
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 営計画に係る報告書（その1）（改訂）

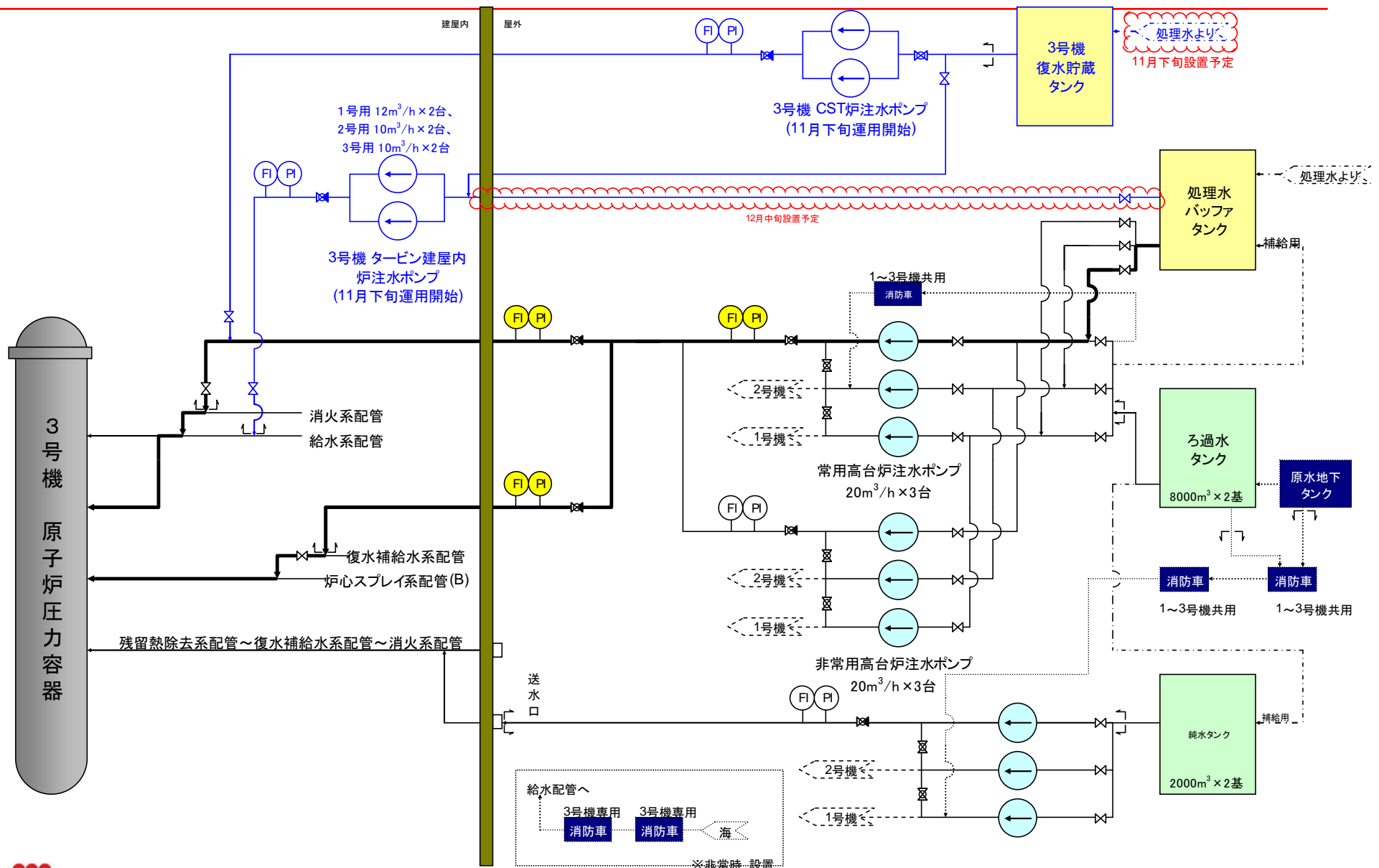
1. 原子炉压力容器・格納容器注水設備

1.原子炉圧力容器・格納容器注水設備の概要について

原子炉を確実に冷却し、冷温停止状態を達成・維持するために設置します。

- 原子炉圧力容器または原子炉格納容器内には、損傷した燃料が存在しており、現時点でも崩壊熱を出し続けています。
- 今後、原子炉を確実に冷却し、冷温停止状態を達成・維持していくためには、この崩壊熱を適切に除去することが特に重要です。
- このため、注水設備は多重性・多様性を確保した設備構成としており、今後もさらに信頼性を向上させ安全性を高める計画としている。
- 平成23年11月29日現在、以下の流量にて原子炉へ注水を行っています。
1号機：4.5m³/h、2号機：7.5m³/h、3号機：8m³/h

