廃炉発官Ｒ８第１１８号
令和８年１０月２６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

令和７年６月２４日付け廃炉発官Ｒ７第４８号をもって申請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通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，補正理由及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

６号機使用済燃料の取り出し完了に伴う冷温停止維持設備等の記載変更に関して，審査の進捗を踏まえ，以下の通り補正を行う。

併せて，原規規発第2602241号及び原規規発第2610091号にて認可された実施計画の反映を行う。

目次

・審査進捗に伴う申請内容の取り下げ

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

1.2　５・６号機の工程

・審査進捗に伴う記載の変更

2　リスク評価

2.3　特定原子力施設における主なリスク

2.3.4　５・６号機の使用済燃料プールの燃料

・変更なし

2.4　特定原子力施設の今後のリスク低減対策

本文

・変更なし

添付資料－１

・審査進捗に伴う記載の変更

Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備

1　設計，設備について考慮する事項

1.1　原子炉等の監視

本文

・審査進捗に伴う記載の変更

1.2　残留熱の除去

本文

・審査進捗に伴う記載の変更

1.3　原子炉格納施設雰囲気の監視等

本文

・審査進捗に伴う記載の変更

1.7　電源喪失に対する設計上の考慮
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画
2.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備
本文
・変更なし
添付資料－６
・記載の適正化

2.7　電気系統設備
本文
・変更なし
添付資料－２
・変更なし

2.18　５・６号機に関する共通事項
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－１
・審査進捗に伴う記載の変更

2.19　５・６号機 原子炉圧力容器
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.20　５・６号機 原子炉格納施設
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－１
・審査進捗に伴う記載の削除

2.21　５・６号機 制御棒及び制御棒駆動系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.22　５・６号機 残留熱除去系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－１
・変更なし
添付資料－２
・変更なし

2.23　５・６号機 非常用炉心冷却系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.24　５・６号機 復水補給水系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.25　５・６号機 原子炉冷却材浄化系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.26　５・６号機 原子炉建屋常用換気系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
・記載の適正化

2.27　５・６号機 燃料プール冷却浄化系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－２
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－３
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－４
・審査進捗に伴う記載の変更

2.29　５・６号機 非常用ガス処理系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.30　５・６号機 中央制御室換気系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更

2.32　５・６号機 電源系統設備
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－３
・変更なし
添付資料－５
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－６
・変更なし

2.33　５・６号機 放射性液体廃棄物処理系
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－１１
・審査進捗に伴い新規作成

2.34　５・６号機 計測制御設備
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－１
・審査進捗に伴う記載の変更

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４章　運転管理
第１３条
・審査進捗に伴う記載の変更
第５５条
・原規規発第2602241号にて認可された実施計画の反映
附則
・原規規発第2610091号にて認可された実施計画の反映

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
・審査進捗に伴う記載の変更

6　特定原子力施設の設備，機器の解体撤去に係る補足説明
本文
・審査進捗に伴う記載の変更
添付資料－２４
・審査進捗に伴い新規作成

以　上

别添

1.2　５・６号機の工程

1.2.1　使用済燃料プールの冷却・滞留水処理

(1) 下記のとおり原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，プールゲートを閉止した。５号機では全使用済燃料が使用済燃料プールに貯蔵されており，今後原子炉に燃料を移動することはない。使用済燃料プール内の燃料取出し終了までは，使用済燃料プールの冷却を継続する。

【５号機】

２０１５年６月：	原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動完了
２０１６年１月：	プールゲート閉止

【６号機】

２０１３年１１月：	原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動完了
２０１４年７月：	プールゲート閉止
２０２５年４月：	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移動完了

(2) ５・６号機の滞留水は仮設設備による処理及び発生量抑制を継続する。また，更なる発生量抑制のため，サブドレン設備については設備の浄化及び設置を行い，その結果等を踏まえて，順次復旧を行っていく。
必要に応じて貯留能力の増強及び信頼性向上対策を進める。

1.2.2　５・６号機からの燃料取出計画

最新の中長期ロードマップに沿って，燃料取出しの全体工程を改訂していく事とし，特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図るものとする。

中長期ロードマップの工程や内容は，今後の現場状況や研究開発成果，規制要求等によって変わり得るものであるが，安全を最優先としつつ継続的に見直していく。

1.2.3　４号機から６号機への新燃料受入

４号機の燃料は使用済燃料共用プールに受入れることを基本としているが,使用済燃料共用プールの空き容量を確保するための輸送貯蔵兼用キャスクの調達が遅延しており,使用済燃料共用プール内に新燃料の保管場所を確保することが困難な状況となった。このことから,燃料管理上の信頼性向上を図るため,新燃料の一部について震災後に復旧し設計上想定内の環境で使用している６号機の使用済燃料プールに受入れた。新燃料の内蔵する放射能は使用済燃料に比べて十分小さく,崩壊熱も無視できることから自然災害により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るリスクはない。

なお，新燃料の一部を受入れたが，５・６号機に貯蔵している使用済燃料を１～３号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で使用済燃料共用プールへ搬出する計画に変更はない。

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，原子炉圧力容器・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，原子炉圧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 2.0×10^{-4}mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 2.1×10^{-5}mSv，特定原子力施設から 10km 地点で約 7.6×10^{-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，原子炉圧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。原子炉圧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＋２ｍ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－３－２「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，82 日程度と評価されており，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[℃/h]	時間的余裕［日］
5	使用済燃料プール	0.23	82

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，使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されていた 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作業を進めている。

使用済燃料乾式キャスクについては，除熱，遮蔽，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。この保管状況において使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は，「東京電力福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方（令和 4 年 11 月 16 日原子力規制委員会了承 令和 5 年 6 月 19 日一部改訂）」を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に対し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。また，上記で定めた耐震クラスに応じて「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 4」についても考慮した設計となっている。

ただし，令和 4 年 11 月 16 日以前に認可された設備については，基準地震動 Ss（最大加速度 600gal）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。

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

・多核種除去設備等により，汚染水に含まれるトリチウム以外の放射性物質を，東京電力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して必要な事項を定める告示（以下「告示」という。）に規定される濃度限度との比の総和が 1 未満となるよう浄化処理した水（以下「ALPS 処理水」という。）の海洋放出による，ALPS 処理水等を貯蔵するタンク（以下「中低濃度タンク」という。）の解体・撤去

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

・中低濃度タンク廻りの堰，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，敷地内の特定原子力施設からの直接線・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。

2.4　特定原子力施設の今後のリスク低減対策

現状，特定原子力施設の追加的放出等に起因する，敷地外の実効線量は低く抑えられている（2.2 参照)。また，多くの放射性物質を含有する燃料デブリや使用済燃料等において異常時に発生する事象を想定したリスク評価においても，敷地外への影響は十分低いものであると評価している（2.3 参照)。

今後，福島第一原子力発電所内に存在している様々なリスクに対し，最新の「東京電力福島第一原子力発電所　中期的リスクの低減目標マップ（以下「リスクマップ」という。)」に沿って，リスク低減対策に取り組んでいく。プラントの安定状態に向けた更なる取組，発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組，ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の各項目に対し，代表される様々なリスクが存在している。

各項目に対するリスク低減のために実施を計画している対策については，リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い，期待されるリスクの低減ならびに安全性，被ばく及び環境影響等の観点から，その有効性や実施の要否，時期等を十分に検討し，最適化を図るとともに，必要に応じて本実施計画に反映する。

また，「Ⅰ 2.3.7 放射性廃棄物」にて実施する，ALPS 処理水の海洋放出により，廃炉作業に係る敷地などのリソースを有効に活用していくことで，中長期ロードマップに沿った全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減対策を実現していく。

2.4.1　添付資料

添付資料－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（１／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策		目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	原子炉の冷却計画	・中長期的な温度計故障による原子炉冷温停止状態の監視不能リスク	原子炉圧力容器代替温度計の新設		原子炉圧力容器の既設温度計について，既設温度計の故障に備えて，追加温度計を設置できるように，温度監視が可能な箇所を選定し，各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。	2 号機:平成 24 年 10 月設置完了 1，3 号機:平成 31 年 4 月に作業の成立性，温度計設置の成立性の観点から設置が困難である旨報告（毎月，温度計信頼性評価を実施）	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤2 号機の温度計の故障が多いことから 2 号機を優先的に設置することが妥当である。1，2 号機についても順次設置を検討していく予定である。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の圧力容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
			格納容器内監視計器設置		原子炉格納容器内の既設温度計については，故障した場合，メンテナンスや交換ができないことから，原子炉格納容器内部の冷温停止状態の直接監視のために，代替温度計を格納容器貫通部から挿入する。	1 号機：平成 24 年 10 月設置完了 2 号機：平成 24 年 9 月設置完了 平成 25 年 8 月追加設置完了 3 号機：平成 27 年 12 月設置完了	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は格納容器内の冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤３号機の原子炉建屋内は線量が高いため，1，2 号機の設置を優先させることは妥当である。３号機については，設置作業ができるよう環境改善後，速やかに設置する計画を立案する。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の格納容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	原子炉の冷却計画	・注水機能停止リスク ・放射性物質の系外放出リスク	循環注水冷却水源の信頼性向上対策	復水貯蔵タンクへの運用変更と復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化	原子炉注水設備について，水源を仮設バッファタンクから，既設の復水貯蔵タンクに変更することにより，水源保有水量の増加，水源の耐震性向上を図る。さらに配管距離の短縮，ポリエチレン管の新設配管設置により，注水機能喪失及び漏えいリスクの低減を図る。	平成 25 年 7 月復水貯蔵タンクの運用開始 平成 26 年 2 月復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化対策完了	①炉注設備は既に多様性，多重性を備えており，一定の信頼性は確保されているが，期待される更なる信頼性向上が図れない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③水源を復水貯蔵タンクに変更することにより水源の耐震性が高くなるためリスクは低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤炉注設備の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				漏えい時の敷地外放出防止対策（堰や漏えい検出設備等の設置検討）	原子炉注水設備の配管等に漏えいが発生した場合の敷地外放出防止・早期検知のために堰や漏えい検知設備を設置する。	平成 25 年 12 月設置完了	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対する設備破損リスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				仮設ハウスの恒久化対策	原子炉注水設備のポンプ等を恒久化したハウス内等に配置することにより，台風，塩害，凍結等の外部事象による設備の故障防止を図る。	平成 25 年 2 月設置完了	①凍結等の外部事象リスクが低減しない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③仮設ハウスを恒久化することで外部事象に対するリスクは低減する。 ④仮設ハウスを恒久化するものであり，時間的なリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			建屋内循環ループ構築		水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループを形成し，系外への放出リスクを低減する。また，建屋内滞留水をそのまま冷却水として使用することにより，水処理設備等の処理量，あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに，原子炉注水量を増加させるシステムが構築出来る。	平成 28 年 10 月運用開始 （建屋滞留水循環冷却は，燃料デブリ取り出しに合わせ検討中）	①大循環ループからの漏えいリスクが低減しない。 ②屋外に敷設されているループ長が縮小する分，漏えいリスクを低減する。 ③建屋内に設置することで，気象等に関わる外部事象に対するリスクが低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤建屋内循環ループを構築する前段階として，滞留水水質，作業環境や格納容器止水作業等との干渉も含めて取水場所等を検討する必要があるため，目標時期までに対策できるよう，実施に向けての調査・検討を行っている。 ⑥作業員の被ばくリスクに加え，建屋内が高線量となるリスクがある。 ⑦滞留水水質の傾向監視，ライン構成の最適化，除染等の環境改善等を考慮し，効果的な対策となるよう検討していく必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（２／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	原子炉の冷却計画	・原子炉圧力容器・格納容器内不活性雰囲気維持機能喪失リスク	原子炉圧力容器・格納容器への窒素供給装置の増設	窒素供給装置は常用している２台の内１台の運転で，原子炉格納容器内の水素濃度を可燃濃度（４％）以下に維持するのに十分な性能を保持している。また運転号機が停止しても予備の装置を起動するまでの余裕時間も十分確保（100 時間以上）されていることから，常用１台の運転で問題はないが，更なる信頼性向上のため，常用の窒素ガス分離装置を１台増設する。	平成 25 年 3 月設置完了	①原子炉格納容器内窒素封入設備は，非常用電源を装備した窒素供給装置の設置により多重性を確保しているものの，常用機器の長期間停止を伴う点検等を行う場合には，常用機器が単一状態となる。 ②現状の設備設置状況でも機器の多重性を確保していること，運転号機が停止した場合の停止余裕時間も十分に確保（100 時間以上）されていることから，今回の更なる信頼性向上対策が無くとも，水素爆発の可能性は十分に低く抑えられていると考えている。 ③高台に設置することにより，外部事象に対するリスクは低減する。 ④設備の経年的な劣化により窒素供給設備が故障するリスクが増加するが，装置の増設により，より適切な保守管理が可能となる。 ⑤窒素供給装置の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため，早期に実施することが望ましく既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦実施できないリスクはない。
			水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入	サプレッションチェンバ(S/C)気相部等の高濃度の水素滞留が確認された機器について，窒素ガスの封入等により不活性状態にする。	1 号機：平成 24 年 10 月より対応中 2 号機：平成 25 年 5 月より対応中 3 号機：S/C 内閉空間気相部の水素残留状況の調査を検討中	①今回確認されたサプレッションチェンバ内の高濃度の水素は，事故初期に発生したものの残留物であると考えられ，酸素濃度が低いことや現在まで閉空間内に安定して存在してきてきたことを鑑みると，水素爆発が発生する緊急性は低いと考えられる。しかしながら，水素パージを行わなければ，この状況が継続する。 ②サプレッションチェンバは格納容器の一部であること，閉空間の容積によっては水素の残留量が大きい可能性があることから，万一水素爆発が発生した際に放射性物質が放出されるリスクがあるが，本対策により低減ができる。 ③水素パージにより外部事象に対する水素爆発のリスクは低減する。 ④事故後現在まで安定した状態を維持していることや水の放射線分解の寄与は小さいと考えられること，格納容器内については窒素封入により不活性状態は維持され，格納容器ガス管理設備により水素濃度を監視していることから，時間的リスクが急激に増加することはないと考えられる。 ⑤サプレッションチェンバ補修工事等の関連工事や現場線量環境を考慮した上で，現場調査等を慎重に行い，高濃度の水素が確認された場合には，早期に対策を実施する必要がある。 ⑥建屋内の高線量作業であるため，作業員の被ばくリスクに加え，水素濃度の挙動を確認しつつ作業を行う必要がある。 ⑦現場の状況を踏まえて安全に水素パージができるように窒素封入方法を検討する必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（３／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策		目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	滞留水処理計画	・放射性物質の系外放出リスク	汚染水処理設備等の信頼性向上	滞留水移送・淡水化装置周りの耐圧ホースのポリエチレン管化	滞留水移送・処理設備において耐圧ホースを使用している箇所をより信頼性の高いポリエチレン管等に交換することにより，滞留水，処理水の漏えいリスク，漏えい水による他の設備損傷リスク，漏えい時の作業環境悪化リスクの低減を図る。	平成 24 年 8 月対策完了	①滞留水移送ラインからの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，地震等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，時間的な設備劣化損傷リスクは低減する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦ポリエチレン管等の敷設が出来ない場合は，堰等により漏えいの拡大防止を図る。
				中低濃度タンク増設，及びＲＯ濃縮水一時貯槽のリプレース	ALPS 処理水の貯留場所確保のために中低濃度タンクを増設する。	令和 2 年 12 月目標容量の中低濃度タンク設置を完了（合計 137 万 m^3）	①日々増加し続ける ALPS 処理水の保管場所が無くなり，貯留できなくなるリスクがある。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③貯蔵量を確保することが目的であり，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④中低濃度タンクの経年劣化により漏えいリスクは増加する。 ⑤貯留場所確保のため，計画的に増設していく必要があり，既に実施している。 ⑥滞留水・処理水貯蔵量の増加により，漏えいリスクは増加する。 ⑦中低濃度タンク設置場所には限界があるため，緩和措置として，地下水流入量低減対策を確実に実施する必要がある。
				中低濃度タンクエリアへの堰等の設置	中低濃度タンクエリアに堰等を設置することにより，貯蔵タンクからの漏えいの早期発見と大規模漏えい時の系外への拡大防止	中低濃度タンク設置に合わせ順次実施。目標容量（137 万 m^3）の中低濃度タンク設置分は，漏えい拡大防止策を実施済	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			多核種除去設備の設置		本設備により，汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度まで除去することにより，汚染水貯蔵量の低減ならびに中低濃度タンク貯留水の放射能濃度低減による漏えい時の環境影響の低減を図る。	既設 ALPS：令和 4 年 3 月より本格運転開始 増設 ALPS：平成 29 年 10 月より本格運転開始 高性能 ALPS：令和 5 年 2 月より本格運転開始	①大量の放射性物質を含んだ汚染水を保有し，漏えいするリスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③汚染水の処理により外部事象に対する中低濃度タンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは低減できる。 ④多核種除去設備の稼動が遅れることにより，汚染水貯留量が増加し中低濃度タンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが必要であり，本格運転を開始した。 ⑥二次廃棄物の長期保管ならびに漏えいリスクが発生する。 ⑦対策を実施できないリスクはないが，実施できない場合中低濃度タンクを増設し汚染水を貯留する。
			可能なトレンチから順次，止水・回収の実施		トレンチ内の滞留水を回収し，系外への漏えい防止を図る。	可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施中 海水配管トレンチ内汚染水除去完了 2 号機： 平成 27 年 6 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 29 年 3 月（立坑充填完了） 3 号機： 平成 27 年 7 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 27 年 8 月（立坑充填完了） 4 号機： 平成 27 年 12 月（トレンチ内滞留水移送完了，立坑充填完了） 1 号機：対応中	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っているが，高濃度滞留水のコンクリート健全部中の拡散を評価したところ，トレンチ部は 10～13 年で外表面に達するリスクがある。 ⑤止水方法の成立性等を検討し，可能なトレンチから順次実施していくことが望ましく，また，並行して津波対策を実施予定。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，トレンチ内滞留水の処理が必要となる。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（４／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	滞留水処理計画	・放射性物質の系外放出リスク	建屋の津波対策（建屋開口部の閉鎖・水密化）	仮設防潮堤を超える津波が建屋開口部から浸入し，建屋地下に滞留している高濃度滞留水が系外へ漏えいしないよう建屋開口部の閉鎖・水密化等を行う。	令和４年１月建屋開口部閉止（合計 127 箇所）完了	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っている上，水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるが，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤現場状況を勘案し，対策の必要な箇所については，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。
			滞留水一時貯留設備の設置	プロセス主建屋(PMB)/高温焼却炉建屋(HTI)の滞留水処理を実施し，床面露出するには，PMB/HTI での１－４号機建屋内滞留水の一時貯留が不要な処理プロセスへの変更が必要なため，PMB/HTI に代わるバッファ機能などを有する設備として滞留水一時貯留設備を設置する。	今後対策実施	①PMB,HTI からの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 ②PMB,HTI からの漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④PMB,HTI の建屋の止水箇所の劣化等により，漏えいに繋がる損傷が発生する可能性が増加する。 ⑤PMB,HTI の滞留水処理のために可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，滞留水から分離したスラッジについては，継続して PMB には蓄積することになる。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
		・滞留水の発生量の増加リスク	サブドレンの復旧	建屋周辺の地下水を汲み上げる設備（サブドレン）を復旧し，地下水位を下げることにより，建屋内への地下水流入量の低減を図る。	平成 27 年９月サブドレン稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤可能な限り早期に実施していく必要があり，復旧計画を検討中。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，サブドレン水の浄化が必要となる。 ⑦他の地下水流入量低減対策として，地下水バイパスを早期に稼働することで地下水流入量抑制を図る。
			地下水バイパスの設置	建屋周辺の地下水は山側から海側に向かって流れていることから，建屋山側の高台で地下水を揚水し，その流路を変更して海にバイパスすることにより，建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ，建屋への地下水流入量の低減を図る。	平成 26 年５月地下水バイパス稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 ②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤干渉する作業などはないことから，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥揚水井稼働により建屋の周辺地下水位が下がりすぎ，建屋の汚染水が流出するリスクやバイパスの揚水井に汚染した地下水を引き込み，海域へ放出されるリスクへの対応が必要である。 ⑦揚水井を稼働しても建屋への地下水流入が想定どおり減少しない場合も考慮し，水処理・貯留場所の確保を行う必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　⑤実施時期の妥当性　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（５／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	電気系統設備の信頼性向上	・単一故障による電源停止リスク	タービン建屋内所内高圧母線設置及び重要負荷の供給元変更	1系統で供給していた重要負荷に対し，タービン建屋２階に設置する２系統の所内高圧母線から供給できるようにすることで信頼性を向上させる。	平成 25 年３月タービン建屋内所内高圧母線設置完了 平成 25 年７月重要負荷の供給元変更完了	①1 系統で電源供給している重要負荷については，電源喪失時は一部小型発電機にて機能維持ができるが，機能喪失に繋がるリスクは低減しない。 ②重要度の高い原子炉注水設備の更なる信頼性向上に寄与するとともに，使用済燃料プール設備の一部の動的機器について，電源を２系統から供給できるようになるため，燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクを低減できる。 ③タービン建屋２階に設置されている所内高圧母線から供給できることにより，津波に対する電源喪失リスクは低減する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
		・津波浸水による電源喪失リスク	共用プール建屋の防水性向上	所内共通ディーゼル発電機 A．B が設置されている共用プール建屋に対して津波対策として防水性を向上させる。	平成 25 年９月対策完了	①共用プール建屋内への津波の浸入による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクは低減しない。 ②共用プール建屋内への津波の浸入を防止することで，所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能が維持できるため燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③津波による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，実施に向け検討を進めている。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた方法を検討する必要がある。
		・電源喪失時の復旧遅延リスク	小型発電機・電源盤・ケーブル等の資材の確保	津波・地震による全交流電源喪失を伴う異常時に備えて，重要設備の復旧作業に必要な屋外照明等の資材を確保する。	平成 25 年３月対策完了	①津波や地震により全交流電源喪失を伴う異常が発生した場合に，屋外照明等が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ②放射性物質の追加放出リスクはないが，全交流電源喪失等の異常が発生した場合に，照明が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ③復旧資材の確保に対して外部事象に対するリスクはない。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
			所内高圧母線 M/C（非常用 D/G　M/C を含む）の免震重要棟からの遠方監視・操作装置の新設	免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とし，異常の早期検知を図る。	平成 25 年１月対策完了	①電源喪失時に異常の検知等が遅れることで復旧作業が遅延するリスクがある。 ②対策を実施することで原子炉注水設備等の重要負荷の電源供給機能の長期機能喪失を防止することができるため，燃料の損傷等による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③対策を実施することで外部事象に対する電源供給機能の長期喪失リスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に完了している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（６／９）

