

添付5

福島第一原子力発電所第1～4号機に対する
「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に
係わる報告書(その1)

概要

1. 原子炉压力容器・格納容器注水設備

東京電力株式会社

基本目標

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。
 原子炉压力容器・格納容器内の冷却状態を適切に監視できる機能を有すること。
 原子炉压力容器底部温度を概ね100℃以下に維持できる能力を有すること。
 注水設備は多重性又は多様性及び独立性を備えること。
 異常時に適切に対応できる機能を有すること。
 常設の注水設備が冷却機能を喪失した際の代替冷却機能を有すること。

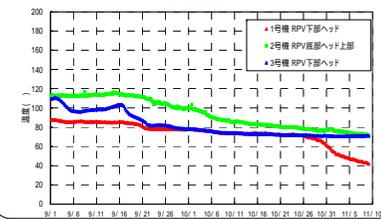
安全確保の要件 1.1a(冷温停止状態の維持)

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℃以下に維持できるものであること。

当社の設計方針 1.1a

原子炉冷却に必要な注水量を供給可能な能力を備えた原子炉注水ポンプを設置している。
 なお、1~3号機のいずれも、原子炉压力容器底部温度は概ね100℃以下に維持されており、十分冷却されている。

図1-10 原子炉压力容器底部温度の推移(9/11~11/9)



安全確保の要件 1.1b, c(系統および電源の多重性・多様性)

系統の多重性または多様性および独立性を備えた設計であること。また、定期的に機能確認が行えること。
 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非常用内電源から受電できる設計であること。

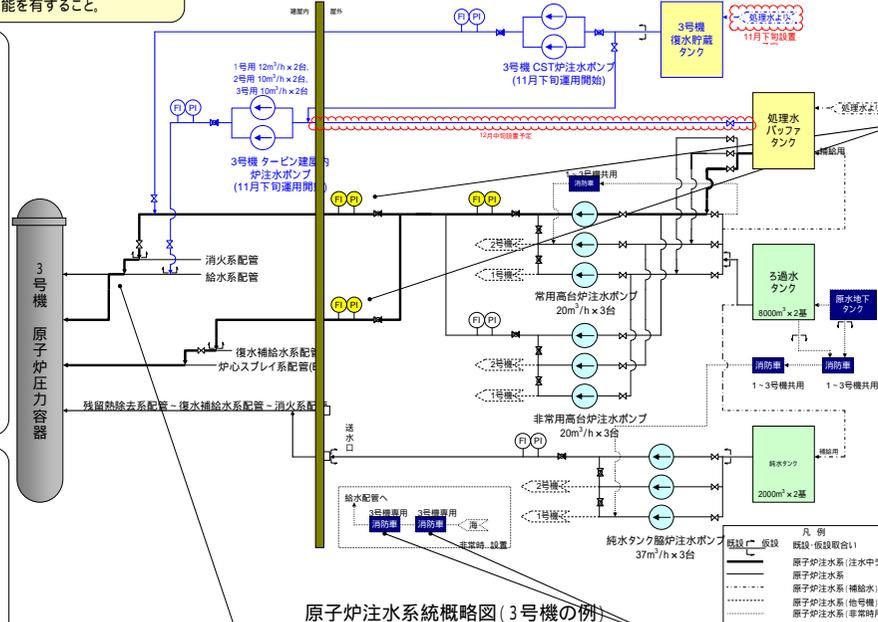
当社の設計方針 1.1b, c

【注水ポンプ】
 常用高台炉注水ポンプ3台を常用系とし、非常用高台炉注水ポンプ3台および純水タンク脳炉注水ポンプ3台を予備としている。今後、タービン建屋内炉注水ポンプ6台およびCST炉注水ポンプ4台の運用も開始予定。
【タンク】
 独立した2種類の水源(処理水、ろ過水)に対して、それぞれ複数のタンク(処理水バフアタンク、ろ過水タンク、純水タンク)を有している。今後3号CST(処理水水源)も運用開始予定。
【原子炉注水ライン】
 常・非常用高台炉注水ポンプの注水ラインと、純水タンク脳炉注水ポンプの注水ラインをそれぞれ独立ラインで構成している。また、タービン建屋内、CST炉注水ポンプも独立ラインで構成する計画
【電源】
 電源は、複数母線から受電できるようにするとともに、電源車、非常用内D/Gからも受電可能。また、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脳ポンプは専用D/Gを有し、外部電源の供給に関わらず受電可能。

異常時の評価

(評価内容) 何らかの原因で注水停止した場合の評価。
 (評価方法・評価条件)
 ・時間依存のエネルギー・バランス評価によって注水停止後の燃料と上部構造材の温度変化を評価。温度評価結果を入力として核分裂生成物の放出量及び環境中への線量影響を評価。
 ・炉心燃料から压力容器と上部構造材への輻射熱伝達を考慮。
 ・被ばく評価対象核種はCs134及びCs137とし、上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い蒸発し、環境に放出されるとして評価。
 ・炉注水停止時間は、過渡相当が1時間、事故相当が2時間、シビアアクシデント相当が12時間と設定。
 ・線量評価では、放射性雲からの被ばくに加えて、地表沈着したセシウムからの被ばくの影響も考慮。

(評価結果)
 ・過渡相当: 敷地境界での実効線量は十分小さく、有意な放射性物質の追加放出はない。
 ・事故相当: 敷地境界での実効線量は約 1.2×10^{-3} 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。
 ・シビアアクシデント相当: 敷地境界での実効線量は約37mSvであった。これに対し、原子力安全・保安院は評価の保守性が大きいことから、別途JNESに評価を依頼し、その結果、約0.0048mSv〜約0.29mSvと評価された。



原子炉注水系統概略図(3号機の例)

