

廃炉発官 R 7 第 4 8 号
令和 7 年 6 月 2 4 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

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 6 4 条の 3 第 2 項の規定に基づき、別紙の通り、「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請をいたします。

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。

変更箇所、変更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

2025年4月に6号機使用済燃料プールに保管されている使用済燃料の取出しが完了したことに伴い、冷温停止維持設備の運用を変更する。これに伴い、6号機の冷温停止維持設備の記載について、以下の変更を行う。

目次

- ・6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更

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

本文

- ・6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更

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

- ・6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更

II 特定原子力施設の設計、設備

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

- ・6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- ・記載の適正化

2.7 電気系統設備

本文

- ・6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更

添付資料－2

- ・6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更

2.18 5・6号機に関する共通事項

本文

- ・6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更

- 2.19 5・6号機 原子炉压力容器
本文
・ 6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更
- 2.20 5・6号機 原子炉格納施設
本文
・ 6号機の使用済燃料取出完了に伴う記載の変更
- 2.21 5・6号機 制御棒及び制御棒駆動系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- 2.22 5・6号機 残留熱除去系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
添付資料－1
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
添付資料－2
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- 2.23 5・6号機 非常用炉心冷却系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- 2.25 5・6号機 原子炉冷却材浄化系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- 2.27 5・6号機 燃料プール冷却浄化系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
・ 記載の適正化
- 2.29 5・6号機 非常用ガス処理系
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- 2.32 5・6号機 電源系統設備
本文
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
・ 記載の適正化
添付資料－3
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
添付資料－6
・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更

2.34 5・6号機 計測制御設備

本文

- ・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- ・ 記載の適正化

添付資料－1

- ・ 6号機使用済燃料取出し完了に伴う記載の変更
- ・ 記載の適正化

Ⅲ 特定原子力施設の保安

第2編 (5号炉及び6号炉に係る保安措置)

第4章 運転管理

第55条

- ・ 6号機使用済燃料取り出し完了に伴う記載の変更

附則

- ・ 6号機使用済燃料取り出し完了に伴う記載の変更

以 上

別添

目次

はじめに

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・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I -1-1
 - 1.1 1～4号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I -1-1-1
 - 1.2 5・6号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I -1-2-1
- 2 リスク評価
 - 2.1 リスク評価の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I -2-1-1
 - 2.2 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価・・・・・・・・・・ I -2-2-1
 - 2.3 特定原子力施設における主なリスク・・・・・・・・・・ I -2-3-1
 - 2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策・・・・・・・・・・ I -2-4-1

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・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-1-1
 - 1.2 残留熱の除去・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-2-1
 - 1.3 原子炉格納施設雰囲気監視等・・・・・・・・・・ II -1-3-1
 - 1.4 不活性雰囲気維持・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-4-1
 - 1.5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理・・・・・・・・・・ II -1-5-1
 - 1.6 電源の確保・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-6-1
 - 1.7 電源喪失に対する設計上の考慮・・・・・・・・・・ II -1-7-1
 - 1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・・・ II -1-8-1
 - 1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・・・ II -1-9-1
 - 1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理・・・・・・・・・・ II -1-10-1
 - 1.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等・・・・・・・・ II -1-11-1
 - 1.12 作業員の被ばく線量の管理等・・・・・・・・・・ II -1-12-1
 - 1.13 緊急時対策・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-13-1
 - 1.14 設計上の考慮・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -1-14-1
- 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・・・・・・・・・・ II -2-1-1
 - 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備・・・・・・・・・・ II -2-2-1
 - 2.3 使用済燃料プール設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -2-3-1
 - 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備・・・・・・・・・・ II -2-4-1
 - 2.5 汚染水処理設備等・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II -2-5-1

2.6	滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋	II-2-6-1
2.7	電気系統設備	II-2-7-1
2.8	原子炉格納容器ガス管理設備	II-2-8-1
2.9	原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器	II-2-9-1
2.10	放射性固体廃棄物等の管理施設	II-2-10-1
2.11	使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	II-2-11-1
2.12	使用済燃料共用プール設備	II-2-12-1
2.13	使用済燃料乾式キャスク仮保管設備	II-2-13-1
2.14	監視室・制御室	II-2-14-1
2.15	放射線管理関係設備等	II-2-15-1
2.16	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	II-2-16-1
2.17	放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	II-2-17-1
2.18	5・6号機に関する共通事項	II-2-18-1
2.19	5号機 原子炉圧力容器	II-2-19-1
2.20	5号機 原子炉格納施設	II-2-20-1
2.21	5号機 制御棒及び制御棒駆動系	II-2-21-1
2.22	5号機 残留熱除去系	II-2-22-1
2.23	5号機 非常用炉心冷却系	II-2-23-1
2.24	5・6号機 復水補給水系	II-2-24-1
2.25	5号機 原子炉冷却材浄化系	II-2-25-1
2.26	5・6号機 原子炉建屋常用換気系	II-2-26-1
2.27	5・6号機 燃料プール冷却浄化系	II-2-27-1
2.28	5・6号機 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備	II-2-28-1
2.29	5号機 非常用ガス処理系	II-2-29-1
2.30	5・6号機 中央制御室換気系	II-2-30-1
2.31	5・6号機 構内用輸送容器	II-2-31-1
2.32	5・6号機 電源系統設備	II-2-32-1
2.33	5・6号機 放射性液体廃棄物処理系	II-2-33-1
2.34	5・6号機 計測制御設備	II-2-34-1
2.35	サブドレン他水処理施設	II-2-35-1
2.36	雨水処理設備等	II-2-36-1
2.37	モバイル型ストロンチウム除去装置等	II-2-37-1
2.38	RO濃縮水処理設備	II-2-38-1
2.39	第二モバイル型ストロンチウム除去装置等	II-2-39-1
2.40	放水路浄化設備	II-2-40-1

2.41	放射性物質分析・研究施設第1棟	II-2-41-1
2.42	大型機器除染設備	II-2-42-1
2.43	油処理装置	II-2-43-1
2.44	放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（増設雑固体廃棄物焼却設備）	II-2-44-1
2.45	大型廃棄物保管庫	II-2-45-1
2.46	減容処理設備	II-2-46-1
2.48	放射性物質分析・研究施設第2棟	II-2-48-1
2.49	3号機原子炉格納容器内取水設備	II-2-49-1
2.50	A L P S 処理水希釈放出設備及び関連施設	II-2-50-1