ロードマップ関連項目			想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	海洋汚染拡大防止計画		・放射性物質が地下水に流出した際の海洋への放出リスク	遮水壁の設置	建屋内の汚染水が地下水に流出した場合，汚染された地下水が地下の透水層を経由して海洋に流出することを防止する	平成 27 年 10 月設置完了	①汚染水が地下水に流出した場合の汚染水が海洋等へ流出するリスクが低減しない。 ②汚染水が地下水に流出した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③敷地内の汚染水保管設備が破損した場合，遮水壁が汚染水流出の歯止めとなるため，外部事象に対するリスクは低減できる。 ④汚染水流出の歯止めが目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤干渉する作業などはないことから，早期に設置することが望ましく，既に実施している。 ⑥地下水ドレンでくみ上げた水により構内の保管水量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			・港湾内の放射性物質の海洋への拡散リスク	港湾内海底土の浚渫・被覆等	港湾内の環境改善のために海底の汚染土の除去と大型船舶の航路・泊地を確保することを目的に，港湾内海底土の浚渫・被覆等を実施する。 浚渫した土は航路・泊地エリア外に一時的に集積させることとし，集積した土については再拡散防止のため，被覆等を実施する。	平成 28 年 12 月対策完了	①港湾内の海底土が波浪等により再拡散し，港湾外に放出するリスクが低減しない。 ②波浪等により海底土が再拡散した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することで外部事象により海底土が再拡散するリスクは低減する。 ④海底土の拡散防止が目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤港湾内の船舶航行及び海上作業の輻輳状況を把握した上で，実施時期を検討する。 ⑥海底土が再拡散しない施工方法を選択することによりリスクは小さくなる。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
	放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画	ガレキ等	・敷地内被ばくリスク	瓦礫類の覆土式一時保管施設の増設 または一時保管エリアＡの追加遮へい	施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界線量 1mSv/年未満を達成するため，瓦礫等の保管施設の増設等を実施する。また，これらの作業により，敷地内全体の雰囲気線量も低減され，作業環境の改善にもなる。	平成 27 年 6 月設置完了	①「措置を講ずべき事項」に要求されており，対策を実施しない場合，平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満の目標達成が困難となる。 ②敷地境界線量の目標達成が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③対策を実施することにより，竜巻等による瓦礫等の飛散するリスクは低減する。 ④敷地境界線量の目標達成が目的であり，時間的なリスクの変化はない。 ⑤平成 24 年度内に達成することを目標としており，作業としては既に実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦対策を実施できない場合，施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満が達成できなくなる。なお，代替策は時間的な制約から困難である。また，保管施設設置場所は限界があるため，放射性廃棄物の減容等を確実に実施する必要がある。
				覆土式の伐採木一時保管槽の設置		平成 24 年 12 月設置完了	
				固体廃棄物貯蔵庫の設置		第 9 棟：平成 30 年 1 月設置完了 第 10 棟：令和 7 年 4 月設置完了 第 11 棟：令和 10 年部分運用開始予定 令和 11 年設置完了予定	
		水処理二次廃棄物	・敷地内被ばくリスク ・放射性物質の系外放出リスク	使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設，第四施設）の設置		第三施設：平成 26 年 2 月設置完了 第四施設：平成 25 年 6 月設置完了	
				吸着塔保管施設の遮へい設置ならびに吸着塔の移動		遮へい設置：平成 25 年 3 月設置完了 移動:平成 26 年 3 月移動完了	
				大型廃棄物保管庫の設置		令和 8 年度運用開始予定	
		気体廃棄物	・放射性物質の系外放出リスク	２号機ブローアウトパネルの閉止	２号機原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出を抑制する。	平成 25 年 3 月閉止完了	①対策を実施しない場合，原子炉建屋から放射性物質が放出する状態が継続する。 ②原子炉の状態に変化がなければ，追加放出リスクに変化はない。 ③対策を実施することにより暴風等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施する必要があるが，ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されることから，空調設備設置完了後に実施する。 ⑥対策を実施することで原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されるため，これらを改善するための空調設備の設置が必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。
				３，４号機使用済燃料取出用カバーの設置，フィルタ付換気設備の設置・運転	使用済燃料プールから燃料を取り出すにあたって，作業時の放射性物質の舞い上がりによる大気への放射性物質放出を抑制するため，カバー並びに換気設備の設置を行う。	3 号機：平成 30 年 2 月燃料取り出し用カバー設置完了 4 号機：平成 25 年 11 月燃料取り出し用カバー設置完了 3 号機：平成 30 年 6 月換気空調設備設置完了 4 号機：平成 25 年 10 月換気空調設備設置完了	①対策を実施しない場合，使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりにより，放射性物質が放出するリスクが低減しない。 ②使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりによる放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③カバーの設置により，風雨により作業性が悪化するリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施していく必要があり，既に工事を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要があり，現場の状況により使用済燃料の取り出し作業が遅れるリスクがある。
	敷地内除染計画		・敷地内被ばくリスク	敷地内の除染計画の策定・実施	敷地内の雰囲気線量を低減させることにより，作業被ばくを低減させるとともに，ノーマスクエリア等を拡大し，作業員の作業負担軽減を図る。	平成 30 年 5 月以降除染や舗装等の対策により構内全体の 96%のエリアで一般作業服と防塵マスク等の軽装備で作業が可能	①対策を実施しない場合，敷地内の雰囲気線量が低減しない。 ②被ばく抑制が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③外部事象に対するリスクは小さい。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤対象範囲が広範囲であること，一部雰囲気線量が非常に高い所もあることから，段階を踏んで，計画的に実施していくことが必要。現在，その認識の基，比較的に効果が見込めるエリアを選定し，作業を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等の被ばくが増加する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の線量に応じた除染方法を検討する必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　⑤実施時期の妥当性　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（７／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策		目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
使用済燃料プールからの燃料取出計画	１～６号機 使用済燃料 プール	・冷却機能喪失リスク	１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備の信頼性向上対策	予備品の確保	ＳＦＰ冷却については，震災後設置した冷却設備等により継続してプールの冷却・浄化等を実施している。昨年に設置した設備の故障等により，冷却機能が一時停止する事象が発生したため，これらの再発を防止するため予備品の確保並びに電源の多重化を行う。	平成 25 年 4 月対策完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				所内電源（M/C）多重化		1，2 号機：平成 25 年 3 月対策完了 3，4 号機：平成 25 年 6 月対策完了	
			１～６号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動		１～４号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（1 号機：392 体，2 号機：615 体，3 号機：566 体，4 号機：1533 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，震災後に使用済燃料プール循環冷却系を設置している。これら冷却設備については，震災直後に設置した設備であるため，信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが，これら機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為，使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し，雰囲気線量が低く管理しやすい，共用プールに移送し，保管・管理を実施する。 ５，６号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（5 号機：1,542 体，6 号機：1,654 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，既存の燃料プール冷却浄化系で冷却をしている。廃炉の決定を踏まえ，５，６号機使用済燃料プールの使用済燃料においても，１，２号機の作業に影響を与えない範囲で共用プールに移送していく。	1 号機：令和 9 年度～令和 10 年度燃料取り出し開始 2 号機：令和 6 年度～令和 8 年度燃料取り出し開始 3 号機：令和 3 年 2 月燃料取り出し完了 4 号機：平成 26 年 12 月燃料取り出し完了 5 号機：令和 6 年度より燃料取り出し開始 6 号機：令和 7 年度 4 月使用済燃料取り出し完了	①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。 ②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③共用プールへ１～６号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより，使用済燃料プールでの地震，津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。 ④冷却設備の劣化より，リスクは経時的に増加する。一方，冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊エネルギーが減少していき，仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理値に達するまでの時間は長くなる。 ⑤使用済燃料を取り出すには，原子炉建屋上部の瓦礫等の撤去，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備の設置等が必要であり，これらを事前に行う必要がある。これら準備が整い次第，早期に行うことが必要である。 ⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため，移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また，高線量雰囲気であれば，除染等の作業等を行うことも検討する必要があり，作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。 ⑦瓦礫の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合，後工程の燃料デブリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから，これらの取扱方法について検討している。
	共用プール	・貯蔵容量の不足リスク	共用プールから仮保管設備への燃料移動		共用プールには保管容量６８４０本に対して，既に６３７７本保管している。今後，使用済燃料プールから使用済燃料を受け入れるため，十分に冷却が進んだ使用済燃料を乾式キャスクに移し，共用プールの燃料受入容量を確保する。	平成 25 年 6 月以降順次実施	①対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③乾式キャスクに移し，高台の仮保管施設に移動することにより津波に対するリスクが低減する。 ④対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ⑤使用済燃料取り出しのために空き容量確保のため，計画的に実施する必要がある。 ⑥キャスク移送時の燃料落下防止対策等を講じる。 ⑦従前より実績のある取扱作業であるが，共用プール内の燃料払い出し作業と受け入れ作業の輻輳による遅延が発生しないよう工程管理を検討する必要がある。
		・被災したキャスクの腐食等のリスク	キャスク保管建屋から共用プールへのキャスク移動		キャスク保管建屋には，震災前から保管している乾式燃料キャスクがあり，震災の影響により海水等を被っており，腐食等の影響が懸念される。また，パトロール時の線量，温度測定で異常の無いことを確認しているものの，常用の監視系は使用できない状況である。その為，これらキャスクを共用プールに移送し，キャスク本体の健全性を確認する。	平成 25 年 5 月完了	①対策を実施しない場合，密封機能の健全性等，懸念材料が払拭されないこととなる。 ②乾式燃料キャスク内には既に使用済燃料（キャスク９基内に合計４０８本）を保管しており，キャスクの密封機能等の健全性が確認・維持されなければ，保管した使用済燃料からの放射性物質放出の抑制機能が確認できない。 ③再度津波等が発生した場合，キャスク保管建屋に海水等が浸水し，キャスクの密封機能等の健全性に影響を与える可能性がある。 ④腐食等の進展によりキャスクの密封機能等の健全性が損なわれる可能性がある。 ⑤キャスクをキャスク保管建屋から移送するための準備，受入側の共用プールの準備ができ次第，これら復旧作業を順次実施する計画である。 ⑥キャスクを移送するにあたっては，移送時のキャスク落下防止対策等を講じる。 ⑦監視について検討する必要がある。
		・冷却機能喪失リスク	共用プール M/C 設置		共用プールの電源設備について，M／C（A）（B）を復旧することで，信頼性を向上させ，冷却機能維持に努める。	平成 25 年 9 月設置完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（８／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	・廃棄物保管容量の不足リスク	雑固体廃棄物焼却設備の設置	敷地内で発生した放射性固体廃棄物等を焼却，減容するため焼却設備を設置する。	平成 28 年 3 月運用開始	①対策を実施しない場合，保管する放射性固体廃棄物等が増加するとともに，保管・管理に係る業務が継続する。 ②放射性固体廃棄物等が増加するが，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③保管物が火災等の外部事象によって，飛散する可能性がある。 ④対策を実施しなかった場合，放射性固体廃棄物等の保管リスクは時間的に増加する。 ⑤対策には建屋の建設から必要であり，長期にわたって時間を必要とする。現在既に設計に入っており，H26 年度下期供用開始に向け，作業を進めている。 ⑥放射性固体廃棄物等を焼却することから，大気へ放射性物質を放出する可能性がある。その為，適切な処理設備を設置するとともに，放出管理も併せて実施し，敷地外への影響がないことを確認する。 ⑦対策を実施できない場合は継続的に保管エリアを確保する必要がある。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（９／９）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
その他	火災対策	・発電所周辺・所内火災の延焼リスク	防火帯の形成・維持 発電所内火災対策の策定・実施	発電所周辺大規模火災から発電所重要設備の防護のため，防火帯を形成するとともに，発電所内火災から重要設備の防護・延焼防止のため対策を策定・実施する。	防火帯の形成は実施済 今後も継続的に維持を行う 火災対策について，今後も継続的に実施する	①発電所敷地内外で大規模火災が発生した場合に，設備の機能喪失ならびに放射性物質の舞い上がりが発生する可能性がある。 ②大規模火災によって放射性物質の追加放出リスクがある。 ③対策を実施することで大規模火災等の外部事象に対し，リスクを低減することができる。 ④リスクは時間的に変化しない。 ⑤計画的に実施していく必要がある。 ⑥防火帯の形成のために新たな森林の伐採が必要となり，保管エリアの確保・伐採木の自然発火に対する対策が必要となる。 ⑦現場の状況に応じた対策（カメラによる監視・火報の設置・巡視等）を検討・実施し，火災の早期検知に努めるとともに迅速な初期消火を行える体制を構築する必要がある。
	敷地の確保に向けた計画	・特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のための施設建設用の敷地の不足リスク	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置	特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のため，今後新たな施設（燃料デブリ保管施設等）を建設する必要がある。施設建設用の敷地を確保するため，ALPS 処理水等の貯蔵量を低減し中低濃度タンクを解体できるよう，汚染水発生量以上の量の ALPS 処理水を海洋へ放出できる設計及び運用とした ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を設置する。	令和 5 年 4 月中頃使用前検査完了予定	①対策を実施しない場合，廃炉作業に必要な施設の設置のための施設が確保出来ず，全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減が実施されない。 ②海洋放出前の ALPS 処理水等の貯蔵が継続するが，溶接タンクでの保管や中低濃度タンクエリアへの堰の設置により，放射性物質の追加放出リスクは海洋放出前とほとんど変わらない。 ③対策を実施することにより，外部事象により，中低濃度タンクに貯留している汚染水，ALPS 処理水の系外漏えいが発生するリスクを低減することができる。 ④ALPS 処理水等の貯蔵量が増加し，中低濃度タンクの保守管理が継続することにより，廃炉作業に必要な施設建設用の敷地の確保に加えて，燃料デブリの取り出し等といった相対的に高いリスクの低減に活用出来るリソースの確保等にも影響を与える。 ⑤「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」に沿った時期となっている。 ⑥ALPS 処理水を海洋放出することから，告示濃度限度比 1 以上のトリチウムを放出することとなる。測定・確認用設備での濃度確認，100 倍以上の希釈，希釈後のトリチウム放出量 1,500Bq/L 未満，年間トリチウム放出量 22 兆 Bq/年未満とする設計・運用により，環境への影響を抑制する。また，溶接タンクの解体・撤去方法の確立や発生する固体廃棄物の保管管理が必要となる。 ⑦長期にわたって ALPS 処理水の安定的な海洋放出が必要とされることから，その供用期間中に想定される機器の故障等を考慮した設計及び運用とする。
			特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のための施設建設用に向けた，実施計画上必要な機能を有しない設備・機器（震災前から設置されている設備・機器を含む）の解体撤去（以降，解体撤去）	解体撤去は，福島第一原子力発電所全体のリスク低減対策を行うにあたり，今後の廃炉作業に必要な施設や設備の設置エリアの確保や廃炉作業に係る作業干渉の未然防止の為，安全確保を最優先に且つ遅滞なく実施する。	継続的に実施する	①対策を実施しない場合，今後の廃炉作業に必要な施設や設備の設置エリアが確保出来ず，全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減が実施されない。 ②対策を実施することにより，追加放出リスクを低減することができる。 ③対策を実施することにより，外部事象に対するリスクを低減することができる。 ④対策を実施することにより，廃炉作業に係る作業干渉の未然防止に繋がり，作業干渉による一時的な作業中断や工程遅延が発生するリスクを低減することができる。 ⑤既に実施している。 ⑥稼働中の周辺設備に影響を与えないことを図面および現場調査にて確認を行ったうえで実施する。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。
	分析	・燃料デブリや廃棄物対策の安定保管や処理処分に向けた検討の遅延リスク	放射性物質分析・研究施設第 2 棟の設置	高線量の燃料デブリや廃棄物の各種分析を行い，それらの長期安定保管や処理処分の検討を進めるために放射性物質分析・研究施設第 2 棟を設置する。	第 2 棟 令和 10 年運用開始予定	①対策を実施しない場合，高線量の燃料デブリや廃棄物の長期安定保管や処理処分の検討が計画通りに進まない。 ②高線量の燃料デブリや廃棄物を取扱うため放射性物質の追加放出リスクがあるため，遮蔽や閉じ込め，臨界防止等の安全対策を講じるとともに，設計評価事故の放射線障害の防止，多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止について評価し，影響がないよう設計する。 ③安全上重要な設備を外部事象から防護するよう設計し，リスク低減を図る。 ④廃棄物対策や燃料デブリ取り出し等のリスク低減が遅延する可能性がある。 ⑤燃料デブリの分析を主として，「燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大」時期を考慮して運用開始させる。 ⑥高線量の燃料デブリや廃棄物を取り扱うため，遮蔽や閉じ込め，臨界防止等の安全対策により施設運用に伴う施設外への放射線影響を抑制する。 ⑦対策を実施できない場合は，取扱量に制限がかかるものの，茨城地区の分析施設を活用する。

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

1　設計，設備について考慮する事項

1.1　原子炉等の監視

＜１～４号機＞

○　１～３号機の原子炉圧力容器内・格納容器内及び１～４号機の使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要パラメータ及び運転状況を原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照），使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照），使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照），使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（Ⅱ.2.13 参照）により監視を行う。監視箇所は監視室・制御室（Ⅱ.2.14 参照）などとする。特に，異常時の状態を把握し，対策を講じるために必要なパラメータ及び運転状況については記録を実施する。

○　緊急時に必要な対応手順を整備する。

＜５・６号機＞

○　５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，全使用済燃料が使用済燃料プールに貯蔵されており，今後使用済燃料プールから原子炉に燃料を移動することはない。従って，使用済燃料プールの温度，水位を維持制御・監視する計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

６号機は，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の搬出を完了しているが，新燃料及び原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を使用済燃料プールに貯蔵している。従って，使用済燃料プールの水位を維持制御・監視する計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.2　残留熱の除去

＜１～４号機＞

○　１～３号機原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の燃料デブリ等の残留熱を除去するため原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し，残留熱を適切に除去する。また，１～４号機使用済燃料プール設備，使用済燃料共用プール設備，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備等の使用済燃料貯蔵設備内の燃料体の残留熱を適切に除去する。（Ⅱ.2.3，Ⅱ.2.12，Ⅱ.2.13 参照）

○　１～３号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し，原子炉圧力容器底部の温度を 100℃未満に維持するとともに，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）により冷却状態の監視を行う。

＜５・６号機＞

○　５号機は，残留熱除去系（Ⅱ.2.22 参照）及び補機冷却系等の冷却に必要な設備（Ⅱ.2.27 参照），復水補給水系（Ⅱ.2.24 参照）等冷却水を補給する設備を健全な状態に維持・管理することにより，使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持・継続する。６号機は，冷却の維持・継続の必要はない。

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。

1.7　電源喪失に対する設計上の考慮

○ 原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）は，代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）及び発電機を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ 使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照）は，代替電源として発電機を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ 使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照）は，代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ ５号機については，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代替電源として電源車(Ⅱ.2.32 参照)を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

2　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備

2.1.1　基本設計

2.1.1.1　設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

2.1.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。

(2)　原子炉圧力容器底部温度を概ね100℃未満に維持できる機能を有すること。

(3)　原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。

(4)　異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

(5)　常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

2.1.1.3　設計方針

2.1.1.3.1　新設設備の設計方針

(1)　構造強度及び機能の維持

a.　原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね100℃未満に維持できる設計とする。

b.　原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。

c.　原子炉注水系は，異なる送電系統で２回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。

d.　原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。

e.　原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。

f.　原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

(2)　注水状態の監視

a.　原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3)　漏えい監視

a.　原子炉注水系は，設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。

b.　原子炉注水系は，漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4)　異常時への対応機能

a.　原子炉注水系は，外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。

b.　原子炉注水系は，母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても，注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。

c.　原子炉注水系は，地震，津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5)　火災防護

a.　早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで，初期消火を行い，火災により，安全性を損なうことのないようにする。

2.1.1.3.2　既設設備の設計方針

(1)　耐震性

原子炉注水系の既設設備は，基準地震動 Ss による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は，多様性を考慮した設計とする。

(2)　系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。

(2)　原子炉圧力容器底部温度が 100℃未満であること。

2.1.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

原子炉注水系は，処理水及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（１号機は給水系，炉心スプレイ系，２，３号機は給水系，炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去する。

水源には，ろ過水タンク，処理水バッファタンク，純水タンク，復水貯蔵タンク（以下，ＣＳＴという）を備え，ポンプは常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，ＣＳＴ炉注水ポンプにより構成する。また，原子炉への注水ラインは，処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン，処理水バッファタンクからタービン建

屋内炉注水ポンプを介する注水ライン，純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ライン，各号機のＣＳＴからＣＳＴ炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

(2)　注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は，事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ３台（１～３号共用)，タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ６台及びＣＳＴ炉注水ポンプ６台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため，事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下，Ｄ／Ｇという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの３台（１～３号共用)，純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のＤ／Ｇの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ３台（１～３号共用）の計６台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており，手動で起動・停止を行う。注水ポンプは，燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－３に示す)。

(3)　タンク

原子炉注水系の水源は，建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の２種類がある。処理水を水源としているタンクは，処理水バッファタンク及びＣＳＴがあり，ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク，純水タンクがあり，水源に対し多様性を有している。

また，処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが，処理装置の不具合等により，処理水の供給がとぎれた場合に備え，ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお，ろ過水タンクへのろ過水の供給量は，崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは１～３号機共用として運用するが，複数のタンクがあり，またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため，十分な多様性及び独立性を有している。

(4)　原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは，ポンプ定格流量にて注水した場合においても，有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また，耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては，許容された半径を満足する様に配置するとともに，ホース類の敷設にあたっては，温度上昇による強度への影響を考慮し，道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

(5)　電源

常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプの電源は，異なる送電系統で２回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも，所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また，非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のＤ／Ｇを有し，外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

(6)　その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても，原子炉注水を維持するため，原子炉注水専用の消防車を３台配備する。水源については，上記のタンクの他，原水地下タンクを利用できる他，これらの水源が使用できない場合も，海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては，注水する処理水の水質管理を行うと共に，窒素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料－４参照)。

また，原子炉注水系の凍結防止対策としては，保温材の取り付け，水抜き，ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては，現場，免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し，これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また，タンク，または配管等からの微少漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが，漏えいリスクが低いＰＥ管への設備変更，土嚢による系外放出防止対策を実施すると共に，巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として，原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示，接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

2.1.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，津波等

により万が一，複数設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。

(2)　火災

原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプのＤ／Ｇ用燃料タンク内に危険物が存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.1.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

原子炉注水系は，技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス２機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-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，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス２機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

また，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料の設備を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試験等をおこなうことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視をおこなうことで，健全性を確保する。

(2)　耐震性

原子炉注水系は，耐震設計審査指針上のＳクラス相当の設備と位置づけられるが，新設設備については，短期間での設計，調達及び設置を行う必要があることから，耐震Ｓクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの，今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また，既設設備については，基準地震動 Ss による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は，多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。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，フレキシビリ

ティを有する材料を使用するなどし，可能な限り耐震性を確保する。

2.1.1.8　機器の故障への対応

2.1.1.8.1　機器の単一故障

(1)　ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は，待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：３０分程度)。

(2)　電源喪失

常用系ポンプの電源が，外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は，電源切替には数時間を要することから，非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：３０分程度)。

(3)　水源喪失

常用系ポンプは，主としてバッファタンクを水源としているが，タンク等が損傷し，保有水が漏えいする等，タンク機能が喪失した場合は，水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：３０分程度)。

なお，万が一バッファタンクに加え，ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は，純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため，原水地下タンクを水源とし，予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：６０分程度)。

(4)　原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は，純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：３０分程度)。

2.1.1.8.2　原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，地震，津波等により万が一，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。消防車は，事務本館海側駐車場，ろ過水タンク脇，厚生棟横にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他，事務本館山側駐車場に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は，現場状況等により変動するも

