

廃炉発官 R 1 第 1 6 6 号
令和元年 1 2 月 2 7 日

原子力規制委員会 殿

東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号
東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 小早川 智明

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書の
一部補正について

平成 3 1 年 3 月 1 5 日付け廃炉発官 3 0 第 3 1 5 号をもって申請し、令和元年 7 月 2 9 日付け廃炉発官 R 1 第 6 4 号をもって一部補正しました福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書を別紙のとおり一部補正をいたします。

以 上

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」について、下記の箇所を別添の通りとする。

補正箇所、補正理由およびその内容は以下の通り。

○「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」

5・6号機の運転・保守管理の最適化に伴う変更について、審査の進捗に伴い下記の通り補正を行う。併せて、原規規発第1912139号及び原規規発第1912172号にて認可された実施計画の反映並びに工業標準化法の改正に伴う記載の適正化を行う。

I 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

1 全体工程

本文

・変更なし

1.1 1～4号機の工程

本文

・変更なし

1.2 5・6号機の工程

本文

・変更なし

添付資料－1

・変更なし（当該添付資料は削除）

2.3 特定原子力施設における主なリスク

本文

・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

II 特定原子力施設の設計、設備

1.1 原子炉等の監視

本文

・変更なし

1.2 残留熱の除去

本文

・変更なし

1.3 原子炉格納施設雰囲気等の監視等

本文

・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

1.5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

1.7 電源喪失に対する設計上の考慮

本文

- ・変更なし

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

2.18 5・6号機に関する共通事項

本文

- ・変更なし

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし

2.19 5・6号機 原子炉压力容器

本文

- ・変更なし

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.20 5・6号機 原子炉格納容器

本文

- ・変更なし

2.21 5・6号機 制御棒及び制御棒駆動系

本文

- ・変更なし

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.22 5・6号機 残留熱除去系

本文

- ・変更なし

添付資料－2

- ・5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

2.23 5・6号機 非常用炉心冷却系

本文

- ・変更なし

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.25 5・6号機 原子炉冷却材浄化系

本文

- ・変更なし

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.26 5・6号機 原子炉建屋常用換気系

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

添付資料－2

- ・5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化による再添付

2.28 5・6号機 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備

添付資料－3

- ・変更なし

添付資料－4

- ・変更なし

2.29 5・6号機 非常用ガス処理系

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

添付資料－2

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.30 5・6号機 中央制御室換気系

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

添付資料－1

- ・変更なし（当該添付資料は削除）

2.31 5・6号機 構内輸送容器

本文

- ・変更なし

2.32 5・6号機 電源系統設備

本文

- ・変更なし

添付資料－2

- ・変更なし

添付資料－3

- ・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化

添付資料－5

- ・変更なし

2.33 5・6号機 放射性液体廃棄物処理系

本文

- ・原規規発第1912139号にて認可された実施計画の反映

添付資料－1

- ・変更なし

添付資料－3

- ・変更なし

添付資料－5

- ・変更なし

添付資料－7

- ・変更なし

2.34 5・6号機 計測制御設備

本文

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

添付資料－1

- ・影響評価に基づく5号機及び6号機の現状に合わせた記載の適正化

Ⅲ 特定原子力施設の保安

第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）

第2章 品質保証

第3条

- ・変更なし

第3章 体制及び評価

第9条

- ・変更なし

第4章 運転管理

第11条～第12条, 第14条, 第16条～78条

- ・変更なし

第5章 燃料管理

第81条～第84条

- ・変更なし

第6章 放射性廃棄物管理

第89条, 第90条

- ・変更なし

第7章 放射線管理

第92条～第93条の3

- ・変更なし

第8章 保守管理

第107条

- ・変更なし

第10章 保安教育

第118条, 第119条

- ・変更なし

第11章 記録及び報告

第120条, 第121条

- ・変更なし

附則

- ・原規規発第1912172号にて認可された実施計画の反映

添付1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第77条関連）

- ・変更なし

添付2 管理区域図

- ・変更なし

添付2-1 管理対象区域図

- ・変更なし

第3編 保安に係る補足説明

1 運転管理に係る補足説明

1.1 巡視点検の考え方

・変更なし

1.5 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について

・変更なし

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理

2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

・変更なし

3 放射線管理に係る補足説明

3.1 放射線防護及び管理

3.1.1 放射線防護及び管理

・変更なし

3.1.2 放射線管理

・変更なし

4 保守管理に係る補足説明

4.2 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について

・変更なし

以 上

別添

2.3 特定原子力施設における主なリスク

2.3.1 はじめに

特定原子力施設の主なリスクは、特定原子力施設が放射能を内在することに起因すると考えられ、また、現在の特定原子力施設において放射能を内在するもの（使用済燃料等）は、以下のように整理できる。

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内の溶融した燃料（燃料デブリ， 1～3号機）
- (2) 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）
- (3) 5・6号機の使用済燃料プールの燃料
- (4) 使用済燃料共用プールの燃料
- (5) 使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料
- (6) 放射性廃棄物

ここでは、上記の放射能を内在するものについて、それぞれ個別に現在の状態におけるリスクを定量的もしくは定性的に評価することにより、現在の特定原子力施設のリスクについて評価する。

2.3.2 燃料デブリ（1～3号機）

燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉压力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉压力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。

確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。

また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で年間約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 1.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から10km地点で約 3.6×10^{-6} mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、シビアアクシデント相当事象で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1mSv と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。

水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉压力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉压力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は 100 時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約 30 時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。

臨界については、一般に、溶融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連

続的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。

2.3.3 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）

使用済燃料プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2 mに至るまでの時間余裕が最短で4号機において約27日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約16日程度と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。今後も、使用済燃料の崩壊熱減衰及び使用済燃料プール内の燃料取り出しによって、使用済燃料プール冷却系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

2.3.4 5・6号機の使用済燃料プールの燃料

5・6号機は、震災前と同等の設備により使用済燃料プールに貯蔵された燃料を安定的に冷却している状況であり、既設設備に関しては、震災前の設計条件を維持している。

この状況下において、放射性物質の系外放出に至るリスクとしては燃料損傷が挙げられ、燃料損傷に至るシナリオとして以下が考えられる。

(1) 燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

燃料交換機によって燃料を移動している際、燃料交換機が故障して、その燃料が落下し、貯蔵中の燃料に衝突して燃料が損傷するシナリオと、原子炉建屋天井クレーンから重量物が落下し、使用済燃料プール内の使用済燃料に衝突し損傷に至るシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり、燃料交換機は燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっていること、原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること、吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお、5・6号機の使用済燃料は、震災後8年以上冷却されており、原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料-3-3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

(2) 仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプが長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで、冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

このシナリオに対しては、滞留水貯留設備の移送ポンプ停止について評価されており、その期間内に設備が復旧できるため、こうしたリスクは小さいものと考えられる。

（Ⅱ.2.33 参照）

(3) 自然災害による冷却機能喪失

まず、地震により使用済燃料プールが損傷し使用済燃料プールの水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、耐震安全性が確保されており、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.18, Ⅲ.3.1.3 参照）

次に、津波により使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し、使

用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕が、80日程度（5号機に比べ6号機が短い）と評価されており、仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による、冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（表-1 参照）

今後、準備が整い次第、使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

*：仮設水中ポンプの設置（作業準備、仮設水中ポンプ・制御盤・ホース設置等）には、約68時間（2.8日程度）掛かる見込み。

表-1 使用済燃料プールの崩壊熱による温度上昇率と
水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

号機	場所	温度上昇率[°C/h]	時間的余裕 [日]
5	使用済燃料プール	0.23	82
6	使用済燃料プール	0.24	80

補足：2018年10月1日時点での崩壊熱より算出。

2.3.5 使用済燃料共用プールの燃料

使用済燃料共用プールは、既設の設備を使用して貯蔵燃料の冷却の維持・継続をしている。

なお、使用済燃料共用プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2mに至るまでの時間余裕が約 20 日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。

2.3.6 使用済燃料乾式キャスクの燃料

使用済燃料乾式キャスクに装填した燃料の保管については、現在使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されている 9 基を搬出し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。また、現在使用済燃料共用プールに貯蔵中の使用済燃料の一部を使用済燃料乾式キャスクに装填し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

使用済燃料乾式キャスクについては、除熱、遮へい、密封、臨界防止の安全機能及び必要な構造強度が設計上考慮されている。

また、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において、使用済燃料乾式キャスクは支持架台に支持され基礎に固定された状態で保管する。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は、この保管状況において基準地震動 S_s を考慮しても使用済燃料乾式キャスクの安全機能が維持される設計となっている。

使用済燃料乾式キャスクを取り扱うクレーンは、使用済燃料共用プール、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備共に、落下防止対策を施した設計となっている。使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式キャスクを搬出する際は、移動式クレーンを使用して行うこととしており、使用済燃料共用プール等と同様の落下防止対策を講じることが出来ないため、万一の使用済燃料乾式キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように、使用済燃料乾式キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。また、極めて保守的な条件として万一使用済燃料乾式キャスクが落下し、ガス状核分裂生成物が放出されたと仮定しても、敷地境界線量は十分小さい値であることを確認している。

以上のことから、使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7 放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては、汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが、以下に示す様々な対策を行っているため、特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。なお、汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため、万一設備から漏えいした場合においても、環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

- ・ 耐圧ホースのポリエチレン管化

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

- ・ タンク廻りの堰，土嚢の設置
- ・ 放水路の暗渠化
- ・ 漏えい検知器，監視カメラの設置

また、放射性気体廃棄物については、原子炉格納容器内の温度上昇時の放出がリスクとして考えられるが、これについては燃料デブリに関する注水停止のリスク評価に包含されている。放射性固体廃棄物等については、流動性，拡散性が低いため、I.2.2 に示す敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線に関するリスク評価に包含されている。

1.3 原子炉格納施設雰囲気の監視等

< 1～4号機 >

- 1～3号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8参照）にて抽気・ろ過等を行い，放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15参照）により放射性物質濃度及び量を監視するとともに，環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。
- 1～3号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8参照）にて抽気し，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9参照）にて短半減期核種の放射能濃度を監視することで，未臨界状態の監視を行う。また，臨界の可能性は極めて低いと考えられるが，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（Ⅱ.2.4参照）により臨界を防止する。

< 5・6号機 >

- 原子炉格納容器，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.20参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理

< 1～4号機 >

- 使用済燃料貯蔵設備からの燃料の取出しにあたっては、確実に臨界未満に維持し、落下防止、落下時の影響緩和措置及び適切な遮へいを行い、取り出した燃料は適切に冷却及び貯蔵する設計とする。(Ⅱ.2.11, Ⅱ.2.12, Ⅱ.2.13 参照)

< 5・6号機 >

- 使用済燃料プール(Ⅱ.2.28 参照)からの燃料の取出し(Ⅱ.2.27, Ⅱ.2.28, Ⅱ.2.31 参照)にあたっては、落下防止及び遮へい(Ⅱ.2.28 参照)を行い、適切に冷却及び貯蔵(Ⅱ.2.12, Ⅱ.2.27, Ⅱ.2.28 参照)を行うために必要な設備を健全な状態に維持・管理する。

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

< 1～4号機 >

○ 気体廃棄物の放出量の抑制

気体廃棄物については、放射性物質を内包する建屋等の閉じ込め機能を回復することを目指し、内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて、放出抑制を図る。

○ 適切な処理・管理

各建屋において原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行い、放出される放射性物質の低減を図る。気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い、厳重に管理するが、更に発電所全体として異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し、継続的に改善することにより、放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅲ. 3. 2. 1

< 5・6号機 >

○ 放射性気体廃棄物の放出量の抑制，適切な処理

5・6号機の原子炉建屋常用換気系は、建屋の給排気ケーシング内に設置された高性能フィルタにより放射性物質を除去する。

○ 適切な管理

放射性気体廃棄物の環境中への放出にあたっては主排気筒放射線モニタで放出監視を行い、厳重に管理するが、更に発電所全体として異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を継続的に実施し、放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ. 2. 26, Ⅲ. 3. 2. 1

2.22 5・6号機 残留熱除去系

2.22.1 系統の概要

残留熱除去系は、原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器・配管・冷却材中の保有熱を除去、原子炉冷却材喪失時等の炉心冷却等を行う。

残留熱除去系は、2系列（6号機は3系列）からなり、2基の熱交換器、4台のポンプ（6号機は3台）及び4台の海水ポンプ等から構成されている。

この系は、その運転方法により、原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器冷却モード（6号機は格納容器スプレイ冷却モード）ならびに使用済燃料プール水の冷却及び補給の各機能を有する。（Ⅱ.2.27 参照）

[系統の現況]

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはないため、炉心の冷却の必要はない。なお、燃料プール冷却浄化系が停止した際に使用済燃料プール水を冷却し、使用済燃料から崩壊熱を除去する。

残留熱除去海水系は、震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから、取水口の点検中（当該ポンプの半数である2台が使用できない状況）において、運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は、予備ポンプがない状態となる。

このため、震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備し、残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

また、残留熱除去海水系配管の一部には、トレンチ内で津波による没水部位があり、設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－1 参照）

2.22.2 要求される機能

残留熱除去系は使用済燃料プール内の崩壊熱を除去できること及び使用済燃料プールへの補給ができること。

2.22.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

(1) 5号機

a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

d. ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

e. ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)
工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)
工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)
工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)
建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。
電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

(2) 6号機

a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)

d. ポンプ (残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

e. ストレーナ (残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。
建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

h. 仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。

電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

2.22.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) 6号機

建設時第3回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)

建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

工事計画認可申請書(平成12・12・19資第37号 平成12年12月27日認可)

工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)

工事計画認可申請書(平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可)

建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

建設時第11回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)

建設時第24回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)

建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.22.5 添付資料

- 添付資料－1 残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について
- 添付資料－2 系統概要図

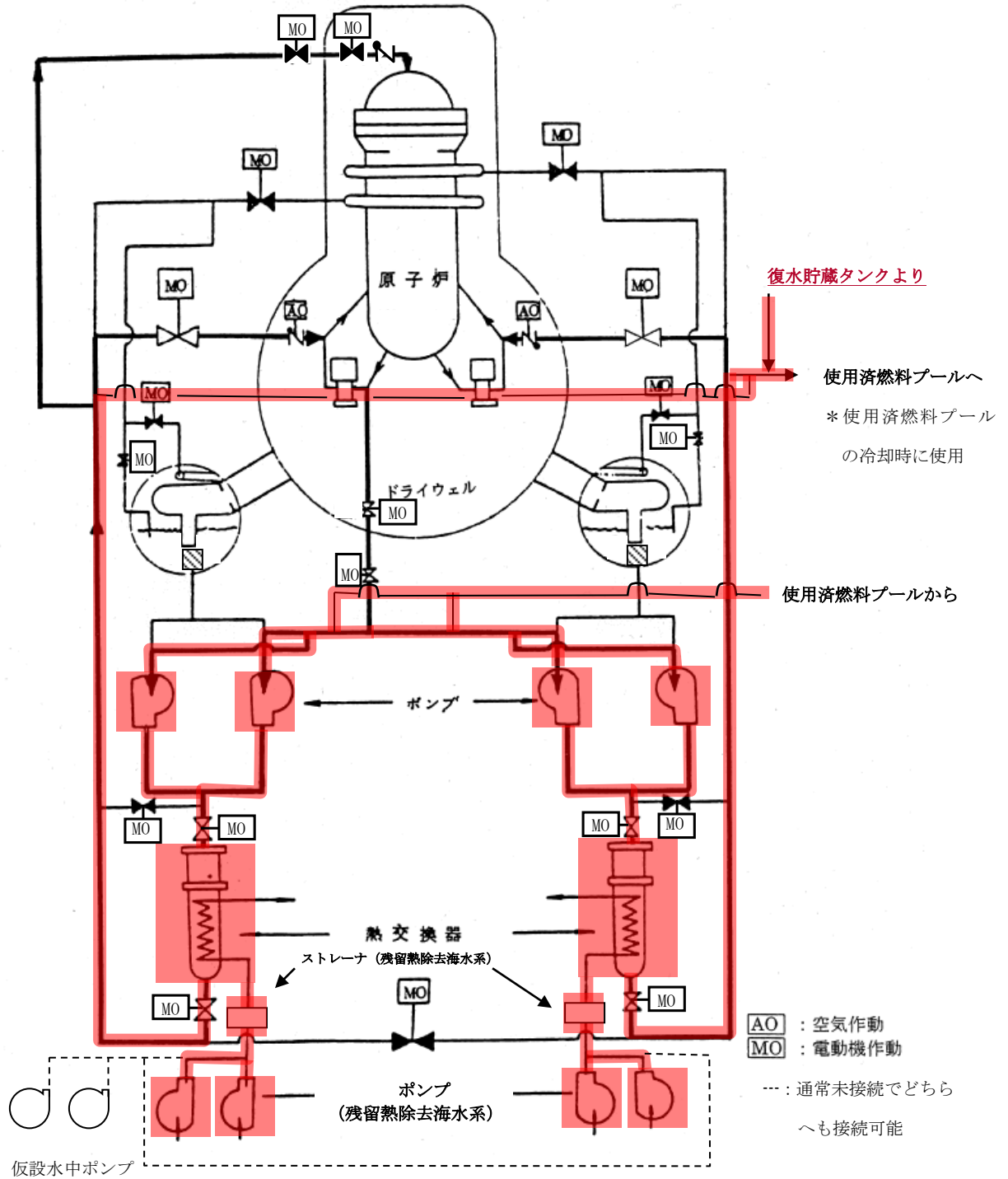


図-1 5号機 残留熱除去系 系統概要図

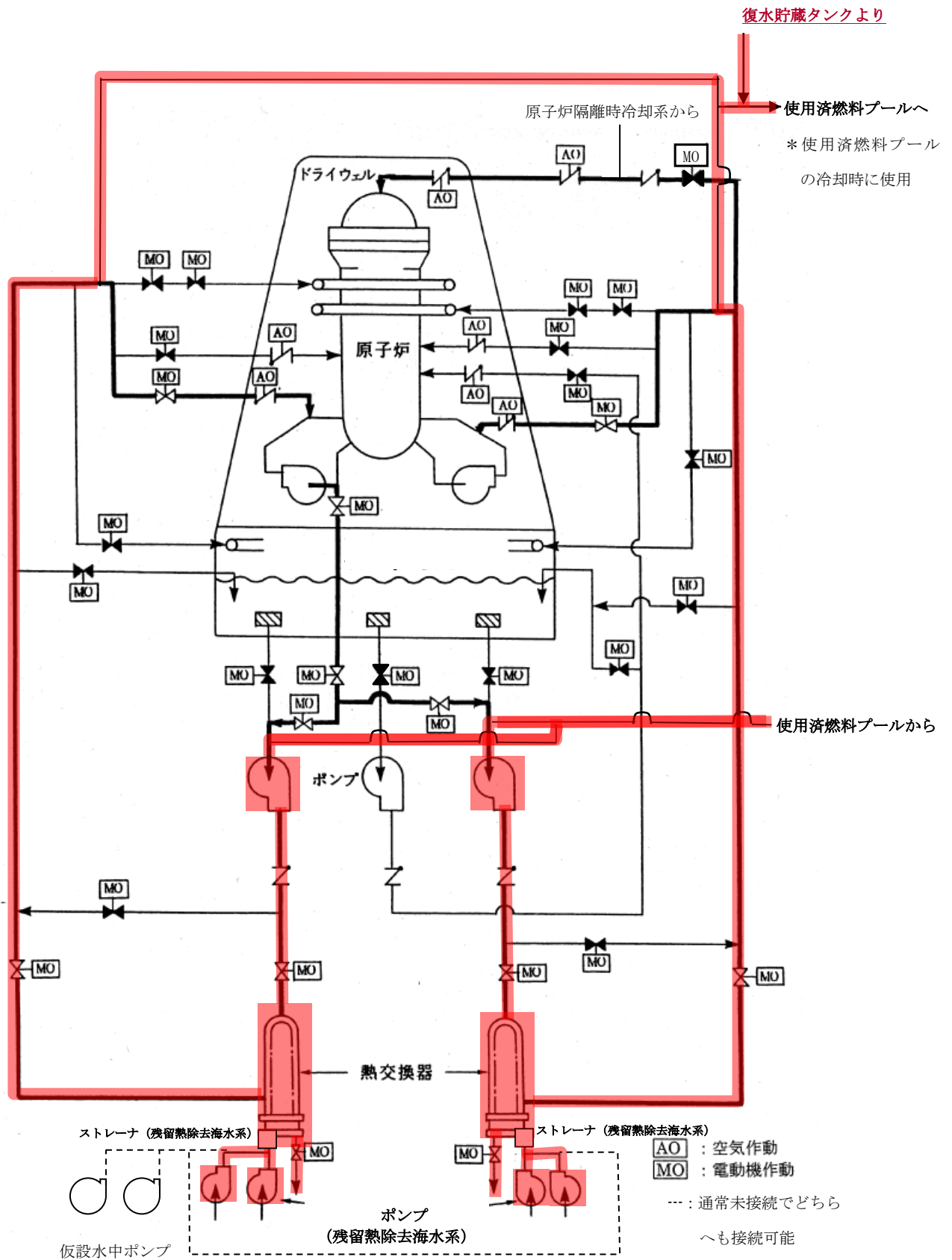


図-2 6号機 残留熱除去系 系統概要図

2.26 5・6号機 原子炉建屋常用換気系

2.26.1 系統の概要

原子炉建屋常用換気系は、建屋内に加熱あるいは冷却した清浄な空気を供給し建屋内の雰囲気温度を調整すると共に、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域汚染を防止する。

