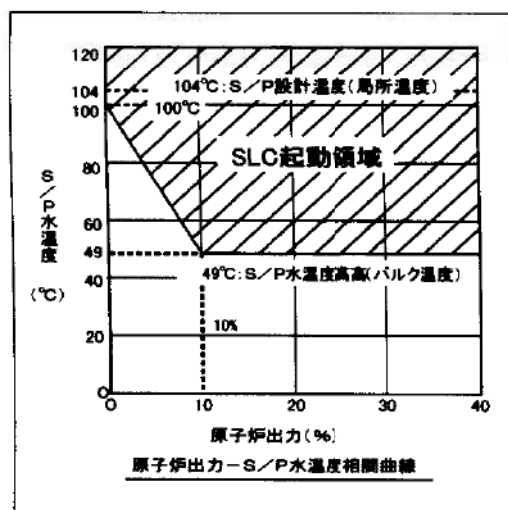
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

参考

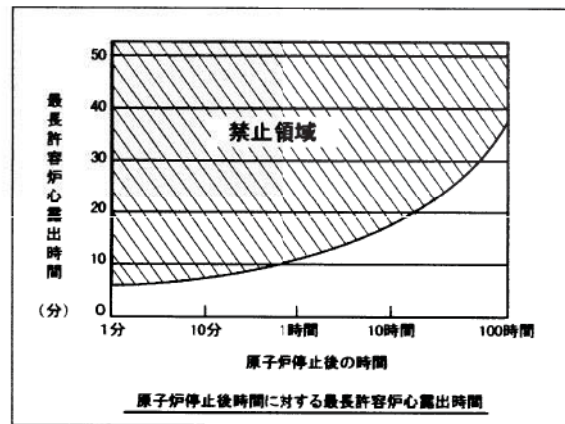
- (1) 最大未臨界引抜位置：0 2 位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3 %（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



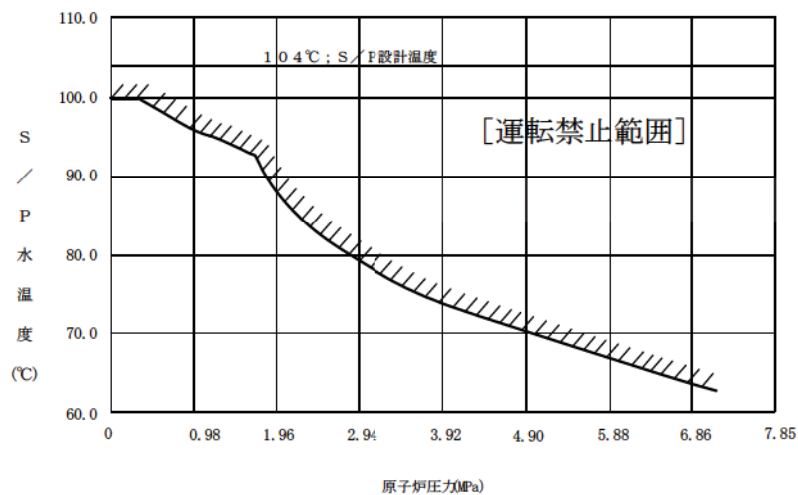
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：5 5 %（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1 + 1 0 0 0 mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3 弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3 弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃 がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MP a [gage]
2	5. 3 0
3	3. 6 3
4	2. 6 5
5	2. 0 6
6	1. 7 7
7	1. 4 7

(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(11) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.93 MPa [gage]以下

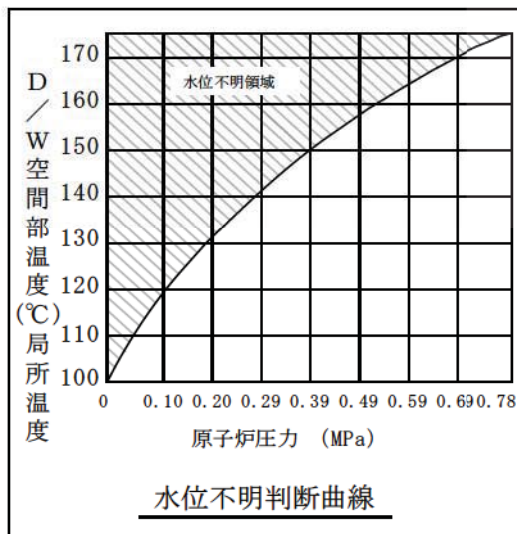
(12) ドライウェルスプレイ起動圧力：98 kPa [gage]

(13) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

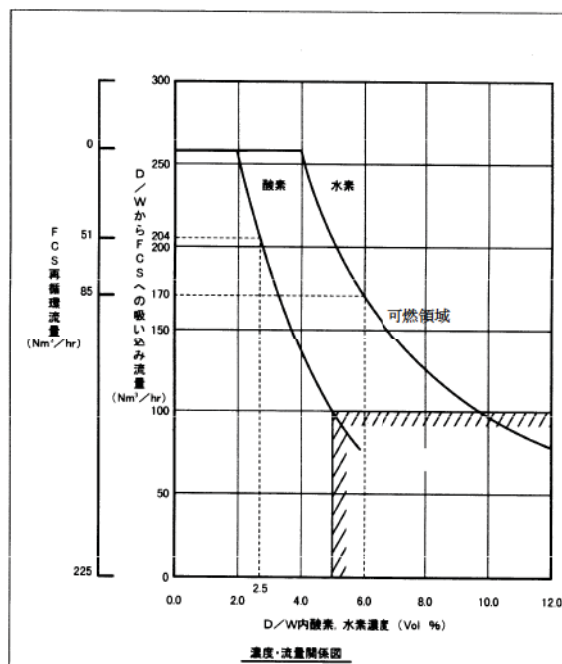
(14) 温度高警報設定点：66℃

(15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃

(16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (17) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃
- (18) サプレッションプール水位計測定上限：+50cm
- (19) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：+13.95m
- (20) 格納容器ベント最高水位：+36.6m
- (21) サプレッションプール水位計測定下限：-50cm
- (22) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%
- (23) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106 kPa [gage]
- (25) 「急速減圧」時必要弁数：7 弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59 MPa [gage]
- (27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4 弁
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1 弁