安全確保の要件 1.4c(異常時への対応), 2.1a(耐震性)

地震、津波等の発生を考慮しても注水冷却を確保できること。
 既設設備について、基準地震動Ssによる地震力に対してその安全機能が確保できること。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。

当社の設計方針 1.4c, 2.1a

仮設設備は、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対し耐震性が確保されることを確認。
 既設配管のうち、給水系の配管本体は、基準地震動Ssによる算出応力が、評価基準値を満足することを解析により確認。給水系の配管支持構造物は、東北地方太平洋沖地震により基準地震動Ss相当の地震力が加わったが、点検の結果、機能を阻害するような損傷は確認されなことから、基準地震動Ssに対しても耐震性が確保されることを確認。
 基準地震動Ss相当の地震で、複数の仮設設備、タンク等の同時機能喪失時でも、海水を水源とした消防車による注水が可能。

安全確保の要件 1.4a,b(異常時への対応)

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こと。
 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ていること。
 地震、津波等の発生を考慮しても注水冷却を確保できること。

当社の設計方針 1.4a,b

非常用高台炉注水ポンプと純水タンク脳炉注水ポンプはそれぞれ非常用D/Gを配備。
 地震、津波等により複数の設備が損壊した場合でも、消防車により、海からの注水が可能。

安全確保の要件 1.2a,b(冷却状態の監視)

冷却状態並びに注入水の流量、圧力及び温度は、適切な方法で常時監視されていること。なお、冷却状態を直接監視できない場合は、適切な監視方法が確立されていること。
 冷却状態に異常が生じた場合の検出方法が確立されていること。

当社の設計方針 1.2a,b

注入水の流量、圧力は、免震重要棟内にある監視室のモニターで監視可能。異常が生じた場合には監視室内で警報が発報。
 原子炉压力容器周辺の温度は、監視室内で常時監視可能。

安全確保の要件 1.1d(構造強度)

材料の選定、製作および検査について、適切と認められる規格および基準によるものであること。

当社の設計方針 1.1d

汎用品を使用しているが、JISや独自の規格等の確認、耐圧もしくは漏れ試験によって必要な構造強度を有していることを確認。

安全確保の要件 1.1e(漏えい防止), 1.3a,b(漏えい監視)

漏えいを防止できること。
 漏えいがあった場合の確実な検出方法(手段、手順等)が確立されていること。
 漏えい箇所を隔離できるとともに、注水を継続できること。

当社の設計方針 1.1e, 1.3a,b

冷却状態および注水状態の変動の監視により、冷却に影響するような漏えいの検出が可能。
 微小漏えいについては、高分子吸収剤入り用の袋養生(1.1e)にて対策を行うとともに巡視点検を実施。
 漏えい時には隔離可能な設備構成としている。

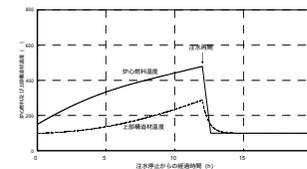
安全確保の要件 1.1f(異常の検出)

異常が生じた場合の検出方法(手段、手順等)が確立されていること。

当社の設計方針 1.1f

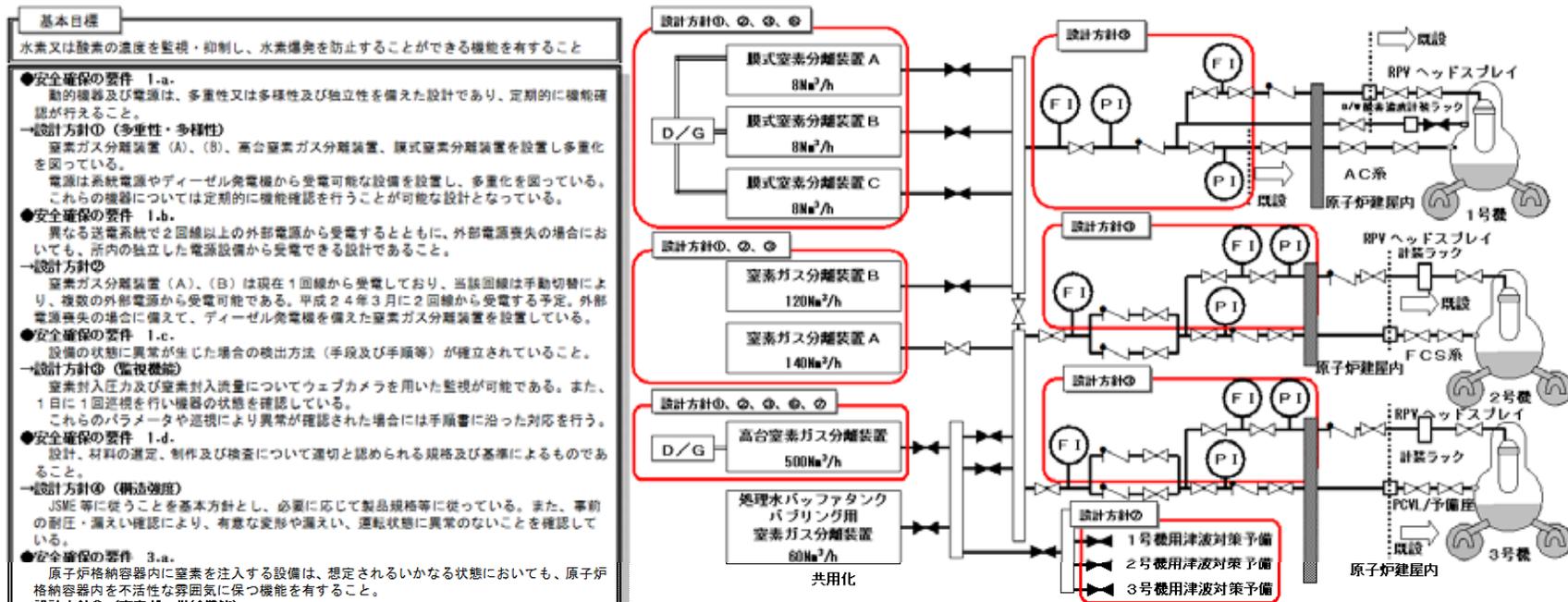
監視室に設置したモニターでポンプの運転パラメータ、原子炉の冷却状態を監視(当社の設計方針1.2a)。
 定期的に巡視点検を行い、設備の異常の有無を確認。