のの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業開始から３時間程度と想定しており，想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては，仮に注水停止が３時間を超える長時間にわたる場合を想定しても，１プラント当たり 10m³/h の注水流量で冷却可能であると評価されており，現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には，蒸気が急速に凝縮する可能性があることから，窒素封入が行われていることを確認するとともに，温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

2.1.1.8.3　異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し，原子炉注水が停止した場合について，評価を実施した（添付資料－５参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は，過渡相当事象（注水停止１時間）で約 2.9×10^{-6}mSv，事故相当事象（注水停止７時間）で約 1.4×10^{-5}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。

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）における敷地境界での年間の実効線量は約 6.6×10^{-5}mSv であり，３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合では約 2.0×10^{-4} mSv である。また，特定原子力施設から 5km，10km 地点での年間の実効線量は，３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 2.1×10^{-5} mSv，約 7.6×10^{-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。

2.1.1.8.4　原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し，その後の事象進展の確率を，設備構成や故障率を基に推定し，原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下，炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料－６参照）。

評価の結果，炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内的事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は，約 3.2×10^{-7}/年，外部電源喪失（地震）は，約 6.1×10^{-9}/年，大津波事象は，約 5.8×10^{-5}/年となっている。評価結果の合計値は約 5.9×10^{-5}/年であり，寄与割合は，大津波事象が約 99%となった。

2.1.2　基本仕様

2.1.2.1　主要仕様

(1)　常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台　　数	3
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	20m^3/h（１台あたり）
揚　　程	113m

(2)　非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用Ｄ／Ｇ電源）

台　　数	3
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	20m^3/h（１台あたり）
揚　　程	113m

(3)　純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用Ｄ／Ｇ電源）

台　　数	3
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	37 m^3/h（１台あたり）
揚　　程	93m

(4)　タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

１号機

台　　数	2
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	12 m^3/h（１台あたり）
揚　　程	70m

２，３号機

台　　数	２号機　2
	３号機　2
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	10m^3/h（１台あたり）
揚　　程	70m

(5) ＣＳＴ炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台　　数	１号機　2
	２号機　2
	３号機　2
型　　式	単段渦巻ポンプ
容　　量	20m³/h（１台あたり）
揚　　程	70m

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G（完成品）

台　　数	1
容　　量	125kVA 以上
力　　率	約 0.8（遅れ）
電　　圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量，消費量	約 250l（参考値），約 26.1l/h（参考値）

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G（完成品）

台　　数	1
容　　量	125kVA 以上
力　　率	約 0.8（遅れ）
電　　圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量，消費量	約 250l（参考値），約 26.1l/h（参考値）

(8) 処理水バッファタンク

基　　数	1
容　　量	700m³

(9) 復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

基　　数	１号機　1
	２号機　1
	３号機　1
容　　量	１号機　　1893Kl
	２／３号機　2448.5Kl

(10) ろ過水タンク

基　　数	1
容　　量	8000 m^3

(11) 純水タンク

基　　数	2
容　　量	2000 m^3（１基あたり）

(12) 原水地下タンク

基　　数	1
容　　量	970m^3

(13) 消防車

基　　数	3
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m^3/h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m^3/h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 631（参考値），約 371/h（参考値）

表２．１－１　主要配管仕様

名称	仕様	
【１～３号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch20S
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径	75A 相当
	材質	SUS316Ｌ
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
【１～３号機高台炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40 80A／Sch40 150A／Sch40
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	80A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	300A／Sch40
	材質	STPT410
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径	50A 相当
	材質	SUS316L
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃

名称	仕様	
（ポリエチレン管）	呼び径	75A 相当／200A 相当 ／300A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
（消防ホース）	呼び径	65A 相当
	材質	ポリエステル
	最高使用圧力	1.0MPa 以上
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch40
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ	150A／Sch20 200A／Sch20
	材質	SGP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（耐圧ホース）	呼び径	75A 相当
	材質	ポリ塩化ビニル
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
	許容曲げ半径	750mm
（消防ホース）	呼び径	65A 相当
	材質	ポリエステル
	最高使用圧力	1.0MPa 以上
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ	65A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPT370
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ	65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃

名称	仕様	
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch160 STPT370 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 65A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
（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/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A／Sch80 50A／Sch80 STPT410 0.96MPa 66℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
（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 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.1.3　添付資料

添付資料－１　　原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図
添付資料－２　　構造強度及び耐震性について
添付資料－３　　崩壊熱相当の注水量について
添付資料－４　　炉注入する処理水の水質目標値について
添付資料－５　　原子炉注水停止時評価の説明資料
添付資料－６　　原子炉注水系に関する確率論的リスク評価
添付資料－７　　原子炉注水系に係る確認事項
添付資料－８　　処理水バッファタンクの基本仕様
添付資料－９　　処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策
添付資料－１０　処理水バッファタンクの基礎及び堰に関する説明書
添付資料－１１　原子炉圧力容器・格納容器注水設備の配置

原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

1.1　目的

事故後の原子炉の状況において最も重要な原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について，多重故障等の厳しい条件に基づき，原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは，安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは，原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し，その後の事象進展の確率を，設備構成や故障率を基に推定し，原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下，炉心という）が再損傷に至る頻度を評価する（別紙－１，２参照)。

1.2　方針

1 号機から 3 号機は，津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており，その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。このような状況を考慮し，ここでの評価方針としては，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象を対象とする。

1.3　評価対象

本評価では，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象として，炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお，原子炉注水系が一定時間停止すると，炉心再露出に至ることから，原子炉注水系が停止する事象を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また，格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから，炉心の再損傷後から放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉注水系の構成を図－１に，原子炉注水系の電源構成を図－２に示す。

原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外のどちらに起因するかに分けて選定し，以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

(2) 注水ライン機能喪失

(3) 一次水源からの供給機能喪失

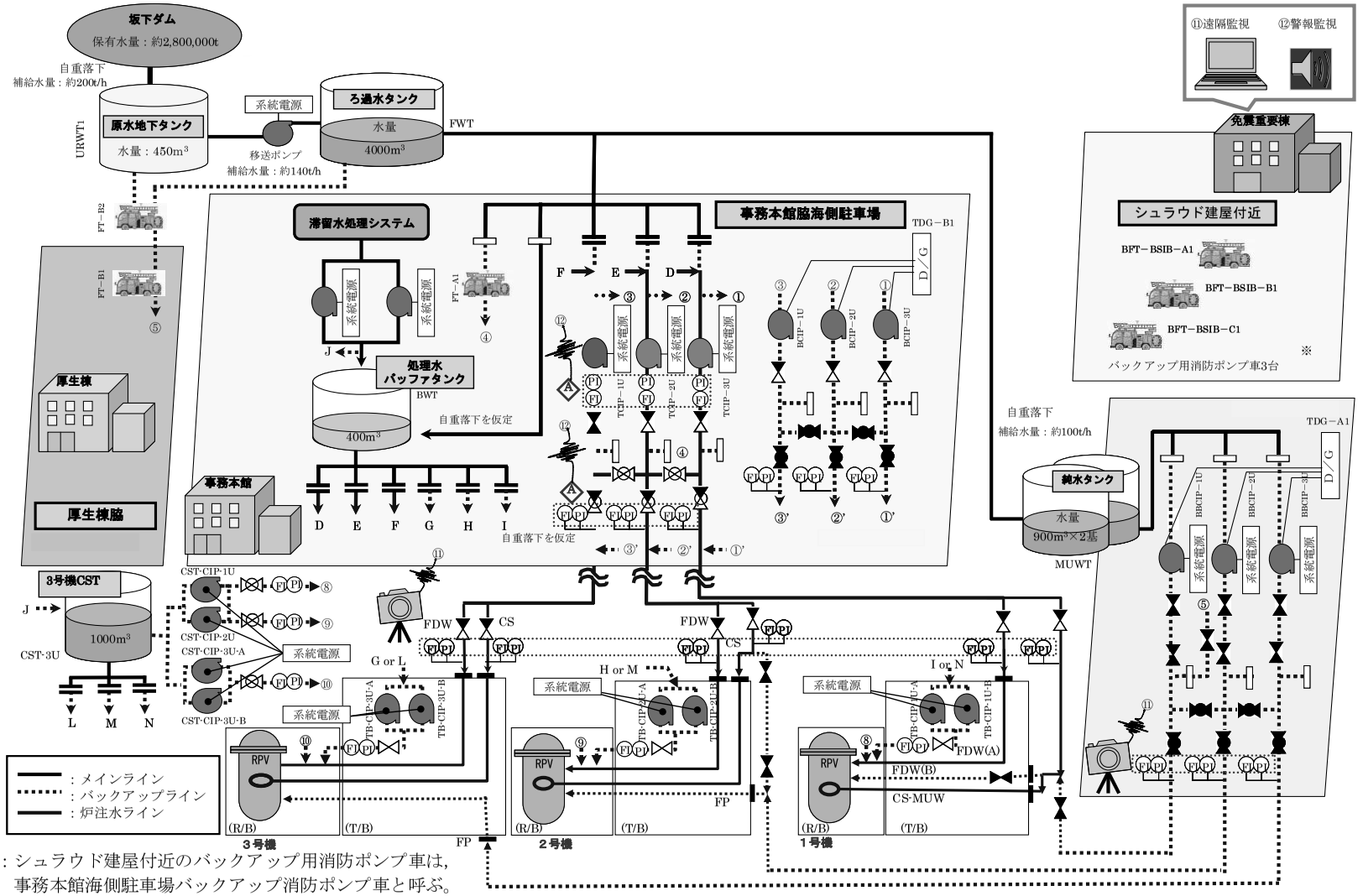
(4) 外部電源喪失（地震を除く）

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

(6) 外部電源喪失（地震）

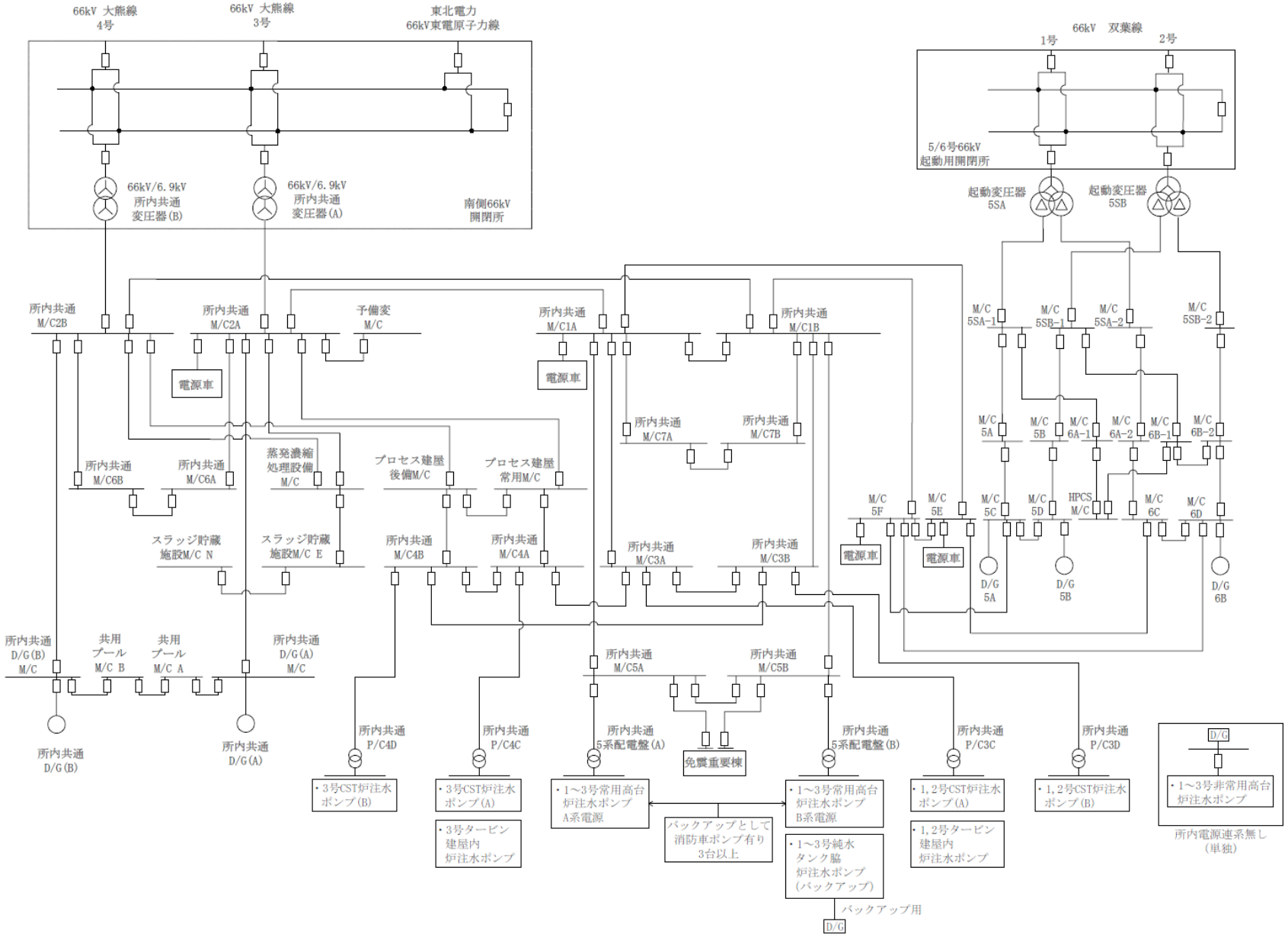
(7) 大津波事象



※：シュラウド建屋付近のバックアップ用消防ポンプ車は，
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車と呼ぶ。

略語
TCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用常用高台炉注水ポンプ
BCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用非常用高台炉注水ポンプ
BBCIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用純水タンク脇炉注水ポンプ
TBCIP-1/2/3U-A/B：1 号/2 号/3 号用タービン建屋内炉注水ポンプ
CST-CIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用 CST 炉注水ポンプ
FT-A1：事務本館海側駐車場消防ポンプ
FT-B1：厚生棟脇消防ポンプ
FT-B2：ろ過水タンク脇消防ポンプ
BFT-BSIB-A1/B1/C1　事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車

図－１　原子炉注水系の構成



図－２　原子炉注水系の電源構成

1.4　原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的安定して冷却してきた燃料が露出すると，燃料温度は上昇する。ただし，原子炉停止から時間が経過していることから，炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており，燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し，FP が環境に放出されることにはならない。

ここで，炉心再損傷の判定条件として，炉心の温度が上昇し，3 プラント同時に炉心損傷した際の敷地境界の線量が 5mSv 以下となることとした。添付資料－１の手法により原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果，原子炉注水系機能喪失から，34 時間後までに炉心への注水に成功すれば，炉心再損傷を防止できるものとし，34 時間以内に注水を復旧できない場合を炉心再損傷とした。

1.5　評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表－１及び図－３に示すとおりであった。各起因事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により，ポンプトリップし，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの破損により炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で，一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災により，常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

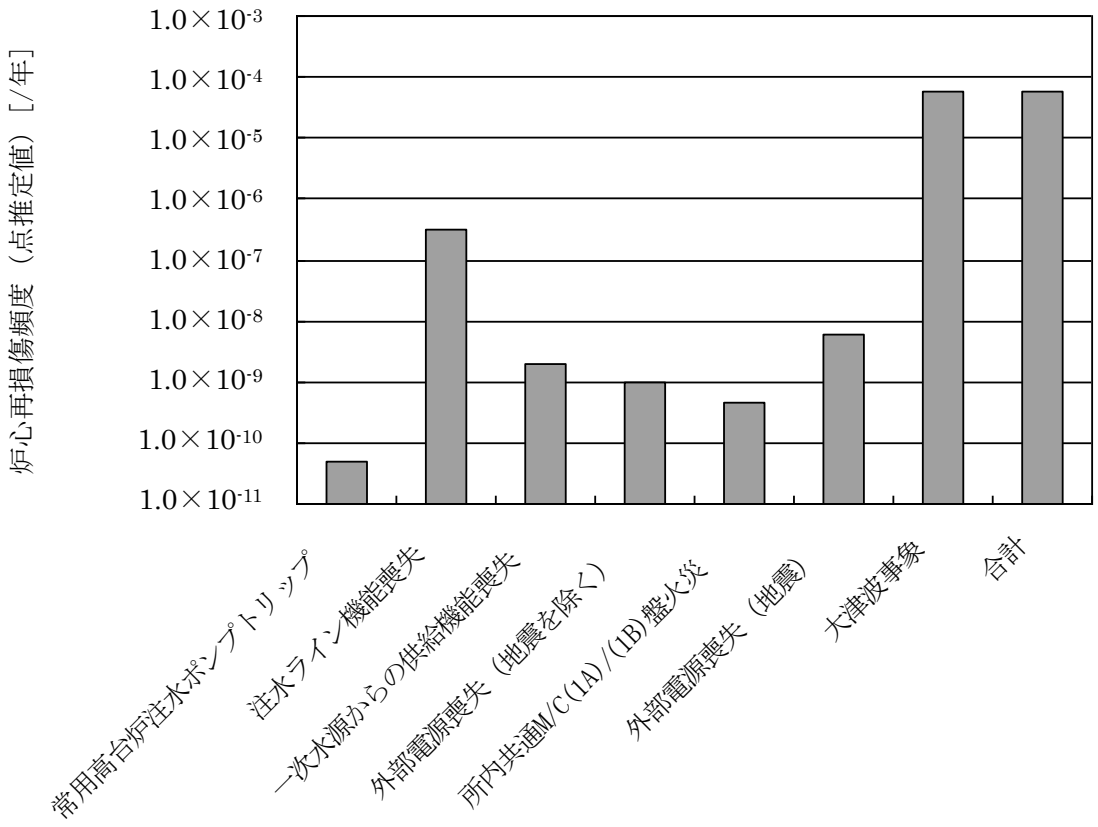
(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより，注水ラインが流され，炉注水が中断し，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を 700 年に一回と見込んだこと，漂流物等により注水ラインが損傷した場合代替手段が少なくなること，及び，注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）することにより，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため，炉心再損傷頻度が大きくなる。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約 99%である。

表－１　炉心再損傷頻度の評価結果

ハザード発生箇所	起因事象	起因事象発生頻度（／年）	炉心再損傷頻度（／年）	寄与割合（%）
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	4.8×10^{-11}	1%未満
	注水ライン機能喪失	1.2×10^{-2}	3.1×10^{-7}	1%未満
	一次水源からの供給機能喪失	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-9}	1%未満
	外部電源喪失（地震を除く）	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-9}	1%未満
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-10}	1%未満
発電所外	外部電源喪失（地震）	5.7×10^{-1}	6.1×10^{-9}	1%未満
	大津波事象	1.4×10^{-3}	5.8×10^{-5}	99%
－	合計	－	5.9×10^{-5}	100%



図－３　炉心再損傷頻度の評価結果

1.6　別紙

別紙－１　確率論的リスク評価手法

別紙－２　事故シーケンスの定量評価

別紙－１

確率論的リスク評価手法

1. 評価手法

評価手法ではまず，安定的な原子炉圧力容器及び格納容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い，成功基準を決定し，事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下，「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し，従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後，事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した（図－１参照)。

2. 起因事象の選定と成功基準の設定

2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は，燃料の冷却不良によるものであり，原子炉注水系の機能が喪失し，炉心に冷却水が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象及び起因事象発生頻度は，表－１のとおりとする。

なお，今回の評価では，設備の故障，人的過誤等により，システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外どちらに起因するかに分類した。ここで，発電所内に起因するものとしては，内的事象，内的溢水，内的火災のハザードグループが考えられ，一方，発電所外に起因するものとしては，地震，強風，外部溢水，その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち，内的事象としては，常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」，「注水ライン機能喪失」，「一次水源からの供給機能喪失」，「外部電源喪失（地震を除く）[1]」を代表して選定することとした。なお，「内的溢水」については，発電所内の各機器（ポンプ，電源盤，タンクなど）の配置から，発生可能性が小さいと考え，評価対象外としている。また，「内的火災」として，常用高台炉注水ポンプを始め，比較的多くの炉注水ポンプが所内共通 M/C(1A)/(1B)盤より受電されているため，これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち，実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ，「外部電源喪失（地震)」，「大津波事象」を選定することとした。なお，上記以外のハザード及びハザード随伴事象は，地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして，評価対象外とした。

[1] 発電所外での落雷，台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表－１　起因事象及び起因事象の発生頻度

ハザード発生箇所	起因事象	要因	頻度（/年）	備考
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	共通原因故障による全台ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出
	注水ライン機能喪失	R/B内	9.0×10^{-4}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。
		T/B内	8.4×10^{-4}	
		屋外	1.0×10^{-2}	
	一次水源からの供給機能喪失	タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等	2.0×10^{-1}	仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件(仮定)から算出），タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出
	外部電源喪失（地震を除く）	発電所外での落雷，台風等	1.0×10^{-1}	停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での9.4×10^{-3}/年の10倍程度と仮定
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定
発電所外	外部電源喪失（地震）	地震	5.7×10^{-1}	外部電源喪失の実績から算出
	大津波事象	大津波	1.4×10^{-3}	「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパーサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用

2.2　成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し，各緩和系の成功基準を設定した。1～3 号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表－２，水源は表－３のとおりとしている。具体的には，平成 24 年 12 月 7 日時点での注水量 1 号機 4.5m^3/hr，2 号機 6m^3/hr，3 号機 6m^3/hr で十分に冷却できていることから，3 基共用のポンプは 20m^3/hr 1 台，1 基用のポンプは 10m^3/hr 1 台を成功基準としている。

表－２　各緩和系の成功基準

緩和系	成功基準	備考
常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
タービン建屋内炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1 プラント当たり
CST 炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1・2 号機共用
	2 台中 1 台運転	3 号機用
非常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場消防ポンプ（FT-A1）	1 台中 1 台運転	
ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1）	2 台中 2 台運転（FT-B1，FT-B2）	
純水タンク脇炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	3 台中 1 台運転	

表－３　各緩和系とその水源の関連性

緩和系	水源
常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
タービン建屋内炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	3 号機 CST
CST 炉注水ポンプ	3 号機 CST
非常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
事務本館海側駐車場消防ポンプ（FT-A1）	ろ過水タンク
ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1）	原水地下タンク
	ろ過水タンク
純水タンク脇炉注水ポンプ	純水タンク
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	－（海水可）

2.3.　イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては，選定した起因事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して，炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し，定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では，まず起因事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に，事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し，さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は，成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した（図－２参照)。

2.4.　システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては，各ヘディングに対して，対象となるシステムの非信頼度を得るために，フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは，成功基準に基づき，頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では，系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては，機器の故障及びその復旧，従属故障，人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1)　機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において，主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗，起動後の運転継続失敗を考慮した。

・起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

・運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については，時間あたりの運転継続失敗率を考慮して，運転継続失敗確率 q’として，下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで， T_Mは使命時間であり，24 時間を使用した。λ’は故障率である。

使命時間については，3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・大津波において，原子炉注水系機能喪失後，24 時間以内に注水を再開できていることから，24 時間あれば，多重化等の新たな対応が可能と考え，24 時間を設定している。

・復旧

バックアップ操作や，故障の復旧が期待できる場合には，これらによる機能回復を考慮した。

(2)　従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は，系統間の従属性と，機器間の従属性である。これらの従属性については，イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお，機器間従属性として共通原因故障を考慮しており，その評価対象は，仮設ポンプ等の 2 台又は 3 台起動失敗，2 台又は 3 台継続運転失敗，仮設 D/G 等の 2 台起動失敗，及び 2 台継続運転失敗等である。