III 特定原子力施設の保安 III-1

第1編 （1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉に係る保安措置） III-1-1-1

第2編 （5号炉及び6号炉に係る保安措置） III-2-1-1

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 III-3-1-1-1

1.2 火災への対応 III-3-1-2-1

1.3 地震及び津波への対応 III-3-1-3-1

1.4 豪雨，台風，竜巻への対応 III-3-1-4-1

1.5 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について III-3-1-5-1

1.6 安全確保設備等の運転管理責任者について III-3-1-6-1

1.7 1～4号機の滞留水とサブドレンの運転管理について III-3-1-7-1

1.8 地下水ドレンの運転管理について III-3-1-8-1

1.9 A L P S 処理水希釈放出設備の運転管理について III-3-1-9-1

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理 III-3-2-1-1-1

2.2 線量評価 III-3-2-2-1-1

3 放射線管理に係る補足説明

3.1 放射線防護及び管理 III-3-3-1-1

4 保全計画策定に係る補足説明

4.1 保全計画策定の考え方 III-3-4-1-1

4.2 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の保全について III-3-4-2-1

5 放射性物質分析・研究施設に係る補足説明

5.1 放射性物質分析・研究施設における保安管理体制及び保安管理について

III-3-5-1-1

5.2	放射性物質分析・研究施設第2棟における設計評価事故時の放射線障害の防止について	III-3-5-2-1
5.3	放射性物質分析・研究施設第2棟における安全上重要な施設の選定について	III-3-5-3-1
5.4	放射性物質分析・研究施設第2棟における多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止について	III-3-5-4-1
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	III-3-6-1-1
IV	特定核燃料物質の防護	IV-1
V	燃料デブリの取出し・廃炉	V-1
VI	実施計画の実施に関する理解促進	VI-1
VII	実施計画に係る検査の受検	VII-1

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、5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。

2.3.4 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 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備

2.1.1 基本設計

2.1.1.1 設置の目的

原子炉压力容器・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) 原子炉压力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉压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，原子炉压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 S_s 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°C 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C S TからC S T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C S T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C S T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C S T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C S T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C S T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、上記のタンクその他、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料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 S_s 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、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 $10\text{m}^3/\text{h}$ 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 $2.9 \times 10^{-6} \text{mSv}$ 、事故相当事象（注水停止7時間）で約 $1.4 \times 10^{-5} \text{mSv}$ 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 $6.6 \times 10^{-5} \text{mSv}$ 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 $2.0 \times 10^{-4} \text{mSv}$ 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 $2.1 \times 10^{-5} \text{mSv}$ 、約 $7.6 \times 10^{-6} \text{mSv}$ 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）の内の事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 $3.2 \times 10^{-7}/\text{年}$ 、外部電源喪失（地震）は、約 $6.1 \times 10^{-9}/\text{年}$ 、大津波事象は、約 $5.8 \times 10^{-5}/\text{年}$ となっている。評価結果の合計値は約 $5.9 \times 10^{-5}/\text{年}$ 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) C S T 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	20m ³ /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	700m ³

(9) 復水貯蔵タンク（C S T）

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
高压放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 63l (参考値), 約 37l/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 最高使用圧力 最高使用温度	SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 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 最高使用圧力 最高使用温度	SUS304TP 0.98MPa 50℃
	呼び径／厚さ	80A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT370 0.98MPa 50℃
	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT370 0.98MPa 50℃
	呼び径／厚さ	300A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT410 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.98MPa 50℃
	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(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／200A 相当 ／300A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 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 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch40 SUS304TP 1.4MPa 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 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch20 200A／Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 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 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A／Sch40 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 SUS304TP 1.4MPa 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 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT370 0.98MPa 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 原子炉压力容器・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 原子炉压力容器・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、原子炉压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、原子炉压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、原子炉压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

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。

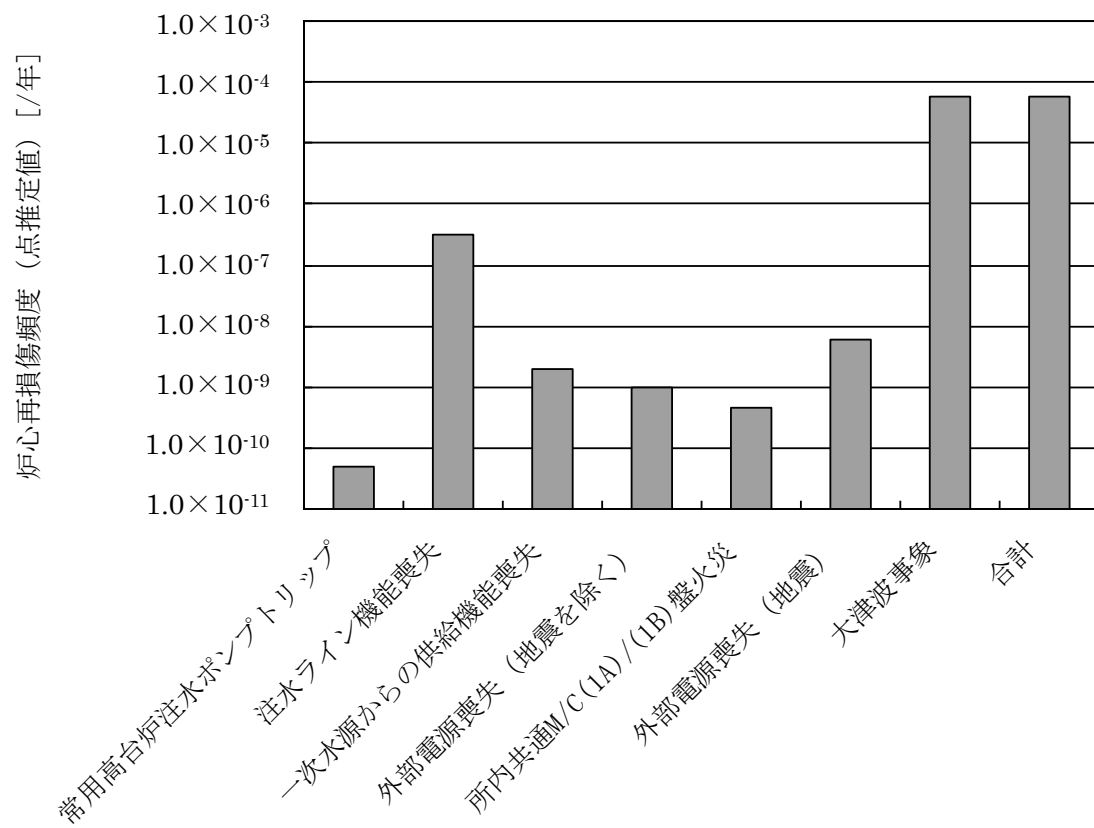
(7) 大津波事象

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

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
発電所外	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
	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スイクル」（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 $4.5\text{m}^3/\text{hr}$ 、2号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ 、3号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ で十分に冷却できていることから、3基共用のポンプは $20\text{m}^3/\text{hr}$ 1台、1基用のポンプは $10\text{m}^3/\text{hr}$ 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