図1-11 中心線位置と上部構造材温度の時間変化(シビアアクシデント相)



2. 原子炉格納容器内窒素封入設備

東京電力株式会社



基本目標
水素又は酸素の濃度を監視・抑制し、水素爆発を防止することができる機能を有すること

●安全確保の要件 1-a.
動的機器及び電源は、多重性及び多様性及び独立性を備えた設計であり、定期的に機能確認が行えること。

一設計方針①(多重性・多様性)
窒素ガス分離装置(A)、(B)、高台窒素ガス分離装置、膜式窒素分離装置を設置し多重化を図っている。
電源は系統電源やディーゼル発電機から受電可能な設備を設置し、多重化を図っている。これらの機器については定期的に機能確認を行うことが可能な設計となっている。

●安全確保の要件 1-b.
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においても、所内の独立した電源設備から受電できる設計であること。

一設計方針②
窒素ガス分離装置(A)、(B)は現在1回線から受電しており、当該回線は手動切替により、複数の外部電源から受電可能である。平成24年3月に2回線から受電する予定。外部電源喪失の場合に備えて、ディーゼル発電機を備えた窒素ガス分離装置を設置している。

●安全確保の要件 1-c.
設備の状態に異常が生じた場合の検出方法(手段及び手順等)が確立されていること。

一設計方針③(監視機能)
窒素封入圧力及び窒素封入流量についてウェブカメラを用いた監視が可能である。また、1日に1回巡視を行い機器の状態を確認している。
これらのパラメータや巡視により異常が確認された場合には手順書に沿った対応を行う。

●安全確保の要件 1-d.
設計、材料の選定、制作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものであること。

一設計方針④(構造強度)
JSMC等に従うことを基本方針とし、必要に応じて製品規格等に従っている。また、事前の耐圧・漏えい確認により、有意な変形や漏えい、運転状態に異常のないことを確認している。

●安全確保の要件 3-a.
原子炉格納容器内に窒素を注入する設備は、想定されるいかなる状態においても、原子炉格納容器内を不活性な雰囲気中に保つ機能を有すること。

一設計方針⑤(窒素ガス供給機能)
窒素の供給が停止した場合、水素の可燃限界に至るまでには約30時間程度の時間的余裕があり、その期間内に窒素の再供給が可能となっている。

●安全確保の要件 6-a.
外部電源が利用できない場合においても原子炉格納容器内の不活性雰囲気の維持機能を継続できること。

一設計方針⑥(異常時への対応機能)
外部電源が不要のディーゼル発電機付の窒素ガス分離装置を設置しており外部電源喪失時にも原子炉格納容器内雰囲気を不活性に維持することが可能である。

●安全確保の要件 6-b.
地震、津波等の外的事象に対して、格納容器内に窒素を注入する設備については、速やかに再開可能であること。

一設計方針⑦(異常時への対応機能)
津波の到達しない高台(OP.35.000)に窒素ガス分離装置を設置し、予備のホースを津波発生後に速やかに敷設し、窒素の供給を再開する。

原子炉格納容器窒素封入設備 概要図

◎窒素封入停止時の時間余裕について
福島第一原子力発電所1～3号機には平成23年12月15日現在、原子炉格納容器へは、1号機:28 m³/h、2号機:16m³/h、3号機:28m³/h、原子炉压力容器へは1号機:15 m³/h、2号機:15m³/h、3号機:15m³/hの窒素を封入している。
設備の故障等により窒素の供給が停止した場合、原子炉格納容器内の雰囲気は水素の可燃限界に至るまでには、左記の表に示すとおり平成23年12月16日時点で最長約32時間程度の余裕がある。

◎異常時の措置
原子炉格納容器内窒素封入設備の主要な設備は多重化を行っており、機器の単一故障を想定した場合の復旧所要時間は以下の通り。
○窒素ガス分離装置の故障: 所要時間(目安) 2時間程度
○外部電源喪失: 所要時間(目安) 2～3時間程度
○窒素供給ラインの損傷: 所要時間(目安) 8時間程度
津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台窒素ガス分離装置、予備のホース及び取り付け治具を用いて速やかに窒素供給を再開する。
地震への対応として、窒素封入箇所は多重化または耐震性の高い配管に接続する。

表 水素発生量と初期水素濃度と余裕時間について(平成23年12月16日時点)

	原子炉格納容器			原子炉压力容器		
	1号機	2号機	3号機	1号機	2号機	3号機
水素発生量 (Nm³/hr)	約0.2	約0.3	約0.3	約0.1	約0.3	約0.3
窒素封入量 (Nm³/hr)	28	16	28	15	15	15
初期水素濃度 (%)	約0.7	約1.7	約1.0	約0.7	約1.8	約1.8
余裕時間	約13日	約9日	約11日	約65時間	約33時間	約32時間

4. 原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

東京電力株式会社

基本目標
 原子炉压力容器・格納容器内での臨界を防止できること。
 原子炉压力容器・格納容器内での臨界を検知できる機能を有すること。

概要

現在の1～3号機の燃料は、モニタリングポスト指示値やプロセス主建屋内に貯蔵されている滞留水(1～3号機の滞留水が移送されたもの)のよう素濃度が連続的に減少してきており、現時点では検出限界以下になっていることから**未臨界状態であると判断している**。また、再臨界評価から、**今後も工学的には再臨界の可能性は極めて低いと考えられる**。