原子炉注水系統概略図（3号機の例）



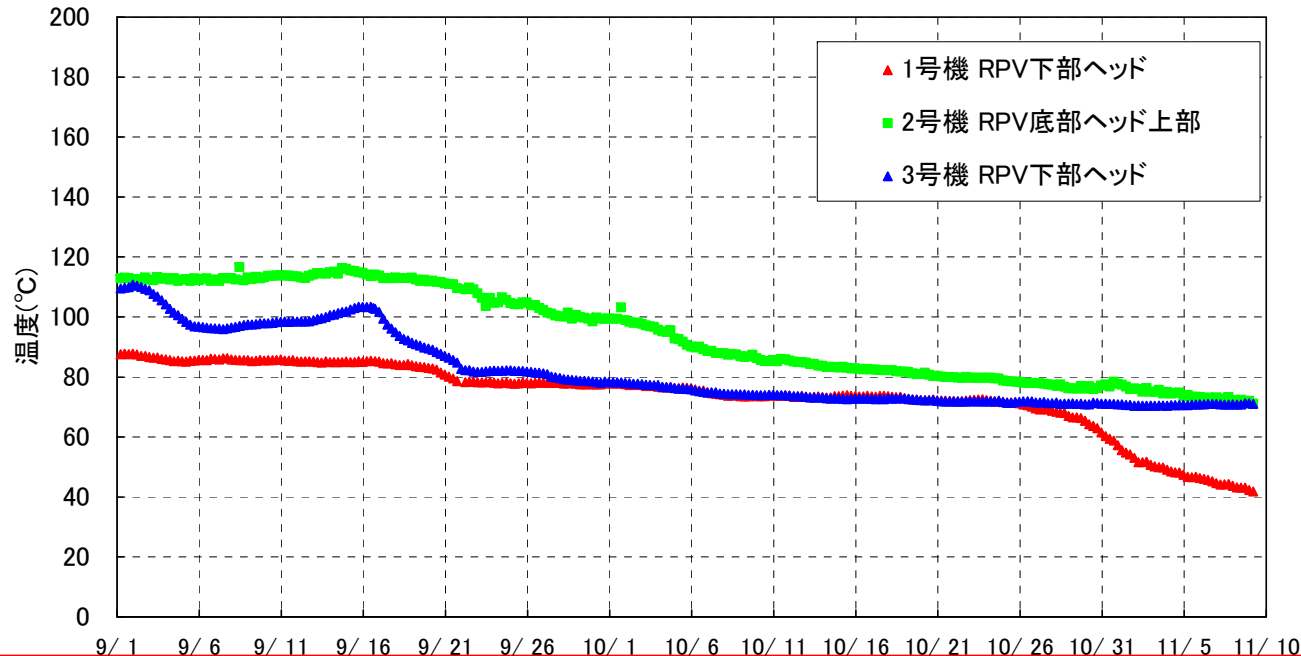
2. 冷温停止状態の維持

原子炉へ十分な注水を行えるポンプを設置しています。

- 原子炉冷却に必要な注水量を供給可能な能力をもつ原子炉注水ポンプを設置しています。
(常用高台炉注水ポンプ：20m³/h × 3台)

- その結果、1～3号機のいずれも、原子炉圧力容器底部温度は概ね100℃以下に維持できております。

図1-10 原子炉圧力容器底部温度の推移(9/1～11/9)



3. 系統の多重性・多様性の確保

系統を構成する機器の多重性・多様性を確保しています。

●注水ポンプ

常用系として、常用高台炉注水ポンプ3台を設置しています。予備として、非常用高台炉注水ポンプ3台、純水タンク脇炉注水ポンプ3台を設置しています。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。（その他、消防車も待機しています。）

●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（処理水バッファタンク、ろ過水タンク、純水タンク）を有しています。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、純水タンク脇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ます。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

複数母線から受電できるとともに、電源車、非常用所内D/Gからも受電可能。また、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇ポンプは専用D/Gを有し、外部電源の供給に関わらず受電可能。

4. 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を確認しています。

●仮設設備の耐震性

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しています。

●既設配管の耐震性

既設配管のうち、給水系の配管本体は、基準地震動 S_s 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しています。

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 S_s 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いことから、基準地震動 S_s に対しても耐震性が確保されることを確認しています。

基準地震動 S_s 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しています。

5. 原子炉注水停止事象の評価

何らかの原因で原子炉注水が停止した場合の影響を評価しています。

●評価方法・評価条件

- 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。
- 被ばく評価対象核種はCs134及びCs137。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。

●評価結果

- 1時間の注水停止では、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。
- 7時間の注水停止では、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。
- 12時間の注水停止では、敷地境界での実効線量は約3.7mSvであり、緊急時被ばく状況における放射線防護の基準値下限である20mSvに比べて小さい。（仮に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20mSvに比べて小さい）。