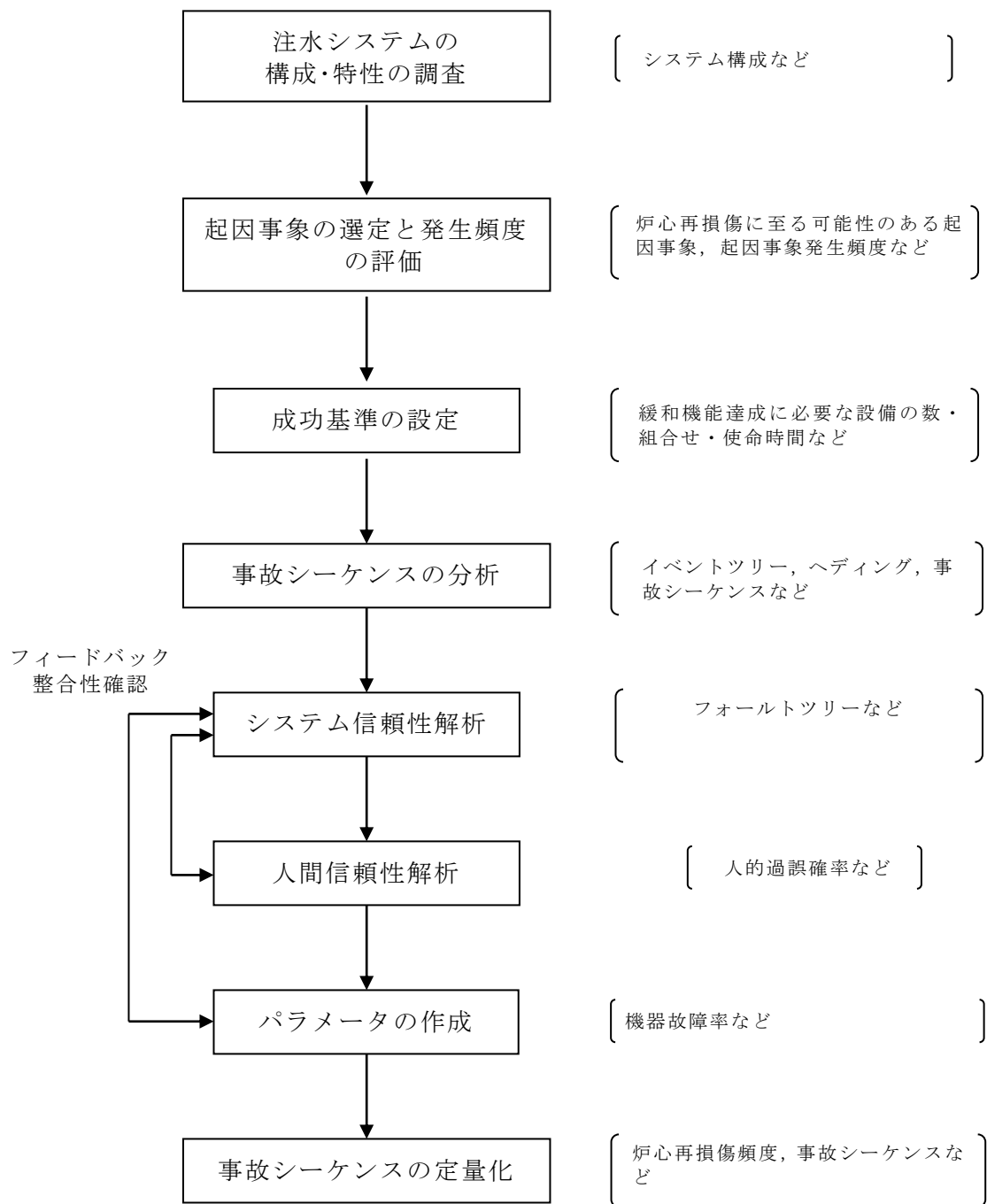
人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR- 1278) の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値、及び、炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5) 時間余裕データ

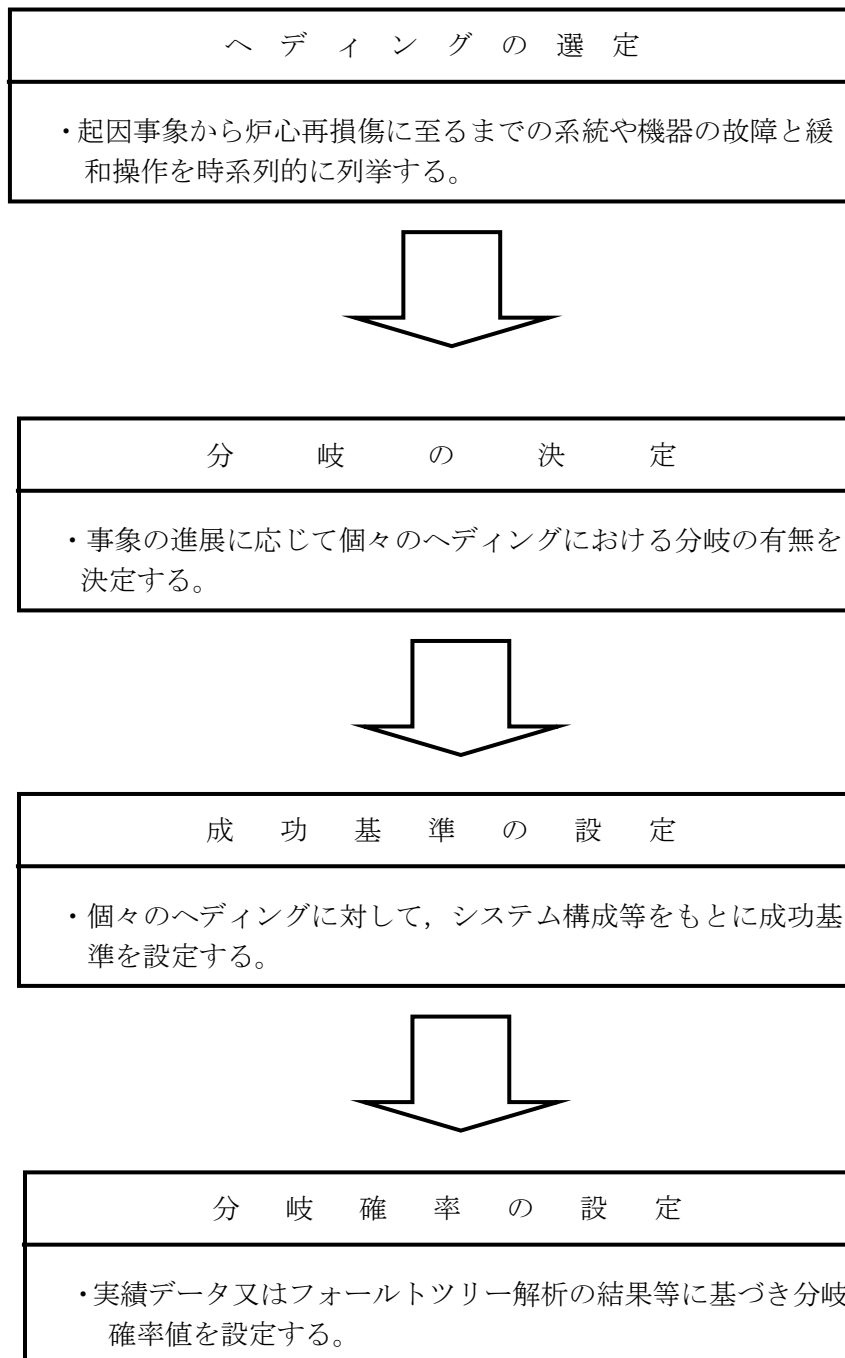
時間余裕は、燃料の崩壊熱の大きさから評価され、崩壊熱が小さいほど、時間余裕が大きくなる。