原子炉建屋常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台（1台は予備）をもっている。また、差圧制御器により、出口弁を調整し、原子炉建屋内はわずかに負圧に保たれている。排気空気は、フィルタを通じて主排気筒から大気中へ放出される。（添付資料－1 参照）

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2個の空気作動隔離弁があり、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質の系外放出を防ぐ。

[系統の現況]

原子炉建屋常用換気系は、建屋内の作業環境維持や機器類保護のため、現在換気運転をしている。5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはない。

5・6号機の使用済燃料は、震災後8年以上冷却されており、原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料－3－3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことから原子炉建屋の負圧を維持する必要はない。

また、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系の隔離及び非常用ガス処理系の自動起動は必要としない。

なお、震災後に建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置し、放射性気体廃棄物の放出量の抑制、適切な処理を行っている。（高性能フィルタは放射性物質の捕集校率が高いが、その能力を発揮するために当該系統の風量を定格値の70%程度で運転する）

2.26.2 要求される機能

機器類保護等のために建屋の換気を行えること。

2.26.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

(1) 5号機

a. 送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

b. 排風機・ページ用排気ファン

排風機・ページ用排気ファンについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

(2) 6号機

a. 送風機

送風機については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)
工事計画届出書(総文発官元第312号 平成元年8月25日届出)

b. 排風機・ページ用排気ファン

排風機・ページ用排気ファンについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.26.4 添付資料

添付資料－1 主排気筒について

添付資料－2 系統概要図

主排気筒について

5・6号機共用である主排気筒については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

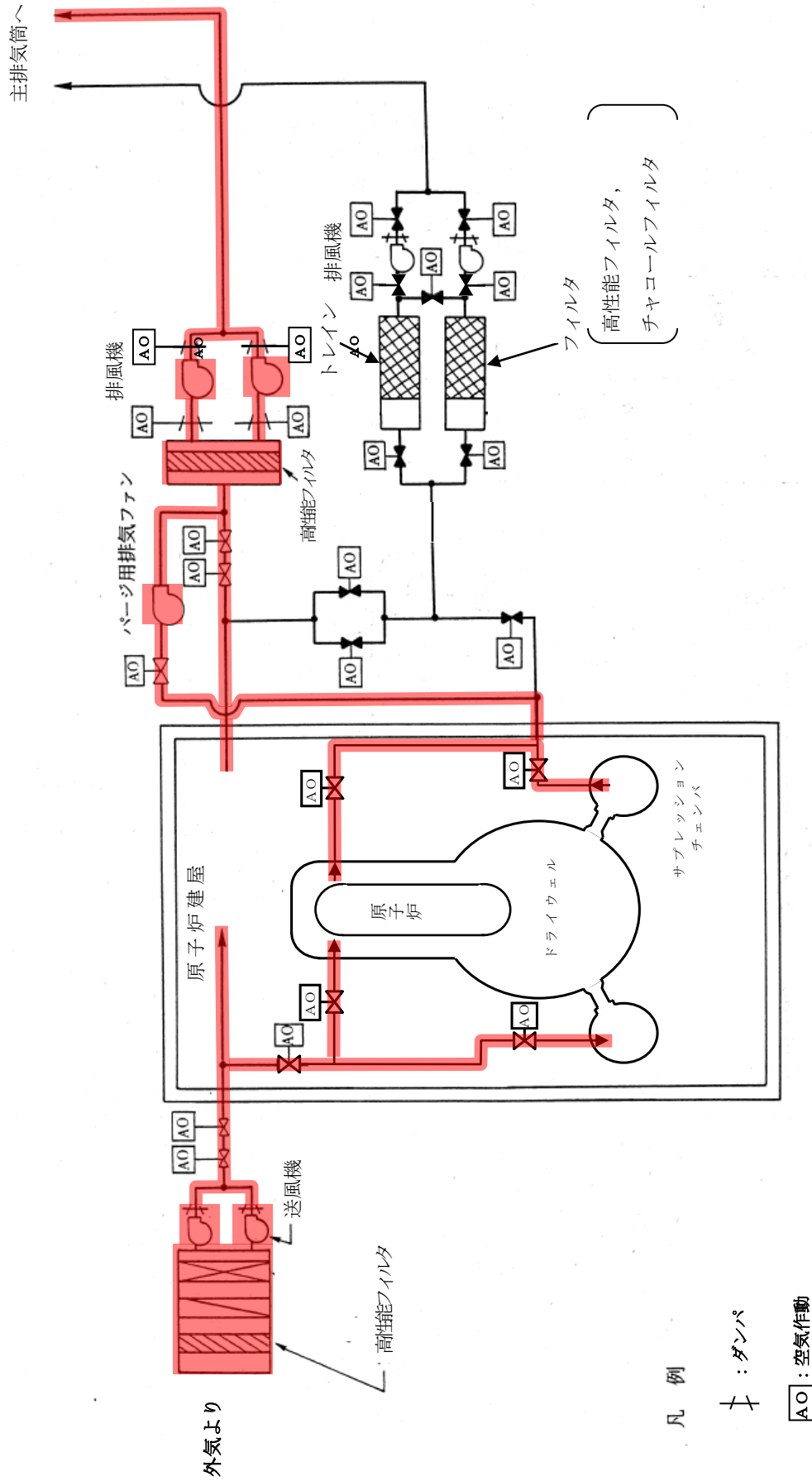


図-1 5号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図

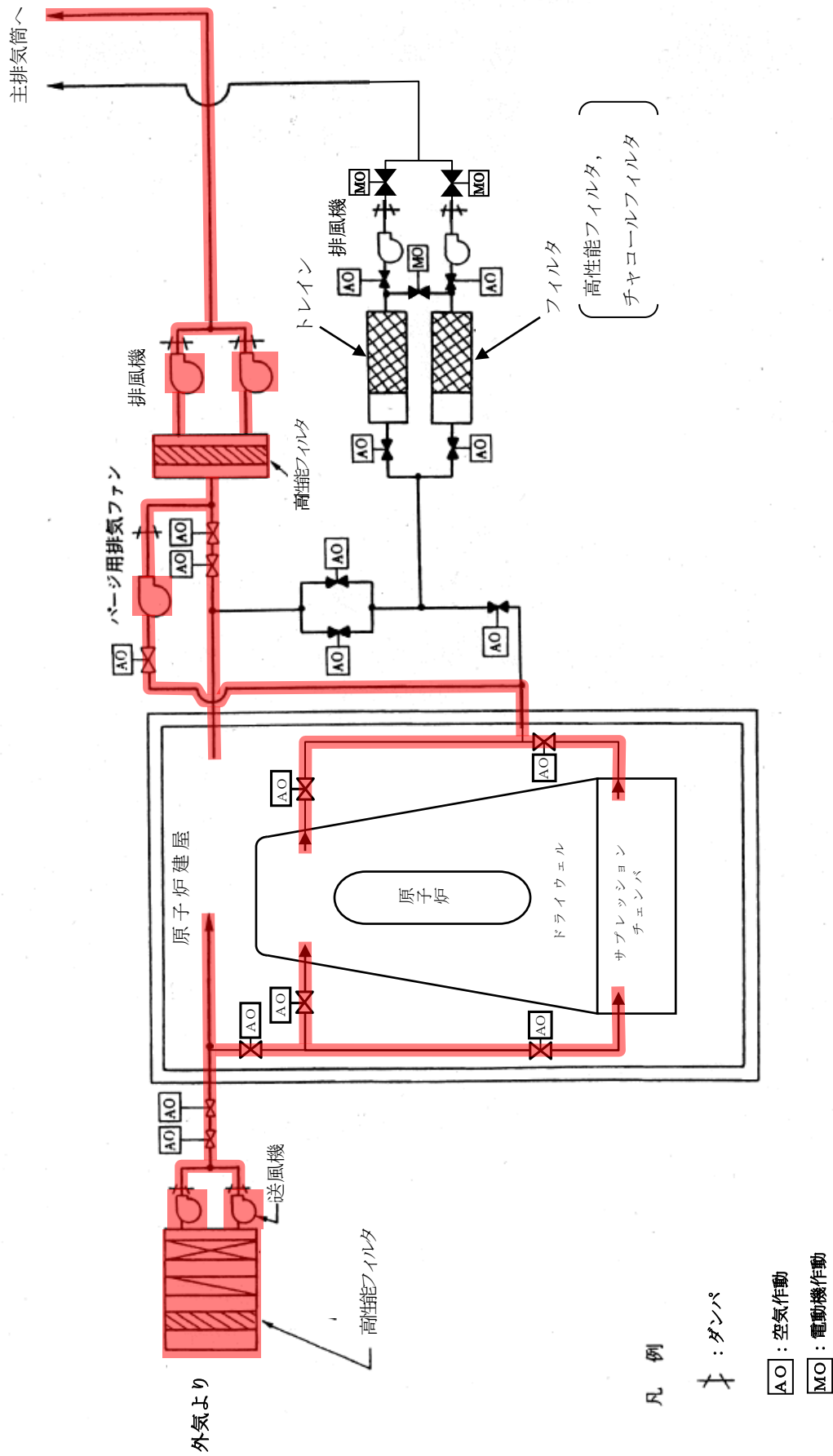


図-2 6号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図

2.29 5・6号機 非常用ガス処理系

2.29.1 系統の概要

非常用ガス処理系は、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、自動起動する。非常用ガス処理系が起動することで原子炉建屋を負圧に保ち、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する機能を有する。

非常用ガス処理系は100%容量の2系列からなり、各系列は、排風機、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ等から構成されている。この系により処理されたガスは、主排気筒に沿って設けている配管を通して主排気筒排気口から放出される。

[系統の現況]

非常用ガス処理系の系統機能は、復旧済みである。

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはない。

5・6号機の使用済燃料は、震災後8年以上冷却されており、原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料-3-3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことから非常用ガス処理系の機能を維持する必要はない。

また、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系の隔離及び非常用ガス処理系の自動起動は必要としない。

2.29.2 要求される機能

なし。

2.29.3 主要な機器

(1) 5号機

a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

(2) 6号機

a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第16回工事計画認可申請書(53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

2. 29. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6号機

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.30 5・6号機 中央制御室換気系

2.30.1 系統の概要

中央制御室換気系（5・6号機共用）は、中央制御室へ一部外気を取り入れる再循環方式により空気調節を行うが、事故時には、必要な運転操作を汚染の可能性がなく継続することができるように他系統と分離されており、チャコールフィルタを通して再循環できる構成である。

[系統の現況]

中央制御室換気系の系統機能は、復旧済みである。

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはない。

5・6号機の使用済燃料は、震災後8年以上冷却されており、原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料-3-3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても、運転員の放射線被ばくの影響は小さいことから中央制御室換気系の機能を維持する必要はない。

なお、中央制御室換気系は、中央制御室の環境維持のため、現在換気運転をしている。

2.30.2 要求される機能

なし。

2.30.3 主要な機器

(1)送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(2)排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(3)フィルタユニット

フィルタユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

2.30.4 耐震性

耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

5号機：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

2.32 5・6号機 電源系統設備

2.32.1 系統の概要

通常電力供給を66kV送電線2回線（双葉線1号，2号）及び非常用ディーゼル発電機（5号機2台，6号機2台設置）で構成し，多重化・多様化を図っており外部電源が喪失した場合でも安定した電力供給が可能である。

各機器への電力供給は，既設の66kV開閉所，起動変圧器，6.9kV所内高圧母線及び480V所内低圧母線を通じて行っており，主要な計測用電源や制御用電源については，蓄電池からも供給することが可能である。

なお，中央制御室にて送電線電圧及び所内高圧母線電圧を監視できる装置を備えており，故障が発生した場合には，異常を検知し，その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備えている。（添付資料－1 参照）

[系統の現況]

<外部電源>

福島第一原子力発電所5・6号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV送電線5回線（双葉線1号，2号，大熊線3号，4号，東北電力（株）東電原子力線）で構成されている。（大熊線3号，4号，東北電力（株）東電原子力線から所内高圧母線を通じて受電することも可能）

<非常用ディーゼル発電機>

非常用ディーゼル発電機は復旧済みである。（高圧炉心スプレイ系を除く）

高圧炉心スプレイ系を使用しないことから，6号機の高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機については，使用しないこととする。

万が一，外部電源（双葉線1号，2号）が喪失した場合には，電力供給を必要とする負荷に対して，非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。（添付資料－2 参照）

<所内高圧母線>

所内電源構成は震災前と同等であり，使用済燃料プール注水機能を有する機器に電力を供給している。

震災時，所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失したことから，現状の設備に加え津波対策のため，津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（電源喪失時に使用）を設置している。

所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失した場合，切替操作を行い6号機非常用ディーゼル発電機または電源車から，津波による影響がない場所を想定し設置している所内高圧母線（電源喪失時に使用）を通じて，使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。

なお、信頼性向上のため所内高圧母線の増強している。(添付資料－3 参照)

<仮設設備>

震災以降、仮設設備を設置しており電力を供給している。(添付資料－4 参照)

<代替電源>

外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合は、電源車を代替電源として配備しており、使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。(添付資料－5 参照)

<ケーブル・海水配管>

5・6号機の海水系ポンプ（残留熱除去海水系ポンプ，非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ，補機冷却海水系ポンプ）に電力を供給するケーブルは、一部が没水しており、時間の経過により絶縁性能の低下が懸念される。このため、予備のケーブルを敷設することで設備の信頼性向上を図っている。

また、非常用ディーゼル発電機冷却海水系の冷却水配管は、トレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため、設備の健全性は系統圧力や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。(添付資料－6 参照)

2.32.2 要求される機能

- (1) 燃料交換において、外部電源が1系列動作可能であること。
- (2) 非常用所内電源が使用できない場合は、代替となる電源を有すること。

2.32.3 主要な機器

(1) 5号機

a. 変圧器

(a) 起動変圧器

起動変圧器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第5回工事計画認可申請書(48公第3622号 昭和48年6月26日認可)

b. 非常用電源設備 (A) (B)

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第9回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

① ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

② ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

③ 主配管

主配管については、以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

c. 直流電源装置 (添付資料-2 参照)

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(2) 6号機

a. 非常用電源設備 (A)

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

① ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

② ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

③ 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

b. 非常用電源設備 (B)

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機補機冷却系

非常用ディーゼル発電機補機冷却系(空気冷却器・ポンプ・主配管)については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

c. 直流電源装置(添付資料-2 参照)

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(3) 5・6号機共用

代替電源(電源車)

台数	2台以上
容量(kVA)	500(1台あたり)
電圧(kV)	6.6
相数	3
周波数(Hz)	50
タンク容量/燃料消費率	2時間以上

2.32.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

- 建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
- 建設時第9回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)
- 建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
- 工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)
- 工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)
- 建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
- 建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
- 建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)
- 建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

- 建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
- 建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
- 建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
- 建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)
- 工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)
- 工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)
- 建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
- 建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
- 建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)
- 建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.32.5 添付資料

- 添付資料－1 所内単線結線図及び監視装置について
- 添付資料－2 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について
- 添付資料－3 所内高圧母線の増強について
- 添付資料－4 仮設設備負荷一覧
- 添付資料－5 電源車負荷リスト
- 添付資料－6 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

現状，復旧している設備については震災前と同等であることを以下の様に確認している。

1. 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機の容量については，福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