(3)　人間信頼性解析

人間信頼性解析は，以下のように分類し，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）の THERP 手法に基づき，作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお，ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また，監視・復旧チームについては，福島第一原子力発電所免震棟にて，24 時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後，操作員に対して要求される手動操作や，操作員が対応可能なバックアップ操作について，その操作失敗を考慮した。

2.5.　データベースの作成

(1)　起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は，原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた（表－1 参照)。

(2)　機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては，原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3)　共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は，米国 LER に基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお，βファクタ値等は，福島第一・1～3 号機の様な状況を想定したものでないことから，仮設ポンプ，仮設 D/G 等に設定したβファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果，各起因事象の中で，機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ，注水ライン機能喪失及び外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時の炉心再損傷頻度は約 4.8×10^{-11}/年から約 9.6×10^{-10}/年，注水ライン機能喪失は約 3.2×10^{-7}/年から約 1.9×10^{-6}/年，外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度は約 6.1×10^{-9}/年から約 2.3×10^{-8}/年）が認められ，評価結果の合計値への感度（約 5.9×10^{-5}/年から約 6.1×10^{-5}/

年）も若干増加することから，データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4)　人的過誤確率データ

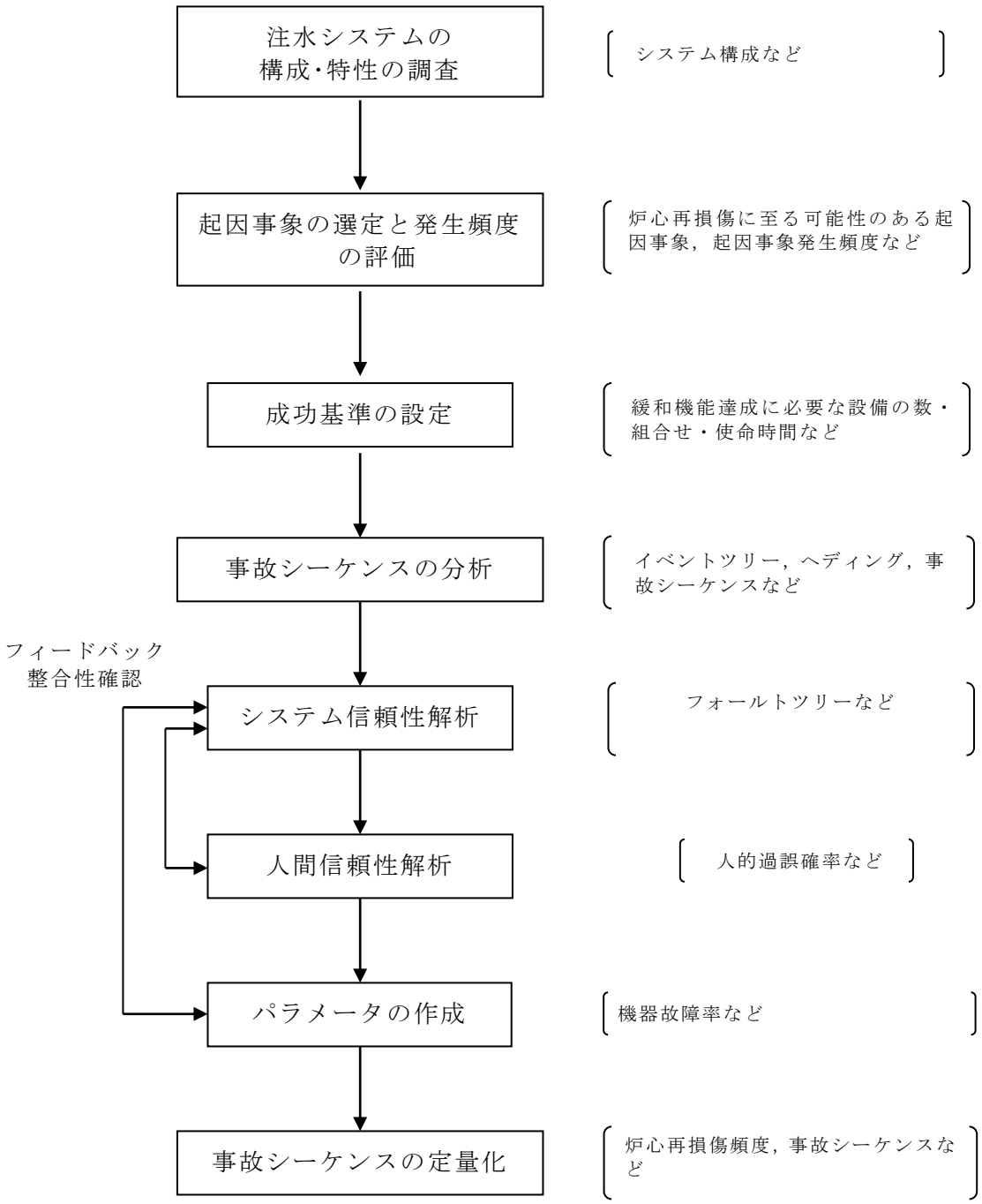
人的過誤の評価は，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR- 1278）の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値，及び，炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5)　時間余裕データ

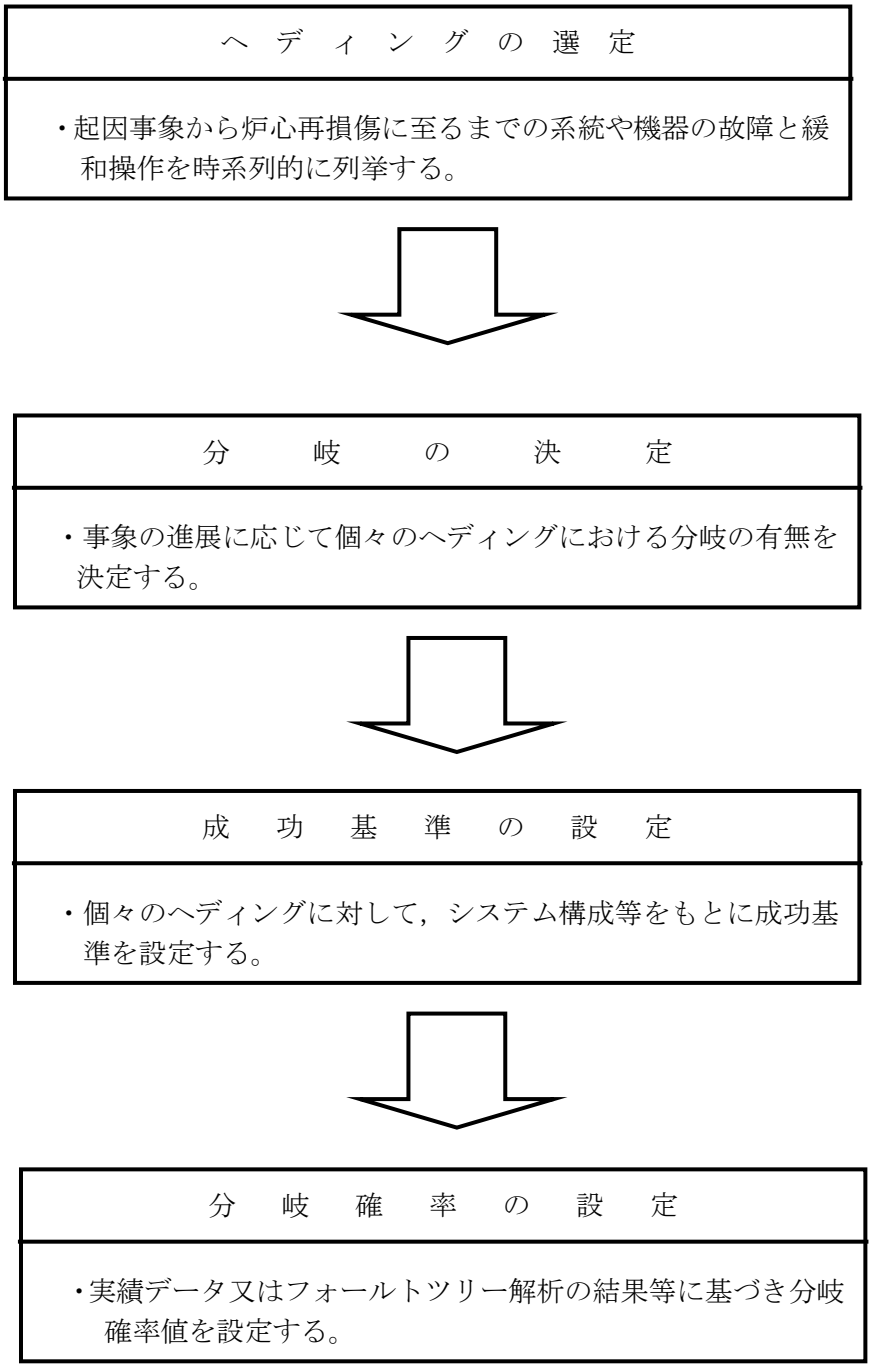
時間余裕は，燃料の崩壊熱の大きさから評価され，崩壊熱が小さいほど，時間余裕が大きくなる。

2.6.　イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに，起因事象の発生頻度を設定し，イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより，各事故シーケンスを定量化した（別紙－２参照)。


注水システムの
構成･特性の調査
システム構成など
起因事象の選定と発生頻度
の評価
炉心再損傷に至る可能性のある起
因事象，起因事象発生頻度など
成功基準の設定
緩和機能達成に必要な設備の数・
組合せ・使命時間など
事故シーケンスの分析
イベントツリー，ヘディング，事
故シーケンスなど
フィードバック
整合性確認
システム信頼性解析
フォールトツリーなど
人間信頼性解析
人的過誤確率など
パラメータの作成
機器故障率など
事故シーケンスの定量化
炉心再損傷頻度，事故シーケンスな
ど

図－１　作業フロー



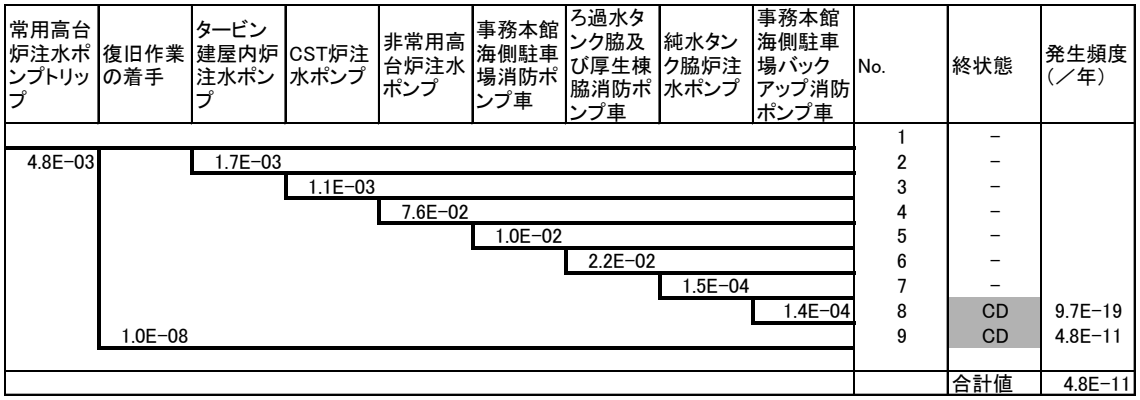
図－２　イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1)　常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，注水設備の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－１　常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下，同様）

CD：炉心再損傷

(2)　注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により，注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる想定をしており，表－２－１に示すとおり，破損箇所は原子炉建屋内（R/B）内，タービン建屋内（T/B 内），屋外に場合分けしている。なお，給水系及び CS 系を併用して注水しているが，起因事象発生時には，どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

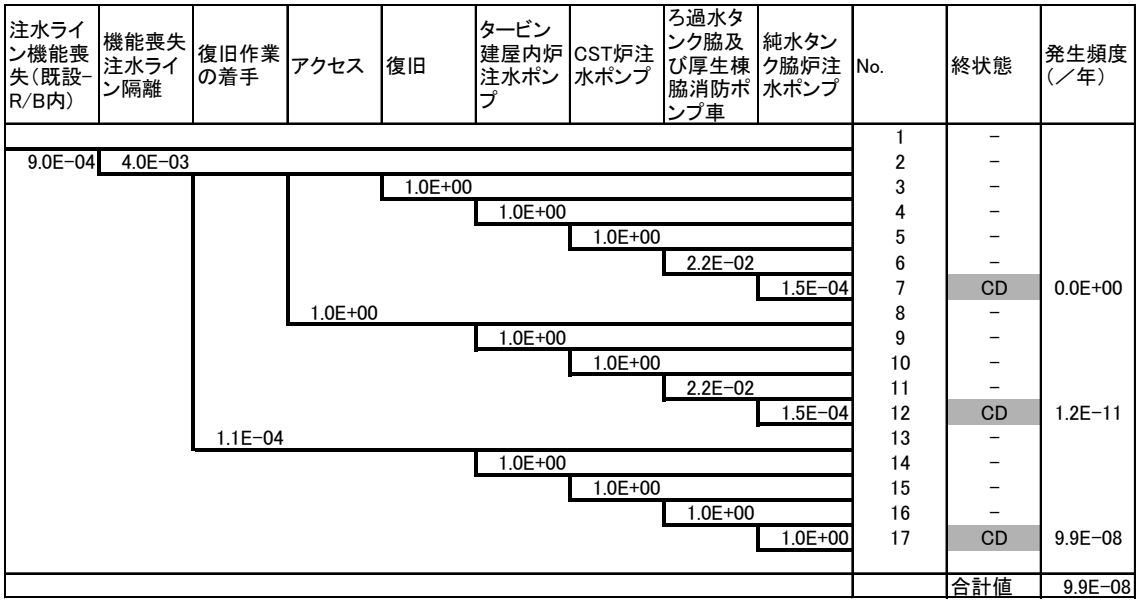
起因事象発生の検知など，復旧作業の着手に成功する場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため，緩和設備の多重故障により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方，起因事象発生の検知に失敗するなど，復旧作業（機能喪失注水ライン隔離を含む）の着手に失敗した場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

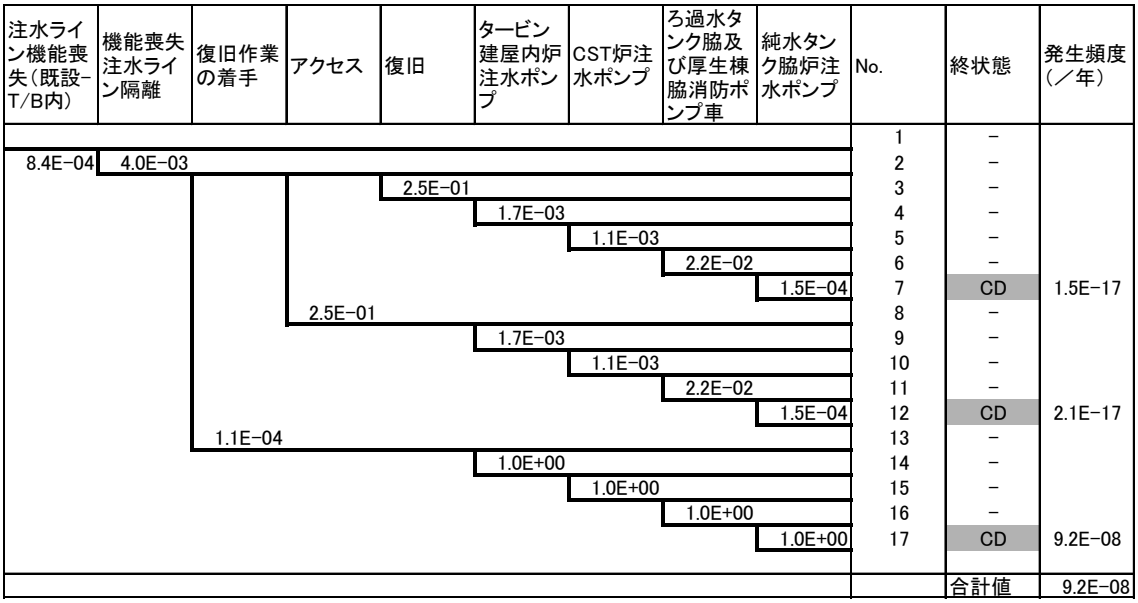
なお，タービン建屋内（T/B 内）及び原子炉建屋内（R/B 内）の注水ラインは，炉注水状態を監視する流量計（FI）や圧力計（PI）がなく，建屋内の注水ライン機能の喪失時には，原子炉圧力容器内及び格納容器内の温度・圧力の上昇により検知するため，屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

表－２－１　注水ライン機能喪失の起因事象発生頻度

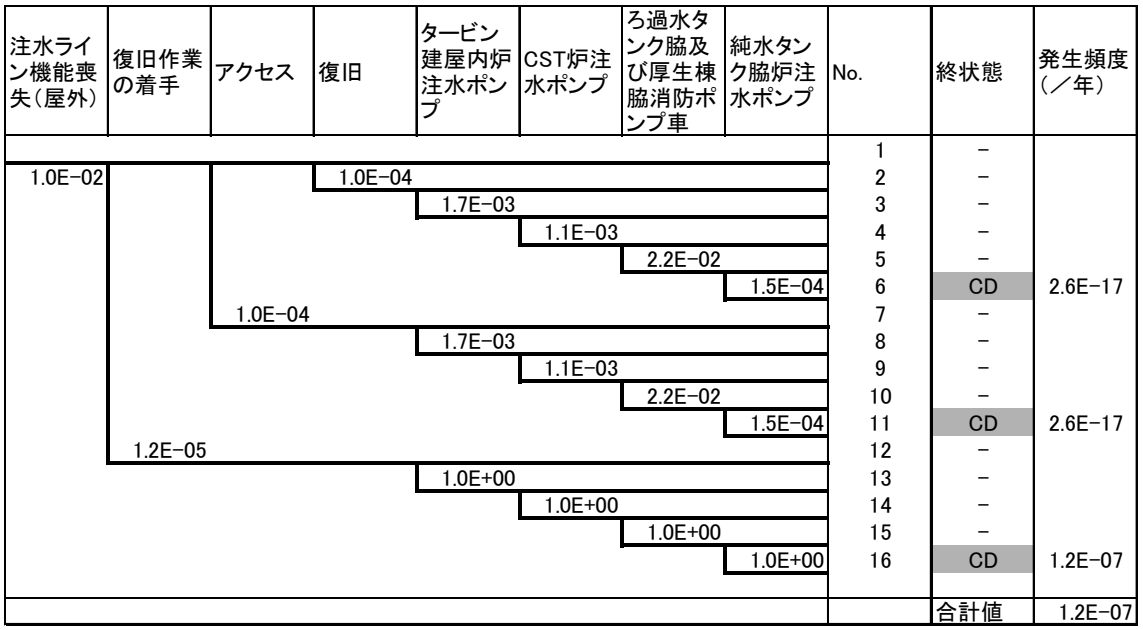
発生頻度［/年］	位置	配管割合［%］	最終的な 起因事象発生頻度［/年］
1.2E-02	R/B	8%	9.0E-04
	T/B	7%	8.4E-04
	屋外	85%	1.0E-02



図－２－１　注水ライン機能喪失のイベントツリー（R/B 内）　　(1／3)



図－２－２　注水ライン機能喪失のイベントツリー（T/B 内）　　(2／3)

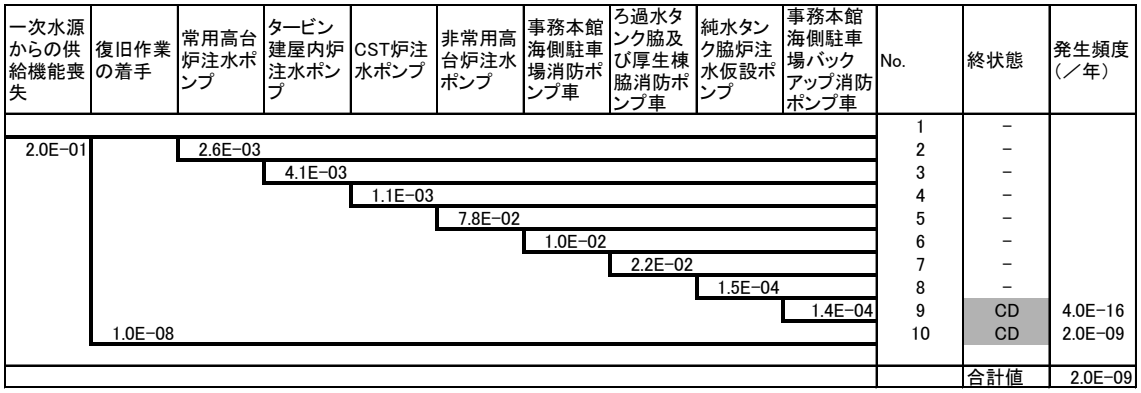


図－２－３　注水ライン機能喪失のイベントツリー（屋外）　(3／3)

(3)　一次水源からの供給機能喪失

一次水源からの供給機能喪失時は，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，水源の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

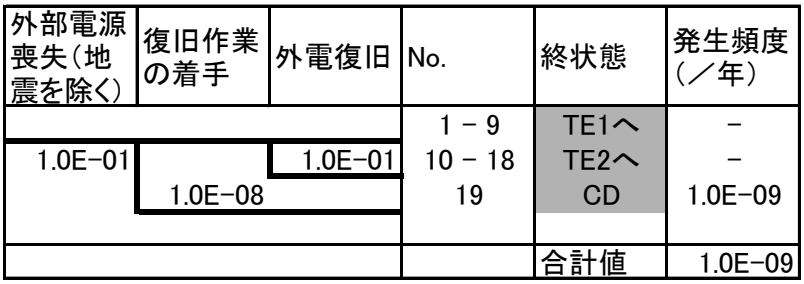


図－３　一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

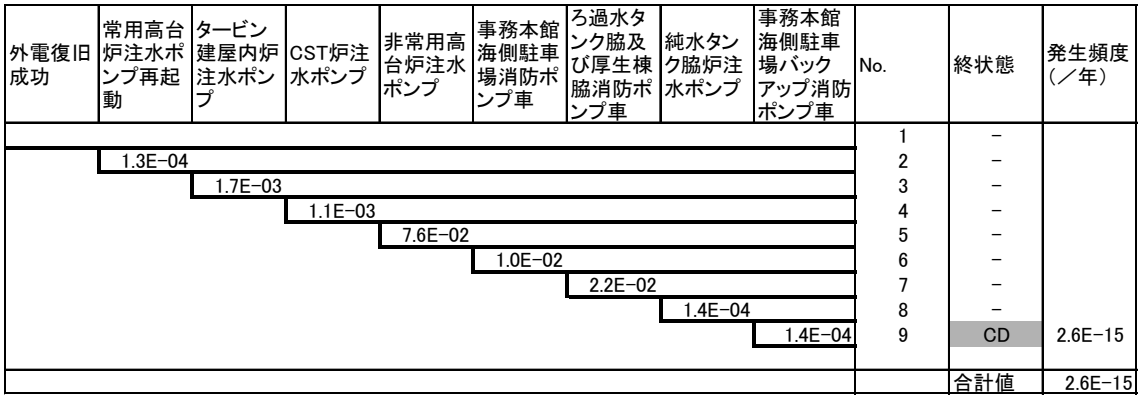
(4)　外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は，図－４－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