しかしながら、燃料は損傷しておりかつその状況を現状では正確に把握できていないことから、再臨界の可能性を完全に払拭できない。そこで、**念のための設備として、原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備(以下、ホウ酸水注入系という)を用意する(ホウ酸:五ホウ酸ナトリウム)**。
 ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸を注入する仕組みとなっており、原子炉注水系上流の**ホウ酸水タンクとその接続ラインが主要設備**である。

安全確保の要件(1.a 再臨界防止)

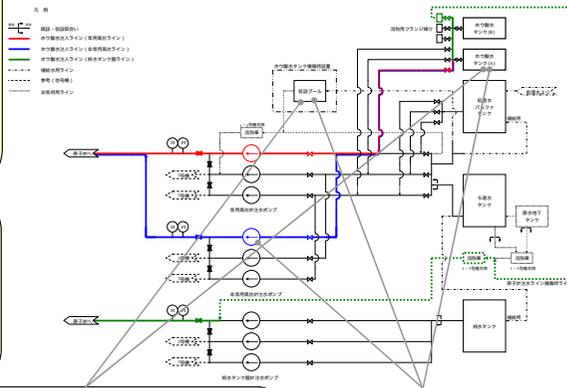
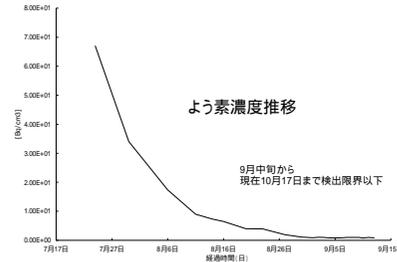
・再臨界に至った場合、又は再臨界の可能性が認められた場合に、未臨界にできること、又は再臨界を防止する機能を有する設計であること。
設計方針
 ホウ酸水注入設備にて、ホウ酸を注入し、再臨界状態が継続した場合は、ホウ酸を連続注入する。再臨界と判断され、注入するホウ酸が枯渇した場合は、海水を注入する。

安全確保の要件(1.b 多重性、多様性、独立性)

・動的機器及び駆動電源は、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。
設計方針
 ・ホウ酸水タンクは静的機器であり多重性等の要求はないが、仮設備であり耐震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ことから、タンクを2基設置している。
 なお、万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールの配備を計画している。
 ・なお、原子炉注水系以降については、多重性、多様性、独立性に関する考え方は、原子炉注水系と同様。

安全確保の要件(1.c.d 構造強度等)

・設計、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及び基準によるものであること。
設計方針
 ・ホウ酸水タンクは満水時の水頭圧に対し十分な強度を有するものを採用し、漏れ試験で問題ないことを確認している。
 ・耐震性については、ホウ酸水タンクは耐震Bクラスに適用される静的地震力に対しても転倒しないことを確認している。
 ・配管類はフレキシビリティを有したものを採用しており、有意な応力は発生しない。



安全確保の要件(2.a 臨界検知機能)

・再臨界、又はその可能性を検知できること。直接検出できない場合は、把握できるパラメータによって適切な評価ができる方法(手段、手順等)が確立されていること。
設計方針
 再臨界時はデブリから希ガス、よう素が放出されることから、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポストで監視を行う。また、デブリの発熱による温度上昇があることから、RPV温度の監視も行う。原子炉格納容器ガス管理設備の設置後は、一週間に一回のガスサンプリングによる短半減期核種Xe135が判定基準未滿を確認する。また、原子炉格納容器ガス管理設備に放射線検出器設置後はXe135の連続監視を行う。

再臨界判断基準

- 号機共通**
 ・モニタリングポスト (バックグラウンド + 変動幅2 μSv/h)
 可搬型モニタリング(バックグラウンド + 変動幅5 μSv/h)
 ・以下の温度上昇率を超える温度上昇
 一時間あたりの温度上昇及び一日あたりの温度上昇
 1号機 1.2 /h 7.7 /d
 2号機 3.6 /h 14.0 /d
 3号機 3.6 /h 15.2 /d
- 2号機**
 原子炉格納容器ガス管理設備における一週間に一回、ガスサンプリングでの放射線検出器による短半減期核種Xe135 1Bq/ccを超える放射能
- 1～3号機**
 原子炉格納容器ガス管理設備に連続監視可能な放射線検出器を設置予定である。判定基準は今後設定予定

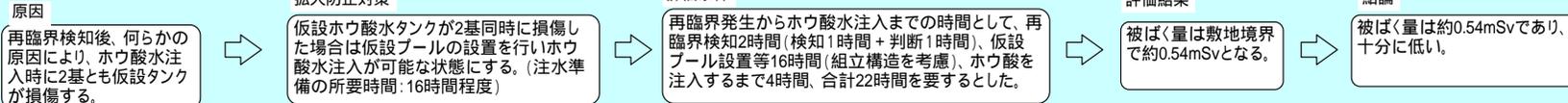
安全確保の要件(3.a,b,c 異常時の対応)

・外部電源が利用できない場合にも、必要なホウ酸水を注入できること。
 ・全母線電源の喪失に対しても、必要なホウ酸水を注入できること。
 ・地震、津波等の発生を考慮しても、必要なホウ酸水を注入できること。
設計方針
 ・外部電源や母線電源の喪失時は、専用発電機を電源とする非常用高台注水ポンプによりホウ酸水を注入。
 ・ホウ酸水タンクを2基設置するとともに、地震の影響で同時に損傷しないよう1基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保する。なお、万が一2基同時に損傷した場合に備え、仮設プールの配備を計画している。
 ・ホウ酸水タンクは津波の影響を受けにくい高台に設置。