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)。



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。

常用高台 炉注水ポン プトリッ プ	復旧作業 の着手	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST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 ンプ車	ろ過水タ ンク脇及 び厚生棟 脇消防ポ ンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (／年)
4.8E-03	1.0E-08	1.7E-03							1	-	9.7E-19 4.8E-11
									2	-	
		1.1E-03							3	-	
		7.6E-02							4	-	
		1.0E-02							5	-	
		2.2E-02							6	-	
		1.5E-04							7	-	
		1.4E-04							8	CD	
									9	CD	
										合計値	4.8E-11

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

注水ライン機能喪失(既設R/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
9.0E-04	4.0E-03								1	-	0.0E+00
									2	-	
									3	-	
					1.0E+00				4	-	
						1.0E+00			5	-	
							1.0E+00		6	-	
								2.2E-02	7	CD	
				1.0E+00					1.5E-04	8	-
						1.0E+00				9	-
							1.0E+00			10	-
								2.2E-02		11	-
									1.5E-04	12	CD
				1.1E-04						13	-
						1.0E+00				14	-
							1.0E+00			15	-
								1.0E+00		16	-
									1.0E+00	17	CD
										合計値	9.9E-08

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）

注水ライン機能喪失(既設-T/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
8.4E-04	4.0E-03								1	-	1.5E-17
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	CD	
									8	-	2.1E-17
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	
									13	-	
									14	-	9.2E-08
									15	-	
									16	-	
									17	CD	
										合計値	9.2E-08

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）

注水ライン機能喪失(屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-02			1.0E-04					1	-	2.6E-17
				1.7E-03				2	-	
					1.1E-03			3	-	
						2.2E-02		4	-	
							1.5E-04	5	-	
			1.0E-04					6	CD	
				1.7E-03				7	-	2.6E-17
					1.1E-03			8	-	
						2.2E-02		9	-	
							1.5E-04	10	-	
			1.2E-05					11	CD	
				1.0E+00				12	-	1.2E-07
					1.0E+00			13	-	
						1.0E+00		14	-	
							1.0E+00	15	-	
								16	CD	

図ー 2ー 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。

一次水源からの供給機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水仮設ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
2.0E-01	1.0E-08	2.6E-03	4.1E-03	1.1E-03	7.8E-02	1.0E-02	2.2E-02	1.5E-04	1.4E-04	1	-	4.0E-16 2.0E-09
										2	-	
										3	-	
										4	-	
										5	-	
										6	-	
										7	-	
										8	-	
										9	CD	
										10	CD	
											合計値	2.0E-09

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。

外部電源 喪失(地 震を除く)	復旧作業 の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度 (／年)
			1 - 9	TE1へ	-
1.0E-01		1.0E-01	10 - 18	TE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	1.0E-09
				合計値	1.0E-09

図－４－１ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
									1	－	2.6E-15
									2	－	
1.3E-04									3	－	
									4	－	
1.7E-03									5	－	
									6	－	
1.1E-03									7	－	
									8	－	
7.6E-02									9	CD	
										合計値	2.6E-15
1.0E-02											
2.2E-02											
1.4E-04											
1.4E-04											

図－４－２ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（2／3）

(TE1：外電復旧成功時)

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
									10	－	4.4E-15
									11	－	
									12	－	
									13	－	
									14	－	
									15	－	
									16	－	
									17	－	
									18	CD	
										合計値	4.4E-15

図－４－３ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（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。

所内共通 M/C(1A)/ (1B)盤火 災	復旧作業 の着手	常用高台 炉注水ポン プ再起動	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST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 プ車	ろ過水タン ク脇及び 厚生棟 脇消防ポン プ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (／年)
4.5E-02	1.0E-08	1.0E+00	1.0E+00	1.1E-03	7.6E-02	1.0E-02	2.2E-02	7.6E-02	1.4E-04	1	-	5.3E-13 4.5E-10
										2	-	
										3	-	
										4	-	
										5	-	
										6	-	
										7	-	
										8	-	
										9	CD	
										10	CD	
											合計値	4.5E-10

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。

外部電源喪失(地震)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
5.7E-01		5.0E-01	1 - 9	STE1へ	-
	1.0E-08		10 - 18	STE2へ	-
			19	CD	5.7E-09
				合計値	5.7E-09

図－６－１ 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（１／３）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	7.5E-04								1	-	9.1E-13
		1.1E-02							2	-	
			7.2E-03						3	-	
				3.6E-01					4	-	
					3.4E-02				5	-	
						6.8E-02			6	-	
							8.3E-04		7	-	
								4.3E-04	8	-	
									9	CD	
										合計値	9.1E-13

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）

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	9.3E-03								10	-	4.3E-10
		1.9E-02							11	-	
			1.6E-02						12	-	
				3.6E-01					13	-	
					3.4E-02				14	-	
						6.8E-02			15	-	
							3.9E-03		16	-	
								4.3E-04	17	-	
									18	CD	
										合計値	4.3E-10

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。

大津波事象	炉注水ライン機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST 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車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.4E-03	5.0E-01										1	-	
											2	-	
											3	-	
											4	-	
											5	-	
											6	-	
											7	-	
											8	-	
											9	-	
											10	CD	5.8E-05
											11	CD	0.0E+00
												合計値	5.8E-05

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接続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（5 A、5 B、6 B）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/C 1 A 及び 2 A 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 66kV 2 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 4 B)

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 2 B)