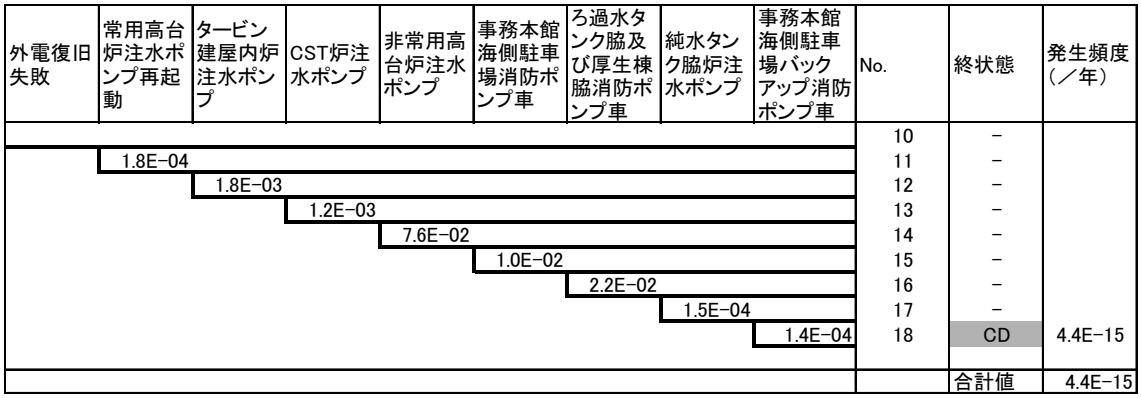
一方，図－４－２及び図－４－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－４－１　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（1／3）



図－４－２　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（2／3）
（TE1：外電復旧成功時）

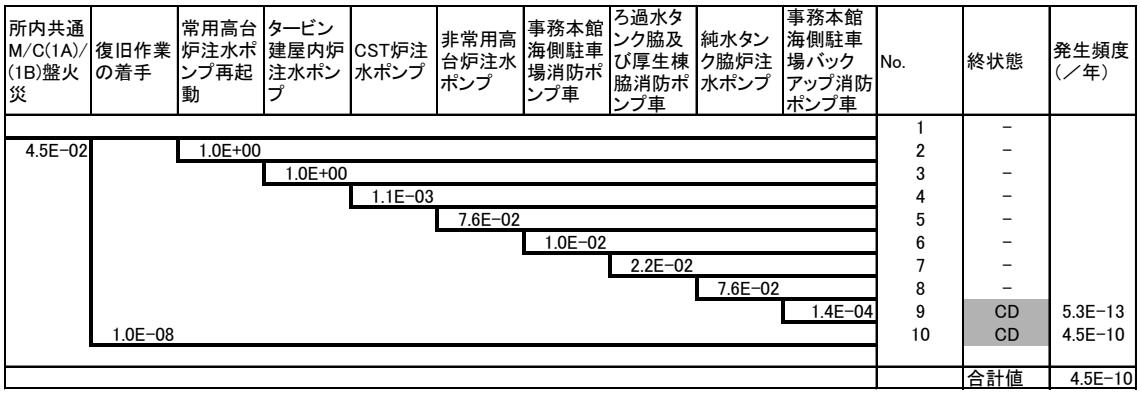


図－４－３　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（3／3）
（TE2：外電復旧失敗時）

(5)　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時には，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－５　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時のイベントツリー

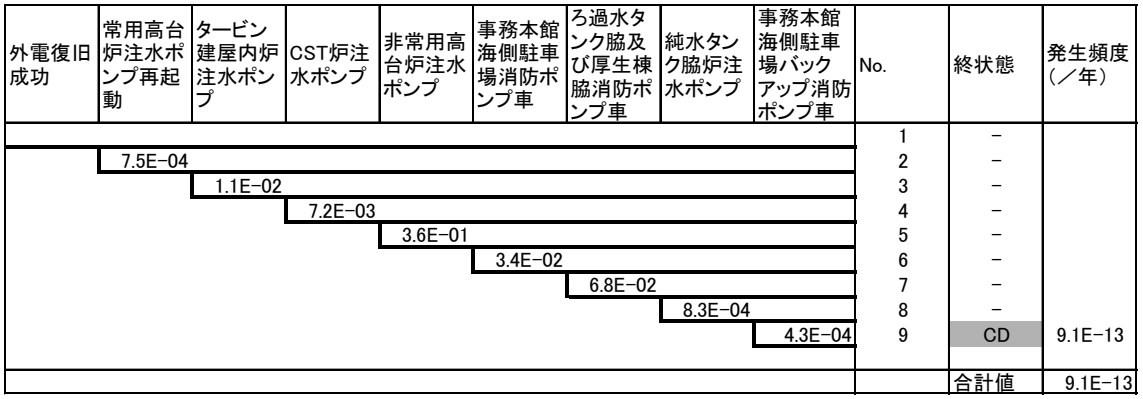
(6)　外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には，図－６－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。また，図－６－３に示すとおり，外電復旧が失敗した場合には，地震の影響により，注水設備の再起動が困難になっていることから，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

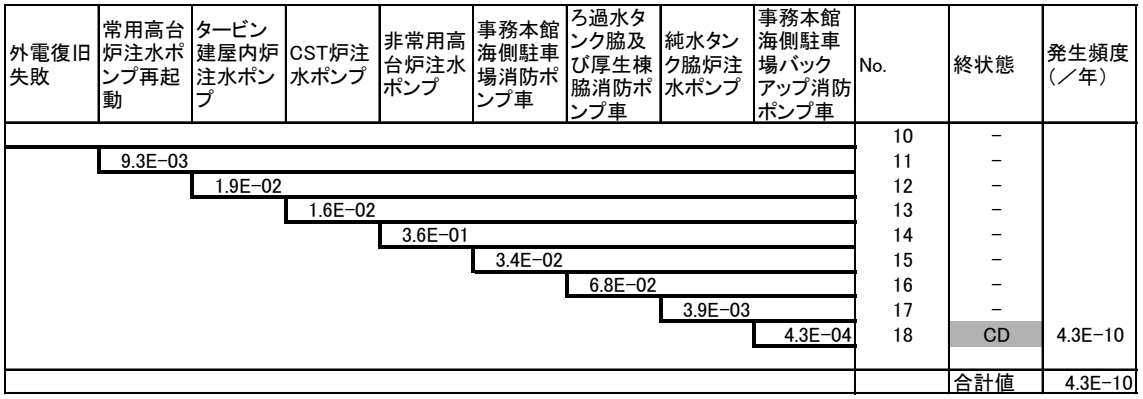
一方，図－６－２に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していることにより，外電復旧に成功する場合には，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－６－１　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）



図－６－２　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（2／3）
（STE1：外電復旧成功時）



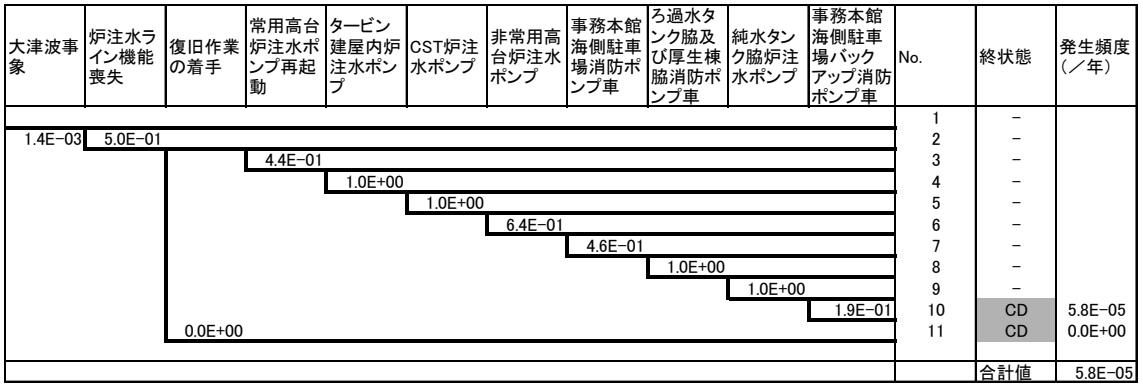
図－６－３　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（3／3）
（STE2：外電復旧失敗時）

(7)　大津波事象

大津波（2011 年 3 月 11 日に発生した津波規模を想定）が襲来した際には，建屋エリアの地上高付近に設置されている，タービン建屋内炉注水ポンプ，CST 炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図－７に示すとおり，津波対策により強化した建屋エリアの地上高にある炉注水ラインに損傷がない場合には，高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方，図－７に示すとおり，注水ラインが損傷した場合には，原子炉圧力容器及び格納容器への注水が途絶え，津波被害（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）により現場にアクセスすることが困難になることが予想され，事務本館海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること，及び，並行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，事務本館海側駐車場消防ポンプ及びろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの炉注水ラインの復旧にも失敗することにより，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。



図－７　大津波事象時のイベントツリー

2.7　電気系統設備

2.7.1　基本設計

2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して，必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し，特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

2.7.1.2 要求される機能

(1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器に対し，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。

(2) 外部電源は，異なる送電系統で２回線以上であること。

(3) 非常用所内電源が使用できない場合は，電源車などの代替機能を有すること。

2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器が，その機能を達成するために電力を必要とする場合においては，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

具体的には，特に高い安全機能や監視機能を有する設備は多重化又は多様化による電力の供給，高い安全機能や監視機能を有する設備は電源切替による電力の供給，それ以外の設備は単一系統による電力の供給など，設備の機能要求に応じて電力を供給する。

(2) 外部電源

外部電源は，異なるルートで２回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は，多重性又は多様性を備え，かつ，独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は，その機能の重要度に応じて，その重要な部分の健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 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する。

(6) 耐雷対策

電気系統設備の主要な機器については，新たな接地網の布設や既設の接地網との連接等による接地抵抗の低減対策を行う。また，送電線については，避雷器を設置する対策を行う。

(7) 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。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は，定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所１～４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（大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線，双葉線１号，２号）で構成する。

通常時には，所内電力は，大熊線３号及び４号から南側 66kV 開閉所及び 66kV 受電用変圧器を経由して供給する。また，双葉線１号及び２号から５号機及び６号機の起動用開閉所，起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側 66kV 開閉所は，東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には，所内共通ディーゼル発電機２台から所内電力を供給できる。また，所内高圧母線は５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は，以下の４回線の 66kV 送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線３号
大熊線４号
双葉線１号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）
双葉線２号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）

これら 66kV 送電線は，１回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。

また，上記の 66kV 送電線のうち，大熊線 3 号及び 4 号が停止するような場合，他の 66kV 回線（双葉線 1 号，2 号及び東北電力（株）東電原子力線）のいずれかから受電する。

(3) 開閉所

南側 66kV 開閉所は，66kV 送電線と 66kV 受電用変圧器を連系する遮断器，66kV 母線等で構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は，送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構成し，特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し，所内高圧母線間を連系することにより，特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は，接続される特定原子力施設の重要度等に応じて，単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう，設備を２母線以上に分割接続，又は双方の母線から受電できる構成とする。

尚，今後，特定原子力施設の新設等に合わせ，必要に応じ所内高圧母線及び建屋の増設を行う。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は，外部電源が喪失した場合に，1 台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は２台を備え，多重性を有した設備となっており，各々専用の所内高圧母線に接続する。

また，所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても，５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機（５Ａ，５Ｂ，６Ｂ）から電力を供給できる。また，免震重要棟については，ガスタービン発電機から電力を供給できる。

尚，これらのディーゼル発電機及びガスタービン発電機については，電源喪失の際には自動起動し，必要な各負荷に電力供給が可能である。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は，代替電源の電源車(500kVA 以上×２台)を所内高圧母線の所内共通Ｍ／Ｃ１Ａ及び２Ａの各々に接続することにより，原子炉圧

力容器・原子炉格納容器注水設備等の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- 送電線電圧
- 所内高圧母線電圧

また，電気系統設備の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る。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備，変圧器

開閉設備，変圧器については，津波により影響がないと想定される高台（T.P.約 28m 以上）へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は，津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階（T.P.約 15m 以上））又は高台（T.P.約 28m 以上）へ設置する。

c. 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

d. 電源車

電源車については，津波による影響がないと想定される高台へ配備する。(T.P.約 28m 以上)

(2) 火災

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する。

(3) 豪雨，台風

所内高圧母線は，風による影響及び雨水の浸入を防止するために，建築基準法及び関連法令に基づき設計した建屋内に設置する。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については，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，C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) 所内共通ディーゼル発電機及び補機冷却系（空気冷却器，ポンプ，主配管）

所内共通ディーゼル発電機及び補機冷却系（空気冷却器，ポンプ，主配管）については，耐震設計指針上のＳクラスの設備として設計する。

(4) ケーブル及び電線路

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。

2.7.1.8 機器の故障への対応

常時は 66kV２回線（大熊線３号及び４号）から所内電力を供給するが，いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの回線（大熊線３号及び４号）が停止している場合には，他の 66kV 回線（双葉線 1 号，2 号及び東北電力（株）東電原子力線）のいずれかから供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には，非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に，非常用所内電源からの電力供給ができない場合は，電源車２台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については，連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

(1) 機器の単一故障

送電線における故障の場合は，送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが，南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため，大熊線３号，４号のいずれかが停止となっても，所内共通変圧器２台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方，変圧器，所内高圧母線等の故障等により停電した場合には，故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い，電力供給を再開する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，故障箇所を特定した上で，送電線，変圧器，所

内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い，電力供給を再開する。

2.7.2　基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台　数	２
容　量	30,000kVA（1 台あたり）
電　圧	約 66kV／6.9kV
相　数	３
周波数	50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

(1) 所内共通ディーゼル発電機（Ａ）（非常用ディーゼル発電機 ４Ｂ）

台　数	１
容　量	8,250kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(2) 所内共通ディーゼル発電機（Ｂ）（非常用ディーゼル発電機 ２Ｂ）

台　数	１
容　量	8,250kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(3) 免震重要棟ガスタービン発電機

台　数	１
容　量	1,000kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz

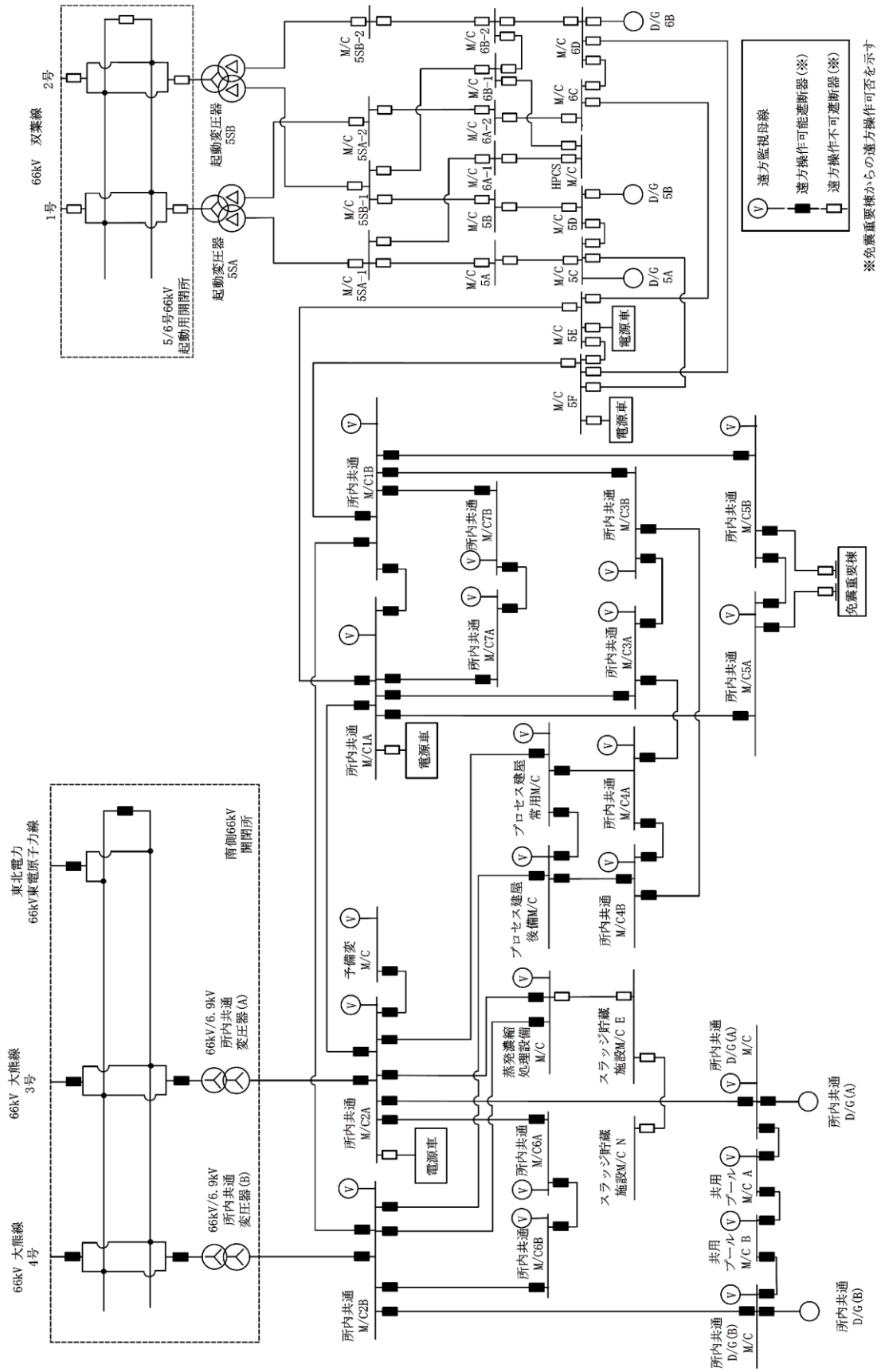
2.7.2.3 電源車

台　数	2台以上
容　量	500kVA以上
電　圧	6.6kV（使用電圧6.9kV）
相　数	3
周波数	50Hz

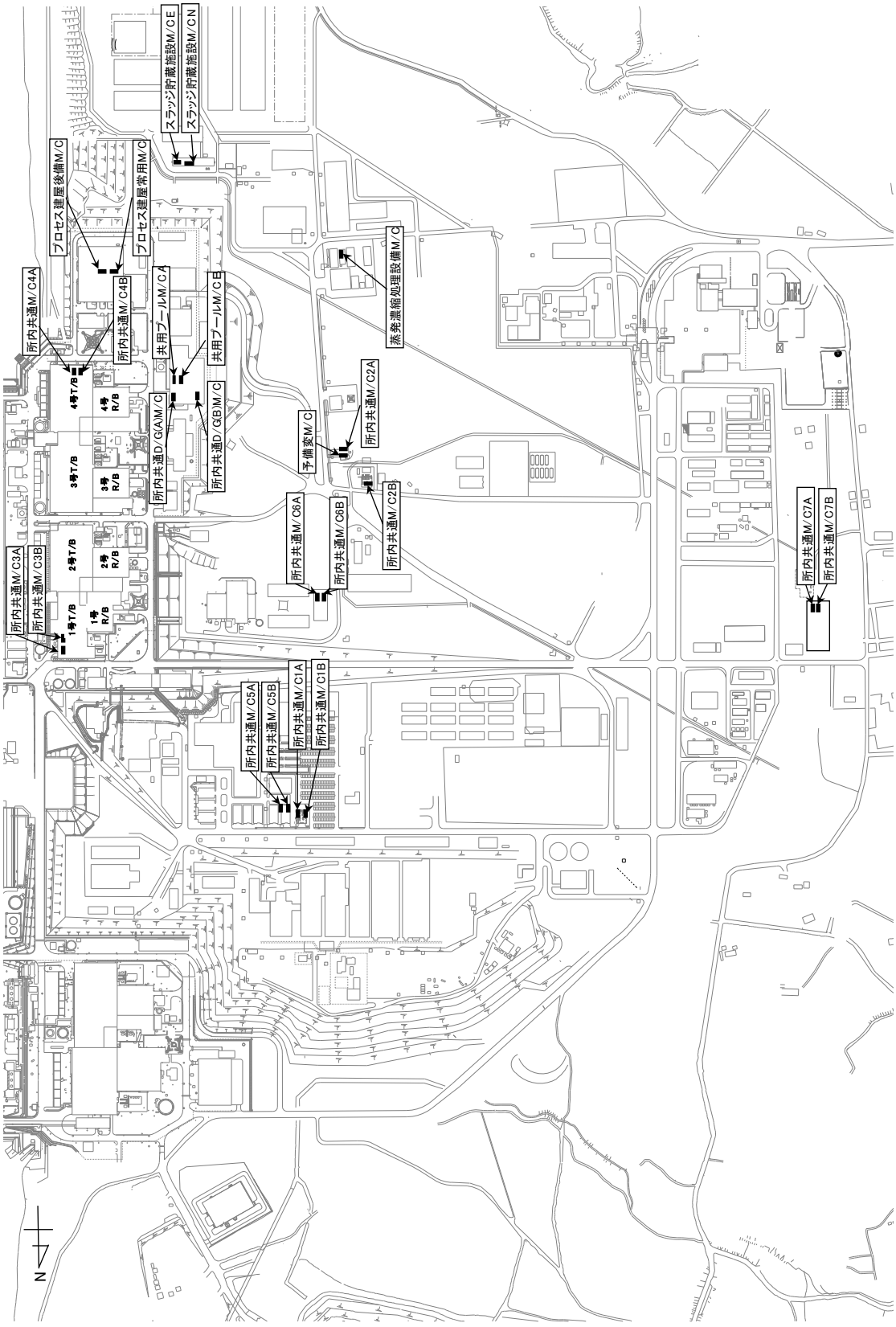
タンク容量／燃料消費率　2時間以上

2.7.3　添付資料

添付資料－１　送電系統一覧図
添付資料－２　所内単線結線図及び構内電源配置図
添付資料－３　所内高圧母線に接続する主な負荷及び電源設備の設計区分の考え方
添付資料－４　電源車からの電力供給負荷について
添付資料－５　構造強度及び耐震性について
添付資料－６　事故拡大及び伝播防止を目的としたメタルクラッド開閉装置の保護継電器について


66kV 大熊線 4号
66kV 大熊線 3号
東北電力 66kV東電原子力線
南側66kV 開閉所
66kV/6.9kV 所内共通 変圧器(B)
66kV/6.9kV 所内共通 変圧器(A)
所内共通 M/C2B
所内共通 M/C2A
電源車
予備変 M/C
所内共通 M/C6B
所内共通 M/C6A
蒸発濃縮 処理設備 M/C
スラッジ貯蔵 施設M/C N
スラッジ貯蔵 施設M/C E
プロセス建屋 後備M/C
プロセス建屋 常用M/C
共用 プール M/C B
共用 プール M/C A
所内共通 D/G(B) M/C
所内共通 D/G(A) M/C
所内共通 D/G(B)
所内共通 D/G(A)
所内共通 M/C1A
所内共通 M/C1B
所内共通 M/C7A
所内共通 M/C7B
所内共通 M/C3A
所内共通 M/C3B
所内共通 M/C4A
所内共通 M/C4B
所内共通 M/C5A
所内共通 M/C5B
免震重要棟
電源車
電源車
電源車
5/6号66kV 起動用開閉所
66kV 双葉線 1号
66kV 双葉線 2号
起動変圧器 5SA
起動変圧器 5SB
M/C 5SA-1
M/C 5SA-2
M/C 5SB-1
M/C 5SB-2
M/C 5A
M/C 5B
M/C 5C
M/C 5D
M/C 5E
M/C 5F
M/C 6A-1
M/C 6A-2
M/C 6B-1
M/C 6B-2
M/C 6C
M/C 6D
HPCS M/C
D/G 5A
D/G 5B
D/G 6B
遠方監視母線
遠方操作可能遮断器(※)
遠方操作不可遮断器(※)
※免震重要棟からの遠方操作可否を示す