安全確保の要件(1.e 設備異常の検出)

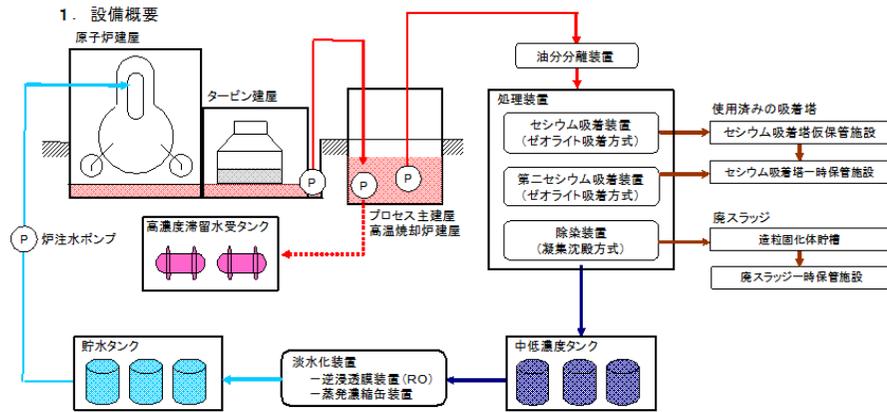
・異常が生じた場合の検出方法(手段、手順等)が確立されていること。
設計方針
 ・定期的な巡視点検により設備の異常の有無を確認する。
 ・ホウ酸水量についても、ホウ酸水タンクの水位、温度、濃度を定期的に確認する。

異常時の評価



5. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）、廃スラッジ貯蔵施設、使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

東京電力株式会社



2. 中期的安全確保の基本目標に対する設計方針

(1) 処理能力（発生量を上回る処理能力、放射性物質の濃度及び量の低減）

- 汚染水処理設備等は、原子炉への注水や雨水、地下水の浸透により追加発生する滞留水量及び汚染水処理設備稼働を考慮して処理容量 1,200m³/日 (50m³/h) を 100% とし、移送装置、処理設備、淡水化設備等を設置。
- 滞留水の発生量は、これまでの実績で、原子炉への注水量 (600m³/日) 及び雨水・地下水により発生する滞留水量 (通常時 200~500m³/日) であり、滞留水発生量を上回る処理能力を有する。なお、降雨の影響により、今後滞留水の発生量が増加することも考えられるが、長期的には処理容量の方が滞留水の発生量より大きく、タービン建屋等の水位を低下させることが可能。
- 処理装置の Cs-134、137 の除染係数 (DF) は、概ね目標値 (1.0E+06) を満足。
- 淡水化装置の塩分除去能力は、44ppm (9/27 サンプルング) であり、目標値 (250ppm) を満足。
- 使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び廃スラッジ一時保管施設は、汚染水処理設備で発生する廃棄物を貯蔵できる容量を設置。

(2) 長期停止に対する考慮（複数系統及び十分な貯留設備）

- 処理装置は、単独若しくは組み合わせでの運転が可能な設計
- 汚染水処理設備等の動的機器は、その故障により滞留水の移送・処理が長期停止することがないように原則として多重化。
- 汚染水処理設備の長期停止時にも一定期間は建屋等から所外へ漏れ出ないように、タービン建屋等の水位を管理するとともに、貯留用のタンクを設置。
- 汚染水処理設備等は、異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源からの受電や外部電源喪失時において非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計。
- 廃スラッジ一時保管施設の動的機器及び駆動電源は、多重性又は多様性を備えた設計。

(3) 漏えい防止及び漏えい時の散逸抑制

- 設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設置。
- 滞留水の処理状況の確認、貯留状況及び漏えい検知に必要な主要パラメータを監視できる設計。
- タンク水位、漏えい検知等の警報については、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるように制御室に表示。

(4) 気体状の放射性物質及び可燃性ガスの管理

- セシウム吸着塔は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できるようにベントを設けて換気。なお、保管時には、内部の水抜きを行い、可燃性ガスの発生を抑制。
- 廃スラッジを貯蔵する造粒固化体貯槽は、除染装置に設置している排風機によりフィルタを介して排気。また、排風機の停止を考慮して、ベントを設置。
- 廃スラッジ一時保管施設は、排気設備にフィルタを設けて気体状の放射性物質を捕獲する設計とし、放射性物質濃度を測定する装置を設置。