2. 直流電源装置

直流電源装置の容量については，福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

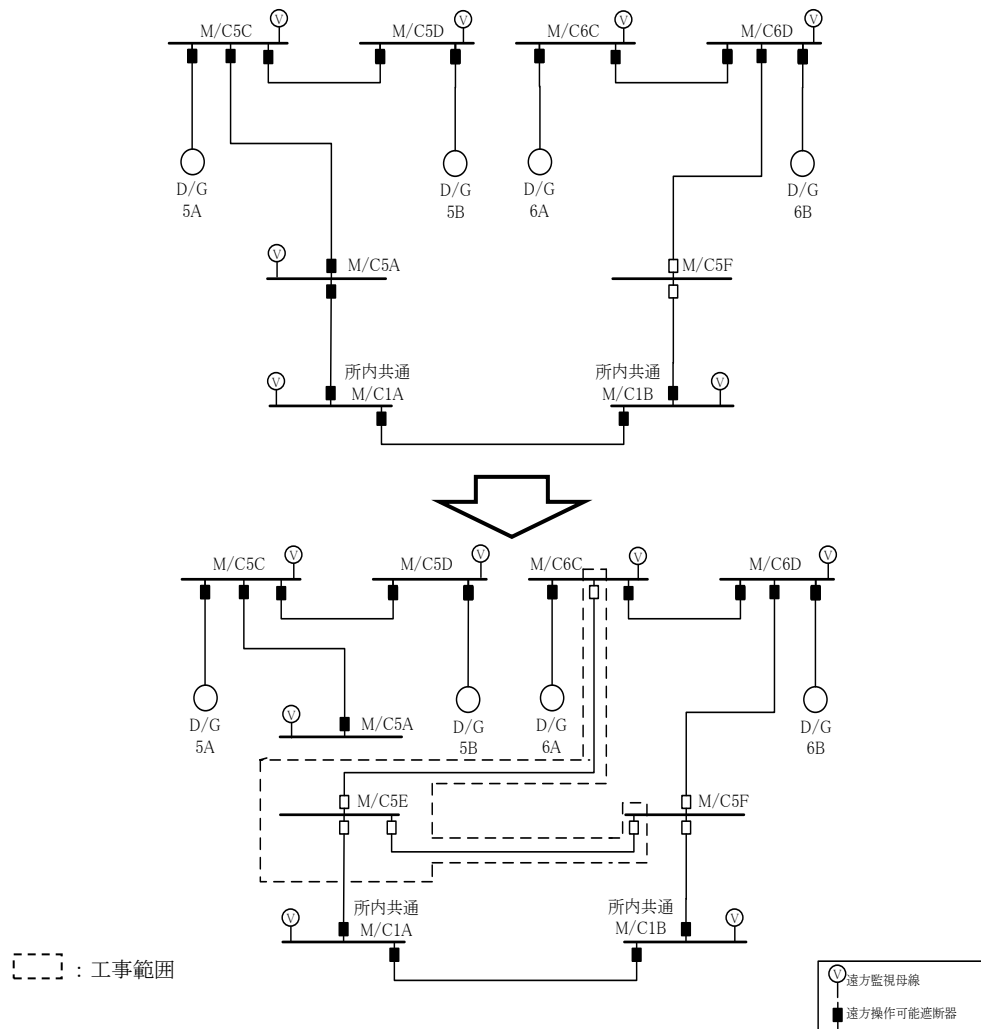
所内高圧母線の増強について

津波による影響がないと想定される高所に所内高圧母線 (M/C5E) を設置することにより、電源の更なる信頼性向上を図ることを目的とする。

1. 工事の概要

津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線 (M/C5F) を設置したが、更なる信頼性向上のため、所内高圧母線 (M/C5E) を設置する。所内高圧母線 (M/C5E) 増強前後の単線結線図を図－ 1 に示す。

なお、1～4号との連系線を含めた構成についてはⅡ.2.7に示す。



図－ 1 増強前後の単線結線図

2. 工事の範囲

津波による影響がないと想定される高所に設置した建屋内に M/C5E を設置する。電源構成は、所内共通 M/C1A との接続を M/C5A から M/C5E に変更し、M/C5F とも接続する。

3. 設計方針

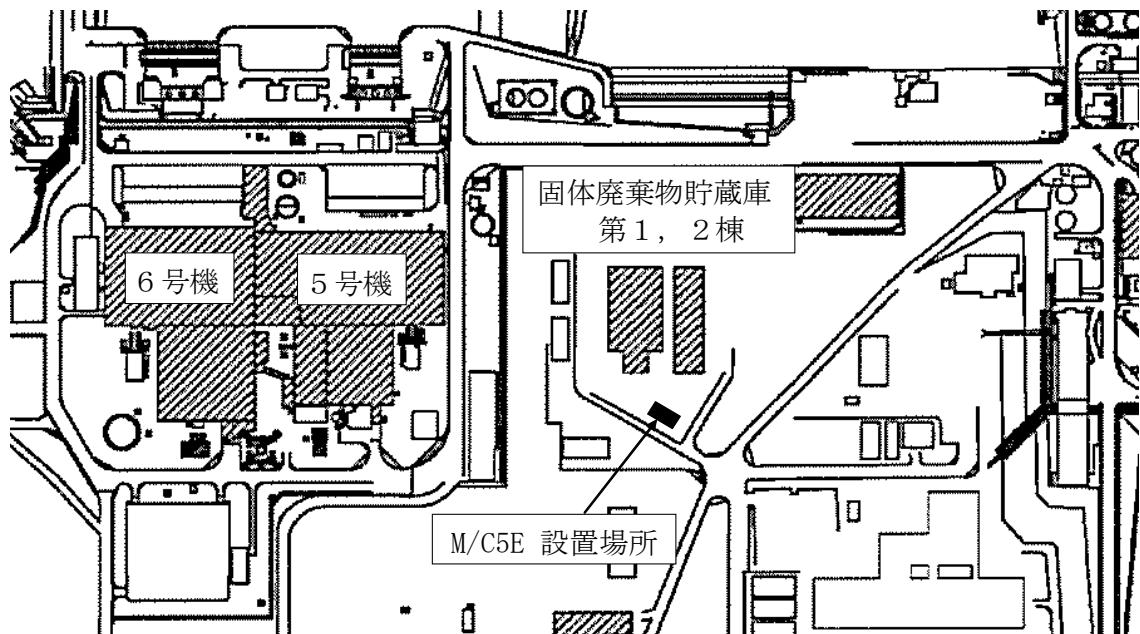
設置する所内高圧母線（M/C5E）の設計方針については、別添－1 参照。

4. 工程

年度	2013	2014			
	第 4 四半期	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期
M/C5E		所内高圧母線の増強			

図－2 工事工程

5. 設置場所



図－3 設置場所

6. 別添

別添－1 所内高圧母線（M/C5E）の設計方針について

所内高圧母線（M/C5E）の設計方針について

1. 規格・基準等

所内高圧母線（M/C5E）の設計，材料の選定，製作及び検査にあたっては，電気設備に関する技術基準を定める省令に従うほか，電気学会電気規格調査会標準規格（JEC 規格），日本産業規格（JIS 規格）等の基準に準拠する。

2. 火災防護

所内ケーブル，電源盤等の材料は，不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とし，電源盤にて火災が発生した場合は，その火災を検知し 5・6 号中央操作室へ警報を出力させる。また，電源盤の近傍に消火器を設置し，初期消火の対応ができるようにする。

3. 監視等

所内高圧母線（M/C5E）の故障が発生した場合には，異常を検知し 5・6 号中央操作室にて，警報を確認できることとする。また，その拡大及び伝播を防止するため，異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

4. 構造強度及び耐震性

(1) 所内高圧母線（M/C5E）は，耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており，原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）を準拠し C クラス設備として設計する。

(2) ケーブル及び電線路については，フレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

5. 小動物侵入防止対策

電源盤内への小動物の侵入による短絡・地絡事故を防止するため，小動物の侵入する恐れのある電源盤については，貫通孔等の侵入路の閉塞を行う。

6. 耐雷対策

所内高圧母線（M/C5E）の電路は，管路布設となる。従って，高圧の架空電線路がないことから，耐雷対策は考慮しない。

電源車負荷リスト

使用済燃料プール注水機能を有する機器等に対して，以下のように使用する負荷を選定している。5・6号機の対象負荷へそれぞれ電源車（500kVA）から，所内低圧母線を通じて電力を供給する。

5号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*1	30kW (約36kVA)
直流125V充電器盤	33kVA
直流250V充電器盤	86kVA
No. 1通信用充電器盤	22kVA
照明用分電盤	35kVA
	合計：約212kVA

6号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*1	45kW (約60kVA)
直流125V充電器盤	75.5kVA
直流250V充電器盤	98.5kVA
PHS分電盤	15kVA
照明用分電盤	50kVA
交流120/240V計測用電源	50kVA
交流120/240V計測用電源（5号機）*2	50kVA
	合計：約399kVA

*1：注水機能を有する機器

*2：6号機所内低圧母線から電力を供給する。

2.33 5・6号機 放射性液体廃棄物処理系

2.33.1 5・6号機 既設設備

2.33.1.1 系統の概要

放射性液体廃棄物処理系は、機器ドレン系、床ドレン系等で構成し、原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を、その性状により分離収集し、処理する。

[系統の現況]

5・6号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水と地下水が、震災前から建屋内で管理されていた低濃度の放射性物質と共に滞留した。（以下、これを「滞留水」という）

地下水については止水処置を実施しているが、流入を完全に抑制できないことから建屋内水位が上昇した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備への影響が懸念される。

滞留水の発生抑制については、地下水の水位を低下させることが必要であるが、地下水を汲み上げて水位を下げる設備として建屋周辺に設置されているサブドレン設備は、震災により被災したことから、設備の浄化等を行いサブドレン設備の使用に向けた準備を実施する。

放射性液体廃棄物処理系については、一部未復旧の設備があるが、5・6号機で発生する廃液については、5号機にてろ過器、脱塩器による処理後、復水貯蔵タンクに回収することができる。しかし、大量の滞留水を処理することができないため、サブドレン設備及び放射性液体廃棄物処理系が復旧するまで、仮設の滞留水貯留設備にて処理している。（添付資料－1，2，3 参照）

2.33.1.2 要求される機能

放射性液体廃棄物処理系は、原子炉施設で発生する廃液を、その性状により分離収集し、処理する機能を有すること。

2.33.1.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－4に示す。

(1) 5号機

a. 機器ドレン系

(a) 廃液収集タンク

廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液収集ポンプ

廃液収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c) 廃液ろ過器

廃液ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

(d) 廃液脱塩器

廃液脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(f) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(g) 廃液サージタンク

廃液サージタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(h) 廃液サージポンプ

廃液サージポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

b. 床ドレン系

(a) 床ドレン収集タンク

床ドレン収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 床ドレン収集ポンプ

床ドレン収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c)床ドレンろ過器

床ドレンろ過器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d)床ドレンサージタンク

床ドレンサージタンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e)床ドレン濃縮器給液ポンプ

床ドレン濃縮器給液ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

(f)床ドレン濃縮器

床ドレン濃縮器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官57第685号 昭和57年9月25日届出)

(g)床ドレン濃縮器復水器

床ドレン濃縮器復水器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

(h)凝縮水貯蔵タンク

凝縮水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(i)凝縮水移送ポンプ

凝縮水移送ポンプについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(j)床ドレン脱塩器

床ドレン脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(k)床ドレンサンプルタンク

床ドレンサンプルタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(l)床ドレンサンプルポンプ

床ドレンサンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

c. 再生廃液系

(a)廃液中和タンク

廃液中和タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b)廃液中和ポンプ

廃液中和ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c)廃液濃縮器給液ポンプ

廃液濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

(d)廃液濃縮器

廃液濃縮器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

(e)廃液濃縮器復水器

廃液濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(56資庁第3240号 昭和56年8月19日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(平成12・03・28資第17号 平成12年4月26日認可)

工事計画認可申請書(平成14・05・24原第9号 平成14年6月11日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

工事計画変更認可申請書(56資庁第15242号 昭和57年1月16日認可)

建設時第1・3回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第2・8回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

a. 機器ドレン系

(a) 機器ドレン収集タンク

機器ドレン収集タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(b) 機器ドレン混合ポンプ

機器ドレン混合ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(c) ろ過器給液ポンプ

ろ過器給液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(d) 機器ドレンろ過器

機器ドレンろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第1・6回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(e) 機器ドレンろ過水タンク

機器ドレンろ過水タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(f) 機器ドレンろ過水ポンプ

機器ドレンろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(g) 機器ドレン補助ろ過器ポンプ

機器ドレン補助ろ過器ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(h) 機器ドレン補助ろ過器

機器ドレン補助ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(i) 機器ドレン脱塩器

機器ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(j) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(k) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

b. 床ドレン化学廃液系

(a) 床ドレン化学廃液収集タンク

床ドレン化学廃液収集タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(b) 床ドレン化学廃液混合ポンプ

床ドレン化学廃液混合ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(c) 床ドレン化学廃液ろ過器

床ドレン化学廃液ろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(d) 床ドレン化学廃液ろ過水タンク

床ドレン化学廃液ろ過水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(e) 床ドレン化学廃液ろ過水ポンプ

床ドレン化学廃液ろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(f) 蒸発濃縮器給液ポンプ

蒸発濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書(総文発官6第1066号 平成7年2月17日届出)

(g) 蒸発濃縮器

蒸発濃縮器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画届出書(総文発官57第470号 昭和57年7月20日届出)

(h) 蒸発濃縮器復水器

蒸発濃縮器復水器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(i) 蒸留水タンク

蒸留水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(j) 蒸留水ポンプ

蒸留水ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(k) 蒸留水脱塩器

蒸留水脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(l) 蒸留水サンプルタンク

蒸留水サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(m) 蒸留水サンプルポンプ

蒸留水サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(n) 蒸発濃縮器循環ポンプ

蒸発濃縮器循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
工事計画届出書(総文発官59第928号 昭和59年11月19日届出)

c. 洗浄廃液系

(a) 洗浄廃液収集タンク

洗浄廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b) 洗浄廃液ポンプ

洗浄廃液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(c) 洗浄廃液ろ過器

洗浄廃液ろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第2841号 昭和58年3月28日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第8632号 昭和61年7月11日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5・6号機共用

a. シャワードレン系

(a) シャワードレン受タンク

シャワードレン受タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(b) シャワードレン移送ポンプ

シャワードレン移送ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) シャワードレンタンク

シャワードレンタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d) シャワードレンポンプ

シャワードレンポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

b. サプレッションプール水サージタンク

サプレッションプール水サージタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書及び工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

6号機：建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

6号機：建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

2.33.1.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第2、3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6号機

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5・6号機共用

1号機：工事計画認可申請書(48公第657号 昭和48年3月3日認可)

5号機：建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

5号機：建設時第23回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

2.33.2 5・6号機 仮設設備（滞留水貯留設備）

2.33.2.1 基本設計

2.33.2.1.1 設置の目的

5・6号機タービン建屋等の大量の滞留水については、一部未復旧の設備がある既設放射性液体廃棄物処理系では処理できないことから、サブドレン設備復旧等による滞留水の発生量抑制及び放射性液体廃棄物処理系の復旧による滞留水の処理ができる時期（サブドレン設備復旧後3年を目途）まで、屋外に滞留水貯留設備を仮設にて設置し処理を行う。

2.33.2.1.2 要求される機能

滞留水を貯留し、放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

2.33.2.1.3 設計方針

(1) 処理能力

地下水の流入により増加する滞留水に対して、十分対処できる貯留容量とすると共に、散水可能な放射能濃度を満足する性能を有するものとする。

(2) 規格・基準等

機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(3) 滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水の漏えい及び所外への管理されない放出を防止し、信頼性を確保するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいを防止するため、滞留水貯留設備は、設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用すると共に、タンク水位の検出器を設ける。
- b. 異常のないことを巡視点検等により容易に確認できる設備とし、漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。
- c. タンクは漏えい水の拡大を抑制するための堰を設ける。堰の高さは、想定最大漏えい量を確保できる高さとする。
- d. 鋼材もしくはポリエチレンの移送配管継手部は、可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また、屋外でフランジ構造となる移送配管継手部は、漏えい拡大防止のため堰内に設置するか、堰内に漏えい水が導かれるよう受けを設置する。
- e. タンク水位は、6号機中央操作室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

f. 堰内に溜まった雨水のうち、その放射能濃度が排水基準（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）を上回るものに対して、適切に処置できる設備とする。

(4) 遮へいに関する考慮

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため設置は考慮しない。

(5) 監視

漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。また、設備の異常を検知できる設計とする。

(6) 設備の確認

滞留水貯留設備については、設備の健全性及び能力を確認できる設計とする。

(7) 検査可能性に対する設計上の考慮

5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）は、滞留水を移送できること及び処理量ならびに放射能濃度を低減できることを確認するための検査が可能な設計とする。

2.33.2.1.4 供用期間中に確認する項目

滞留水貯留設備からの有意な漏えいがないこと。

2.33.2.1.5 主要な機器

系統概要図 添付資料-4に示す。

滞留水は、6号機タービン建屋から移送設備により貯留設備に移送され、貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は、浄化装置、浄化ユニット及び淡水化装置により放射性核種を除去した後、構内散水に使用し、滞留水を低減する。

滞留水は、これまでの実績より地下水の流入により約30m³/日で増加しており、構内散水により約25m³/日（実績）で増加を抑制している。なお、2012年11月末現在、貯留タンクの設備容量約10,000m³に対し約70%貯留している。今後、滞留水は平衡状態にあるものの、地下水流入量の変動が予想されるため、貯留タンク全体の空き容量*約2,000m³を目安に、貯留能力増強について計画する。

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため、受入タンク・油分分離装置エリア、受入タンクエリア、貯留タンクエリアの各エリアについて、堰（地面の防水処置含む）を設置する。（添付資料-5 参照）

震災以降緊急対応的に（2013年8月14日より前に）設置した淡水化装置（以下、旧淡水化装置）については、新たに浄化ユニットを設置することに伴い廃止する。

*：空き容量は、水位警報設定値の水位高までの容量とする。

(1) 貯留設備

a. タンク（受入タンク、貯留タンク及び中間タンク）

タンクは、屋外に設置された受入タンク、貯留タンク及び中間タンクで構成され、5・6号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは、建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは、受入タンクから必要に応じて油分除去した滞留水を受け入れた後、浄化装置又は浄化ユニットにより放射性核種を除去し、貯留する。また、淡水化装置の戻り水を貯留する。

中間タンクは、建屋からの滞留水及び浄化ユニットにより放射性核種を除去した処理水を一時的に貯留する。

(2) 移送設備

移送設備は、滞留水を貯留設備へ移送することを目的に、移送ポンプ、耐圧ホース、鋼管及びポリエチレン管で構成する。

移送ポンプは、地下水の流入により増加する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて、移送ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

耐圧ホース、鋼管及びポリエチレン管は、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて保温等を設置する。また、屋外で耐圧ホースを使用する箇所は、汚染拡大防止のため、継手部に抜け防止治具の取付けを実施し、継手が外れない処置をする。

(3) 油分分離装置

油分分離装置は、滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

(4) 浄化装置

浄化装置は、内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより、滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

浄化装置の使用済キレート樹脂及びゼオライトは水抜きした後、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。

(5) 淡水化装置

淡水化装置は、逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」参照）まで除去する。

また、淡水化後は散水し滞留水の低減を実施する。

淡水化装置の使用済逆浸透膜及びフィルタ類は水抜きした後、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。

(6) 監視装置

滞留水貯留設備には、設備の状態を正確かつ迅速に把握できるように警報装置及び監視カメラを設置する。

警報装置は、タンク水位高・低及び移送ポンプ用電動機の過負荷を検知し、5・6号機の中央制御室に警報を発する。

(7) 電源設備

電源設備については、Ⅱ.2.32 参照。

(8) 浄化ユニット

浄化ユニットは、前置フィルタ、吸着塔タイプ1、吸着塔タイプ2、出口フィルタ、移送ポンプ、鋼管、耐圧ホースにて構成される。前置フィルタは、後に続く吸着塔の吸着性能に影響が出ないように、あらかじめ大きめの不純物を取り除き、吸着塔タイプ1に充填された活性炭により浮遊物質やコロイド状物質という比較的分子量の大きい物質を除去する。さらに、その後段の吸着塔タイプ2に充填されたセシウム/ストロンチウム同時吸着材により、滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」参照）まで除去する。なお、出口フィルタは、前段までの吸着材が下流に流出することを防ぐために設置する。（添付資料-8 参照）