図－1．所内単線結線図


スラッジ貯蔵施設M/C E
スラッジ貯蔵施設M/C N
プロセス建屋後備M/C
プロセス建屋常用M/C
所内共通M/C4A
所内共通M/C4B
共用プールM/C A
共用プールM/C B
所内共通D/G(A)M/C
所内共通D/G(B)M/C
蒸発濃縮処理設備M/C
予備変M/C
所内共通M/C2A
所内共通M/C2B
所内共通M/C3A
所内共通M/C3B
所内共通M/C6A
所内共通M/C6B
所内共通M/C5A
所内共通M/C5B
所内共通M/C1A
所内共通M/C1B
所内共通M/C7A
所内共通M/C7B
4号T/B
4号R/B
3号T/B
3号R/B
2号T/B
2号R/B
1号T/B
1号R/B
N

図－２．構内電源配置図

2.18　５・６号機に関する共通事項

2.18.1　設備の維持・管理について

５・６号機は,2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの,その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後，海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進めると共に，原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動を完了し，５号機では，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ている燃料の冷却を維持している状況である。

したがって，５号機の設備に関しては，本実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」を遵守しつつ，福島第一原子力発電所第５号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に，設置変更許可等の許認可の内容に従って，設備を維持・管理していくこととする。

なお，６号機は使用済燃料を 2025 年 4 月に使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ搬出を完了しているため，冷却の維持・継続は必要ない。

2.18.2　要求される機能について

本実施計画に記載のある５号機の設備に要求される機能とは，使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持・管理する機能である（Ⅰ.1.2　参照）。

2.18.3　異常時の対応

自然災害（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維持に必要な設備（全交流電源及び海水系設備）のすべてが機能喪失した場合，その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性があるため，復旧余裕時間*1である 6.4 日以内（2018 年 10 月 1 日時点の崩壊熱）に電源車による既設設備の復旧(電源復旧対応)，消防車による使用済燃料プールへの機動的な注水対応（代替設備対応）を行い，燃料損傷を回避する。なお,現在は全ての燃料を使用済燃料プールへ移動し使用済燃料プールゲートを閉しており，使用済燃料プールのみへの注水である。

＊１：崩壊熱により，冷却材の温度が上昇し使用済燃料プールの水が 65℃に到達する時間。

復旧余裕時間は 2018 年 10 月 1 日時点の崩壊熱にて算出した結果は以下の通り。

【使用済燃料プールに全ての燃料を保管している場合（2018 年 10 月 1 日時点の崩壊熱)】

＜使用済燃料プール＞

５号機使用済燃料プール（初期温度 30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は 6.4 日である。

電源車（５号機用として 1 台以上）は T.P.約 28m 以上の場所に配備されており，５号機タービン建屋 2 階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済であ

る。

復旧時に必要な消防車*2)（５号機用として１台以上，消防車用のホースも原子炉建屋内に配備済）は T.P.約 28m 以上の場所に配備されているが，震災の場合は移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は 0.55MPa 以上あり（流量は 30m³/h 以上），原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の高さは，消防車の位置から５号機は約 30m である。圧力損失を考慮しても，使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。

また，電源車及び消防車の運転訓練等を実施しており，手順書（体制含む）の整備もされているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。（注水開始までの所要時間：約 42 時間（1.8 日程度））

＊2）消防車：【使用済燃料プールに全ての燃料を保管している場合（使用済燃料プールゲートは閉)】
消防車による使用済燃料プールへ注水に必要な水量(全ての燃料を使用済燃料プールへ移動し使用済燃料プールゲートを閉した場合）は，2018 年 10 月 1 日時点の崩壊熱より５号機で 6t/h と評価される。５号機の注水可能時間は 13 時間程度であり既設のポンプを用いた注水や，消防車を用いた海水による注水が可能である。

2.18.4　添付資料

添付資料－１　５・６号機の耐震性について

５・６号機の耐震性について

1. はじめに

５・６号機の使用済燃料については，使用済燃料共用プールへ搬出する計画であり，炉内の燃料の使用済燃料プールへの移動を完了し，プールゲートを閉止している(2016年１月)。

６号機の使用済燃料については使用済燃料共用プールへの搬出を完了している（2025年４月)。

2. 耐震性評価について

使用済燃料共用プールへの燃料搬出においては，１～４号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で燃料搬出を行うため，使用済燃料プールでの燃料保管が一定期間継続することが想定される。そのため，燃料貯蔵に必要な部分の耐震性評価を行っていく。表－１に対象範囲及び評価項目を示す。（Ⅰ.1.2　参照）

なお，冷温停止維持に必要な設備の安全性については，これまでの各設備の耐震性評価結果ならびに点検結果等を踏まえて総合的に確認していく。

表－１　耐震性評価の対象範囲と評価項目

対象範囲	評価項目	備考
原子炉建屋 天井クレーン	・　地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料交換機	・　地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料貯蔵設備	・　使用済燃料プールの構造強度評価 ・　使用済燃料ラックの構造強度評価に基づく貯蔵燃料の未臨界評価	

3. 現状の耐震性について

以下に，これまでの５・６号機の耐震性評価状況を示す。これらを総合的に勘案し，現状，基準地震動レベルの地震を受けたとしても，５・６号機の安全機能が直ちに損なわれることはないと判断している。(別添－１　参照)

(1) 平成１８年耐震設計審査指針改訂への対応状況

５・６号機については，主要な７施設の基準地震動Ｓｓに対する耐震性評価を行い，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る耐震安全性を確認した。それらは，取りま

とめて中間報告書として原子力安全・保安院へ提出し，その内，５号機の中間報告書は，原子力安全・保安院および原子力安全委員会の審査が完了した。

(2)本震の影響評価

５号機については，耐震Ｓクラス設備全般について，本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し，評価対象設備の機能維持を確認した。６号機については，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な設備について本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し，評価対象設備の機能維持を確認した。また，５・６号機そのものは，現在に至るまで，安定的に冷温停止を維持しており，耐震安全性を確保できているものと判断する。

(3)設計条件

５・６号機は，既往地震波（エルセントロ等）の最大加速度振幅を 180Gal に基準化した地震動を建設時建屋モデルに直接入力することで耐震設計が行われていた。この耐震設計条件は，今回の本震や基準地震動と比較しても，同等以上の条件である。それに加え，建設時設計当時は，配管の減衰定数に関するデータが少なかったことから，設計に用いる減衰定数を保守的に一律 0.5%に設定しており，建設時の設定の方が保守的であった。（現在は，サポートや保温材の施工状況に応じて 0.5%～3.0%が用いられている）

4.別添

別添－１　５・６号機　現状設備の耐震安全性について

５・６号機　現状設備の耐震安全性について

1. ５号機

耐震設計審査指針改訂に伴う耐震安全性評価の一環で，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な７施設に関して基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保していることを確認した*1。また，本震の観測記録が基準地震動Ｓｓをわずかに上回ったことに鑑み，耐震Ｓクラス設備全般について，本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い，本震に対する耐震安全性を確認した*2。さらに，本震後の設備状態把握を目的としたウォークダウンを実施した結果，地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル，または，本震の応答スペクトルが，現在の技術水準による減衰定数を設定すれば，基準地震動Ｓｓのスペクトルを上回っている。

なお，0.07～0.08 秒近辺で基準地震動Ｓｓのスペクトルが，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル及び本震の応答スペクトルをわずかに上回る*3が，建設時の耐震裕度や本震後のウォークダウンで確認した健全な設備の状態を考慮すると，プラントの耐震安全性に影響がないものと考える。以上のことから，現状の５号機の冷温停止に関する設備は，基準地震動Ｓｓに対しても耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－１　参照）

＊１：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者等からの報告等について（原子力安全・保安院　平成 20 年 3 月 31 日　別添２　東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所　中間報告概要）

＊２：平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて　添付２（原子力安全・保安院　平成 24 年 2 月 16 日）

＊３：基準地震動Ｓｓが設計条件もしくは本震を上回るのは 10%程度であるが，概ね，設計の際には許容応力が計算応力に対して 20～30%の余裕を持っているため，安全上の問題とはならないと判断する。

2. ６号機

５号機と同様，耐震設計審査指針改訂に伴う耐震性評価の一環で，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な７施設に関して基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保していることを確認した*4。

＊４：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者からの報告について（原子力安全・保安院　平成 21 年 6 月 19 日）

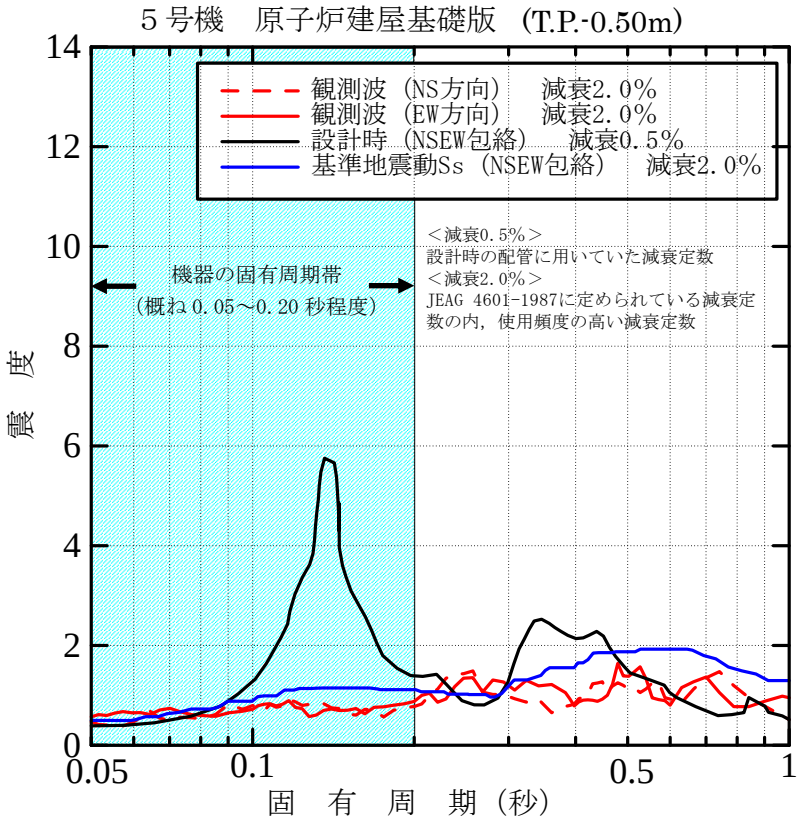
福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所　耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部修正の概要（東京電力株式会社　平成 22 年 4 月 19 日）

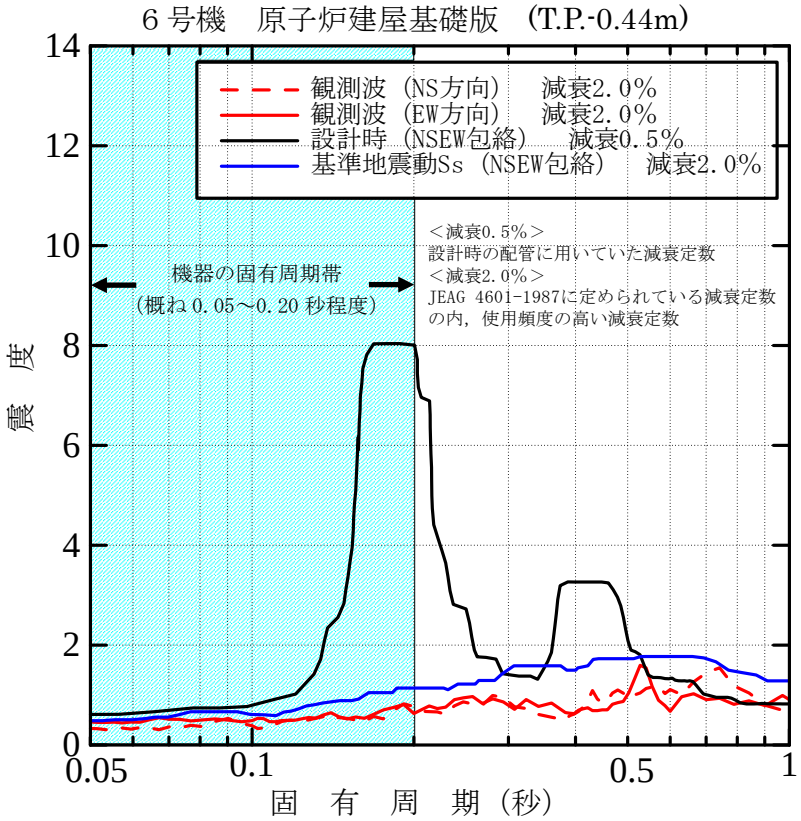
さらに，本震の観測記録が得られたことに鑑み，同じく主要な７施設の本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い，本震に対する安全性を確認した＊5。また，本震後の設備状態把握を目的としたプラントウォークダウンを実施した結果，地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトルが，現在の技術水準による減衰定数を設定すれば，基準地震動Ｓｓのスペクトルを上回っており，６号機については，個別に設備の評価を行わなくても，現状の冷温停止に関連する設備は，基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－１　参照）

＊５：平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて　添付２（原子力安全・保安院　平成 24 年 2 月 16 日）

本資料に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞　T.P.=旧 O.P.-1,436mm





図－１　床応答スペクトルの比較及び機器の固有周期帯について

2.19　５・６号機　原子炉圧力容器

５・６号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動が完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，冷却の必要はなく圧力上昇は考慮する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

2.20　５・６号機　原子炉格納施設

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く，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ため，原子炉建屋の負圧を維持する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

2.21　５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系

５・６号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動が完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，制御棒を炉心内に挿入する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

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 系列からなり，2 基の熱交換器，4 台のポンプ及び 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)

６号機は使用済燃料を 2025 年 4 月に使用済燃料共用プールへ搬出完了しており，使用済燃料プール水を冷却する必要がない。よって，本項における６号機の記載を削除した。

［系統の現況］

５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)

2.22.4　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)

2.22.5　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

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

残留熱除去海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，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，トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

まず，５号機の工事計画軽微変更届出書では，配管の肉厚（11.7㎜）及び必要肉厚（7.8㎜）の記載*1がある。これまでは，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，配管が海水中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。

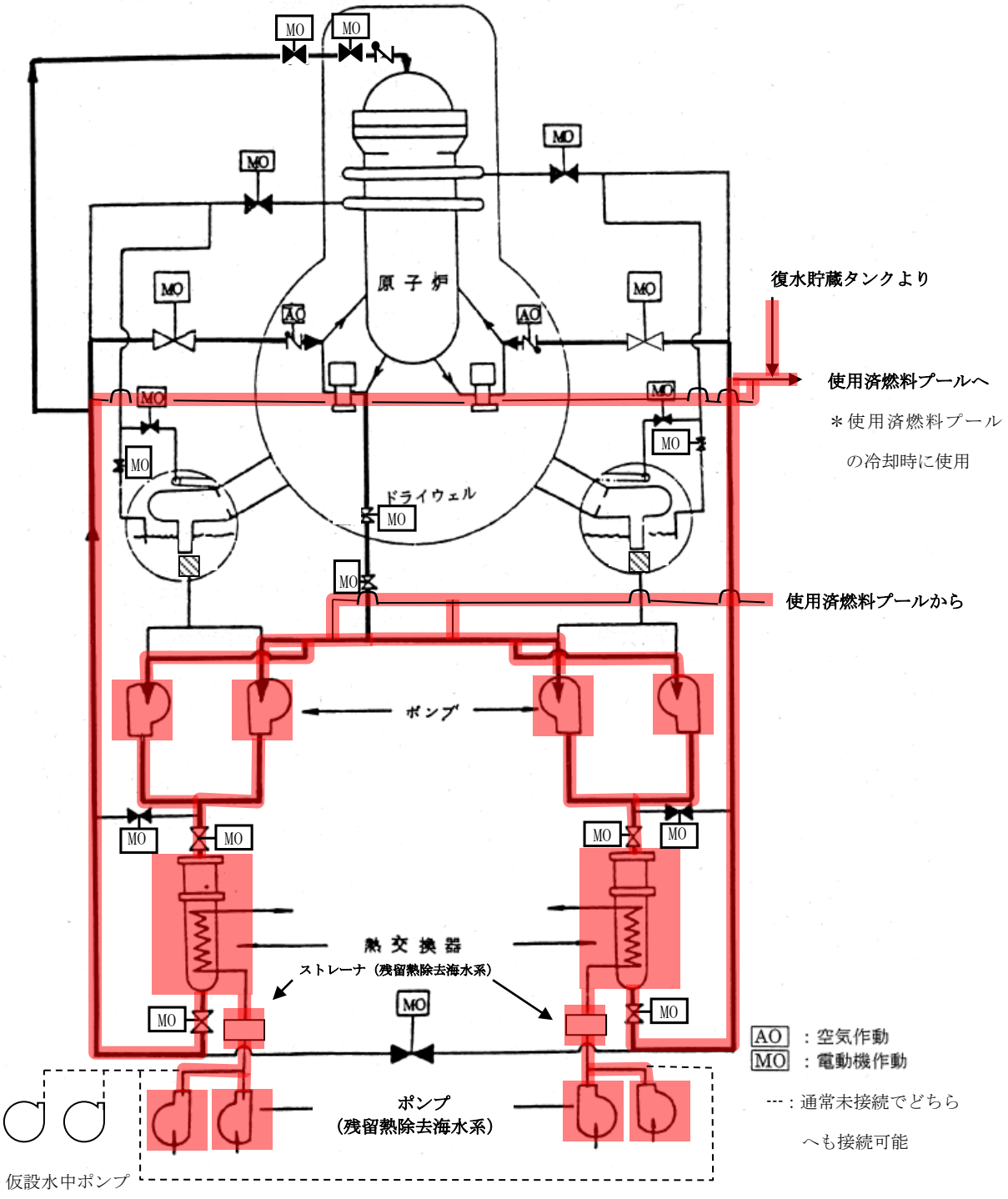
ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*2によれば，海水中では腐食速度は0.1㎜/年，飛沫帯では0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3㎜/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約13年となると予測される。

＊１：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

５号機：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：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.



図－１　５号機　残留熱除去系　系統概要図

2.23　５・６号機　非常用炉心冷却系

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，炉心への注水が必要なく，非常用炉心冷却系の機能を維持する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

2.24　５・６号機　復水補給水系

2.24.1　系統の概要

復水補給水系は，各建屋に設置される機器等に対し，必要な容量及び圧力を有する復水を，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプにて供給する。

また，５号機においては，上記の給水以外に残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系等で，必要とする水源を有する。６号機においては，上記の給水以外に燃料プール冷却浄化系で，必要とする水源を有する。

［系統の現況］

復水補給水系の系統機能は，復旧済みである。

2.24.2　要求される機能

原子炉及び使用済燃料プールに復水貯蔵タンクから復水補給水を供給する機能を有すること。

2.24.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，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６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

b. 復水貯蔵タンク

復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)

c. 主配管

主配管については，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)

(2) ６号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，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)

b. 復水貯蔵タンク

復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)

c. 主配管

主配管については，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)

2.24.4　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６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

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７回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12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)

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)

(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)

2.25　５・６号機　原子炉冷却材浄化系

５・６号機は原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動が完了し，今後原子炉に燃料を戻すことはないため，冷却材の浄化が必要ない。よって，本項の記載を削除した。

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）

［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。６号機の使用済燃料は2025年4月に使用済燃料共用プールへ搬出完了している。

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－３－２「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効率が高いが，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・パージ用排気ファン

排風機・パ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・パージ用排気ファン

排風機・パ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

2.27　５・６号機　燃料プール冷却浄化系

2.27.1　系統の概要

５号機の燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系，原子炉補機冷却系，補機冷却海水系で構成されており，使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料プールの水の純度を保ち，遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。６号機の燃料プール冷却浄化系は，６号機の使用済燃料を 2025 年４月に使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ搬出を完了しているため，燃料プール冷却浄化系（熱交換器を除く）のみで構成されており，使用済燃料プールの水の純度及び遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。

燃料プール冷却浄化系の循環ポンプの吸込みラインは，使用済燃料プールに隣接するスキマサージタンクに接続されているため，この系の破断時にも使用済燃料プールの水は流出しない。（添付資料－１　参照）

［系統の現況］

燃料プール冷却浄化系の系統機能は，復旧済みである。

しかし，補機冷却海水系配管の一部には，タービン建屋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－２参照）

2.27.2　要求される機能

使用済燃料プールの水位を維持し，浄化できる機能を有すると共に５号機についてはプール内の崩壊熱を除去すること。

2.27.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－３に示す。

(1) ５号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a) 熱交換器

熱交換器については，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) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，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)

(c)循環ポンプ

循環ポンプについては，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６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(d)主配管

主配管については，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)

b.原子炉補機冷却系

(a)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６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(b)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６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(c)主配管

主配管については，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)

c.補機冷却海水系

添付資料－４　参照

(2) ６号機

a.燃料プール冷却浄化系

(a)ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，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)

(b)循環ポンプ

循環ポンプについては，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)

(c) 主配管

主配管については，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)

2.27.4　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

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2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３０回工事計画軽微変更届出書(総官第961号 昭和52年10月8日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28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. 補機冷却海水系

添付資料－４　参照

(2) ６号機

a. 燃料プール冷却浄化系

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)

2.27.5　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プールの冷却能力について

添付資料－２　補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

添付資料－３　系統概要図

添付資料－４　５号機　補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について

補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

補機冷却海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，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，タービン建屋トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