3. 異常時の措置

表 1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

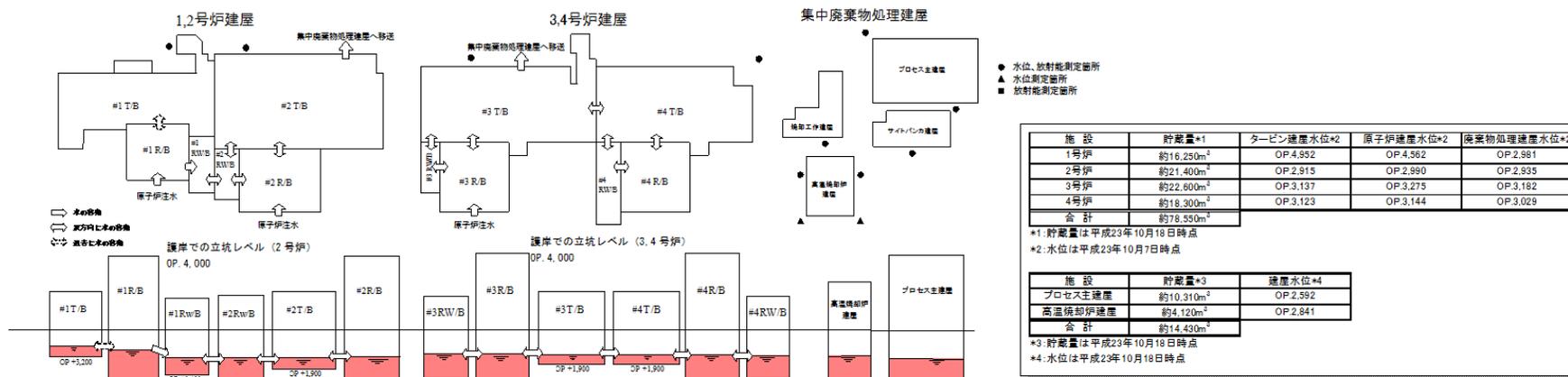
事象	設備対策	措置
機器の単一故障	・動的機器や外部電源を多重化	・機器等の切替作業により、速やかに滞留水の処理を回復
処理装置の除染能力が目標性能以下	・処理装置全体で多重化を確立	・各装置の組み合わせもしくは単独による運転
降水量が多い場合	・過去の月最大降水量データ等を用いて滞留水移送量・処理量を評価した結果、各建屋の水位を維持させることが可能	・降水量が多い場合には、滞留水の移送量、処理量を定格より増加させる等の措置を実施
津波時	・仮設防潮堤により、余震津波を防止	・大津波警報が出された場合は、装置を停止し、隔離弁を閉めて、滞留水の流出を防止
処理機能喪失時	・処理装置は、各々単独運転が可能 ・所内電源系統の分離、設置場所の分離	・タービン建屋等の水位を OP. 3,000mm 前後で管理し、余裕を確保 ・復旧までの間、追加発生量を高濃度滞留水受タンク等に貯留 ・短期間で新たな処理が可能なよう、予備品を準備 ・水位が一定値以上になった場合、炉注水量を調整し滞留水発生量を抑制

表 2 廃スラッジ貯蔵施設

事象	設備対策	措置
機器の単一故障 (廃スラッジ一時保管施設)	・動的機器や外部電源を多重化	・機器等の切替作業により、速やかに安全機能を回復
外部電源喪失 (造粒固化体貯槽、廃スラッジ一時保管施設)	・ベントラインの設置、窒素ポンプ・仮設排風機・電源車等が接続可能 ・取合口又は接続口を設置	・ベントラインの手動弁の開操作、窒素ポンプ等の接続を行い、排気