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 送電系統一覽図

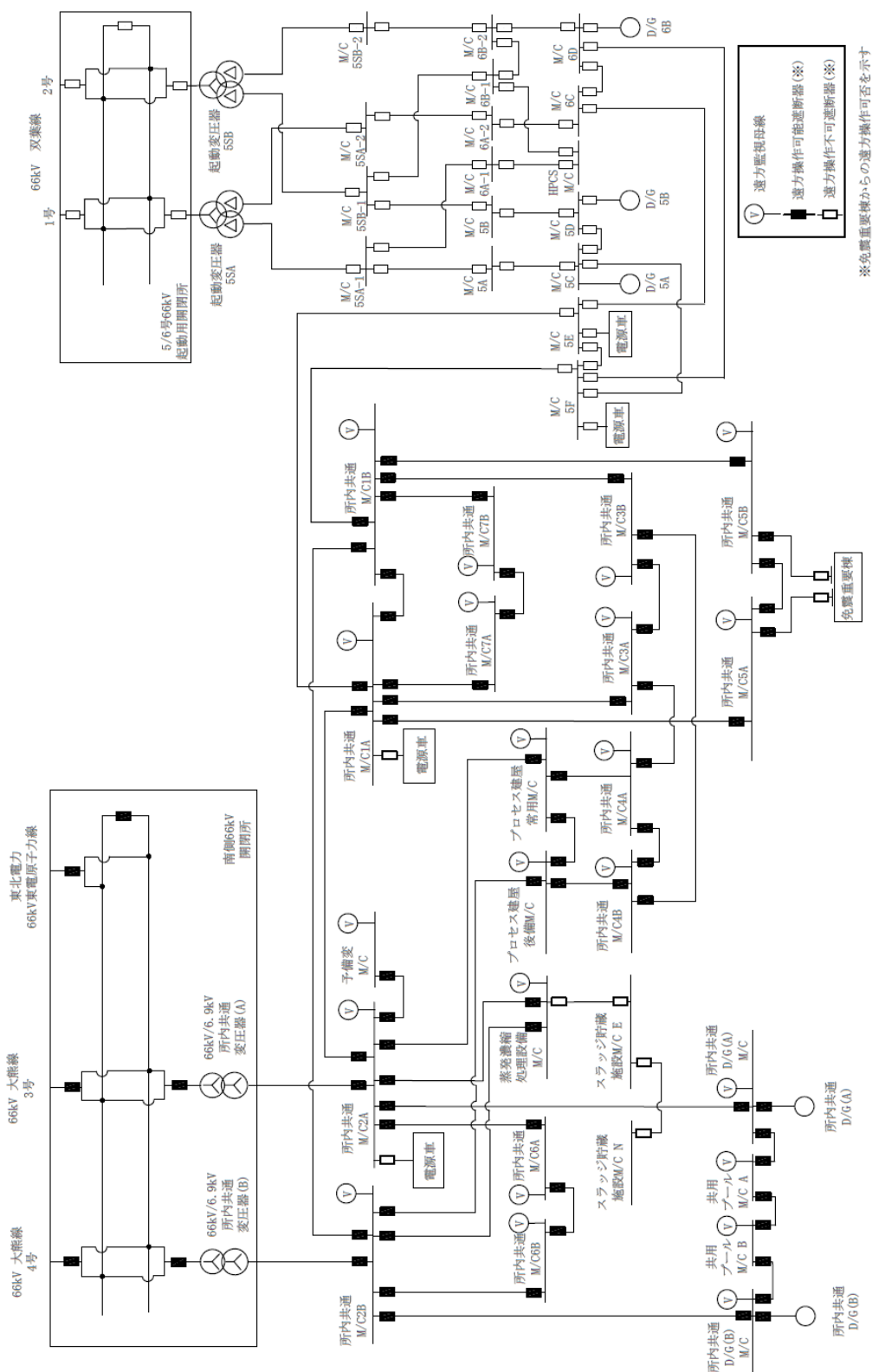
添付資料－2 所内単線結線図及び構内電源配置図

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

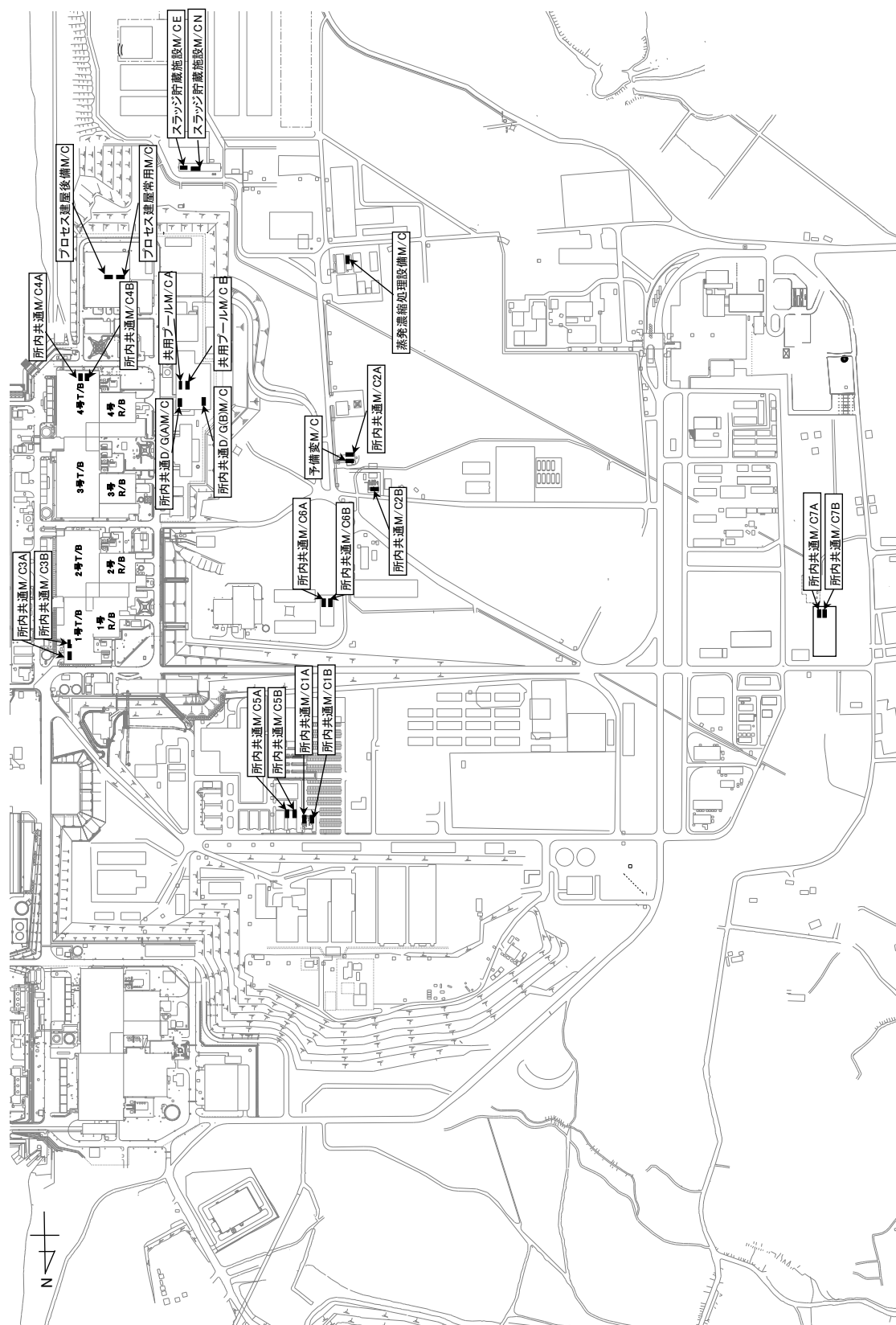
添付資料－4 電源車からの電力供給負荷について

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



図—1. 所内単線結線図



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。

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・6号機用として2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・6号機用として2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、消防車の位置からそれぞれ 5 号機が約 30m、6 号機が約 39m 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。(添付資料－1 別添－1 参照)

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、6 号機で 7t/h と評価される。5・6 号機あわせた注水可能時間は 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