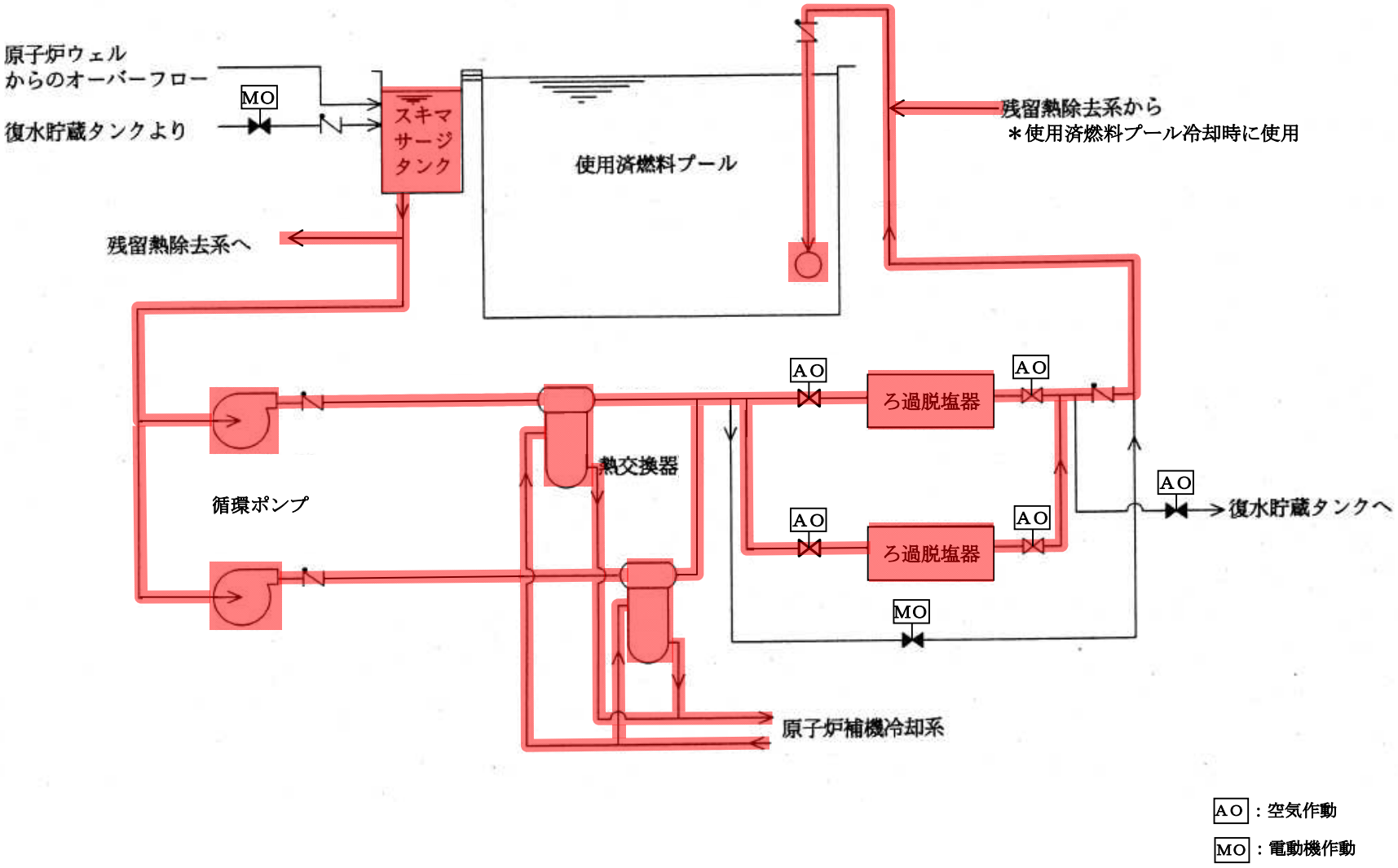
現在没水している配管の肉厚は，５号機で肉厚 9.5mm 及び必要肉厚 4.2mm である。これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，配管が海水中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。なお，５号機については，没水配管が 3 系列あり，時間的余裕が最も厳しい配管を代表として記載している。

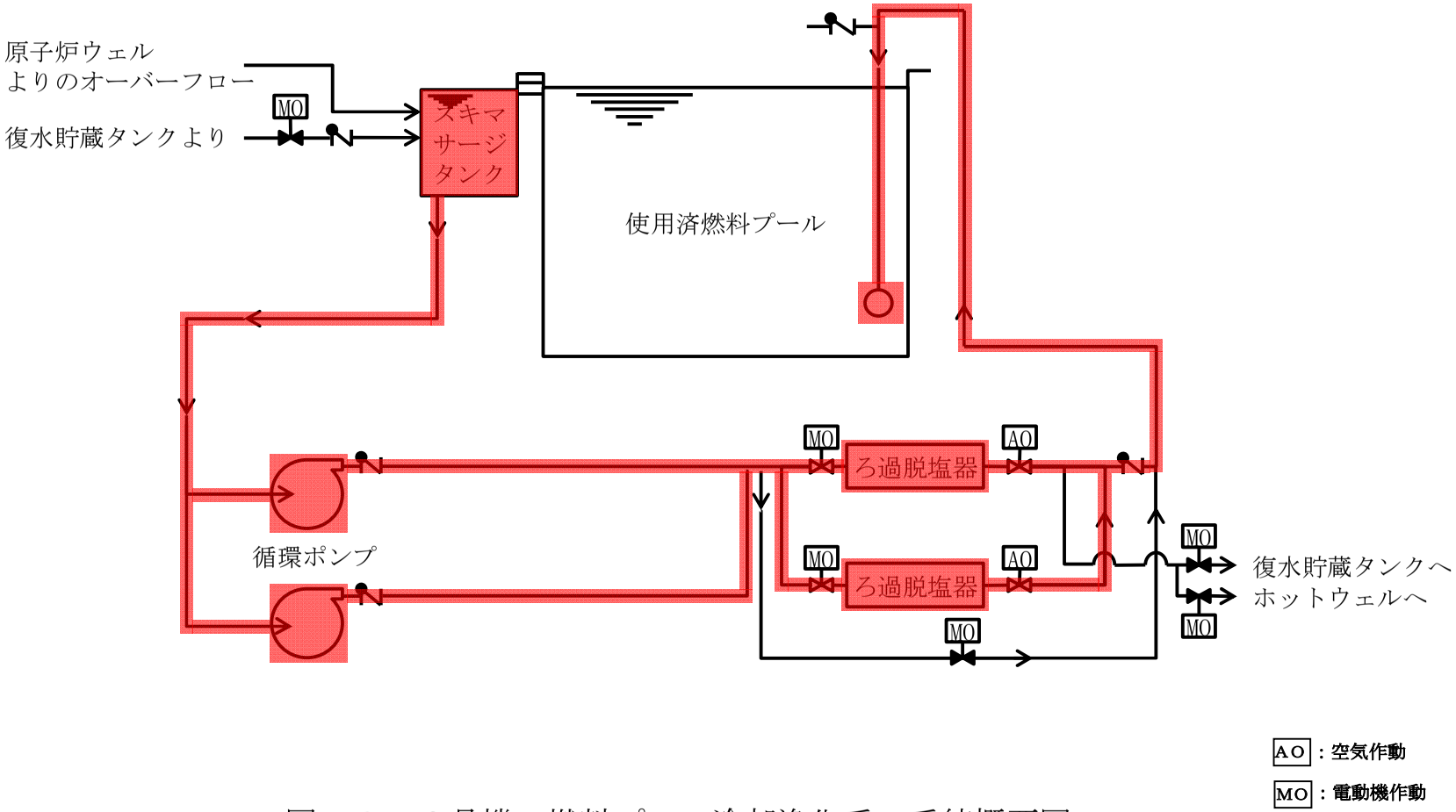
ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*によれば，海水中では腐食速度は 0.1mm/年，飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は，５号機で約 17 年となると予測される。

＊：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.



図－１　５号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図



図－２　６号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図

５号機　補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について

1. 主要な機器

(1) ５号機

a. ポンプ

種　　類	立軸多段遠心形
容　　量(m^3/h)	１，８００
全 揚 程(m)	４５
主 要 寸 法	
高　　さ(mm)	１１，７７０
吐 出 口 径(mm)	５００
主 要 材 料	
胴	ＳＣＳ１４
羽 根 車	ＳＣＳ１４
主　　軸	ＳＵＳ３１６
回 転 数(rpm)	１，０００
原 動 機	
種　　類	三相誘導電動機
出　　力(kW)	３１０
個　　数	常用　２
	予備　１

b. ストレーナ

種　　類	横置電動切替形ダブルストレーナ
容　　量(m^3/h)	３，６００
最高使用圧力(MPa)	０．８６
最高使用温度(℃)	４４
主 要 寸 法	
全　　長(mm)	２，２００
主 要 材 料	
胴	ＳＣＰＬ１
個　　数	１

c.配　管

最高使用圧力 MPa	最高使用温度 ℃	外径 mm	厚さ mm	材料
０．８６	３８	７６２	９．５	ＳＭ４００Ｂ
		６０９．６	９．５	ＳＭ４００Ｂ
		５０８	９．５	ＳＭ４００Ｂ
		３５５．６	１１．１	ＳＴＰＧ３７０
		３１８．５	１０．３	ＳＴＰＧ３７０

2.構造強度及び耐震性(５号機)

(1)構造強度の評価

補機冷却海水系を構成する機器は，発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上，クラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」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している。

a.ポンプ

ポンプは，系統の温度，圧力を考慮した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからポンプは，必要な構造強度を有するものと評価している。

b.ストレーナ

ストレーナは，系統の温度，圧力を考慮した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからストレーナは，必要な構造強度を有するものと評価している。

c.配　管

配管は，系統の温度，圧力を考慮し「日本産業規格」を準拠した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから配管は，必要な構造強度を有するものと評価している。

(2)耐震設計の基本方針

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の耐震クラス C の設備と位置付け

られ，以下の様な基本方針としている。

a. 考え方

機器・配管系は原則として剛にする。

b. 配管類

支持構造：定ピッチスパン法*による支持とする。

＊：配管自重を受けるために，適正なピッチでサポートを設置

c. 機器類

ポンプは地震荷重に耐えられるように設計する。

また、耐震クラスＣにつき，垂直方向の地震力は対象外とする。

2.29　５・６号機　非常用ガス処理系

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く，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ため，非常用ガス処理系の機能を維持する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

2.30　５・６号機　中央制御室換気系

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く，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ため，中央制御室換気系の機能を維持する必要がない。よって，本項の記載を削除した。

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 1 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（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)

b.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号機

代替電源(電源車)

台　　数	１台以上
容　　量(kVA)	５００
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

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)

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

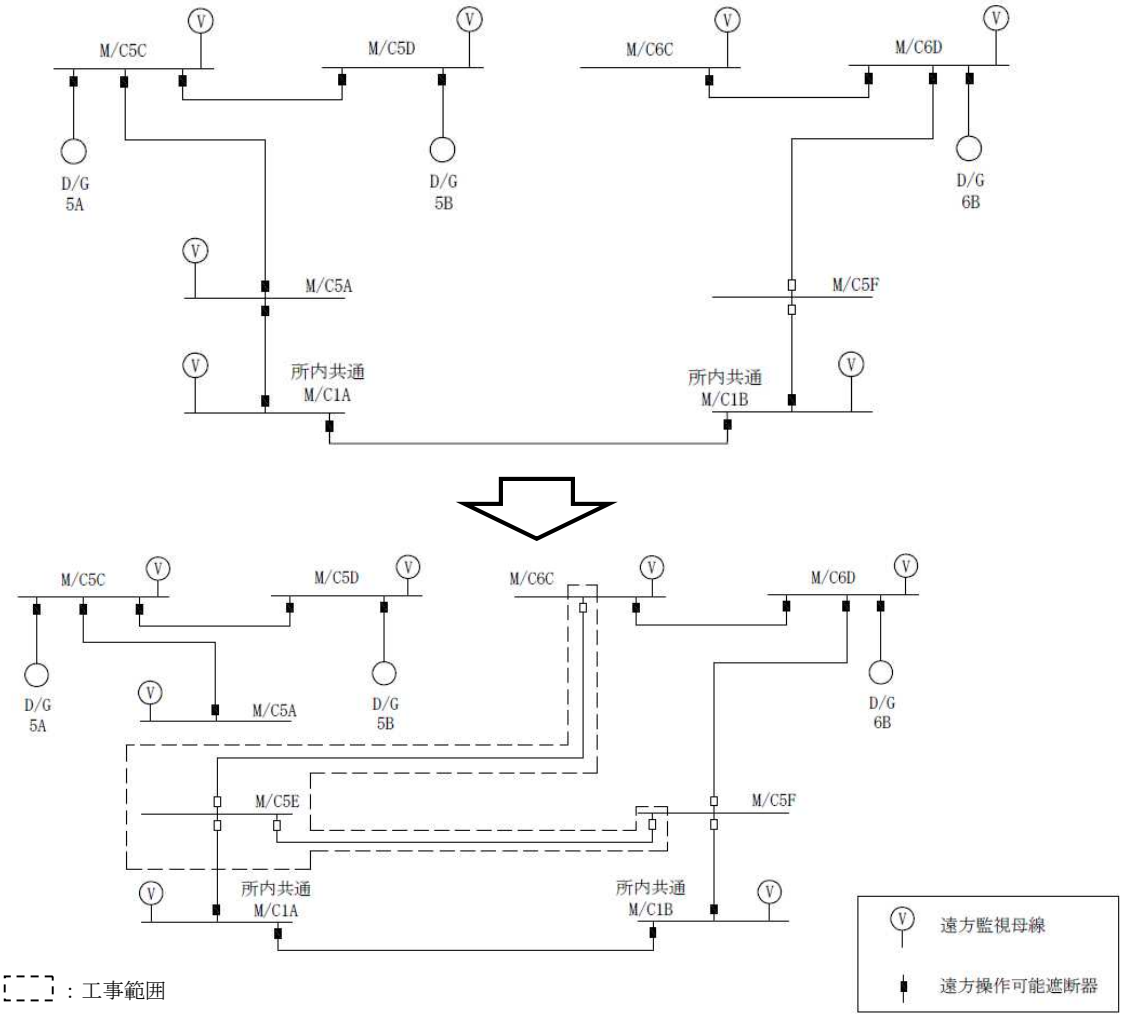
所内高圧母線の増強について

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

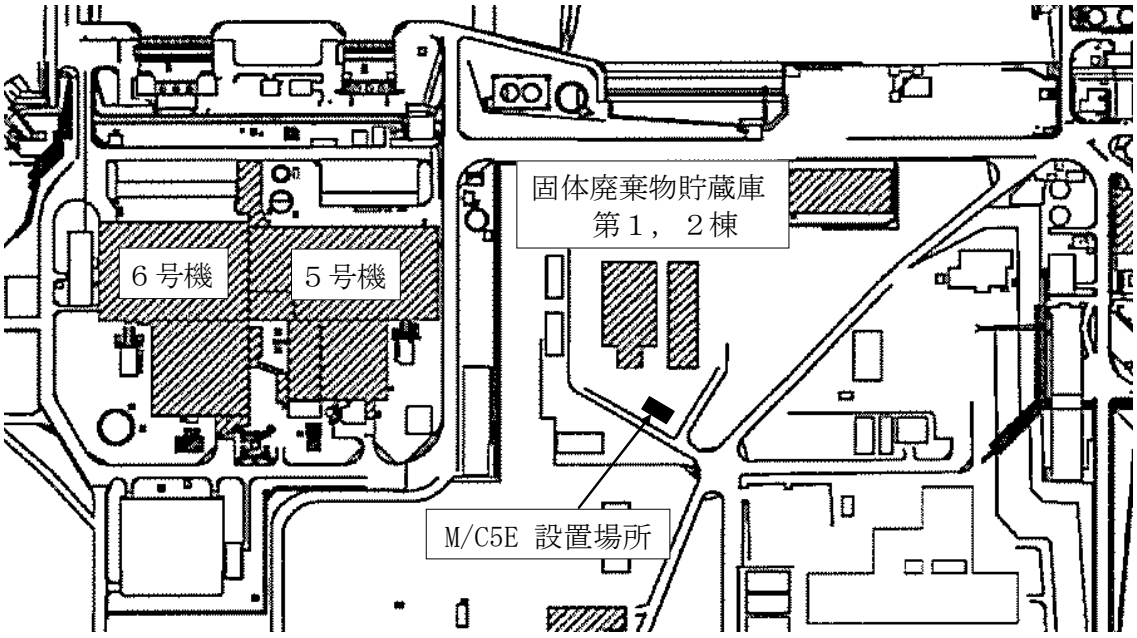
設置する所内高圧母線（M/C5E）の設計方針については，別添－１参照。

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

別添－１

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
交流120/240V計測用電源	50kVA
ＰＨＳ分電盤	15kVA
	合計：約277kVA

＊１：注水機能を有する機器

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冷却海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，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，トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

まず，５号機の工事計画届出書及び工事計画認可申請書では，配管の肉厚（8.13㎜）及び必要肉厚（3.80㎜）の記載*1がある。これまでは，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，配管が海水中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*2によれば，海水中では腐食速度は0.1㎜/年，飛沫帯では0.3㎜/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0.3㎜/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５号機で約14年となると予測される。

＊１：以下の工事計画届出書及び工事計画認可申請書により確認している。

５号機：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)

５号機：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：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.

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)
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

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)

(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)

(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)

(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)

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)
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。また，５・６号機由来の水であって，５・６号機の建屋滞留水と同等として扱うことを判断した水（添付資料－１１　参照）については，５・６号機の建屋滞留水と同様の処理を行う。

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は，浄化ユニットにより放射性核種を除去した後，構内に散水する。

地下水の流入により約20～40㎥/日で増加しているが，６号機タービン建屋から貯留設備への移送量が約90㎥/日，浄化ユニット1基による処理量が約100㎥/日，移送ポンプによる散水最大量が約840㎥/日で対応できるため，日々の地下水流入量を処理散水量が上回り，滞留水の増加を抑制できている。また，過去最大の地下水流入量は約300㎥/日であったが，滞留水移送量を約430㎥/日へ増加，浄化ユニット運転台数を4基に増加して処理量を約400㎥/日へ増加することで，地下水流入量より上回るため滞留水の増加を抑制できる。

(1)貯留設備

a.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。

貯留タンクは，淡水化装置の戻り水と，建屋からの滞留水を一時的に貯留する。

中間タンクは，淡水化装置の戻り水，建屋からの滞留水，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)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。

(4)電源設備

電源設備については，Ⅱ.2.32　参照。

(5)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，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－６　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

貯留タンク，中間タンク，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。

(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－６　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

S NC-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－５参照）

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－５　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0.91MPa）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 0.91MPa）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 0.91MPa）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)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，「JEAG4601 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－５　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)貯留タンク等からの漏えい

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 1,500㎜が降雨したと仮定した場合，推定される堰内に溜まる雨水量は，最も広い面積を有する貯留タンクエリアで約 1,500m^3程度である。

*2：滞留水貯留設備は 1 ヶ月間で最大 3,000m^3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4,500m^3と想定しているため，地下水が約30m^3/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（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-1.貯留タンク

合計容量　　５，５００ m^3

基　　数　　５ 基

容　　量　　１，１００ m^3／基×　５ 基

a-2.中間タンク

合計容量　　５，８００ m^3

基　　数　　５ 基

容　　量　　１，１６０ m^3／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

b.水位警報

(a)貯留タンク（１，１００m^3）

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

(b)中間タンク（１，１６０m³）

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		４ 台	
容量　揚程　台数	２４．２ m³／h	６５ m×１ 台	
	１８ m³／h	９３ m×２ 台	
	３５ m³／h	４３．２ m×１ 台	

b.耐圧ホース（完成品）

呼 び 径	７５A相当，２００A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.ポリエチレン管（完成品）

呼 び 径	５０A相当，７５A相当，１００A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 ℃

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	７５Ａ相当 ポリエチレン ０．９８ ＭＰａ ４０ ℃
６号機タービン建屋出口配管分岐から中間タンクまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	７５Ａ相当 ポリエチレン ０．９８ ＭＰａ ４０ ℃
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	５０Ａ相当，７５Ａ相当 ポリエチレン ０．９８ ＭＰａ ４０ ℃
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	７５Ａ相当 ポリエチレン ０．９８ ＭＰａ ４０ ℃
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	５０Ａ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（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	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	１００Ａ／Ｓｃｈ４０ ＳＴＰＧ３７０ ＋ポリエチレンライニング ０．９８ ＭＰａ ４０ ℃

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 ℃

(3)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 m^3／ 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	５０Ａ／Ｓｃｈ４０ ４０Ａ／Ｓｃｈ４０
	材質	ＳＴＰＧ３７０ ＋ポリエチレンライニング
	最高使用圧力	０．９８ＭＰａ
	最高使用温度	４０℃
移送ポンプから 前置フィルタまで （鋼管）	呼び径／厚さ	４０Ａ／Ｓｃｈ４０ ３２Ａ／Ｓｃｈ４０
	材質	ＳＴＰＧ３７０ ＋ポリエチレンライニング
	最高使用圧力	０．９８ＭＰａ
	最高使用温度	４０℃
前置フィルタから 出口フィルタまで （鋼管）	呼び径／厚さ	４０Ａ／Ｓｃｈ４０
	材質	ＳＴＰＧ３７０ ＋ポリエチレンライニング
	最高使用圧力	０．９８ＭＰａ
	最高使用温度	４０℃
（耐圧ホース）	呼び径	４０Ａ相当
	材質	ＥＰＤＭ（合成ゴム）
	最高使用圧力	０．９８ＭＰａ
	最高使用温度	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	５０Ａ／Ｓｃｈ４０ ４０Ａ／Ｓｃｈ４０
	材質	ＳＴＰＧ３７０ ＋ポリエチレンライニング
	最高使用圧力	０．９８ＭＰａ
	最高使用温度	４０℃

(4)堰

貯留タンクエリア

高　　さ　　５８０ｍｍ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。

貯留タンクエリア　　想定最大量 1,160 ㎥　堰内の面積 2,009 ㎡

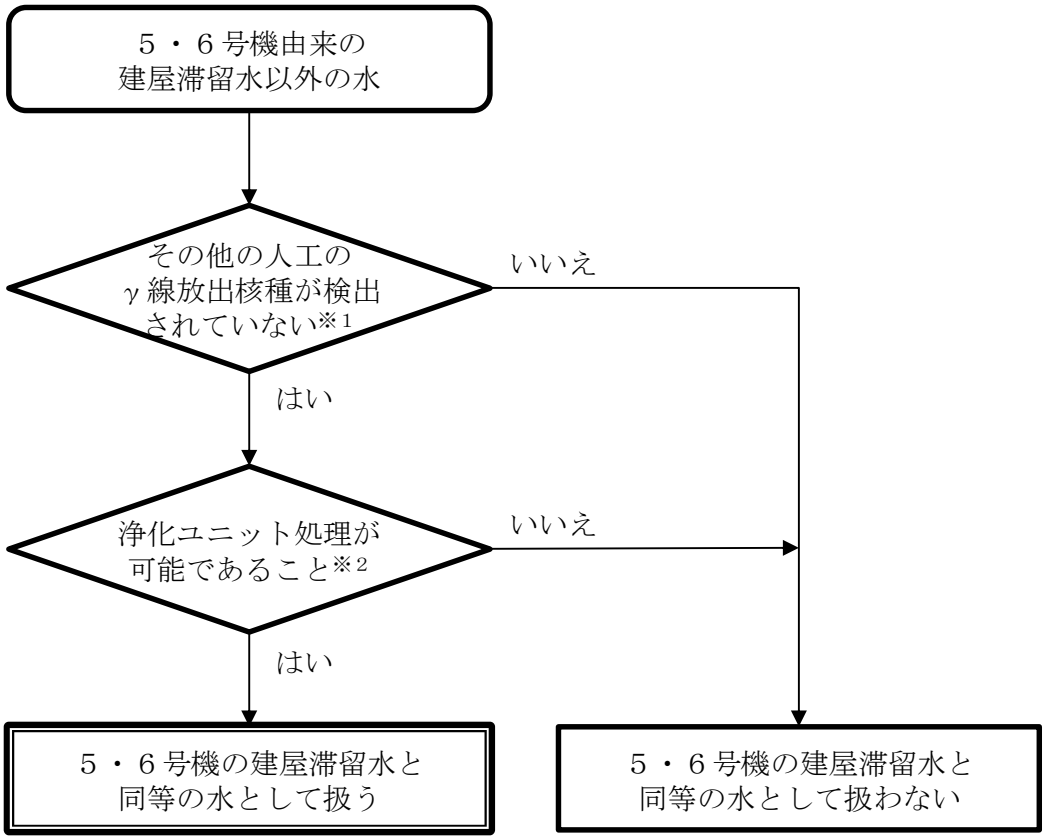
2.33.3　添付資料

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　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－６　滞留水貯留設備の増設及び廃止について
添付資料－７　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－８　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－９　廃棄物発生量に関する評価
添付資料－１０　滞留水移送設備に係る確認事項
添付資料－１１　５・６号機の建屋滞留水と同等として扱う場合の判断フロー