6. 高レベル放射性汚染水を貯留している(滞留している場合も含む) 建屋等

東京電力株式会社



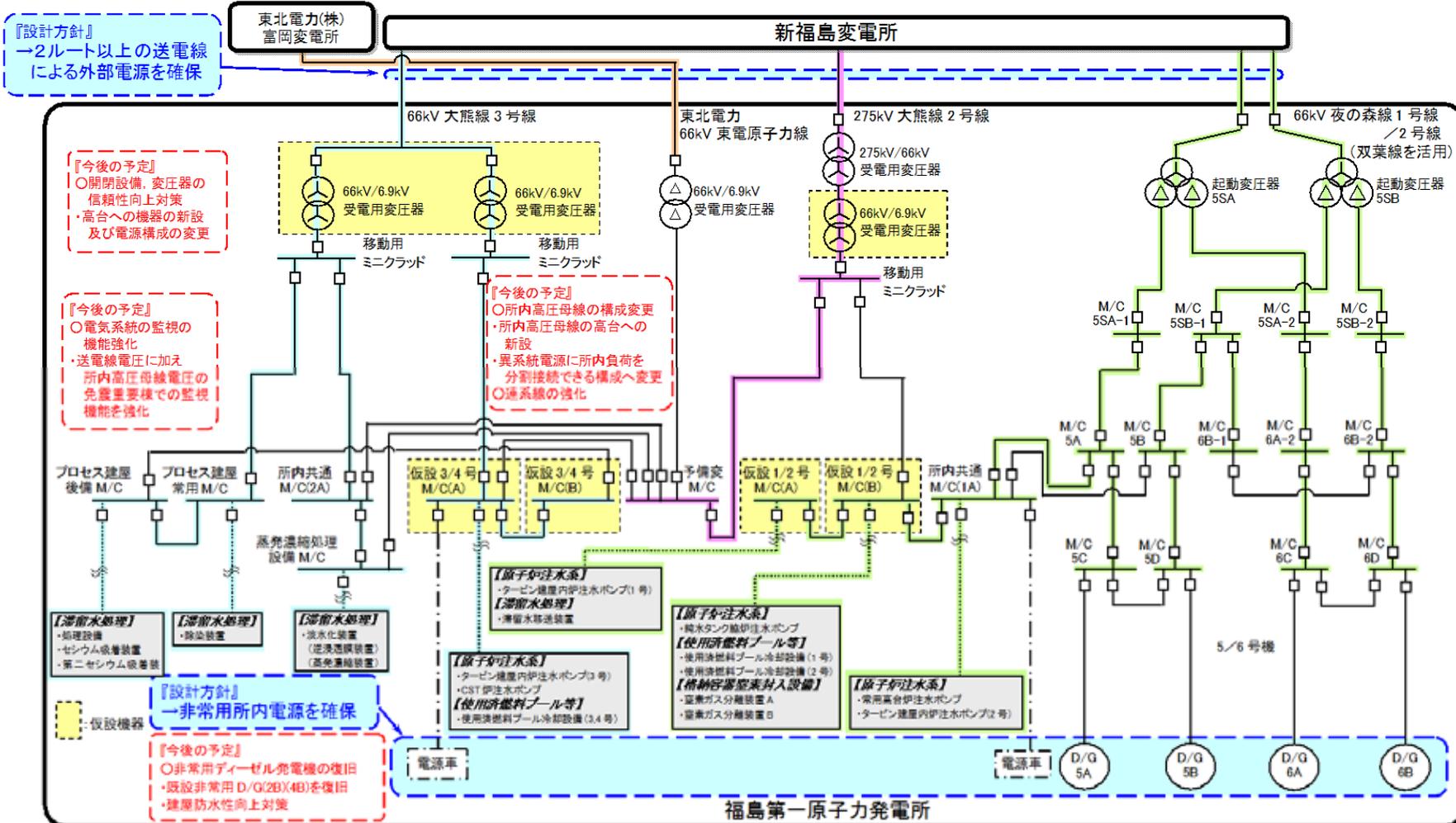
中期的安全確保の基本目標	設計方針	
	1～4号炉（原子炉建屋、タービン建屋（トレンチ、立坑、コントロール建屋含む）、廃棄物処理建屋）	プロセス主建屋、高温焼却炉建屋
① 高レベル汚染水の状況監視および外部への漏えい防止 安全確保の要件 2.a	-監視 ・ 原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋内の滞留水の水位を監視 -漏えい防止 ・ 建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるよう管理 なお、1号炉については、建屋内滞留水の水位をサブドレン水の水位以下に管理できていないが、建屋内滞留水の水位やサブドレン水の放射能濃度の測定結果より、建屋外への漏えいはないと考える。しかし、建屋外への漏えい防止機能を高めるため、現在2号炉タービン建屋への移送ラインを敷設中 ・ 2～4号炉のOP. 4,000にある立坑は開口部閉塞を実施（1号炉の立坑は地上で接続され、立坑から外部への漏えいはない） ・ コンクリート壁中における放射性物質の拡散は、建屋壁厚により20～200年と評価し、当面漏えいしないと評価 ・ 万一、滞留水が地下水に混入した場合を考慮し、1～4号炉の既設護岸の前面に遮水壁を設置して、海洋汚染を防止する予定	-監視 ・ 建屋内滞留水の水位を監視 -漏えい防止 ・ 当該建屋の系外への貫通部の止水工事を実施 ・ 外壁、床面等の亀裂などの補修を実施 ・ 建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるよう管理 ・ コンクリート壁中における放射性物質の拡散評価を実施し、漏えいしないと評価
② 高レベル汚染水処理設備の長期停止及び豪雨等があった場合の外部への漏えい防止 安全確保の要件 2.b	海洋への放出リスクの高まるOP. 4,000mmまでの余裕を確保及び、地下水からの流入量を抑制する観点から、以下の水位で管理 -1号炉 ・ 1号炉の滞留水が流入する2号炉タービン建屋等の水位で管理 -2号炉～4号炉 ・ タービン建屋等の水位をOP. 3,000mm前後で管理	・ 受け入れ元のタービン建屋等の水位をOP. 3,000mm前後で維持し、余裕を確保 ・ 滞留水が急増した場合の貯留先として、高濃度滞留水受タンク等を設置
③ 気体状の放射性物質の放出抑制・管理 安全確保の要件 2.c, e	・ タービン建屋及び廃棄物処理建屋の大きな地下開口部について可能な限り閉塞を実施 ・ 1～3号炉の原子炉建屋上部等のダストサンプリングを実施して監視 ・ 1号炉は、原子炉建屋にカバー及び排気設備を設置し、放射性物質の放出低減のためフィルターを通して排気	・ 大きな地下開口部について可能な限り閉塞を実施 ・ 必要に応じてダストサンプリングを実施して監視 ・ 建屋上部の吸気口に局所排風機を設置し、フィルターを通して排気（水素対策）
④ 建屋周辺の地下水のモニタリング 安全確保の要件 2.d	・ サブドレン水の放射能濃度を定期的に測定し監視	・ サブドレン水の放射能濃度を定期的に測定し監視
⑤ 可燃性ガスの検出、管理及び処理 安全確保の要件 2.e	・ 地下開口部の閉塞の後、水素の滞留する可能性のある閉塞部付近において、水素のサンプリングを実施	-プロセス主建屋、高温焼却炉建屋 ・ 局所排風機の設置 ・ 左記（1～4号）と同様に水素のサンプリングを実施

7. 電気系統

東京電力株式会社

基本目標

- ① 中期的安全確保で求められる負荷が、外部電源及び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



8. 原子炉注水系に関する確率論的安全評価

東京電力株式会社

- 安全確保の要件**
 - 原子炉圧力容器・格納容器内での異常事象に関する確率論的安全評価
- 方針**
 - 原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内に残存しているFPの相当量が環境へ放出(大規模放出)される異常事象の前兆事象として、炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価
 - 原子炉注水系が停止すると、炉心再露出し、燃料温度が上昇し、一定時間経過後、炉心再損傷へ
 - 原子炉注水系は、多様性、多重性を強化しているが、注水機能が喪失した際の相対的な脆弱性を把握することは、安全性をより一層向上させる上で有用な役割を果たす。
 - そこで、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、炉心が再損傷に至る相対的な頻度を事象毎に評価
- 条件**
 - 評価使用の原子炉注水系システム構成を図1に電源構成を図2に示す。
 - 起因事象の発生頻度を表1に示す。
 - 炉心再損傷の判定条件:
 - 炉心の少なくとも一部の(健全な)燃料の被覆管表面温度が1,200℃を上回ること
 - 原子炉注水系機能喪失から、18時間後までに原子炉への注水に成功すれば、炉心再損傷を防止
 - 主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗(実績と故障件数0.5件(仮定)から算出)、起動後の運転継続(実績と故障件数0.5件(仮定)から算出)を考慮
 - 十分な実績データがなかった仮設備(タンク、外部電源喪失(地震以外))については、国内21年故障率の10倍等を使用
 - 津波関連のデータは無いことから、津波時の注水ラインの損傷確率0.5等の工学的判断値を使用。
 - 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
 - 時間余裕は18時間としたが、注水ライン機能喪失時の異常の検知では人的過誤確率 1×10^{-3} 等の工学的判断値を使用。
- 結果**
 - 評価結果を図3に示す。炉心再損傷頻度(点推定)は 2.2×10^{-4} / (年)と評価
 - 寄与割合は、大津波事象が約6割、注水ライン機能喪失が約4割
 - 大津波事象では、漂流物等による注水ライン損傷とその後の注水ライン復旧作業の難航により、新しい注水ラインによる炉注水の再開に失敗し、炉心再損傷に至るシナリオ。
 - 注水ライン機能喪失では配管(注水ライン)が破損した場合、FIやPIの故障等による検知失敗・復旧チームへの連絡失敗により、復旧作業着手・炉注水再開に失敗し、炉心再損傷に至るシナリオ。