2.19 5号機 原子炉压力容器

2.19.1 系統の概要

原子炉压力容器は、通常運転時の温度及び圧力に十分耐えるよう設計されており、原子炉冷却系統設備の故障等により、万が一、冷温停止が維持できなくなった場合においても、冷却材圧力バウンダリを形成し、燃料棒の温度上昇を緩和することができる。

[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はない。

2.19.2 要求される機能

なし。

2.19.3 主要な機器

(1) 5号機

a. 原子炉压力容器

原子炉压力容器については、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)

2.19.4 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4回工事計画認可申請書(48公第1787号 昭和48年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成11・10・12資第18号 平成11年11月30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)

2.20 5号機 原子炉格納施設

2.20.1 系統の概要

原子炉格納施設は、工学的安全施設の一つであり、原子炉格納容器設計用の想定事象時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し、所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能をもつ。原子炉格納施設は、原子炉格納容器（一次格納施設）ならびに原子炉建屋（二次格納施設）で構成されている。

(1) 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器は、冷却材喪失事故のなかで、もっとも過酷な原子炉再循環配管 1 本の完全破断がおこり、破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。その際ドライウェル圧力の上昇が抑制され、放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。

(2) 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは、電氣的にインターロックされた二重扉になっており、その他すべての貫通部も十分シールされているので原子炉建屋は気密性が高い。事故時には、原子炉建屋は非常用ガス処理系によって負圧に保たれるので、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放出されることはない。（添付資料－1 参照）

[系統の現況]

現状、原子炉格納容器のハッチ類は開放されており、原子炉格納容器内の機器において不具合が発生した場合、早期発見ならびに目視による確認が可能である。

さらに、機器の点検や巡視点検の際、原子炉格納容器内へのアクセスも可能となり、ハッチ類を閉鎖するより原子炉格納容器内機器の状況の的確な把握及び不適合が発生した場合における対応が迅速に図られることから、ハッチ類は現状の通り開放状態を維持する。

また、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く、ジルコニウム－水反応による水素の大量発生は考えられないことから、原子炉格納容器のバウンダリを形成し窒素（窒素ガス供給系）を封入する必要はなく、可燃性ガス濃度制御系についても必要としない。

5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。

2. 20. 2 要求される機能

なし。

2. 20. 3 主要な機器

(1) 5 号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については、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 1 回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については、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 2 回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

2. 20. 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. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第 1 回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)
建設時第 1 1 回工事計画変更認可申請書(49資庁第21842号 昭和50年3月4日認可)
建設時第 1 2 回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)
建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)
建設時第 2 6 回工事計画変更認可申請書(52資庁第1839号 昭和52年3月29日認可)
建設時第 1 回工事計画軽微変更届出書(総官第829号 昭和47年11月9日届出)
建設時第 1 3 回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第 1 回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)
建設時第 2 回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

2. 20. 5 添付資料

添付資料－ 1 原子炉建屋（二次格納施設）について

2. 21 5号機 制御棒及び制御棒駆動系

2. 21. 1 系統の概要

制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉の出力制御及び反応度補償として制御棒の位置調整、原子炉スクラムとして制御棒を炉心内に急速に挿入する機能をもつ。

制御棒は、炉心の最大過剰反応度を十分制御出来るよう5号機で137本設置されている。

制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系、水圧制御ユニット及びスクラム排出容器等にて構成され、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入（あるいは引抜き）すると共に、緊急時は急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行う。

[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。

2. 21. 2 要求される機能

なし。

2. 21. 3 主要な機器

(1) 5号機

a. 制御棒

制御棒については、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13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、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(55資庁第1815号 昭和55年5月2日認可)

c. 制御棒駆動水圧系

(a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては、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) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては、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)

建設時第 2 2 回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月7日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については、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(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)

建設時第 2 7 回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

2. 21. 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 1 0 回工事計画認可申請書(49資庁第478号 昭和49年4月8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)

工事計画認可申請書(57資庁第5283号 昭和57年4月16日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第373号 平成元年2月10日認可)

工事計画認可申請書(2資庁第7778号 平成2年7月2日認可)

工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)

工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13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 1 7 回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21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 2 2 回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)

建設時第 27 回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26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)

2.22 5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)

[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(11.7mm)及び必要肉厚(7.8mm)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。

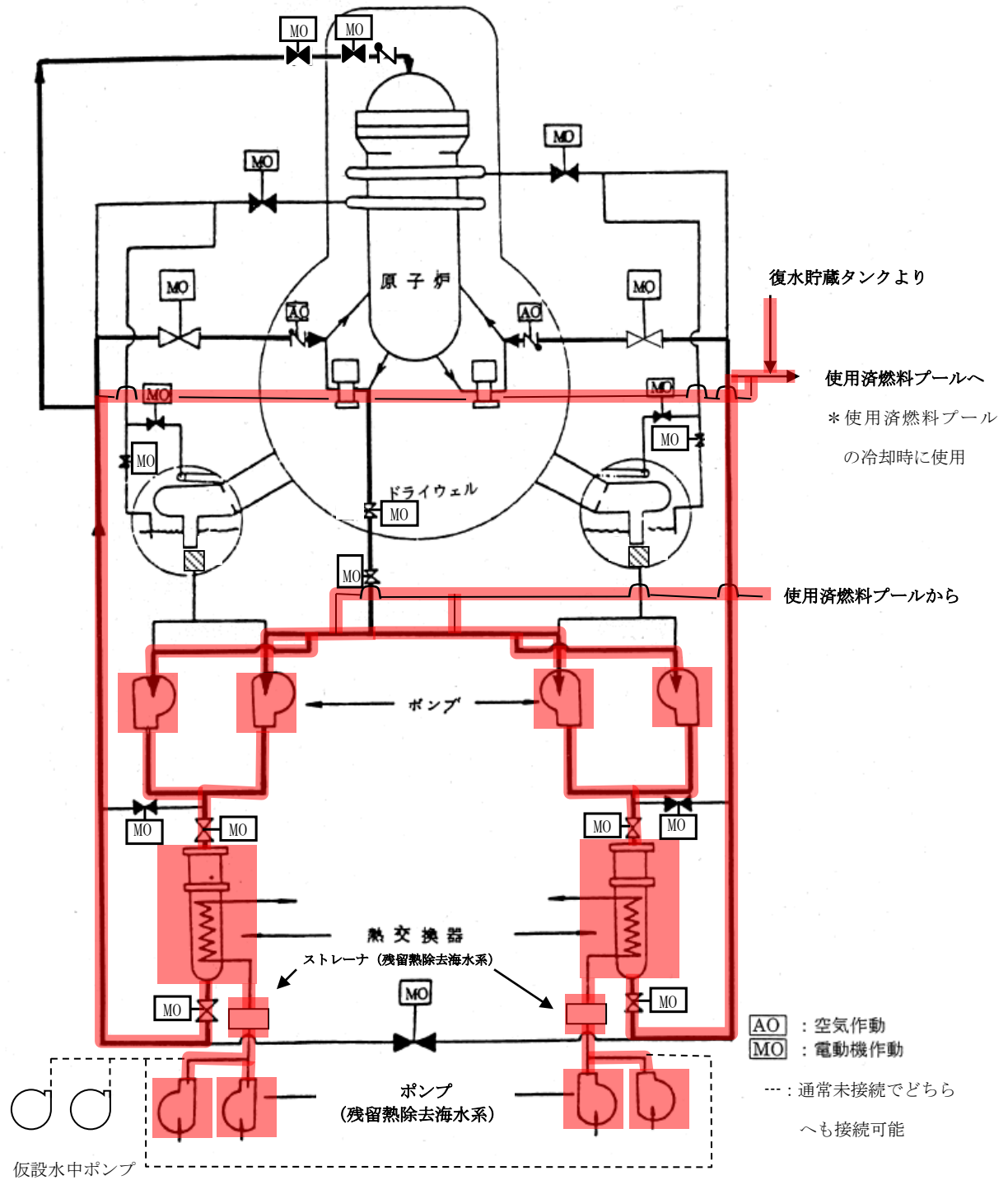
ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック^{*2}によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約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号機 非常用炉心冷却系