浄化ユニットの使用済セシウム/ストロンチウム同時吸着塔は水抜きした後、使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。

2.33.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

受入タンク、貯留タンク、中間タンク、浄化装置、淡水化装置、浄化ユニットは、アウターライズ津波が到達しないと考えられる5・6号機の標高より高台に設置する。

（Ⅲ.3.1.3 参照）

なお、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は装置の運転を停止し、隔離弁を閉止することで、滞留水の流失を防止する。

また、メガフロートについても、アウターライズ津波の影響は小さいが、港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため、被害が最小限になるような場所に係留する。（添付資料-6 参照）

(2) 台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は、大雨警報、暴風警報、竜巻警報、特別警報により台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には、汚染水の漏えい防止を図るため、滞留水貯留設備の停止等を行い、設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

さらに、放射性物質を吸着する浄化ユニット吸着塔は、ジャバラハウス内に収納しており、直接、雨水、強風の影響を受けない構造としている。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については、Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

火災発生防止の観点から基本的に不燃性又は難燃性の材料を使用し、装置周辺から可能な限り可燃物を排除する。また、浄化ユニット及び電源設備の近傍に消火器を設置することで、万一火災が発生しても早急に初期消火できるよう備える。さらに火災の検知の観点から、巡視点検、監視カメラによる監視を行う。

(5) 環境条件

滞留水貯留設備については、屋外に設置されているため、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるが、貯留設備、油分分離装置、浄化装置及び淡水化装置は、主に鋼製の材料を使用していることから、問題ないと考える。また、耐圧ホース及びポリエチレン管については、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付ける。

また、添付資料－8 別添－4に示す増設及び取替範囲に該当する設備の環境条件対策については以下に示す。

① 腐食対策

海水による炭素鋼の腐食速度は、「材料環境学入門」（腐食防食協会編、丸善株式会社）より、0.1mm/年程度と評価される。炭素鋼を使用している配管・機器は、必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。また、炭素鋼を使用している配管及び浄化ユニット構成機器の内面に対して、ゴムライニング又はポリエチレンライニングを施す。

その他については、耐食性を有するステンレス材、ポリエチレン管等を使用する。

② 紫外線対策

屋外に設置する移送ポンプ（水中ポンプを除く）はテントハウスに、浄化ユニットはジャバラハウスに設置することにより紫外線劣化を防止する。なお、ジャバラハウス及びテントハウスの素材は紫外線に強い素材を使用する。また、屋外に設置する配管は保温材を適切に設けることにより紫外線劣化を防止する。

③ 凍結防止対策

屋外に設置する移送ポンプ（水中ポンプを除く）はテントハウスに、浄化ユニットはジャバラハウスに設置し、ヒータで加温することにより凍結を防止する。また、屋外に設置する配管には保温材等を適切に設けることにより凍結を防止する。

2.33.2.1.7 構造強度

滞留水貯留設備を構成する機器は、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME SNC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、各機器については、以下のとおり個別に評価する。

(1) 貯留設備

- a. 震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンクは、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

また、これらは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから、震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンクは、必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－7 参照）

- b. 2013年8月14日以降に設計するタンク

2013年8月14日以降に設計するタンクは、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器の規定を適用することを基本とする。クラス3機器の適用規格は、「設計・建設規格」で規定される。

以上のことから、2013年8月14日以降に設計するタンクは、必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－7 参照）

(2) 移送設備

- a. 移送ポンプ

移送ポンプについては、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い有意な漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、移送ポンプは、必要な構造強度を有するものと評価する。

- b. 耐圧ホース

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価する。

- c. ポリエチレン管

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格（JWWA 規格）、ISO 規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時には漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(3) 油分分離装置及び浄化装置

油分分離装置及び浄化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、油分分離装置及び浄化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(4) 淡水化装置

淡水化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い、有意な漏えいがないこと及び運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、淡水化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(5) 浄化ユニット

浄化ユニットは、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器に準ずるものと位置付けられる。浄化ユニットについては、「設計・建設規格」、日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業製品の採用、JIS 規格またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。

また、「設計・建設規格」で規定される材料の JIS 規格年度指定は、技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

さらに、「設計・建設規格」に記載のない非金属材料（耐圧ホース）については、現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが、非金属材料については、JIS 規格、製品の試験データ等を用いて設計を行う。

以上のことから、浄化ユニットは、必要な構造強度を有するものと評価する。

2.33.2.1.8 耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の B クラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態に合わせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料の使用等により、耐震性を確保する。（添付資料－7 参照）

2.33.2.1.9 機器の故障への対応

(1) 移送ポンプの故障

移送ポンプが故障した場合は、ポンプの修理または交換を行い、1 週間程度で機能を回復する。

(2) 電源喪失

移送ポンプの電源が喪失した場合は、仮設発電機を使用することで、1週間程度で機能を回復する。

(3) 受入タンク・貯留タンク等からの漏えい

受入タンク・貯留タンク等から滞留水の漏えいが発生した場合は、タンク等の修理を行い、1ヶ月程度で機能を回復する。ただし、漏えいに伴い堰内に溜まった雨水の放射能濃度が排水基準を上回った場合、その雨水*1を処理することになるが1ヶ月以内*2で処理可能であることからタンク等の修理と合わせて2ヶ月以内で機能を回復する。

*1：発電所周辺の年間降雨量 1,500mm が降雨したと仮定した場合、推定される堰内に溜まる雨量は、最も広い面積を有する貯留タンクエリアで約 1,500m³程度である。

*2：滞留水貯留設備は1ヶ月間で最大 3,000m³の処理が可能である。

(4) 異常時の評価

滞留水貯留設備への移送が長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある。

移送停止後、建屋内水位が使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある水位に達するまでの水量の余裕は、約 4,500m³と想定しているため、地下水が約 30m³/日で流入することを考慮しても約 5ヶ月の余裕がある。

したがって、滞留水貯留設備の機器が故障した場合、長くても2ヶ月程度で機能を回復（受入タンク・貯留タンク等からの漏えい時）できるため、建屋内水位が電源設備に影響するまでの期間内（約 5ヶ月）に十分復旧可能である。

2.33.2.2 基本仕様

(1) 貯留設備

a. 受入タンク（完成品）

合計容量	2, 102 m ³
基数	23 基
容量	35 m ³ /基 × 6 基
	42 m ³ /基 × 6 基
	110 m ³ /基 × 4 基
	160 m ³ /基 × 5 基
	200 m ³ /基 × 2 基

b-1. 貯留タンク

合計容量 16,101 m³
 基数 34 基
 容量 50 m³/基× 4 基 (完成品)
 90 m³/基× 4 基 (完成品)
 299 m³/基× 3 基 (完成品)
 508 m³/基× 18 基 (完成品)
 1,100 m³/基× 5 基

(追 設)

b-2. 中間タンク

合計容量 5,800 m³
 基数 5 基
 容量 1,160 m³/基× 5 基

タンク型式		—	溶接型
タンク容量		m ³	1,160
主要寸法	内 径	mm	11,000
	胴板厚さ	mm	12.0
	底板厚さ	mm	12.0
	高 さ	mm	13,000
管台厚さ	100A	mm	6.0
	200A	mm	8.2
	650A	mm	12.0
材 料	胴板・底板	—	SM400C
	管台	—	STPG370, SM400C

c. (廃止) メガフロート (完成品)

d. 水位警報

(a) 受入タンク (35 m³, 42 m³)

設定値 水位高：底部より 1,835 mm 以下
 水位低：底部より 205 mm 以上

(b) 受入タンク (110 m³)

設定値 水位高：底部より 2,051 mm 以下
 水位低：底部より 206 mm 以上

(c) 受入タンク (160 m³, 200 m³)

設定値 水位高：底部より 4,100 mm 以下
 水位低：底部より 600 mm 以上

(d) 貯留タンク (50 m³)

設定値 水位高：底部より 2,200 mm 以下
 水位低：底部より 100 mm 以上

(e)貯留タンク (90 m³)

設定値 水位高：底部より 2,500 mm 以下
水位低：底部より 100 mm 以上

(f)貯留タンク (299 m³, 508 m³)

設定値 水位高：底部より 8,242 mm 以下
水位低：底部より 600 mm 以上

(g)貯留タンク (1,100 m³)

設定値 水位高：底部より 8,800 mm 以下
水位低：底部より 1,500 mm 以上

(追 設)

(h)中間タンク (1,160 m³)

設定値 水位高：底部より 12,060 mm 以下
水位低：底部より 1,150 mm 以上

(2)移送設備

a. 移送ポンプ (完成品)

台 数	16 台	
容量 揚程 台数	13.8 m ³ /h	20 m×3 台
	20 m ³ /h	33 m×2 台
	20 m ³ /h	54.4 m×5 台
	20 m ³ /h	65 m×1 台

(追 設)

容量 揚程 台数	13.8 m ³ /h	20 m×1 台
	24.2 m ³ /h	65 m×1 台
	20 m ³ /h	65 m×1 台
	13.8 m ³ /h	13 m×1 台
	35 m ³ /h	43.2 m×1 台

(廃 止)

容量 揚程 台数	20 m ³ /h	35 m×1 台
	12.5 m ³ /h	35 m×3 台

b. 耐圧ホース (完成品)

呼び径 75 A相当, 100 A相当, 200 A相当
材質 ポリ塩化ビニル
最高使用圧力 0.98 MPa
最高使用温度 50 °C

c. ポリエチレン管 (完成品)

呼び径 50 A相当, 75 A相当, 100 A相当
材質 ポリエチレン
最高使用圧力 0.98 MPa
最高使用温度 40 °C

(追 設)

名 称	仕 様	
6号機タービン建屋内移送ポンプ出口合流から6号機タービン建屋出口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
6号機タービン建屋出口配管分岐から受入タンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
受入タンク出口配管分岐から中間タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 75 A相当, 100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
中間タンク出口から浄化ユニット入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
貯留タンク出口から浄化ユニット入口配管合流まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
浄化ユニット出口から中間タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
中間タンク出口から移送ポンプ(65m)入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100 A/Sch 40 STPG 370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40 °C

名 称	仕 様	
移送ポンプ（65m）出口から中間タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（65m）出口配管分岐から貯留タンク入口配管合流まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，75A相当， 100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
中間タンク出口から移送ポンプ（43.2m）入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 65A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（43.2m）出口から配管末端まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃

名 称	仕 様	
中間タンク出口から移送ポンプ（13m）入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，75A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（13m）出口から淡水化装置入口配管合流まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A／Sch40 50A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，75A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（20m）（水中ポンプ）から貯留タンク出口まで （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A相当 ポリ塩化ビニル 0.98 MPa 50℃
貯留タンク出口から淡水化装置入口配管合流まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃

（廃 止）

名 称	仕 様	
6号機タービン建屋内移送ポンプ出口合流から6号機タービン建屋出口まで （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A相当 ポリ塩化ビニル 0.98 MPa 50℃
貯留タンク内の旧淡水化装置用移送ポンプ（35m）（水中ポンプ）から貯留タンク出口まで （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A相当 ポリ塩化ビニル 0.98 MPa 50℃

名 称	仕 様	
貯留タンク出口から旧淡水化装置入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
旧淡水化装置から貯留タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
旧淡水化装置から淡水化处理した水を貯留タンクへ送水する配管の分岐まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C

(3)油分分離装置

処 理 量 20 m³/h
 系 列 数 直列2 系列
 最高使用圧力 0.6 MPa

(4)浄化装置

吸 着 剤 キレート樹脂及びゼオライト
 処 理 量 20 m³/h
 系 列 数 1 系列
 最高使用圧力 0.6 MPa

(5)淡水化装置（完成品）

処 理 量 100 m³/日
 基 数 1 基
 最高使用圧力 静水圧～6.0 MPa

(廃 止)

旧淡水化装置

(追 設)

(6)浄化ユニット

吸 着 材 活性炭
 セシウム/ストロンチウム同時吸着材
 処 理 量 100 m³/日/系列
 系 列 数 4 系列
 最高使用圧力 0.98 MPa

a. 前置フィルタ

名 称		前置フィルタ	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主要寸法	胴 内 径	mm	339.8
	胴 板 厚 さ	mm	7.9
	上部鏡板厚さ	mm	8.0
	下部鏡板厚さ	mm	8.0
	高 さ	mm	1380.0
材 料	胴 板	—	SGP+ゴムライニング
	鏡 板	—	SS400+ゴムライニング
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

b. 吸着塔タイプ1

名 称		吸着塔タイプ1	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主要寸法	胴 外 径	mm	508.0
	胴 板 厚 さ	mm	9.53
	上部, 下部平板厚さ	mm	50.0
	高 さ	mm	2286.0
材 料	胴 板	—	ASTM A106Gr. B +ゴムライニング
	上部, 下部平板	—	SS400+ゴムライニング
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

c. 吸着塔タイプ2

名 称		吸着塔タイプ2	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	700.0
	胴 板 厚 さ	mm	8.0
	上部鏡板厚さ	mm	8.0
	下部鏡板厚さ	mm	8.0
	高 さ	mm	1500.0 1550.0
材 料	胴 板	—	SUS316L
	鏡 板	—	SUS316L
個 数	個/系列	3	
系 列 数	系列	4	

d. 移送ポンプ（完成品）

台 数	1 台/系列
容 量	100 m ³ /日/台
揚 程	91 m

e. 出口フィルタ（完成品）

名 称		出口フィルタ	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主 要 寸 法	胴 外 径	mm	219.0
	胴 板 厚 さ	mm	3.0
	上部鏡板厚さ	mm	3.0
	下部鏡板厚さ	mm	3.0
	高 さ	mm	1308.0
材 料	胴 板	—	GB S31603
	鏡 板	—	GB S31603
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

f. 主要配管仕様

名 称	仕 様	
浄化ユニット入口から 移送ポンプまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
移送ポンプから 前置フィルタまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch40 32A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
前置フィルタから 出口フィルタまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A相当 EPDM(合成ゴム) 0.98MPa 40℃
出口フィルタから 浄化ユニット出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃

(7) 堰

受入タンク・油分分離装置エリア

高 さ 510mm以上*

受入タンクエリア

高 さ 560mm以上*

貯留タンクエリア

高 さ 520mm以上*

*：高さは、以下の各エリア毎に想定最大量及び堰内の面積から算出。

受入タンク・油分分離装置エリア 想定最大量 408 m³ 堰内の面積 814 m²

受入タンクエリア 想定最大量 1,043 m³ 堰内の面積 1,865 m²

貯留タンクエリア 想定最大量 3,301 m³ 堰内の面積 6,392 m²

2.33.3 添付資料

- 添付資料－1 建屋内の滞留水による影響について
- 添付資料－2 6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について
- 添付資料－3 6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について
- 添付資料－4 系統概要図及び全体概要図
- 添付資料－5 滞留水貯留設備の増設について
- 添付資料－6 メガフロート係留場所の津波に対する考慮について
- 添付資料－7 タンク等の構造強度及び耐震性に関する評価結果について
- 添付資料－8 滞留水貯留設備の増設及び廃止について
- 添付資料－9 浄化ユニット用ジャバラハウスの耐震評価について
- 添付資料－10 浄化ユニット吸着塔，貯留タンク及び中間タンクからの敷地境界線量評価
- 添付資料－11 廃棄物発生量に関する評価
- 添付資料－12 メガフロート津波等リスク低減対策工事について

建屋内の滞留水による影響について

滞留水は5号機タービン建屋地下階・6号機タービン建屋地下階及び6号機原子炉建屋付属棟地下階の3箇所に滞留しており、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備への影響及び建屋外への漏えいを考慮し、定期的に水位の計測を実施している。(Ⅲ.3.1.5 参照)

* : 2013年7月1日時点で、各建屋内滞留水の水量の合計は約5,600m³、放射能濃度はCs-134が約0.02Bq/cm³、Cs-137が約0.08Bq/cm³である。

1. 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備への影響

前述の各建屋に隣接するコントロール建屋等（使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備の電源室）へ滞留水が流入する可能性のある水位は、各建屋の床面から約2mであるが、仮設の滞留水貯留設備による処理により、水位はその半分以下で推移しているため、問題ないと考える。

2. 建屋外への漏えい

5・6号機の各建屋内滞留水は、床面＋約2m以下で管理しており、現状のサブドレン水位は低い場所でも、5号機は床面＋約2.3m上、6号機は床面＋約4m上であることから、建屋外への漏えいはないと考える。

6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について

原子炉建屋付属棟の地下階は、大量の滞留水により没水している。

滞留水により没水している設備*¹のうち、放射性廃液を貯蔵しているタンクは、機器ドレン収集タンク、廃液サンプルタンク、床ドレン化学廃液収集タンク、蒸留水サンプルタンク、蒸留水タンクがある。また、タンクの付属配管についても一部没水している。

タンク及び付属配管の材質は、ステンレス鋼または炭素鋼である。

* 1：放射性固体廃棄物処理系のうち、機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク、原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク、濃縮廃液貯蔵タンク及び各付属配管（使用済樹脂貯蔵タンクを除く）についても一部没水している。（Ⅱ.2.10参照）

1. ステンレス鋼製タンク及び付属配管

文献*²によれば、通常の水環境において、ステンレス鋼の表面には保護皮膜が形成されるため、腐食速度は無視できるほど小さいが、環境中に濃度の高い塩化物イオンがあると、保護皮膜が局部的に破壊されて、腐食進展速度の大きい局部腐食が生じる場合がある。ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度は、常温で500ppm程度とされているが、現状、設備外面が接する滞留水の塩化物イオン濃度は200ppm程度（水温約20℃）で推移しており、外面から腐食が発生する可能性は小さいと考えられる。なお、滞留水の増加要因は、主に地下水の流入であり、塩化物イオン濃度が増加する可能性は小さいが、引き続き、滞留水中の塩化物イオン濃度を確認する。

一方、設備内面が接する水環境は震災前と変わらないことから、内面からの腐食が発生する可能性も小さいと考えられる。

一部没水しているステンレス鋼製のタンク及び付属配管を表－1に示す。

* 2：宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

表－1 ステンレス鋼製タンク及び付属配管

機 器 名	材 質
床ドレン化学廃液収集タンク	SUS304（エポキシライニング）
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク	SUS304
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク	SUS304
使用済樹脂貯蔵タンク	SUS304
床ドレン化学廃液収集タンク付属配管	SUS316TP
濃縮廃液貯蔵タンク付属配管	SUS316LTP
廃液サンプルタンク付属配管	SUS304TP
蒸留水サンプルタンク付属配管	SUS304TP