５・６号機の建屋滞留水と同等として扱う場合の判断フロー

５・６号機由来の建屋滞留水以外の水について，５・６号機の建屋滞留水と同等として扱う場合は，以下のフローにより判断するものとする。

５・６号機由来の建屋滞留水以外の水



※１・その他の人工のγ線放出核種：
主要核種と呼ばれる3核種（Sr-90，Cs-134，Cs-137）以外の，Co-60を主としたγ核種

※２・浄化ユニットで処理が可能な水の水質条件（目安値）：
「Cs-134　10Bq／L，Cs-137　30Bq／L，Sr-90　100Bq／L」
（参考）散水条件：
Cs-134，Cs-137，Sr-90またはβ放射能，H-3の告示濃度限度比の和0.21以下であり，その他人工核種が検出されないこと

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。なお，６号機は使用済燃料を 2025 年 4 月に使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ搬出を完了しているため，使用済燃料プールの水位を維持・管理するために必要な監視ができること。

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. ５号機

(a)残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

(b)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

(c)復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

(d)原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

(e)非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

(f)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) 使用済燃料プールから使用済燃料の取り出しが完了した後も使用済燃料プールの水位を維持・管理するために必要な監視ができる機器

a. 6 号機

(a)燃料プール冷却浄化系計測制御設備

水位計

(b)復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

(c)非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

(d)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。

(3) 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

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，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，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 1 月 17 日届出)

(2)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)

(3)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)

(4)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)

(2)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）

（巡視点検）

第 13 条

当直長は，毎日１回以上，原子炉施設（第９４条の２第１項で定める区域を除く）を巡視し，次の施設のうち，復旧が終了したものについて点検を行う。ただし，水没箇所等の巡視困難な箇所を除く。

（１）原子炉冷却系統施設（６号炉を除く）

（２）電源，給排水及び排気施設

２．当直長は，「状態管理マニュアル」に基づき，第９４条の２第１項で定める区域の巡視を行う。

（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で定める事項を施設運用上の基準とする。ただし，使用済燃料プールの水温については，６号炉を除く。

２．使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める施設運用上の基準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項で定める施設運用上の基準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	施設運用上の基準
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施設運用上の基準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

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８年１０月９日　原規規発第 2610091 号）

（施行期日）

第１条

２．添付１（管理区域図）の全体図及び放射性物質分析・研究施設別棟の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び放射性物質分析・研究施設別棟の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和８年５月１８日　原規規発第 2605181 号）

（施行期日）

第１条

２．第８９条の表８９－１における固体廃棄物貯蔵庫第１１棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については，固体廃棄物貯蔵庫第１１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。

３．添付１（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第１１棟の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第１１棟の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和８年３月２３日　原規規発第 2603231 号）

（施行期日）

第１条

２．第８７条の２については，非管理区域又は汚染のおそれのない管理対象区域から発生する廃棄物を構外へ搬出しようとする日から適用する。

附則（令和８年２月２４日　原規規発第 2602241 号）

（施行期日）

第１条

２．第４条については，原子力規制委員会の認可を受けた後，配電・電路グループの組織

変更を行う日から適用することとし，それまでの間は従前の例による。
３．第９条，第１１条，第５５条，第７２条，第７３条，第７４条，第７５条，第１１８条，第１２０条及び第１２１条については，原子力規制委員会の認可を受けた後，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の一部を改正する規則の施行日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（令和７年１２月８日　原規規発第 2512082 号）
（施行期日）
第１条
２．添付２（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は，それぞれの区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和７年１１月１８日　原規規発第 2511183 号）
（施行期日）
第１条
２．第５条のうち，ゼオライト土嚢等処理設備については，ゼオライト土嚢等処理設備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（令和６年１２月１８日　原規規発第 24121811 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２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（令和６年４月２２日　原規規発第 2404223 号）
（施行期日）
第１条
２．添付１（管理区域図）の全体図及び添付２（管理対象区域図）の全体図の変更は，化学分析棟の増床部の運用開始をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和２年８月３日　原規規発第 2008037 号）
（施行期日）
第１条
２．添付１（管理区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟，添付２（管理対象区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟並びに免震重要棟及び入退域管理棟の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用

することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和２年５月２７日　原規規発第 2005271 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条については，大型廃棄物保管庫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。

３．添付１（管理区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

1. 運転管理に係る補足説明

1.1 巡視点検の考え方

（1） 1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉の巡視点検

1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉については，東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により，非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っていることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編（1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉に係る保安措置）第13条（巡視点検）において，原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の安全確保設備等について，各マニュアルに基づき，定期的に巡視又は点検を行うことを規定している。

これら安全確保設備等の巡視点検のうち，通常時に比べ高い放射線レベルが測定され，本来期待する巡視頻度を維持できない又は巡視が困難な場合については，必要に応じＷＥＢカメラ等による遠隔監視や，パラメータによる間接的な確認等により健全性を確認している。

（2） 5号炉及び6号炉の巡視点検

5号炉及び6号炉については，東北地方太平洋沖地震による津波の影響により，一部の設備（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）が水没している状況であるが，現在は，震災前と同等の設備により5号炉の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却を維持している状況であることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第13条（巡視点検）では，水没箇所等の巡視が困難な箇所を除き，毎日1回以上原子炉施設の巡視を行うとともに，原子炉冷却系統施設等のうち，5号炉の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却に必要な設備，燃料取り出しに必要な設備及び外部放射線予防に必要な設備等について点検を行うことを規定している。

これら原子炉施設の巡視のうち，水没箇所（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）及び津波により損壊した設備（ストームドレン処理設備等）等の従来の巡視が困難な箇所については，5号炉の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影響を与える設備はなく，人身安全を確保しつつ接近可能な範囲で，火災発生の有無，滞留水の増減，建屋の損壊進展の有無について確認しており，現時点で必要な巡視を実施している。今後，滞留水の処理状況及び設備の復旧状況に応じて巡視対象，巡視方法の改善を行っていく。

6　特定原子力施設の設備，機器の解体撤去に係る補足説明

6.1　目的

福島第一原子力発電所においては最新の「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」，「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」に沿って，福島第一原子力発電所内に存在しているリスクの低減に取り組んでいる。

実施計画上必要な機能を有しない設備・機器（震災前から設置されている設備・機器を含む）の解体撤去（以下，解体撤去）は，福島第一原子力発電所全体のリスク低減対策を行うにあたり，今後の廃炉作業に必要な施設や設備の設置エリアの確保や廃炉作業に係る作業干渉の未然防止の為，安全確保を最優先に遅滞なく実施する必要がある。

本実施計画では，環境への放射性物質の放出抑制対策，汚染状況の調査結果等を踏まえた放射性物質の拡散防止対策，放射線業務従事者の被ばく低減対策等，解体撤去を実施するにあたっての共通的な対策を定め，この対策を遵守し解体撤去を実施していく。

なお，解体撤去を実施していく中で新たに確認された対策は，必要に応じて実施計画に反映する。

6.2　基本方針

6.2.1　基本方針

解体撤去を実施するにあたっては，設備・機器の仕様や現場環境が多様であることから，作業毎に設備・機器の仕様や現場環境に適した工具・装置・工法を適用する必要があり，要求される安全対策についても様々である。

そのため，「Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価　2.1　評価の考え方」に基づき解体撤去における安全対策を整理し，共通的な対策を定める。

【解体撤去における安全対策】

- 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認
- 漏えい防止対策
- 汚染拡大防止対策
- 落下防止対策
- 飛散拡散防止対策
- 被ばく低減対策

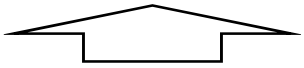
【大目標】

特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力低減させ，事故前のレベルとする

【大目標達成のための中目標】

1）プラントの安定状態を維持しながら，廃止措置をできるだけ早期に完了させる
2）敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）
3）敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

上記「Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価　2.1　評価の考え方」抜粋



【中目標達成のための，解体撤去における安全対策】

1）プラントの安定状態を維持しながら，廃止措置をできるだけ早期に完了させる

- 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

2）敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）

- 漏えい防止対策
- 汚染拡大防止対策
- 落下防止対策
- 飛散拡散防止対策

3）敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

- 被ばく低減対策

6.2.2　解体撤去における共通的な対策の整理・策定

解体撤去にあたる具体的な各安全対策の共通的な対策の整理・策定については，これまでの解体作業等の実績も踏まえ，以下の考えより実施した。

① これまでの解体撤去における対策の抽出
② 上記①で抽出した対策のうち，特殊な工法を採用した作業を除き，一般的な工法を採用した解体撤去における対策を抽出

6.3　解体撤去における共通的な対策

6.3.1　解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

解体撤去に伴い，撤去作業周辺の稼働中の設備を損傷させない等のために，事前に図面および現場調査にて確認し，現場状況に応じて適切な措置を講じる。以下の対策を実施する。

➢ 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

- 稼働中の周辺設備に影響を与えないことを図面および現場調査にて確認し，現場状況に応じた設備の移設や物的防護等の適切な措置を計画する。
- 事前調査及び事前確認を踏まえ，作業計画を立てるとともに，現場環境及び対象設備等の材質に適した工具・装置・工法を採用する。
- 現場状況に応じて，火気を使用する工法を選定する場合は，十分な火災防護対策を講じたうえで使用する。
- 現場状況に応じて，現場状況をできる限り再現したモックアップ・トレーニングを実施し，作業上で想定されるリスクの事前抽出とその対策を行い，作業員の安全確保，漏えい及び汚染拡大防止に努めるとともに，作業の成立性の確認を行う。

6.3.2　漏えい防止対策，汚染拡大防止対策

解体撤去する設備・機器の内包する放射性液体廃棄物の性状及びモックアップにより得られた知見に応じて，適切な漏えい防止対策・汚染拡大防止等を実施することにより，放射性液体廃棄物が環境中に放出しないようにする。また，解体撤去で発生した解体物の適切な保管を行い，漏えい防止，汚染拡大防止に努める。以下の対策を実施する。

➢ 漏えい防止対策，汚染拡大防止対策

■ 残水回収・移送作業

- ホース（仮設ホース含む）を使用する場合は，ホースの継手が脱落しないようロック機構を有するものを使用し，確実にロックされていることを確認する。さらに番線等で固縛して，継手の外れ防止を行う。また，ホースの継手は，養生もしくは水受け・堰等を設け,漏えい時に残水を受けられるようにし，現場状況（狭隘等）に応じて可能な範囲で漏えい検知器を設置する。ホースは設置環境（耐紫外線性等）に応じて，二重構造型を使用し，漏えいの拡大防止を図る。
- 残水回収作業にバキュームカーを使用する場合は，バキュームカーとホース（仮設ホース含む）の継手が脱落しないようロック機構を有するものを使用し，確実にロックされていることを確認する。さらに番線等で固縛して，継手の外れ防止を行う。また，バキュームカーとホースの継手に水受けを設け，漏えい時に残水を受けられるようにする。
- 残水回収・移送作業中は，作業員による常時監視を行う。

・ 万が一，漏えいが発生した場合は，速やかに作業を中断し，漏えい水の回収を行う。

■ 配管の開放・切断作業

・ 配管の開放・配管切断前に，系統の隔離措置及び水抜きを行う。
・ 配管の開放・配管切断箇所の下部に水受け，養生を設ける。
・ 配管の開放端部は閉止措置を行う。

■ 解体撤去作業

・ 解体物は，線量，種類，形状，性状等に応じて，周辺の汚染レベルを上昇させないよう養生または保管容器へ収容を行い保管等を実施する。（再利用・再使用可能な解体物を除く）
・ 屋外での解体撤去作業においては，降雨により汚染を拡大させないためにハウスの設置等の汚染拡大防止の措置を講じる。

6.3.3 落下防止対策，飛散拡散防止対策

解体撤去に伴い，重機による吊上げた解体物等の落下防止対策・環境中へ放出される放射性物質の適切な飛散防止対策を実施することにより，敷地境界での放射線量の放出抑制を図る。作業に応じて以下の該当する対策を実施する。

➢ 落下防止対策

・ 監視員の配置及び作業エリアの区画等を実施する。
・ クレーン，重機を使用する場合は，落下防止策を施した吊り治具を使用する。また，単一故障による落下を防ぐため，駆動源を喪失しても把持部が開放されない構造とする。
・ 重機・遠隔装置等の操作は経験を積んだ操作者が行う。なお，操作にあたり資格を必要とする重機・遠隔装置等の操作は有資格者が行う。
・ 始業前点検，カメラによる監視等の対策を実施する。
・ 解体物を運搬する場合は，解体物が確実に固縛されていることを確認する。運搬にあたっては低速で走行する。

➢ 飛散拡散防止対策

・ 切断・解体作業においては，必要に応じて，局所排風機，吸引装置等を設置する。
・ 屋外作業となる場合は，強風時は作業を中断する。
・ タンク等の内部を洗浄する場合は，タンク等の内表面を散水し，表面の汚染を可能な限り洗い流す。
・ 切断・解体作業においては，必要に応じて，ハウス，飛散防止カバー等を設置する。

- ハウス等の側面に物品搬出入口を設ける場合は，搬出入口は作業計画上で必要となる最小サイズとし，開閉可能かつ，閉止時にダストが通過しない構造のカバーを取付け，人が出入りする際，物品搬出入する際以外はカバーを閉止する。また，物品搬出入する際は作業を中断する。
- ダスト飛散が想定される作業中は，放射性ダストモニタを設置しダスト濃度を定期的に確認する。また，飛散防止剤の散布または散水等を定期的に実施し，ダストの飛散を抑制する。
- 作業中にダスト濃度の異常を検知した場合は，速やかに作業を中断し，ダスト飛散元の養生や飛散防止剤の散布または散水等を実施し，測定値が通常時に戻ったことを確認してから再開する。測定値が通常時に戻らない場合には，作業を中止する。その後，原因を調査し，必要な対策を講じたうえで再開する。
- 高線量配管を切断する場合は，配管切断箇所及び小割箇所へ発泡ウレタンを注入し，ウレタン注入箇所を切断する等の配管内部のダストを気中に飛散させないための措置を講じる。
- 解体開口部からの放射性物質の飛散により，周辺に汚染を拡大させないように養生を実施する。
- 解体物を仮置きする場合は，転倒防止が起きないよう確実に固縛する。

6.3.4　被ばく低減対策

作業者の被ばく管理等において，現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい機器の配置，遠隔操作，換気，除染等，所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，放射線業務従事者が立ち入るエリアの線量及び作業に伴う被ばく線量を，達成できる限り低減するため，以下の該当する対策を実施する。

➢ 被ばく低減対策

- 作業エリアの区画を実施する。
- 作業エリアの空間線量率を測定し表示する。
- 可能な限り遠隔操作を利用する。
- 作業前に除染作業もしくは適切な遮蔽を設置する。
- 遮へいベスト，遮へいスーツ，全面マスク等の作業に応じた適切な装備を着用する。
- 作業エリア近傍に遮へい効果のある退避場所を設置し，被ばく低減を図る。
- 作業時間管理・作業員ローテーションによる被ばく低減を図る。
- 工事期間中作業実施の都度，現状の放射線防護措置の計画が最適であるかを確認し，必要に応じて，放射線防護措置の計画及び計画線量の見直しの必要性を検討する。
- 解体物を仮置きする場合は，仮置きに伴ってエリア周辺における作業員の被ばく線量

が増加するのを防止するために，設置可能な範囲で最大限の距離を取って区画をするとともに，線量率表示による注意喚起を通して被ばく低減を図る。

6.4　放射性廃棄物等の管理

6.4.1　放射性固体廃棄物等の管理

解体撤去に伴い発生する放射性固体廃棄物等は，その性状に応じて適切に処理することを含む作業計画が決まり次第，速やかに，十分な保管容量を確保できることを評価する。

また，「Ⅲ 第3 編2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い，線量，種類で分類しできるだけ減容した上で，屋内保管施設（又は一時保管エリア）で保管する。

6.4.2　放射性液体廃棄物等の管理

解体撤去に伴い発生する放射性液体廃棄物は，「Ⅲ 第3 編2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」に従い，発生した放射性液体廃棄物の種別に応じた浄化処理等必要な処理を行い，環境へ排水，散水する放射性物質の濃度を低減する。

6.5　緊急時の安全避難

緊急時の避難指示は，「Ⅱ 1.13 緊急時対策」規定のもと，緊急放送等により施設内に周知することになっているが，緊急放送等が聞こえないエリアでの作業が存在することも考えられる為，作業前の現場調査にて緊急時の退避通路を確認する。

6.6　自然現象への考慮

解体撤去は，実施計画上必要な機能を有しない設備・機器の解体撤去であり，設計における自然現象への考慮事項はない。ただし，解体撤去の作業期間において，自然現象（地震，津波，豪雨，台風，竜巻等）がもたらす影響として，解体物，工具・装置・重機等の飛散や転倒が考えられる為，解体物の速やかな保管（仮置き時は確実な固縛措置等），作業終了後の現場の整理整頓を行うことで，自然現象がもたらす影響を可能な限り低減するよう努める。

6.7　添付資料

添付資料－１　：既設処理水バッファタンク及び既設処理水バッファタンク接続配管の解体・撤去の方法について

添付資料－２　：１号機原子炉格納容器窒素封入ライン（不活性ガス系）の撤去について

添付資料－３　：２号機及び３号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備（モバイル式処理設備）の撤去について

添付資料－４　:中低濃度タンク及び高濃度滞留水受タンクの解体・撤去の方法について

添付資料－５　：淡水化装置（RO-1A/B, RO-2）の撤去方法について

添付資料－６　:蒸留水タンク，濃縮水受タンク，濃縮処理水タンクの撤去方法について

添付資料－７　：地下貯水槽 No.５の解体・撤去について

添付資料－８　：除染装置処理水移送ポンプ及び弁を含む付属配管並びに除染装置処理水タンクの撤去について

添付資料－９　：一時保管エリア A1,A2 仮設保管設備（テント）解体

添付資料－１０：原子炉建屋上部のがれき撤去ならびに使用済燃料プール内のがれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－１１：福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について

添付資料－１２：福島第一原子力発電所第１・２号機原子炉建屋作業エリアの整備に伴う干渉物解体撤去について

添付資料－１３：福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

添付資料－１４：福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について

添付資料－１５：福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について

添付資料－１６：福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア床上のガレキの一部撤去について

添付資料－１７：福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

添付資料－１８：５・６号機 滞留水貯留設備の旧淡水化装置の撤去方法について

添付資料－１９：サブドレン他浄化装置の前処理フィルタの撤去方法について

添付資料－２０：雨水処理設備等の解体・撤去の方法について

添付資料－２１：RO 濃縮水処理設備の撤去方法について

添付資料－２２：福島第一原子力発電所 1/2 号機共用排気筒の上部解体について

添付資料－２３：一時保管エリアの設備の解体撤去における補足説明

添付資料－２４：５・６号機の設備のうち実施計画の記載を削除する設備について

以　　上

５・６号機の設備のうち実施計画の記載を削除する設備について

1.　記載削除の対象となる設備

５・６号機の機能要求がない設備については，実施計画から記載を削除する。

実施計画から記載を削除する対象の設備は，以下の２点のいずれかに該当する設備である。

（１）６号機の使用済燃料取出が完了したことに伴い，機能要求が不要となる冷温停止維持設備

（２）機能要求を不要としたが，主要な機器として実施計画に記載を残していた設備

2.　解体撤去等の廃止措置計画の概要

記載を削除する設備の解体撤去等を含めた廃止措置計画については，方針が確定次第，別途申請する。なお，系統水については，処理方針が確定した設備より水抜きを実施する予定である。燃料・潤滑油については，油抜きを実施する予定である。

3.　別添

別添－１　記載を削除する設備一覧

別添－１

記載を削除する設備一覧

表－１　実施計画の記載を削除する設備

実施計画該当箇所		設備名称	対象号機
章番号	章名		
Ⅱ.2.19	５・６号機　原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	５・６号機
Ⅱ.2.20	５・６号機　原子炉格納施設	原子炉格納容器	５・６号機
Ⅱ.2.20	５・６号機　原子炉格納施設	原子炉建屋	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	制御棒	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	制御棒駆動機構	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプ	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	水圧制御ユニット	５・６号機
Ⅱ.2.21	５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系	スクラム排出容器	５・６号機
Ⅱ.2.22	５・６号機　残留熱除去系	残留熱除去系	６号機
Ⅱ.2.22	５・６号機　残留熱除去系	残留熱除去海水系	６号機
Ⅱ.2.23	５・６号機　非常用炉心冷却系	非常用炉心冷却系	５・６号機
Ⅱ.2.25	５・６号機　原子炉冷却浄化系	原子炉冷却材浄化系	５・６号機
Ⅱ.2.27	５・６号機　燃料プール冷却浄化系	原子炉補機冷却系	６号機
Ⅱ.2.27	５・６号機　燃料プール冷却浄化系	補機冷却海水系	６号機
Ⅱ.2.29	５・６号機　非常用ガス処理系	非常用ガス処理系	５・６号機
Ⅱ.2.30	５・６号機　中央制御室換気系	中央制御室換気系	５・６号機
Ⅱ.2.32	５・６号機　電源系統設備	非常用電源設備（Ａ）	６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	残留熱除去系計測制御設備	６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	非常用炉心冷却系計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	原子炉冷却材浄化系計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	原子炉補機冷却系計測制御設備	６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	制御棒駆動系計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	核計測装置	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	安全保護系計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	制御棒駆動機構関連計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	非常用ガス処理系計測制御設備	５・６号機
Ⅱ.2.34	５・６号機　計測制御設備	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	５・６号機

2026 年 10 月 26 日
東京電力ホールディングス株式会社

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」 の変更認可の申請
に関する核セキュリティ及び保障措置への影響について

＜申請書＞

申請件名	6 号機使用済燃料取り出しに伴う実施計画の記載変更
申請概要	6 号機使用済燃料プール（以下，SFP）の使用済燃料取出し完了後，崩壊熱の除去が不要になること。また，保安上の SFP 水の補給機能は不要になることから，実施計画Ⅱの記載変更を行う。

上記の申請に関する核セキュリティ及び保障措置への影響の有無についての確認結果を以下に示す。

＜核セキュリティ及び保障措置への影響の有無＞

確認項目		影響の有無	備考
核セキュリティへの影響	① 防護対象の追加等による影響の有無	無	補正内容については，防護対象の追加等はないため，影響無し。
	② 侵入防止対策に係る性能への影響の有無	無	補正内容については，防護対象の追加等はないため，影響無し。
保障措置への影響	① 設計情報質問表（DIQ:Design Information Questionnaire）への影響の有無	無	変更手続きが必要な事項に該当しないため，影響無し。
	② 査察機器の移設又は新規設置の有無	無	既存の査察機器との干渉がないため，影響無し。
	③ サイト内建物報告の観点から，恒久的な建物・構造物の新設の有無	無	既報告の内容に変更がないため，影響無し。
	④ 既存の査察実施方針への影響の有無	無	既存の IAEA 査察内容（施策）での対応可能。