2.23.1 系統の概要

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失時の燃料の重大な損傷を防止し、ジルコニウム－水反応を極力抑え、崩壊熱を長期に亘って除去する機能を持ち、炉心スプレイ系、低圧注水系等で構成されている。

(1) 5号機

a. 炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心へ注水し、炉心を水浸けにして、燃料の過熱を防止する。

c. 高圧注水系

1次系配管の中小破断時に、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水あるいはサブプレッション・プールの水を炉心へ注水して、燃料の過熱を防止する。

d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば、原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサブプレッション・プールへ逃がして、原子炉圧力を速やかに低下させて炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

[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、炉心への注水の必要がないことから、非常用炉心冷却系の機能を維持する必要はない。

2.23.2 要求される機能

なし。

2.23.3 主要な機器

(1) 5号機

a. 炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては、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) 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) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第7回工事計画認可申請書(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20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)
建設時第15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(d) 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. 低圧注水系

(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) 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)

(d) 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)

(e) 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)

(f) 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)

(g) 主配管 (残留熱除去海水系)

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)

2. 23. 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. 炉心スプレイ系

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20・01・23原第5号 平成20年2月18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15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28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)

b. 低圧注水系

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. 25 5号機 原子炉冷却材浄化系

2. 25. 1 系統の概要

原子炉冷却材浄化系は、冷却材の純度を高く維持するためのものであつて、この系統は、原子炉再循環系から冷却材の一部を抜き出し、連続的に冷却材の浄化を行うものである。

原子炉冷却材浄化系は、熱交換器（再生・非再生）、循環ポンプ及びろ過脱塩器等から構成されている。

なお、循環ポンプを運転するには制御棒駆動水ポンプからのパージ水が必要であり、このパージ水は原子炉内へ戻される。

[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、冷却材の浄化は必要としない。

2. 25. 2 要求される機能

なし。

2. 25. 3 主要な機器

(1) 5号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については、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4第351号 平成4年7月27日届出)

b. 非再生熱交換器

非再生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)

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。

工事計画認可申請書(平成14・12・20原第10号 平成15年1月27日認可)

d. 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 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)

e. 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, 総発官16第444号 平成17年1月24日一部補正)
建設時第 1 7 回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)
工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

f. 主要弁

主要弁については，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 1 7 回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

2. 25. 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)
工事計画認可申請書(平成14・12・20原第10号 平成15年1月27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)
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 1 7 回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)
工事計画届出書(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)
工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12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 1 3 回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第 1 9 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 2 8 回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

2.27 5・6号機 燃料プール冷却浄化系

2.27.1 系統の概要

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。

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

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

(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 1 9 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)

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) ポンプ

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

(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)
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)

c. 補機冷却海水系

添付資料－4 参照

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

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 1 1 回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第 1 9 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)

b. 原子炉補機冷却系
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 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第 1 9 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 2 5 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)

c. 補機冷却海水系
添付資料－ 4 参照

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・6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

2.29 5号機 非常用ガス処理系

2.29.1 系統の概要

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

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

[系統の現況]

非常用ガス処理系の系統機能は、復旧済みである。

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

5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非常用ガス処理系の機能を維持する必要はない。

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

2.29.2 要求される機能

なし。

2.29.3 主要な機器

(1) 5号機

a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

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

b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

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

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

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

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 2 回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

2. 29. 4 構造強度及び耐震性

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

(1) 5 号機

建設時第 1 2 回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

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

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

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)

<仮設備>

震災以降、仮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・6 号機共用

代替電源(電源車)

台 数	2 台以上
容 量(kVA)	5 0 0 (1 台あたり)
電 圧(kV)	6 . 6
相 数	3
周 波 数(Hz)	5 0
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 1 3 回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第 1 9 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 2 8 回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6 号機