2. 炭素鋼製タンク及び付属配管

タンク及び付属配管は、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、滞留水が溜まっていることから、塗装がはく離し腐食している可能性がある。なお、タンク及び付属配管の内面は腐食がないものとし、ここでは、外面からの腐食について評価する。

(1) 炭素鋼製タンク

これまで、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、タンクが滞留水に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*³によれば、海水中では腐食速度は 0.1mm/年、飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約 10 年以上となると予測される。

一部没水している炭素鋼製タンクの評価結果を表-2に示す。

* 3 : 腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995)。

表-2 炭素鋼製タンクの評価結果

機器名	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク	SM41 (エポキシライニング)	10.8	6.73	約 13 年	* 4
濃縮廃液貯蔵タンク	SM41A (エポキシライニング)	16.2	3.75	約 41 年	* 5
廃液サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	6.96	3.81	約 10 年	
蒸留水サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	9.96	3.81	約 10 年	
蒸留水タンク	SM41A (エポキシライニング)	7.1	3	約 13 年	

* 4 : 建設時第 4 回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

* 5 : 建設時第 7 回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(2) 炭素鋼製タンク付属配管

付属配管の外表面は防食塗装が施工されているため、急速な腐食の進展は少ないと考えられるが、タンク同様に外表面よりの腐食速度を0.3mm/年とした結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約6年以上となると予測される。

付属配管の内面については、内部流体が常時停滞しており温度も低い等の使用環境から減肉の可能性は低いと見られるが、定期的に肉厚の測定を実施し、減肉評価を実施する。(初回は、2013年度に実施している)

一部没水している炭素鋼製タンク付属配管の評価結果を表-3に示す。

表-3 炭素鋼製タンク付属配管の評価結果

機器名	口径	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*6
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*7
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*6
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*7
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*6
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*7
蒸留水タンク付属配管	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*6
	25A	PT42	3.9	1.7	7年	*7

*6：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総文発官第704号 昭和52年8月15日届出)

*7：建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

滞留水貯留設備の増設について

滞留水貯留設備は、貯留能力増強及び信頼性向上を目的とした以下の工事について計画し実施する。

1. 工事概要

(1) 貯留タンク増設

貯留設備の貯留能力増強を図るため、貯留タンクを増設する。増設計画は別添－ 1 に示す。

(2) 移送ポンプ増設

淡水化装置の増設に伴い、移送ポンプの増設を行う。

(3) 淡水化装置設置

淡水化装置の信頼性向上を図るため、増設を行う。

(4) 堰の設置

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため、受入タンク・油分分離装置エリア、受入タンクエリア、貯留タンクエリアの各エリアについて堰（地面の防水処置含む）の設置を行う。

2. 設備概要

淡水化装置概要図 別添－ 2 に示す。

3. 工 程

年度	2013				2014				
	6~12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月
移送ポンプ*1							増設		
			[Shaded bar from 2013 Feb to 2014 Aug]						
淡水化装置*1						増設			
			[Shaded bar from 2013 Feb to 2014 Aug]						
堰				設置					
	[Shaded bar from 2013 Feb to 2014 Aug]								

*1：各設備付属配管の増設を含む。

図-1 工事工程

4. 確認事項

表-1 移送ポンプ（水中ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度 ・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
性能	運転確認	ポンプの運転確認を行う。	実施計画に記載の容量，揚程を満足すること。

表-2 淡水化装置

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度 ・耐震性	材料確認	納品書等に添付されている図面等により使用材料を確認する。	ろ過器：FRP 取水槽：FRP 前置ろ過器：SS400（FRPライニング） ろ過水槽：FRP チェックフィルタ：FRP ①耐衝撃性硬質ポリ塩化ビニル管：ポリ塩化ビニル* ②ナイロンコーティング管：SUS316LTP（ナイロンコーティング）* ③ナイロンコーティング管：STPG370（ナイロンコーティング）* と相違ないこと。
	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	淡水化装置の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	運転状態にて、運転圧に耐え、かつ、漏えいのないことを確認する。	耐圧部から漏えいがないこと。
性能	性能確認	淡水化装置の性能確認を行う。	実施計画に記載の処理量を満足すること。また、淡水化後の水質が構内散水可能な放射能濃度を満足すること。

*：別添-4 図-1 5・6号機 淡水化装置概要図 参照

表－3 各設備付属配管

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度 ・耐震性	材料確認	納品書等に添付されている図面，カタログ等により使用材料を確認する。	④耐圧ホース（完成品）：ポリ塩化ビニル* ⑤ポリエチレン管（完成品）：ポリエチレン* と相違ないこと。
	寸法確認	納品書等に添付されている図面，カタログ等により確認する。	確認書類に示される寸法が，実施計画の通りであること。 ④耐圧ホース（完成品）：75A相当 ⑤ポリエチレン管（完成品）：75A相当
	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	耐圧・漏えい確認	運転状態にて，運転圧に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。	耐圧部から漏えいがないこと。

*：別添－4 図－1 5・6号機 淡水化装置概要図 参照

表－4 堰

確認事項	確認項目	確認内容	判定
性能	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	寸法確認	高さを確認する。	実施計画に記載の通りであること。
	据付確認	堰の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画の通り据付されていること。

5. 別添

別添－1 滞留水貯留設備の貯留タンク増設計画について

別添－2 淡水化装置概要図

滞留水貯留設備の貯留タンク増設計画について

5・6号機の滞留水貯留設備は、貯留能力増強のため600m³タンク9基（フランジ型）の移設を計画していたが、1～4号機汚染水処理設備で発生したフランジ型タンクの漏えい事象に鑑み、移設するタンクが同型であったことからタンクの移設を中止した。

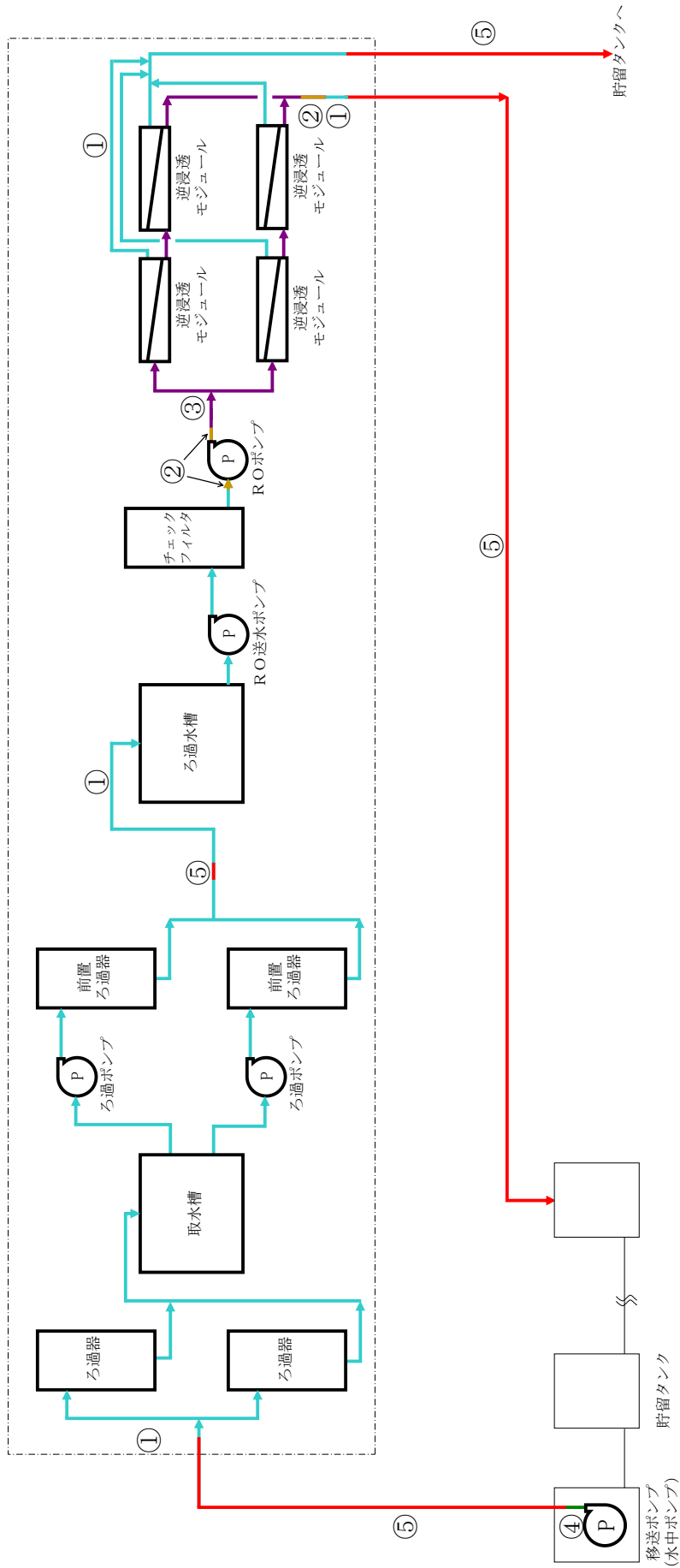
このため、貯留タンクの仕様をフランジ型から溶接型へ見直すと共に、1～4号機汚染水処理設備のタンク増設計画に影響を与えない範囲でタンクの増設を計画する。併せて、更なる信頼性向上を目的とした基礎外周堰の設置を計画する。

貯留タンク増設の方針は、以下のとおり。

- (1) 貯留タンク 溶接型
- (2) 適合規格 JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- (3) 工 程 2018年7月より実施

なお、実績から建屋内への地下水流入量（約30m³/日）と構内散水量は平衡状態にあり、2018年10月現在、貯留タンクの設備容量約16,000 m³に対し約1,000 m³の余裕があるため、当面、地下水の流入による使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備への影響はない。

淡水化装置



- ① : 耐衝撃性硬質ポリ塩化ビニル管
- ② : ナイロンコーティング管 (SUS316LTP)
- ③ : ナイロンコーティング管 (STPG370)
- ④ : 耐圧ホース
- ⑤ : ポリエチレン管

別添—2

図—1 5・6号機 淡水化装置概要図

タンク等の構造強度及び耐震性に関する評価結果について

1. 構造強度及び耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器の構造強度及び耐震性についての評価を行う。

2. 構造強度

(1) 震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンク

円筒形タンクの板厚評価を実施した結果、水頭圧に耐えられることを確認した。

(表－1 参照)

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の必要板厚

Di : 胴の内径

H : 水頭

ρ : 液体の比重

S : 最高使用温度における材料（SS400）
の許容引張応力

η : 長手継手の効率

表－1 板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
受入タンク (容量：160m ³)	胴板	1.5	4.5
受入タンク (容量：200m ³)	胴板	1.9	6.0
貯留タンク (容量：50m ³)	胴板	0.5	8.0
貯留タンク (容量：90m ³)	胴板	0.9	21.0
貯留タンク (容量：299m ³)	胴板	3.1	9.0
貯留タンク (容量：508m ³)	胴板	4.0	9.0
貯留タンク (容量：1,100m ³)	胴板	9.6	12.0

(2) 2013年8月14日以降に設計するタンク

a. 中間タンクの胴の厚さ評価

設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した。(表-2-1 参照)

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

- t : 胴の計算上必要な厚さ
- Di : 胴の内径
- H : 水頭
- ρ : 液体の比重
- S : 最高使用温度における材料の許容引張応力
- η : 長手継手の効率

ただし、 t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は $t=3$ [mm]以上、その他の金属の場合は $t=1.5$ [mm]以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表-2-1 中間タンクの胴の板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
中間タンク (容量: 1,160m ³)	胴板	11.7	12.0

b. 中間タンクの底板の厚さ評価

設計・建設規格に準拠し、底板の厚さについて評価を実施した。評価の結果、必要板厚を確保していることを確認した。(表-2-2 参照)

表-2-2 中間タンクの底板の板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
中間タンク (容量: 1,160m ³)	底板	3.0 ^{※1}	11.2

※1 地面、基礎等に直接接触するものについては、3mm (設計・建設規格)

c. 中間タンクの管台の厚さ評価

設計・建設規格に準拠し、管台の板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した。(表-2-3 参照)

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 管台の計算上必要な厚さ

Di : 管台の内径

H : 水頭

ρ : 液体の比重

S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

ただし、管台の外径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表-2-3 中間タンクの管台の板厚評価結果

機器名称	管台口径	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
中間タンク (容量：1,160m ³)	100A	管台板厚	3.5 ^{※2}	5.25
	200A		3.5 ^{※2}	7.18
	650A		3.5 ^{※2}	11.2

※2 管台の外径：82mm以上のものについては3.5mm（設計・建設規格）

d. 中間タンクの胴の穴の補強評価

設計・建設規格に準拠し、胴の穴の補強について評価を実施した。評価の結果、補強に有効な面積が補強に必要な面積より大きいため、補強は十分であることを確認した。(表-2-4 参照)

$$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$$

$$A_1 = (\eta t_s - Ft_{sr})(X - d)$$

$$-2\left(1 - \frac{S_n}{S_s}\right)(\eta t_s - Ft_{sr})t_n$$

$$X = X_1 + X_2$$

$$X_1 = X_2 = \text{Max}\left(d, \frac{d}{2} + t_s + t_n\right)$$

$$A_2 = 2((t_{n1} - t_{nr})Y_1 + t_{n2}Y_2)S_n / S_s$$

$$t_{nr} = \frac{PDi}{2S_n - 1.2P}$$

$$Y_1 = \text{Min}(2.5t_s, 2.5t_{n1} + Te)$$

$$Y_2 = \text{Min}(2.5t_s, 2.5t_{n2}, h)$$

$$A_3 = L_1L_1 + L_2L_2 + L_3L_3$$

$$A_4 = (W - Wi) \times Te$$

$$W = \text{Min}(X, De)$$

$$Ar = dt_{sr}F + 2\left(1 - \frac{S_n}{S_s}\right)t_{sr}Ft_n$$

A_0 : 補強に有効な総面積

A_1 : 胴、鏡板又は平板部分の補強に有効な面積

A_2 : 管台部分の補強に有効な面積

A_3 : すみ肉溶接部の補強に有効な面積

A_4 : 強め材の補強に有効な面積

η : PVC-3161.2 に規定する効率

t_s : 胴の最小厚さ

t_{sr} : 継ぎ目のない胴の計算上必要な厚さ
(PVC-3122(1)において $\eta = 1$ としたものの)

t_n : 管台最小厚さ

t_{n1} : 胴板より外側の管台最小厚さ

t_{n2} : 胴板より内側の管台最小厚さ

t_{nr} : 管台の計算上必要な厚さ

P : 最高使用圧力(水頭)=9.80665×10³H ρ

S_s : 胴板材料の最高使用温度における許容引張応力

S_n : 管台材料の最高使用温度における許容引張応力

Di : 管台の内径

X : 胴面に沿った補強に有効な範囲

X_1 : 補強に有効な範囲

X_2 : 補強に有効な範囲

Y_1 : 胴面に垂直な補強の有効な範囲
(胴より外側)

Y_2 : 胴面に垂直な補強の有効な範囲
(胴より内側)

h : 管台突出し高さ (胴より内側)

L_1 : 溶接の脚長

L_2 : 溶接の脚長

L_3 : 溶接の脚長

Ar : 補強が必要な面積

d : 胴の断面に現れる穴の径

F : 係数 (図 PVC-3161.2-1 から求めた値)

Te : 強め材厚さ

W : 強め材の有効範囲

Wi : 開先を含めた管台直径

De : 強め材外径

表-2-4 中間タンクの胴の穴の補強評価結果

機器名称	管台口径	評価部位	Ar [mm ²]	A ₀ [mm ²]
中間タンク (容量 : 1,160m ³)	100A	管台	732	1,505
	200A		1,421	2,979
	650A		4,466	7,608

e. 強め材の取付け強さ

設計・建設規格に準拠し、強め材の取り付け強さについて評価を実施した。評価の結果、溶接部の強度が十分であることを確認した。(表-2-5 参照)

$$F_1 = \frac{\pi}{2} d_o L_1 S \eta_1$$

$$F_2 = \frac{\pi}{2} d t_n S_n \eta_3$$

$$F_3 = \frac{\pi}{2} d'_o t_s S \eta_2$$

$$F_4 = \frac{\pi}{2} d_o L_2 S \eta_1$$

$$F_5 = \frac{\pi}{2} W_o L_3 S \eta_1$$

$$F_6 = \frac{\pi}{2} d'_o t_s S \eta_2$$

$$W = d'_o t_{sr} S - (t_s - F t_{sr}) (X - d'_o) S$$

$$W_1 = F_1 + F_2$$

$$W_2 = F_1 + F_6 + F_4$$

$$W_3 = F_5 + F_2$$

$$W_4 = F_5 + F_3$$

$$W_5 = F_1 + F_3$$

$$W_6 = F_5 + F_6 + F_4$$

F_1 : 断面 (管台外側のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ

F_2 : 断面 (管台内側の管台壁) におけるせん断強さ

F_3 : 断面 (突合せ溶接部) におけるせん断強さ

F_4 : 断面 (管台内側のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ

F_5 : 断面 (強め材のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ

F_6 : 断面 (突合せ溶接部) におけるせん断強さ

d_o : 管台外径

d : 管台内径

d_o' : 胴の穴の径

W_o : 強め材の外径

S : 胴板材料の最高使用温度における許容引張応力

S_n : 管台材料の最高使用温度における許容引張応力

L_1 : すみ肉溶接部の脚長 (管台取付部 (胴より外側))

L_2 : すみ肉溶接部の脚長 (管台取付部 (胴より内側))

L_3 : 溶接部の脚長 (強め材)

η_1 : 強め材の取付け強さ (すみ肉溶接部のせん断)

η_2 : 強め材の取付け強さ (突合せ溶接部の引張)

η_3 : 強め材の取付け強さ (管台壁のせん断)

※表 PVC-3169-1 の値より

W : 溶接部の負うべき荷重

t_{sr} : 継目のない胴の計算上必要な厚さ
(PVC-3122(1)において $\eta = 1$ としたもの)

F : 管台の取付角度より求まる係数
(図 PVC-3161.2-1 から求まる値)

X : 補強に有効な範囲

W_1 : 予想される破断箇所の強さ

W_2 : 予想される破断箇所の強さ

W_3 : 予想される破断箇所の強さ

W_4 : 予想される破断箇所の強さ

W_5 : 予想される破断箇所の強さ

W_6 : 予想される破断箇所の強さ

表-2-5 中間タンクの強め材の取付け強さ

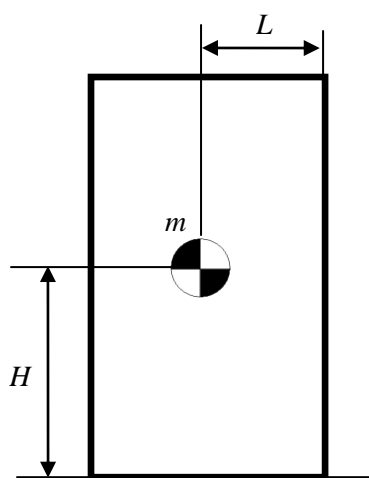
機器名称	管台 口径	溶接部の負 うべき荷重	予想される破断箇所の強さ					
		W [N]	W ₁ [N]	W ₂ [N]	W ₃ [N]	W ₄ [N]	W ₅ [N]	W ₆ [N]
中間タンク (容量:1,160m ³)	100A	35,520	105,278	249,921	117,143	214,608	202,743	261,786
	200A	61,220	288,929	566,723	291,336	432,427	430,020	569,130
	650A	163,240	1,160,164	1,873,460	1,491,562	1,641,871	1,310,473	2,204,858