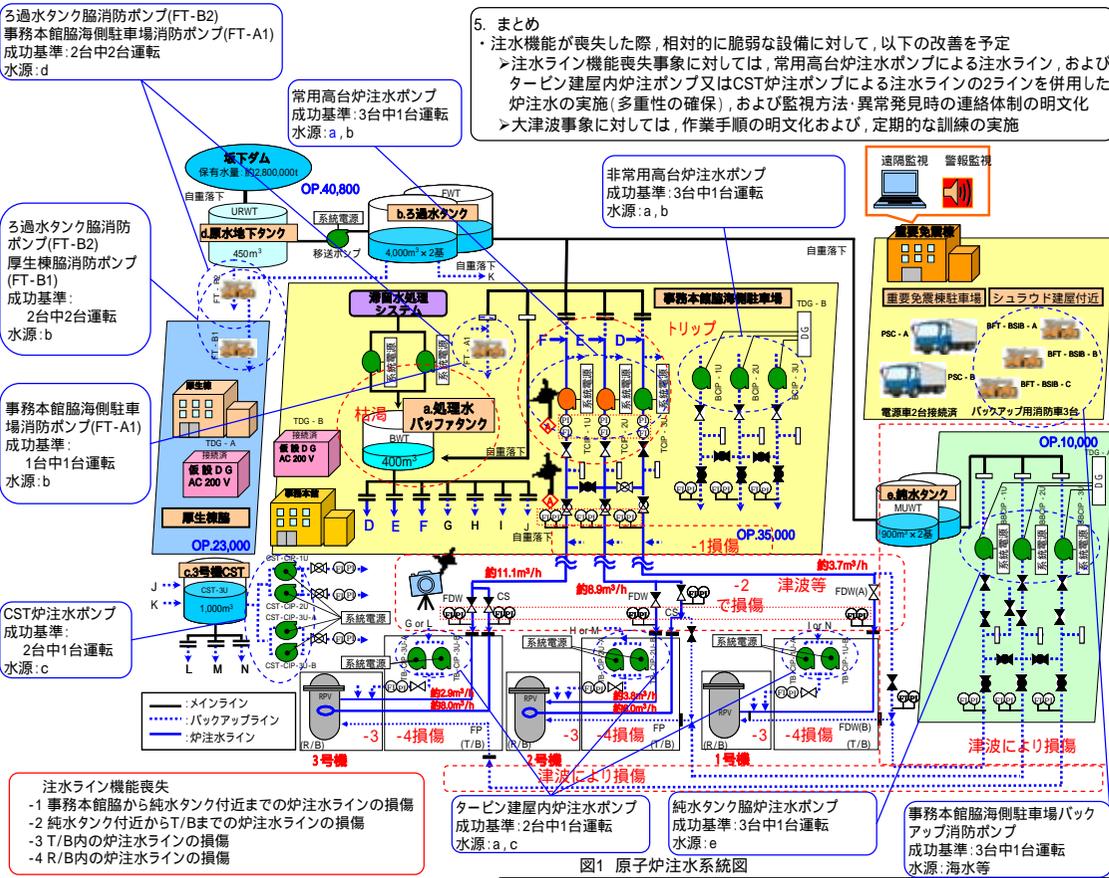


図1 原子炉注水系図

表1 起因事象発生頻度について

発生箇所	起因事象	頻度 (/年)	算出方法	
ハザード発生箇所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	1.5×10^{-2}	仮設ポンプの時間故障率と共通要因故障データから算出	
	注水ライン機能喪失	-1 屋外(追設)	6.0×10^{-2}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。追設部は、10倍と仮定。
		-2 屋外	4.3×10^{-3}	
		-3 T/B内	8.4×10^{-4}	
	-4 R/B内	9.0×10^{-4}		
ハザード発生箇所外	一次水源からの供給喪失	6.0×10^{-1}	仮設ポンプ、タンク破損及び閉塞の時間故障率から算出	
	外部電源喪失(内的)	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	
	仮設1/2号M/C-B盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定	
ハザード発生箇所外	外部電源喪失(地震)	1.7×10^{-1}	外部電源喪失の実績から算出	
	大津波事象	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新層モデルと巨大地震発生メカニズム」(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	

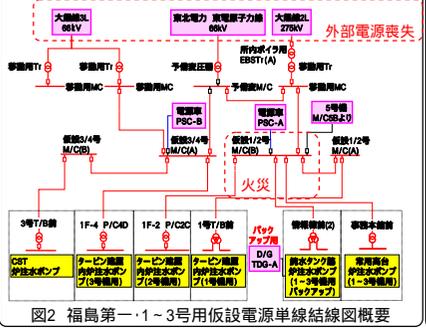


図2 福島第一1~3号用仮設電源単線結線図概要