添付 2 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 2 管 理 区 域 図

(第 9 2 条の 2 及び第 9 3 条の 3 関連)

添付 2－1 については核物質防護上の理由
から公開しないこととしております。

添付 2－1 管 理 対 象 区 域 図

(第 9 2 条, 第 9 3 条及び第 9 3 条の 2 関連)

添付 3 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 3 保 全 区 域 図

(第 9 7 条関連)

添付 4 長期保守管理方針

(第 1 0 7 条の 2 関連)

(1) 5号炉 長期保守管理方針 (始期：平成20年4月18日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 *：原子炉再循環ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）	中長期
2	原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
3	炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については，日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
4	原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド， 制御棒駆動機構ハウジング， 中性子束計測ハウジング， スタブチューブ，ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 炉内構造物（上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具， 炉心スプレイ配管／スパージャ，給水スパージャ， 差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ， 中性子束計測案内管，シュラウドサポート， 制御棒案内管，シュラウドヘッド及び気水分離器， 蒸気乾燥器，ヘッドスプレイノズル） 炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。	中長期
5	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 *：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板） 気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板，蓋） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
6	炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期
7	制御棒（ボロン・カーバイド型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。 *：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル）	中長期
8	高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。 *：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部） タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
9	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
10	原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに、トレンチ内に設置されたものに対する点検計画を策定し、目視点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の可否を判断し、要の場合は補修を実施する。 *：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管	中長期
11	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
12	可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。 *：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管） 蒸気式空気抽出器（胴）	中長期
13	炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラウンド蒸気系、抽気系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。 なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
14	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
15	機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。 *：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部， コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム）	中長期
16	可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期
17	高圧難燃C Vケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。 *：高圧難燃C Vケーブル 高圧C Vケーブル E Vケーブル C Vケーブル K G Bケーブル 難燃C Vケーブル 難燃C Cケーブル 難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃P Nケーブル 難燃P Nケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
18	端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂， ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂， 架橋ポリエチレン） 計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式）	中長期
19	計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ブルドン管式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）	中長期
20	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 *：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
21	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）	中長期
22	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期

※1：実施時期における中長期とは平成20年4月18日からの10年間をいう。

(2) 6号炉 長期保守管理方針 (始期：平成21年10月24日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	原子炉再循環系ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 *：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水ライン入口弁（弁箱） 原子炉給水ライン逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）	中長期
2	原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
3	炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については，日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
4	原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：原子炉圧力容器（ノズル、セーフエンド、シール、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング、 スタブチューブ、ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 主蒸気系（蒸気部）ステンレス鋼配管 炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、 周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管／スパージャ、 差圧検出／ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、 中性子束計測案内管、シュラウドサポート、 制御棒案内管、残留熱除去系配管、給水スパージャ、 シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器）	中長期
5	ジェットポンプの粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
6	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 *：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板） 気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴、鏡板） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	中長期
7	炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）	中長期
8	制御棒（ボロン・カーバイド型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。 *：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
9	高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。 *：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部） タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
10	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。	中長期
11	残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外表面腐食については、原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所の定期事業者検査に関する解釈（内規）の制定について」（平成20年6月24日付け平成20・06・23 原院第6号）に基づき、過去の不適合事象に鑑み、別途点検計画を立案し、点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の可否を判断し、要の場合は補修を実施する。 *：残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 復水補給水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水配管（海水系）	中長期
12	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外表面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期
13	可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。 *：可燃性ガス濃度制御系設備（配管） 蒸気式空気抽出器（胴）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
14	炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のFAC, LDIについては、FAC, LDIに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラント蒸気系，原子炉冷却材浄化系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。 なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期
16	機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。 *：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ （後打ちメカニカルアンカ直上部，コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ （後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム）	中長期
17	可燃性ガス濃度制御系設備配管のクリープについては、内部の目視点検を実施する。	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
18	高圧難燃C Vケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。 *：高圧難燃C Vケーブル K G B ケーブル 難燃C V ケーブル 難燃一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃P N ケーブル 難燃P Nケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
19	端子台等*の絶縁物の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：端子台 （絶縁物：ジアリルフタレート樹脂， ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ （絶縁物：テフロン，架橋ポリスチレン）	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
20	計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については，事故時雰囲気における動作が要求される場合，供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して，日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 ＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）	中長期
21	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，プレーキ電磁コイル）	中長期
22	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60年間の運転期間における熱，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 ＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル，口出線・接続部品，プレーキ電磁コイル，回転子コイル）	中長期
23	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については，60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。	中長期

※1：実施時期における中長期とは平成21年10月24日からの10年間をいう。