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

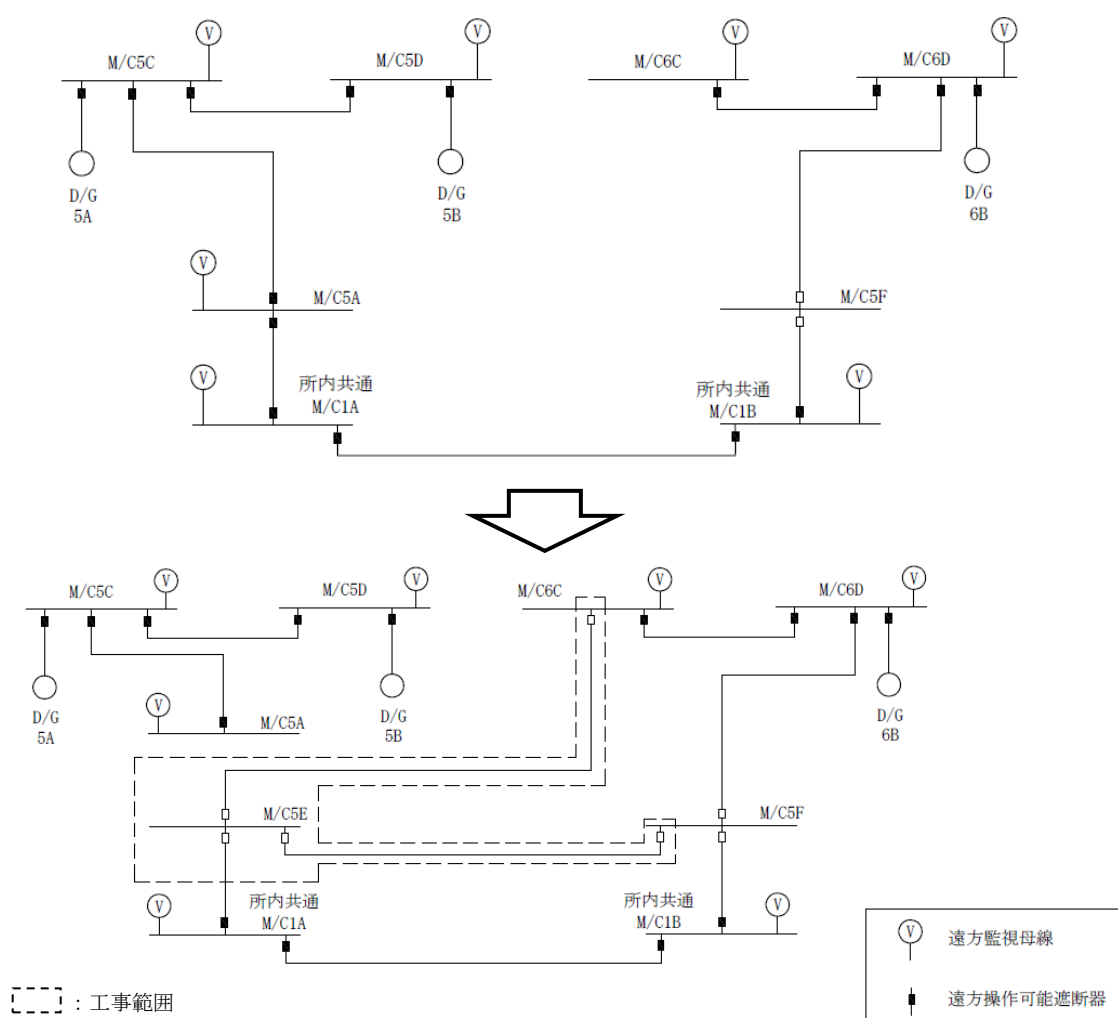
所内高圧母線の増強について

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

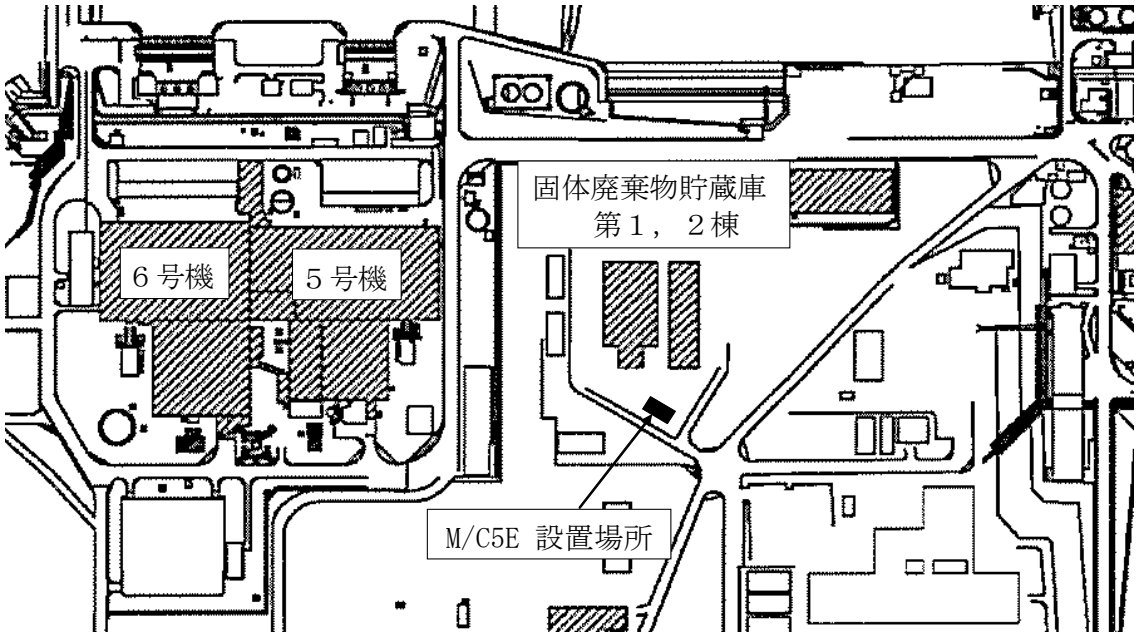
設置する所内高圧母線（M/C5E）の設計方針については、別添－1 参照。

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

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。

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，塗装の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（8.13mm）及び必要肉厚（3.80mm）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0.1mm/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）.

2.34 5・6号機 計測制御設備

2.34.1 系統の概要

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

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

[系統の現況]

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

2.34.2 要求される機能

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

2.34.3 主要な機器

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

a. 5号機

(a)原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

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

(b)残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

(c)燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

(d)非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

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

(e)復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

(f)原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

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

(g) 原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

(h) 制御棒駆動系計測制御設備

圧力計，流量計，水位計

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

(i) 非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

(j) 核計測装置

起動領域モニタ

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，監視の必要はない。

(k) 安全保護系計測制御設備

地震計

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，監視の必要はない。

(l) 制御棒駆動機構関連計測制御設備

原子炉手動制御系，制御棒位置指示系

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

(m) 非常用ガス処理系計測制御設備

流量計，差圧計

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

5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非常用ガス処理系の監視の必要はない。

(n) 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備

流量計，差圧計

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

5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及び運転員の放射線被ばくの影響は小さいことから原子炉

建屋常用換気系及び中央制御室換気系の監視の必要はない。

(o) 放射線モニタ関連計測制御設備

エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ*¹

*¹：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタである。

b. 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) 原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

(d) 非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

(e) 放射線モニタ関連計測制御設備

エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ*¹

*¹：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタである。

(2) 炉心，冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するための監視機器

5 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. 5 号機

(a) 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計

(3) 臨界未満であることを確認するための監視機器

a. 5 号機

(a) 核計測装置

起動領域モニタ

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，監視の必要はない。

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

2.34.4 添付資料

添付資料－1 パラメータ一覧

パラメーター一覧

1. 5 号機

(1) 原子炉水位

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

建設時第 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

(2) 原子炉圧力

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

建設時第 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

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

建設時第 2 4 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

(4) 残留熱除去系流量

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

建設時第 2 4 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

(5) 炉心スプレイ系圧力

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

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

(6) 炉心スプレイ系流量

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

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

(7) 起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 4 第 679 号 平成 4 年 11 月 5 日届出)

(8) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 6 第 18 号 平成 6 年 4 月 19 日届出)

2. 6 号機

(1) 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)

(使用済燃料プールの水位及び水温)

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表 55－1 で定める事項を運転上の制限とする。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運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

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

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

表 55－1

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

表 55－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日 1 回
	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

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 7 年 3 月 28 日 原規規発第 2503282 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）の全体図については，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 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 5 月 21 日 原規規発第 2405211 号）

（施行期日）

第 1 条

- 2．第 4 条及び第 5 条については，原子力規制委員会の認可を受けた後，当社が定める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 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 5 年 3 月 7 日 原規規発第 2303075 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5年2月21日 原規規発第2302212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10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10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10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10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3年4月6日 原規規発第2104063号）

（施行期日）

第1条

2. 第5条、第87条、第87条の2及び第89条については、減容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。