3. 耐震性

(1) 震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンク

a. 転倒評価

地震時の水平荷重による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重による転倒モーメント<②自重による安定モーメント」となることから、転倒しないことを確認した。（表-3, 4 参照）



C_H : 水平方向設計震度 (0.36)

m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

①地震時の水平荷重による転倒モーメント： $M_1 = C_H \times m \times g \times H$

②自重による安定モーメント： $M_2 = m \times g \times L$

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重によるすべり力<②接地面の摩擦力」となることから、滑動しないことを確認した。（表-3, 4 参照）

①地震時の水平荷重によるすべり力： $F_L = C_H \times m \times g$

②接地面の摩擦力： $F_\mu = \mu \times m \times g$

C_H : 水平方向設計震度 (0.36)

m : 機器質量

g : 重力加速度

μ : 摩擦係数

(コンクリート上：0.4,

敷鉄板上：0.52)

c. 支持力評価

タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して、地震時の支持力に対する評価を行った。支持力の算定式は「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説IV下部構造編」に基づき次式を用いた。評価の結果、「①タンクの鉛直荷重<②タンク基礎底面地盤の極限支持力」となり、安全性を有していることを確認した。（表-3，4 参照）

$$\textcircled{1}\text{タンクの鉛直荷重：} W = m \times g$$

$$\textcircled{2}\text{タンク基礎底面地盤の極限支持力：} Q_u = A_e \left(\alpha k c N_c S_c + k q N_q S_q + \frac{1}{2} \gamma_1 \beta B_e N_r S_r \right)$$

m : 機器質量

g : 重力加速度

A_e : 有効載荷面積

α, β : 基礎の形状係数

k : 根入れ効果に対する割増し係数

c : 地盤の粘着力 ($c=39\text{kN/m}^2$)

N_c, N_q, N_r : 荷重の傾斜を考慮した支持力係数

S_c, S_q, S_r : 支持力係数の寸法効果に関する補正係数

q : 上載荷重 ($q=\gamma_2 D_f$)

γ_1, γ_2 : 支持地盤及び根入れ地盤の単位重量 ($\gamma_1, \gamma_2=15.9\text{kN/m}^3$)

D_f : 基礎の有効根入れ深さ

B_e : 荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅 ($B_e=B-2e_B$)

B : 基礎幅

e_B : 荷重の偏心量

表-3 機器質量及び基礎幅一覧

機器名称	m^* (t)	B (m)
受入タンク (容量: 35m ³)	43.3	2.0
受入タンク (容量: 42m ³)	51.0	2.3
受入タンク (容量: 110m ³)	127.6	4.7
受入タンク (容量: 160m ³)	169.7	6.9
受入タンク (容量: 200m ³)	211.9	6.9
貯留タンク (容量: 50m ³)	93.5	3.1
貯留タンク (容量: 90m ³)	133.5	3.1
貯留タンク (容量: 299m ³)	329.3	6.9
貯留タンク (容量: 508m ³)	553.7	9.0
貯留タンク (容量: 1,100m ³)	1,165.0	12.2
移送ポンプ(横置き型ポンプ)	0.2	0.7
油分分離装置	108.7	4.4
浄化装置	17.0	1.3
淡水化装置 (コンテナ)	17.2	12.2

* : タンク及び油分分離装置は水の質量も含む。

表-4 評価結果

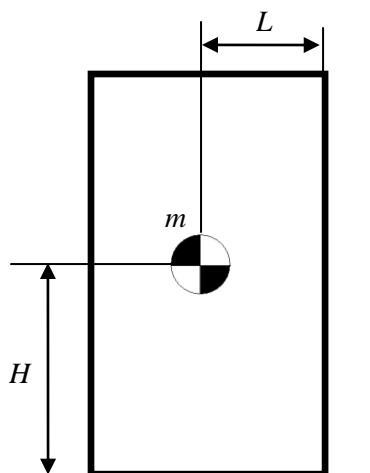
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	①	②	単位
受入タンク (容量：35m ³)	本体	転倒	0.36	172	428	kN・m
		滑動		153	220	kN
	地盤	支持力		425	3,164	kN
受入タンク (容量：42m ³)	本体	転倒	0.36	203	579	kN・m
		滑動		181	260	kN
	地盤	支持力		501	3,937	kN
受入タンク (容量：110m ³)	本体	転倒	0.36	577	2,940	kN・m
		滑動		451	650	kN
	地盤	支持力		1,252	11,210	kN
受入タンク (容量：160m ³)	本体	転倒	0.36	1,348	5,658	kN・m
		滑動		600	865	kN
	地盤	支持力		1,665	10,048	kN
受入タンク (容量：200m ³)	本体	転倒	0.36	2,058	7,065	kN・m
		滑動		749	1,080	kN
	地盤	支持力		2,079	9,241	kN
貯留タンク (容量：50m ³)	本体	転倒	0.36	718	1,420	kN・m
		滑動		330	476	kN
	地盤	支持力		917	5,693	kN
貯留タンク (容量：90m ³)	本体	転倒	0.36	1,025	2,028	kN・m
		滑動		472	680	kN
	地盤	支持力		1,309	4,960	kN
貯留タンク (容量：299m ³)	本体	転倒	0.36	5,326	10,937	kN・m
		滑動		1,163	1,679	kN
	地盤	支持力		3,230	7,195	kN
貯留タンク (容量：508m ³)	本体	転倒	0.36	9,026	23,989	kN・m
		滑動		1,955	2,823	kN
	地盤	支持力		5,430	14,926	kN

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	①	②	単位
貯留タンク (容量：1,100m ³)	本体	転倒	0.36	21,645	68,548	kN・m
		滑動		4,113	4,569	kN
	地盤	支持力		11,425	29,867	kN
移送ポンプ (横置き型ポンプ)	本体	転倒	0.36	0.14	0.34	kN・m
		滑動		0.71	0.78	kN
	地盤	支持力		1.97	192	kN
油分分離装置	本体	転倒	0.36	471	2,337	kN・m
		滑動		384	554	kN
	地盤	支持力		1,066	9,949	kN
浄化装置	本体	転倒	0.36	62	110	kN・m
		滑動		60	66	kN
	地盤	支持力		167	188	kN
淡水化装置 (コンテナ)	本体	転倒	0.36	124	201	kN・m
		滑動		61	87	kN
	地盤	支持力		169	3,342	kN

(2) 2013年8月14日以降に設計するタンク

a. 転倒評価

地震時の水平荷重による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重による転倒モーメント<②自重による安定モーメント」となることから、転倒しないことを確認した。(表-5, 6 参照)



C_H : 水平方向設計震度 (0.36)

m : タンク空質量+内包液体質量 (満水時)

m_1 : タンク胴+内包液体質量 (満水時)

m_2 : 屋根板質量

g : 重力加速度

H_1 : 据付面からの胴部重心までの距離

H_2 : 据付面からの天板重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

①地震時の水平荷重による転倒モーメント : $M_1 = (m_1 \times H_1 + m_2 \times H_2) \times g \times C_H$

②自重による安定モーメント : $M_2 = m \times g \times L$

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重によるすべり力<②接地面の摩擦力」となることから、滑動しないことを確認した。(表-5, 6 参照)

①地震時の水平荷重によるすべり力 : $F_L = C_H \times m \times g$

②接地面の摩擦力 : $F_\mu = \mu \times m \times g$

C_H : 水平方向設計震度 (0.36)

m : 機器質量

g : 重力加速度

μ : 摩擦係数

(コンクリート上 : 0.4)

表-5 機器質量及び基礎幅一覧

機器名称	m^* (t)	B (m)
中間タンク (容量: 1,160m ³)	1,305.0	11.1

*: 水の質量も含む。

表-6 評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	①	②	単位
中間タンク (容量: 1,160m ³)	本体	転倒	0.36	3.1×10^4	7.1×10^4	kN・m
		滑動		4,608	5,119	kN

c. タンク基礎の支持力評価

(a) 評価方法

タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して評価を行う。支持力の算定式は「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説IV下部構造編」に基づき次式を用いる。計算した結果、①タンクの鉛直荷重<②タンク基礎底面地盤の極限支持力であり、安全性を有していることを確認する。

$$\textcircled{1} \text{タンクの鉛直荷重} : W = m \times g$$

$$\textcircled{2} \text{タンク基礎底面地盤の極限支持力} : Q_u = A_e \left(\alpha k c N_c S_c + k q N_q S_q + \frac{1}{2} \gamma_1 \beta B_e N_r S_r \right)$$

m : 機器質量

g : 重力加速度

A_e : 有効載荷面積

α, β : 基礎の形状係数

k : 根入れ効果に対する割増し係数

c : 地盤の粘着力

N_c, N_q, N_r : 荷重の傾斜を考慮した支持力係数

S_c, S_q, S_r : 支持力係数の寸法効果に関する補正係数

q : 上載荷重 ($q = \gamma_2 D_f$)

γ_1, γ_2 : 支持地盤及び根入れ地盤の単位重量 ($\gamma_1, \gamma_2 = 15.9 \text{ kN/m}^2$)

D_f : 基礎の有効根入れ深さ

B_e : 荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅 ($B_e = B - 2e_B$)

B : 基礎幅

e_B : 荷重の偏心量

(b) 管理

地盤改良後、簡易支持力測定器（キャスポル）*により地盤の強度を測定し、上記式により必要な極限支持力を有していることを確認する。

※ ランマー（重鎮）を一定の高さから地盤に自由落下させたときに生ずる衝撃加速度の最大値と地盤強度特性値と相関させる衝撃加速度法を基本原理とした簡易な測定器。

d. タンク基礎の不陸

(a) 評価方法

タンクの設置高さが、設計高さに対して許容値以内*であることを確認する。

※ 設計高さ±30mm（社内基準値）

(b) 管理

タンク基礎高さ（レベル）を測量し、当該高さが設計高さに対して±30mm以内であることを確認する。

e. 応力評価及び座屈評価

中間タンクについては、以下の通り貯留機能維持について評価する。

『JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程』に基づき、タンク胴板の応力評価及び座屈評価により、発生する応力が許容値を超えないことを確認した。(表-7, 8 参照)

(a) 評価

1. 胴の応力評価

イ. 組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。

応力の種類	許容応力 S_a
一次一般膜応力	設計降伏点 S_y と設計引張強さ S_u の0.6倍のいずれか小さい方の値

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

応力計算において、静的地震力を用いる場合は、絶対値和を用いる。

(1) 静水頭及び鉛直方向地震による応力

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{\rho' g H D_i}{2t}$$

$$\sigma_{\phi 2} = \frac{\rho' g H D_i C_v}{2t}$$

$$\sigma_{x1} = 0$$

(2) 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がベースプレートと接合する点には、胴自身の質量による圧縮応力と鉛直方向地震による軸方向応力が生じる。

$$\sigma_{x2} = \frac{m_e g}{\pi(D_i + t)t}$$

$$\sigma_{x3} = \frac{m_e g C_v}{\pi(D_i + t)t}$$

(3) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はベースプレート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

$$\sigma_{x4} = \frac{4C_n m_o g \ell_g}{\pi(D_i + t)^2 t}$$

$$\tau = \frac{2C_n m_o g}{\pi(D_i + t) t}$$

(4) 組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

a. 一次一般膜応力

(a) 組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

$$\sigma_{ot} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau^2} \right\}$$

(b) 組合せ圧縮応力

σ_{xc} が正の値（圧縮側）のとき、次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1} - \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

$$\sigma_{oc} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau^2} \right\}$$

したがって、胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は、

$$\sigma_o = \text{Max} \left\{ \text{組合せ引張応力} (\sigma_{ot}), \text{組合せ圧縮応力} (\sigma_{oc}) \right\}$$

となる。一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

表-7 中間タンク応力評価結果

機器名称	部材	材料	水平方向 設計震度	応力	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
中間タンク (容量：1,160m ³)	胴板	SM400C	0.36	一次一般膜	70	138

ロ. 圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。
 （座屈の評価）

$$\frac{\alpha(\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\alpha\sigma_{x4}}{f_b} \leq 1$$

ここで、 f_c は次による。

$$\frac{Di+t}{2t} \leq \frac{1200g}{F} \text{ のとき,}$$

$$f_c = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{Di+t}{2t} < \frac{8000g}{F} \text{ のとき,}$$

$$f_c = F \left[1 - \frac{1}{6800g} \left\{ F - \phi_1 \left(\frac{8000g}{F} \right) \right\} \left(\frac{Di+t}{2t} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{8000g}{F} \leq \frac{Di+t}{2t} \leq 800 \text{ のとき,}$$

$$f_c = \phi_1 \left(\frac{Di+t}{2t} \right)$$

ただし、 $\phi_1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6 \frac{E}{x} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \sqrt{x} \right) \right\} \right]$$

また、 f_b は次による。

$$\frac{Di+t}{2t} \leq \frac{1200g}{F} \text{ のとき,}$$

$$f_b = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{Di+t}{2t} < \frac{9600g}{F} \text{ のとき,}$$

$$f_b = F \left[1 - \frac{1}{8400g} \left\{ F - \phi_2 \left(\frac{9600g}{F} \right) \right\} \left(\frac{Di+t}{2t} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{9600g}{F} \leq \frac{Di+t}{2t} \leq 800 \text{ のとき,}$$

$$f_b = \phi_2 \left(\frac{Di+t}{2t} \right)$$

ただし、 $\phi_2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6 \frac{E}{x} \left[1 - 0.73 \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \sqrt{x} \right) \right\} \right]$$

α は安全率で次による。

$$\frac{Di+t}{2t} \leq \frac{1200g}{F} \text{ のとき,}$$

$$\alpha = 1$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{Di+t}{2t} < \frac{8000g}{F} \text{ のとき,}$$

$$\alpha = 1 + \frac{F}{13600g} \left(\frac{Di+t}{2t} - \frac{1200g}{F} \right)$$

$$\frac{8000g}{F} \leq \frac{Di+t}{2t} \text{ のとき,}$$

$$\alpha = 1.5$$

表-8 中間タンク座屈評価

機器名称	部材	材料	水平方向 設計震度	座屈評価結果
中間タンク (容量：1,160m ³)	胴板	SM400C	0.36	0.36 < 1

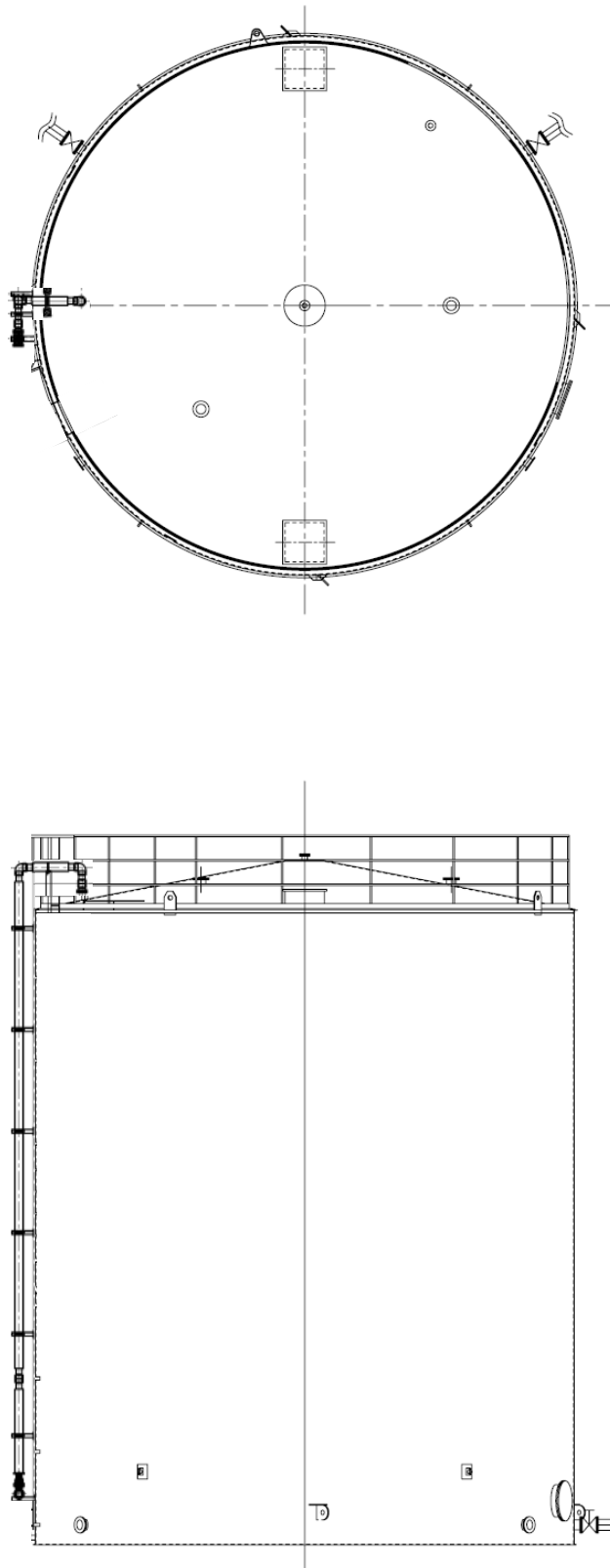
記号の説明

記号	記号の説明	単位
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_i	胴の内径	mm
E	胴の縦弾性係数	MPa
F	設計・建設規格 SSB-3121.1又はSSB-3131に定める値	MPa
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
f_c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
H	水頭	mm
l_g	基礎から容器重心までの距離	mm
m_o	容器の運転時質量	kg
m_e	容器の空質量	kg
S	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5に定める値	MPa
S_a	胴の許容応力	MPa
S_u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に定める値	MPa
S_y	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に定める値	MPa
t	胴板の厚さ	Mm
α	座屈応力に対する安全率	—
π	円周率	—
ρ'	液体の密度 (=比重×10 ⁻⁶)	kg/mm ³
σ_o	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
σ_{oc}	胴の組合せ圧縮応力	MPa
σ_{ot}	胴の組合せ引張応力	MPa
$\sigma_{x1}, \sigma_{\phi1}$	静水頭により胴に生じる軸方向及び周方向応力	MPa
σ_{x2}	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{x3}	胴の鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{x4}	胴の水平方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{xc}	胴の軸方向応力の和 (圧縮側)	MPa
σ_{xt}	胴の軸方向応力の和 (引張側)	MPa
σ_{ϕ}	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
τ	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	MPa
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	MPa

4. 別添

別添－1 中間タンク概略図

別添－2 滞留水貯留設備の中間タンクに対するスロッシング評価



中間タンク概略図

II-2-33-添 7-22

滞留水貯留設備の中間タンクに対するスロッシング評価

滞留水貯留設備の中間タンクについて地震発生時のタンク内包水のスロッシング評価を実施した。速度ポテンシャル理論に基づきスロッシング波高の評価を行った結果、スロッシング時のタンク内の液位がタンク天板に到達しないことを確認した。

スロッシング評価の流れは下記の通り。

- ・ 速度ポテンシャル理論に基づき、スロッシング固有周期（水面の一次固有周期）を算出する。
- ・ タンク設置エリアの地表面における基準地震動：Ss-1, 2, 3 に対する速度応答スペクトルから、スロッシング固有周期に応じた速度応答値を求める。
- ・ 速度ポテンシャル理論に基づき、速度応答値からスロッシング波高を算出する。
- ・ スロッシング波高がタンク高さを超えないことを確認する。

$$T_s = 2\pi \sqrt{\frac{D}{3.68g} \coth\left(\frac{3.68H}{D}\right)}$$

$$\eta = 0.837 \left(\frac{D}{2g}\right) \left(\frac{2\pi}{T_s}\right) S_v$$

D : タンク内径 [m]

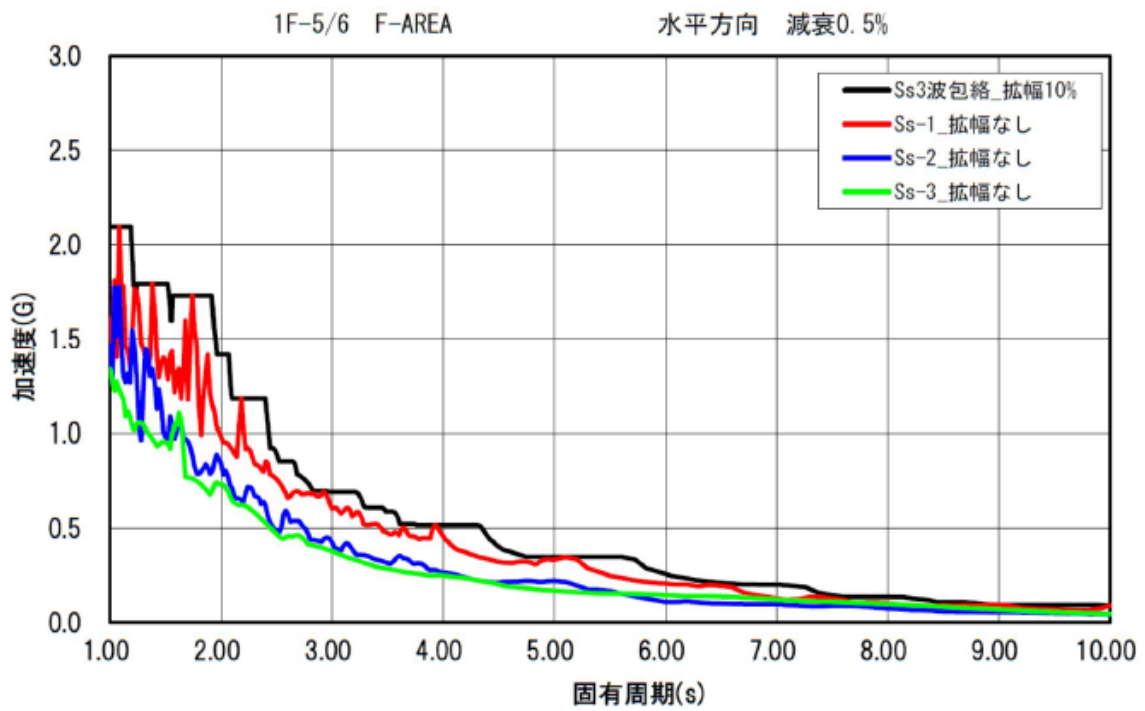
H : タンク液位 [m]

g : 重力加速度 [m/s²]

T_s : スロッシング固有周期 [s]

S_v : 速度応答値 [m/s]

η : スロッシング波高 [m]



スロッシング床応答スペクトル

中間タンクのスロッシング評価結果

機器名称	スロッシング波高 [mm]	スロッシング時液位 [mm]	タンク高さ [mm]
中間タンク (容量: 1,160m ³)	693	12,899	13,000

2.34 5・6号機 計測制御設備

2.34.1 系統の概要

計測制御設備は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対して、監視及び制御を行うためのものである。

さらに、これらの設備からの情報を基にプラントの主要な系統の運転に必要なパラメータの監視及び機器の操作を集中して管理するための計測制御設備を中央制御室に設ける。

[系統の現況]

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持・管理するための主要な系統を監視する主要な機器は復旧済みである。

2.34.2 要求される機能

(1)使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持・管理するために監視ができること。

2.34.3 主要な機器

(1)使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持・管理するための監視機器

a. 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはないため、監視の必要はない。

b. 残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

c. 燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

d. 非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはないため、監視の必要はない。

e. 復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

f. 原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し、今後原子炉に燃料を戻すことはないため、監視の必要はない。

g. 原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

h. 制御棒駆動系計測制御設備

圧力計，流量計，水位計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，監視の必要はない。

i. 非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

j. 核計測装置

起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機のみ）

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，監視の必要はない。

k. 安全保護系計測制御設備

地震計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，監視の必要はない。

l. 制御棒駆動機構関連計測制御設備

原子炉手動制御系，制御棒位置指示系

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，監視の必要はない。

m. 非常用ガス処理系計測制御設備

流量計，差圧計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはない。

5・6号機の使用済燃料は，震災後8年以上冷却されており，原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料－3－3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えないことから非常用ガス処理系の監視の必要はない。

n. 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備

流量計，差圧計

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはない。

5・6号機の使用済燃料は，震災後8年以上冷却されており，原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料－3－3「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと及び運転員の放射線被ばくの影響は小さいことから原

子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系の監視の必要はない。

o. 放射線モニタ関連計測制御設備

エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ*¹

*1：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタである。

(2) 炉心，冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するための監視機器

5・6号機の原子炉格納容器に関しては，現状の開放状態を維持・継続することから除外する。(Ⅱ.2.20 参照)

a. 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計

(3) 臨界未満であることを確認するための監視機器

a. 核計測装置

起動領域モニタ

5・6号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，監視の必要はない。

また，上記監視機器において，既に工事計画軽微変更届出書等により確認している，原子炉水位，原子炉圧力，残留熱除去系熱交換器入口温度（原子炉水温度），残留熱除去系流量，炉心スプレイ系圧力・流量（5号機），低圧炉心スプレイ系流量（6号機），起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機），エリア放射線モニタ，主排気筒放射線モニタ（5・6号機共用）のパラメータについては，添付資料－1に示す。

2.34.4 添付資料

添付資料－1 パラメータ一覧

パラメーター一覧

1. 5号機

(1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第24回工事計画軽微変更届出書(総官第1230号 昭和52年1月25日届出)

(4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第24回工事計画軽微変更届出書(総官第1230号 昭和52年1月25日届出)

(5)炉心スプレイ系圧力

炉心スプレイ系圧力を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(6)炉心スプレイ系流量

炉心スプレイ系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(7)起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官4第679号 平成4年11月5日届出)

(8) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書(総文発官 6 第 18 号 平成 6 年 4 月 19 日届出)

2. 6 号機

(1) 原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(2) 原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(4) 残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(5) 低圧炉心スプレイ系流量

低圧炉心スプレイ系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(6) 起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(7) 出力領域モニタ

出力領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(8) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 245 号 平成 5 年 7 月 8 日届出)

3. 5・6 号機共用

(1) 主排気筒放射線モニタ

主排気筒放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

5 号機：工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

第2編

(5号炉及び6号炉に係る保安措置)

第2章 品質保証

(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。)に基づく品質マネジメントシステムに、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた、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。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。
 - h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (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、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、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。

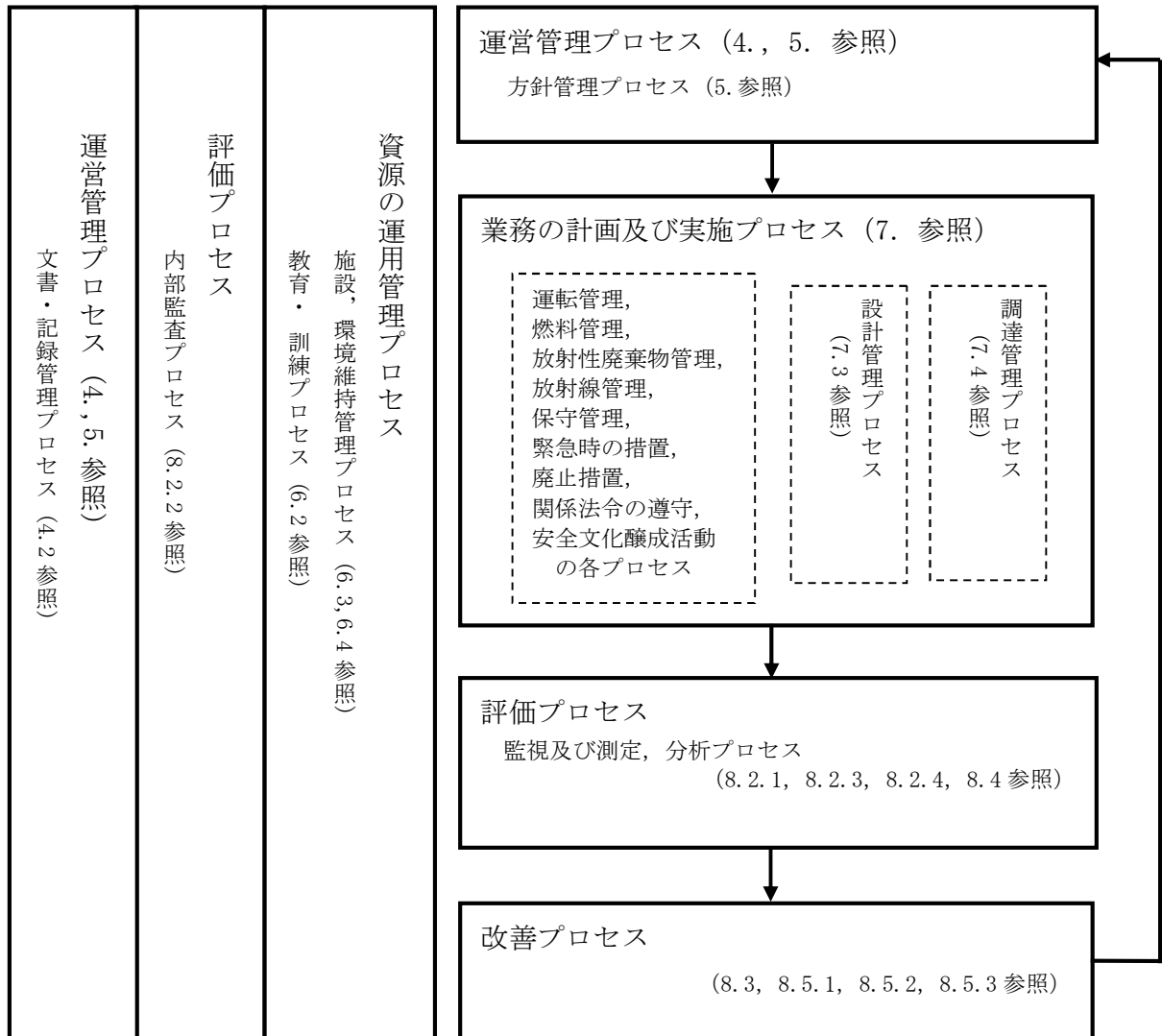


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

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) 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（福島第一廃炉推進カンパニー）	NI-32	原子力安全・統括部
8. 2. 2, 8. 5. 1	8. 2. 2, 8. 5. 1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	内部監査室
8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	NI-31	原子力安全・統括部

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条以外の 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（福島第一廃炉推進カンパニー）	NI-37	原子力安全・統括部	第10条
5. 5. 4	5. 5. 4	保安管理基本マニュアル	DA-24	プロジェクト計画部	第6条～第9条の3
5. 6, 8. 5. 1	5. 6, 8. 5. 1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	DB-18	廃炉推進室	—
6. 2	6. 2	教育及び訓練基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	NH-30	原子力人財育成センター	第118条～第120条
6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	運転管理基本マニュアル	DA-51	プロジェクト計画部	第7条, 第11条の3, 第12条～第15条, 第17条, 第17条の2, 第55条, 第59条, 第61条, 第62条, 第64条, 第66条, 第72条～第77条, 第87条, 第94条, 第95条, 第120条, 第121条
		燃料管理基本マニュアル	DA-52	プロジェクト計画部	第55条, 第72条, 第79条, 第80条, 第85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	DA-54	プロジェクト計画部	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	DA-55	プロジェクト計画部	第90条, 第102条, 第107条, 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	放射線管理基本マニュアル	DA-53	プロジェクト計画部	第92条～第99条, 第100条～第106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条以外の 関連条文
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	NI-Z0 9-80	原子力安全・統括部	第2条の2, 第2条の3
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	原子力災害対策基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	NM-79	原子力運営管理部	第108条～第117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	DA-21	プロジェクト計画部	—
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	DA-16	プロジェクト計画部	—
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	DE-14	廃炉工事設計センター	—
		原子燃料調達基本マニュアル	DA-15	プロジェクト計画部	—
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニュアル	DA-13	プロジェクト計画部	第107条, 第107条の3, 第120条
8.2.4	8.2.4	運転管理基本マニュアル	DA-51	プロジェクト計画部	第61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

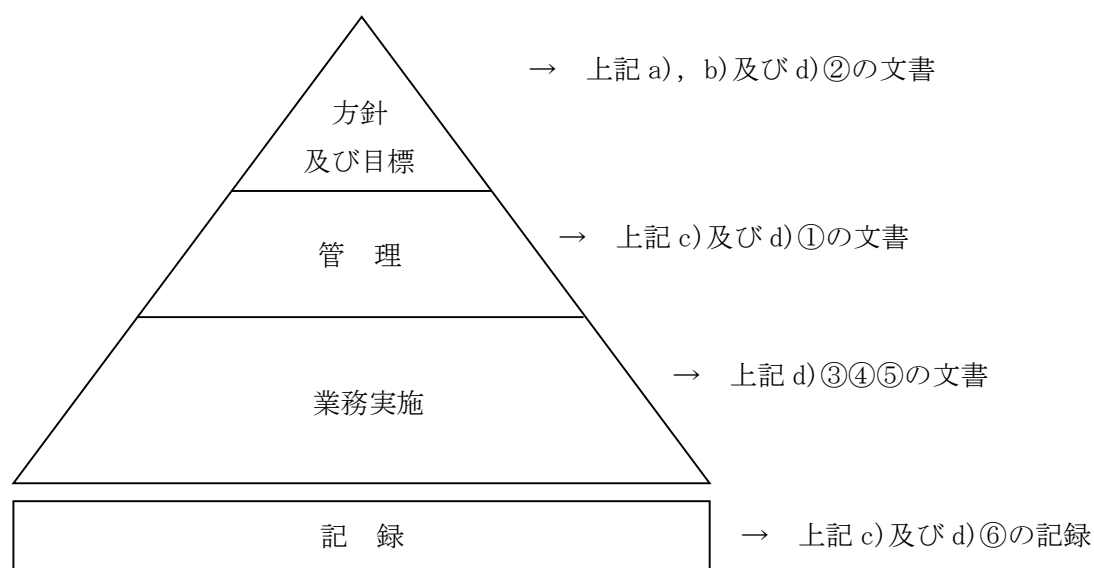


図2. 品質マネジメントシステム文書体系図

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、「NI-32 文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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「NI-32 文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、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する記録の対象を明確にし、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「NI-32 文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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。
- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

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・特定原子力施設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。
- f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。

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・特定原子力施設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、「NI-37 セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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）、第9条（原子炉主任技術者の職務等）及び第9条の2（電気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。なお、組織の要員は、自らの職務の範囲において、保安活動の内容について説明する責任を有する。

5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は、内部監査室長及び廃炉・汚染水対策最高責任者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) 内部監査室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、関係法令の遵守及び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) 廃炉・汚染水対策最高責任者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（内部監査室除く。）にわたって、関係法令の遵守及び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 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・特定原子力施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む実施状況について評価する（5.4.1 及び 8.2.3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5.5.4 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

にする。また、マネジメントレビューや福島第一廃止措置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、「DB-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（品質目標の達成状況を含む。）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) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 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
- h) 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
- i) 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「NH-30 教育及び訓練基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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「DA-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。また、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を維持するためのインフラストラクチャーを関連するマニュアル等にて明確にし、維持する。

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、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理、緊急時の措置、関係法令の遵守及び安全文化醸成活動の各基本マニュアル（これらには廃止措置のプロセスを含む。）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・特定原子力施設に対する品質目標及び要求事項
 - b) 業務・特定原子力施設に特有な、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・特定原子力施設のための検証，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・特定原子力施設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・特定原子力施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・特定原子力施設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・特定原子力施設に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが，業務・特定原子力施設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・特定原子力施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は，「NI-32 文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき，業務・特定原子力施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは，その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは，次の事項を確実にする。
- a) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・特定原子力施設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・特定原子力施設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・特定原子力施設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「DA-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、「DA-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（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限
- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限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し、承認する。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（特定原子力施設の使用を含む。）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及び当該設計・開発に係る専門家を含める。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、「DE-14 調達管理基本マニュアル」及び「DA-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及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を定める。

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
 - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (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。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

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 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施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・特定原子力施設を識別する。
- (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・特定原子力施設の状態を識別する。
- (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・特定原子力施設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・特定原子力施設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を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、「DA-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・特定原子力施設すべてに対して、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・特定原子力施設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「DA-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) 組織のうち客観的な評価を行う部門は、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「AM-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及び権限、並びに要求事項を「AM-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、「NI-37 セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」（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、「DA-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「DA-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・特定原子力施設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「NI-31 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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。
- 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - 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。
 - 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。
 - 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、「DA-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、「NI-37 セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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。
- 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）
 - 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
 - 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）
 - 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、「NI-31 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」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「NI-31 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
 - a) 不適合のレビュー
 - 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、「NI-31 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、その原因を除去する処置を決める。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することを含む。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の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「NI-31 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
 - a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

(原子炉主任技術者の職務等)

第9条

原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「DA-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。
 - (2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。
 - (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
 - (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
 - (5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。
 - (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。
 - (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。
 - (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。
2. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表9-1

条 文	内 容
第92条(管理対象区域の設定及び解除)	第5項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第7項に定める管理対象区域の設定及び解除
第92条の2(管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第7項に定める管理区域の設定及び解除
第118条(所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画
第119条(協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画

表9-2

条 文	内 容
第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第74条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置
第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	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
	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
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）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

表 9 - 3

記 録 項 目
1. 運転日誌 ・原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の補給量
2. 燃料に係る記録 ・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果
3. 引継日誌
4. 放射線管理に係る記録 ・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 ・管理区域における外部放射線に係る 1 週間の線量当量，空气中的放射性物質の 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 ・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には，その状況
5. 放射性廃棄物管理に係る記録 ・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 ・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場所及び方法 ・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 ・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経路
6. 原子炉施設の巡視又は点検の結果
7. 保安教育の実施報告書

第4章 運転管理

第1節 通則

(構成及び定義)

第11条

本章における原子炉の状態は、原子炉に燃料が装荷されていない状態とする。

2. 第3節(第72条～第75条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合^{※1}に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GM^{※2}が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各GM^{※2}が判断した場合

※2：各GMが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は、当直長が運転上の制限を満足していないと判断し、要求される措置を開始させる。

3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

<p>管理的手段による確認</p>	<p>系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を適切に組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。</p> <p>(1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。</p> <p>(2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。</p> <p>(3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。</p> <p>(4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。</p>
<p>原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業</p>	<p>原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</p>
<p>速やかに</p>	<p>第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する^{※3}準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。</p>
<p>定検停止時</p>	<p>施設定期検査（以下「定期検査」という。）のために原子炉が停止している期間をいう。</p>

安全確保設備等	<p>「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」において提出した実施計画に係る以下の設備等をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 原子炉等の監視 (2) 残留熱の除去 (3) 原子炉格納施設の雰囲気等の監視等 (4) 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理 (5) 電源の確保 (6) 電源喪失に対する設計上の考慮 (7) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 (8) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 (9) 放射性気体廃棄物の処理・管理 (10) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 (11) 作業員の被ばく線量の管理等 (12) 緊急時対策
---------	---

※3：関係者への連絡，各運転員への指示，手順の準備・確認等を行うこと。

4. 本編における「当直長」とは，5／6号炉の当直長をいう。

第 1 1 条の 2
削除

(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)

第 1 1 条の 3

当直長は、次の事項を遵守する。

- (1) 原子炉内に燃料を装荷しないこと。
- (2) 原子炉モードスイッチを「停止」位置から他の位置に切り替えないこと。

(原子炉施設の運転員の確保)

第 12 条

5・6号／共通設備運転管理部長は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 5・6号／共通設備運転管理部長は、原子炉施設の運転にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表12に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

3. 5・6号／共通設備運転管理部長は、表12に定める人数のうち、2名以上を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。

表 12

	当直
1班あたりの人数	3名以上

(マニュアルの作成)

第 14 条

運営GMは、次の各号に掲げる当直長又は運営GMが実施する原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・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。

- (1) 巡視点検に関する事項
- (2) 異常時の操作に関する事項
- (3) 警報発生時の措置に関する事項
- (4) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (5) 定例試験に関する事項

第 16 条
削除

(地震・火災等発生時の対応)

第 17 条

各GMは、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

- (1) 震度 5 弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。
 - (2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼の防止に努め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。
2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。
- (1) 防災安全GMは、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を免震重要棟緊急時対策所及び新事務本館緊急時対策室に設置する^{※2}。
 - (2) 防災安全GMは、初期消火活動を行う要員として、10名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。
 - (3) 防災安全GMは、初期消火活動を行うため、表 1 7 に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。
 - (4) 当直長は、第 1 3 条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。
 - (5) 各GMは、震度 5 弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後発電所内^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。
 - (6) 防災安全GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を 1 年に 1 回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表 1 7

設備	数量
化学消防自動車 ^{※4}	1 台 ^{※5}
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1 5 0 0 リットル以上

3. 各GMは、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある判断した場合は、5・6号／共通設備運転管理部長に報告する。5・6号／共通設備運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉施設の健全性を維持するための措置について協議する。

※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※2：専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。

- ※3：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構築物，系統及び機器とする。
- ※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。
- ※5：化学消防自動車は，点検又は故障の場合には，※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

第2節 運転上の留意事項

第18条

削除

第3節 運転上の制限

第19条

削除

第 20 条
削除

第 21 条
削除

第 22 条
削除

第 23 条
削除

第 24 条
削除

第 25 条
削除

第 26 条
削除

第 27 条
削除

第 28 条
削除

第 29 条
削除

第 30 条
削除

第 31 条
削除

第 32 条
削除

第 33 条
削除

第 34 条
削除

第 35 条
削除

第 36 条
削除

第 37 条
削除

第 38 条
削除

第 39 条
削除

第 40 条
削除

第 41 条
削除

第 42 条
削除

第 43 条
削除

第 44 条
削除

第 45 条
削除

第 46 条
削除

第 47 条
削除

第 48 条
削除

第 49 条
削除

第 50 条
削除

第 51 条
削除

第 52 条
削除

第 53 条
削除

第 54 条
削除

(使用済燃料プールの水位及び水温)

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表 55-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 55-2 の措置を講じる。

表 55-1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表 55-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに その後 毎日 1 回 速やかに

第 56 条
削除

第 57 条
削除

第 58 条
削除

(外部電源)

第 59 条

外部電源^{※1}は表 59-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 59-2 の措置を講じる。

※1：外部電源とは、電力系統からの電力を第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。

表 59-1

項 目	運転上の制限
外部電源	1 系列 ^{※2} が動作可能であること

※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。

表 59-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を 1 系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに
	及び A2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに

第 60 条
削除

(非常用ディーゼル発電機)

第 61 条

非常用ディーゼル発電機^{※1※2}は表 61-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、非常用ディーゼル発電機が運転可能であることを次の事項により確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が $6,900 \pm 345$ V 及び周波数が 50 ± 1 Hz であること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを 1 ヶ月に 1 回確認する。

②表 61-1 で要求されるディーゼル発電機のデイトンクレベルが表 61-2 に定める値を満足していることを 1 ヶ月に 1 回確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後 2 日間を除く。

3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 61-3 の措置を講じる。

※ 1 : 非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系の非常用ディーゼル発電機をいう。

※ 2 : 当直長は、非常用ディーゼル発電機を待機除外にする場合には、1 / 2 / 3 / 4 号炉の当直長に通知する。

表 61-1

項 目	運転上の制限
交流電源	非常用ディーゼル発電機を含め 2 台の非常用発電設備 ^{※3} が動作可能であること

※ 3 : 非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。

表 61-2

項 目	5号炉 A系	5号炉 B系	6号炉 A系	6号炉 B系
非常用ディーゼル発電機 機デイトンクレベル	3,430mm 以上	3,430mm 以上	2,829mm 以上	2,299mm 以上

表 61-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足 していないと判断し た場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
	A2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに

(非常用ディーゼル発電機燃料油等)

第 62 条

ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気は、表 62-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後 2 日間を除く。

2. ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを、付表 62-1、付表 62-2 及び付表 62-3 で 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油又は起動用空気が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 62-2 の措置を講じる。

表 62-1

項 目	運転上の制限
ディーゼル燃料油、 潤滑油及び起動用空気	第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機 に対し必要量確保されていること

付表 62-1

項 目	No. 3	No. 6
ディーゼル燃料油(軽油 タンクレベル)	2,180mm以上 (1,490mm ^{※1} 以上)	1,291mm以上

付表 62-2

項 目	5 号炉	5 号炉	6 号炉	6 号炉
	A 系	B 系	A 系	B 系
潤滑油 (サンプタンク 貯油量)	1,815 l 以上	1,815 l 以上	2,300 l 以上	1,900 l 以上

※ 1 : 6 号炉 A 系ディーゼル発電機が要求されない場合

付表 62-3

1. 5号炉

項 目	5号炉A系	5号炉B系
起動用空気 (自動用空気 貯槽圧力)	2.16MP a [gage] 以上	2.16MP a [gage] 以上

2. 6号炉

項 目	6号炉A系	6号炉B系
起動用空気 (自動用空気 貯槽圧力)	2.16MP a [gage] 以上	2.16MP a [gage] 以上

表 62-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上の軽油タンクレベルが付表62-1を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油貯油量が付表62-2を満足しない場合	B1. 制限値以内に復旧する。	2日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が付表62-3を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	2日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

第 63 条
削除

(直流電源)

第 64 条

直流電源は表 64-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、第 66 条で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器^{※1}について、浮動充電時の蓄電池電圧が 126V 以上であることを 1 週間に 1 回確認する。

※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となつて動作不能となる。

3. 当直長は、直流電源が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 64-2 の措置を講じる。

表 64-1

項 目	運転上の制限
直流電源	第 66 条で要求される直流電源が動作可能であること

表 64-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに

第 65 条
削除

(所内電源系統)

第 66 条

所内電源系統は表 66-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、第 61 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線及び直流電源母線が受電されていることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は、所内電源系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 66-2 の措置を講じる。

表 66-1

項 目	運転上の制限
所内電源系統	第 61 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線及び直流電源母線が受電されていること

表 66-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 要求される非常用交流高圧電源母線又は直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

第 67 条
削除

第 68 条
削除

第 69 条
削除

第 70 条
削除

第 71 条
削除

(運転上の制限の確認)

第 72 条

各GMは、運転上の制限を第 3 節各条の第 2 項で定める事項^{※1}で確認する。

2. 第 3 節各条の第 2 項で定められた頻度及び第 3 項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表 72 に定める範囲内で延長することができる^{※2}。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。
3. 各GMは、第 3 節各条の第 2 項で定める事項を行うことができなかつた場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第 3 節各条の第 3 項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第 3 節各条の第 3 項の要求される措置を開始する。
4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第 3 節各条の第 2 項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。
5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
6. 第 3 節各条の第 2 項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第 3 節各条の第 2 項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第 73 条第 2 項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第 72 条から第 75 条を除く。以下、第 73 条及び第 74 条において同じ。

※2：第 2 節で定められた頻度も適用される。

表 72

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
毎日 1 回		所定の直の時間帯で確認する。
1 週間に 1 回	2 日	日単位の間隔で確認する。
1 ヶ月に 1 回	7 日	同上 なお、1 ヶ月は 31 日とする。

(運転上の制限を満足しない場合)

第73条

運転上の制限を満足しない場合とは、各GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各GMは、この判断を速やかに行う。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各GMは、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
4. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、5・6号/共通設備運転管理部長に報告し、5・6号/共通設備運転管理部長は所長及び原子炉主任技術者に報告する。
5. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。
6. 各GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、5・6号/共通設備運転管理部長に報告し、5・6号/共通設備運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。
7. 各GMは、次の各号を適用することができる。
 - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
 - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
 - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
 - (4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

(保全作業を実施する場合)

第 74 条

各GMは、保全作業（試験を含む）を実施するため計画的に運転上の制限外に移行する場合は、あらかじめ必要な安全措置^{※1}を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。

2. 第 1 項の実施については、第 73 条第 1 項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
3. 各GMは、第 1 項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。
4. 各GMは、第 1 項に基づく保全作業を開始する場合は、当直長に報告する。第 1 項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。
5. 各GMは、第 1 項を実施する場合、第 73 条第 3 項及び第 7 項に準拠する。
6. 第 1 項において、保全作業中に必要な安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。
7. 各GMは、第 1 項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、5・6号／共通設備運転管理部長に報告し、5・6号／共通設備運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。

※1：第 3 節各条の第 2 項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。

(運転上の制限に関する記録)

第 75 条

当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）
- (3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

2. 当直長は、自ら第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合又は各 GM から第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容
- (2) 必要な安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果
- (3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻

(異常発生時の基本的な対応)

第 76 条

当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には、5・6号／共通設備運転管理部長に報告するとともに、それを抑制するために必要な措置を講じる。

2. 5・6号／共通設備運転管理部長及び各GMは、第1項について次に示す必要な措置を講じる。
 - (1) 5・6号／共通設備運転管理部長は、各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び原子炉主任技術者に報告する。
 - (2) 各GMは、異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに、異常の原因及び対応措置について5・6号／共通設備運転管理部長に報告する。
 - (3) 5・6号／共通設備運転管理部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。

(異常時の措置)

第 77 条

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

(異常収束後の措置)

第 78 条

当直長は、第 76 条第 1 項の異常収束後、その原因に対する対策が講じられていることを確認する。

第 8 1 条
削除

第 8 2 条
削除

第 8 3 条
削除

第 8 4 条
削除

(放射性気体廃棄物の管理)

第 89 条

分析評価GMは、表 89-1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を環境管理GMに通知する。また、環境管理GMは、次の事項を管理するとともに、その結果を当直長又は運営GM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 131）の放出量が、表 89-2 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. 当直長又は運営GM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 89-1

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施 GM
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)	当直長
		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)	
	・ 焼却炉建屋 排気筒	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)	運営 GM

表 89-2

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90条

各GMは、表90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90

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	計装設備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	分析評価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	計装設備GM	1台
	試料放射能測定装置	分析評価GM	1台 ^{※2}

※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：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

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に示す区域とする。

2. 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. 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. 放射線管理GMは、添付2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、放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 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、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 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、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. 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、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

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1に示す区域とする。

2. 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. 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. 放射線管理GMは、添付1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、放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 放射線管理GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 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、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. 放射線管理GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

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

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に示す区域とする。
3. 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

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に示す区域とする。
 3. 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、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. 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. 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

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1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. 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、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. 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。

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) 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) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (以下「技術基準規則」という。)」に規定される設備

(4) 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、P S A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、P S A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、系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a) 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(MP F F)回数

ii. 非待機(U A)時間*¹

※1：非待機(U A)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) 系統レベルの保全活動管理指標

i. 予防可能故障(MP F F)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(U A)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55条、第59条、第61条、第62条、第64条、第66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、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、保全の実施段階において維持すべき原子炉施設の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、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) 所定の機能を発揮しう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) 所定の機能を発揮しう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築物、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つて，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) 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。

第10章 保安教育

(所員への保安教育)

第118条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NH-30-1 保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。
- (2) 原子力人財育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条第2項に基づき保安委員会の確認を得る。
- (3) 各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者へ報告する。

ただし、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) 原子力人財育成センター所長は、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。

所員への保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

総括表中分類との対応	内 容	対象者及び教育時間※2						電離射の種類
		運転員※3			運転員以外の技術系所員	事務系所員	電離射の種類	
		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				
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 放射線管理に関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 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核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること 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	◎ (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)	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
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 放射線管理に関すること ※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	◎ (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)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1 放射線管理に関すること ※1 関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1 放射線管理に関すること ※1	①原子炉施設の構造、性能に関すること ②放射線管理に関すること ③電離放射線の種類及び性質 ④電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響 ⑤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 ⑥管理区域への立入り及び退去の手順	◎ (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)	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 電離放射線の生体にも与える影響 関係法令
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 放射線管理に関すること ※1 原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1 非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料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 ②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 ③原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い ④異常な事態が発生した場合における応急の措置	◎ (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)	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

※1:各GMが、別途定められた基準に照し、各項目の全数又は一部について十分な知識
 ※2:五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。
 ※3: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。
 ※4:運転員には作業管理/クループ員を含む。

(協力企業従業員への保安教育)

第119条

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

4. 運営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及び廃炉・汚染水対策最高責任者に報告する。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、運営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. 運営GM又は燃料管理GMは、燃料取扱い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、「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。

6. 運営GM又は燃料管理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及び廃炉・汚染水対策最高責任者に報告する。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、運営GM又は燃料管理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に必要な教育

保安教育の内容		対象者※2	
大分類	中分類	小分類 (項目)	実施時期
入所時に実施する教育※1	原子炉施設の構造・性能に関すること	作業上の留意事項	入所時
	非常の場合に講ずべき処置に関すること	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		対象者及び教育時間※2		電離線の分類
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	
核燃料物質及び核燃料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種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	◎(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)	×	
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによる放射線汚染の発生した場合における応急の措置の方法 ③核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いの方法			原子炉施設における作業の方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	④放射線計測による放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法			
放射線管理に関すること ※1	⑤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			
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法			
原子炉施設の構造・性能に関すること 放射線管理に関すること	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法	◎(1.5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	⑦電離放射線の種類及び性質 ⑧電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響 ⑨電離放射線の生体組織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)	×	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	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	◎(1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※1	⑩管理区域への立ち入り及び退去の手順			
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	⑪核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによる放射線汚染の発生した場合における応急の措置の方法			
放射線管理に関すること ※1	⑫外周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			
放射線管理に関すること ※1	⑬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			
原子炉施設の構造・性能に関すること 放射線管理に関すること	⑭原子炉、放射性廃棄物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	⑮異常な事態が発生した場合における応急の措置			

※1: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認識が前提として、該当する教育について実施することができる。
 ※2:各対象者に要求されている教育項目は、対象者ごとの所属から選定される。
 ◎: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

第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

第 1 2 0 条

組織は、表 1 2 0 - 1 に定める保安に関する記録を適正に作成（3 8. 及び 3 9. の記録を除く。）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. 各 GM 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。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。

3. 組織は、表 1 2 0 - 3 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

記録	記録すべき場合※1	保存期間
8. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の補給量	毎日1回	1年間
9. 警報装置から発せられた警報の内容※4	その都度	1年間
10. 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
11. 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
12. 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
13. 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
14. 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) 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
15. 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
16. 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
17. 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
18. 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

記録	記録すべき場合※1	保存期間
19. 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
20. 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年間において毎年度1回	※6
21. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※6
22. 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年間にお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
23. 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
24. 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
25. 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
26. 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

記録	記録すべき場合※1	保存期間
27. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※7
28. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※7
29. 事故の原因	同上	※7
30. 事故後の処置	同上	※7
31. 風向及び風速	連続して※8	10年間
32. 降雨量	同上	10年間
33. 大気温度	同上	10年間
34. 保安教育の実実施計画	策定の都度	3年間
35. 保安教育の実実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間
36. 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
37. 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
38. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
39. 定期検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間

※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43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（工事の計画の認可）、第43条の3の10（工事の計画の届出）、第43条の3の11（使用前検査）及び第43条の3の13（溶接安全管理検査）並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）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、技術基準規則第47条第1項及び第2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

記録	記録すべき場合	保存期間
<p>1. 溶接事業者検査の結果</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	<p>検査の都度</p>	<p>※9, ※10</p>
<p>2. 定期事業者検査の結果</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	<p>検査の都度</p>	<p>その特定発電用原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間</p>

※9：(1)～(6)については当該溶接事業者検査に係る原子炉容器等の存続する期間

※10：(7)～(11)については当該溶接事業者検査を行った後最初の原子炉等規制法第43条の3の13第6項の通知を受けるまでの期間

表 1 2 0 - 3 * 1 1

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

※ 11：表 120-1 又は表 120-2 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／共通設備運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。

- (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、「DA-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、「DA-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から10日以内に施行する。

附則（令和元年12月17日 原規規発第1912172号）

(施行期日)

第1条

この規定は、令和元年12月27日から施行する。

附則（平成31年1月28日 原規規発第1901285号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条については、油処理装置の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（平成29年3月7日 原規規発第1703071号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条については、放射性物質分析・研究施設第1棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（平成25年8月14日 原規福発第1308142号）

(施行期日)

第1条

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。

添付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1 管理区域図

(第92条の2及び第93条の3関連)

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 管理対象区域図

(第92条, 第93条及び第93条の2関連)