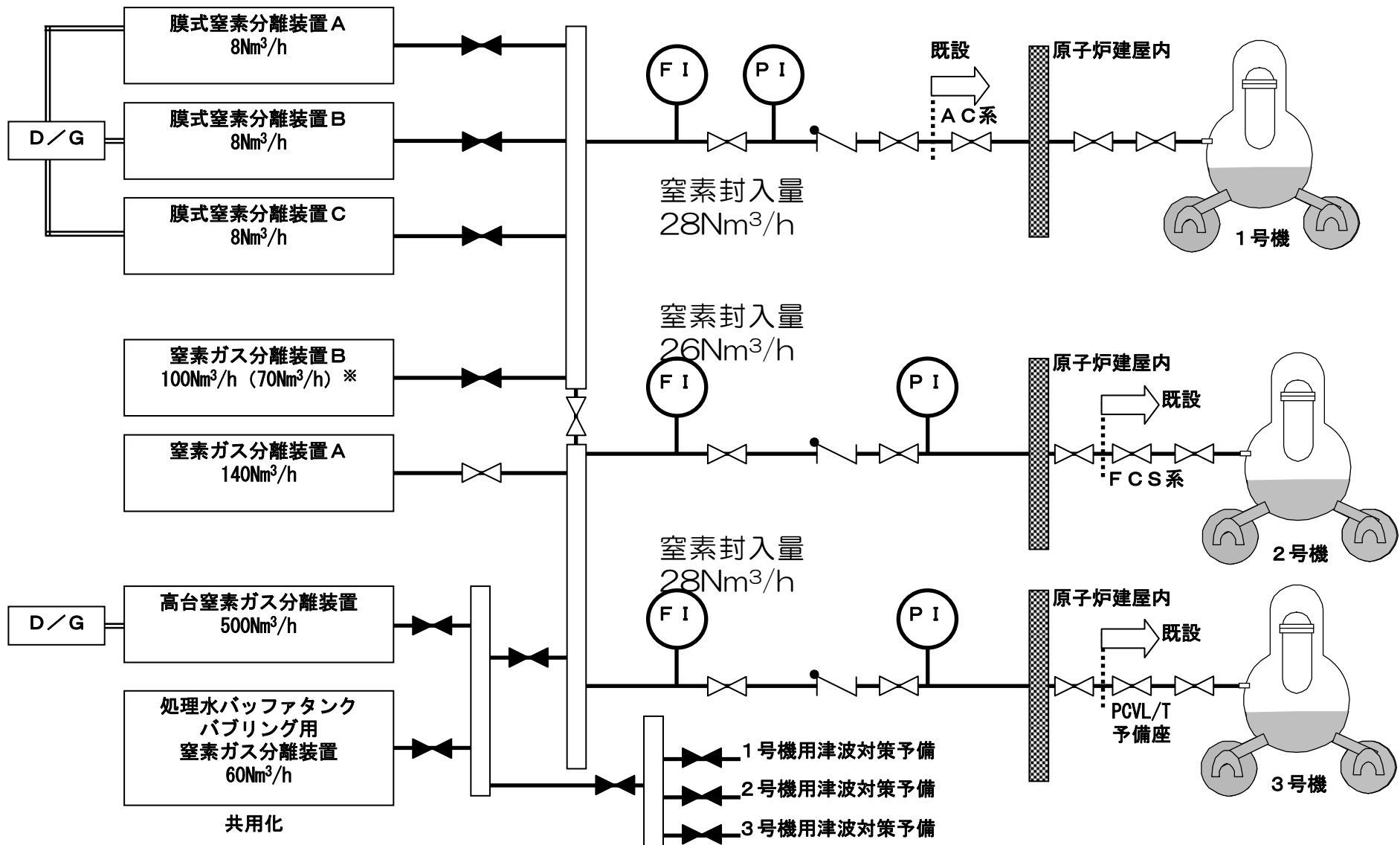
2. 原子炉格納容器窒素封入設備

1. 原子炉格納容器窒素封入設備の概要について

■水素爆発を防止するため、原子炉格納容器へ窒素を封入しています。

- 原子炉を冷却するために冷却水を注入していますが、強い放射線の影響によって水が水素と酸素に分解されるため、原子炉格納容器内には水素と酸素があると考えています。
- 原子炉格納容器内には水素と酸素の他に水蒸気が発生しており、水蒸気の水素と酸素を原子炉格納容器外へ追い出していると考えていますが、今後冷却が進み、水蒸気が減ることで水素と酸素が原子炉格納容器内に溜まると考えられます。
- そのため、原子炉格納容器内に窒素を封入し、水素と酸素を追い出すとともに、水素の濃度を可燃限界以下（4%以下）に保てるように窒素の封入しています。
- 平成23年11月29日現在、以下の流量にて原子炉格納容器に窒素を封入しています。
1号機：28Nm³/h、2号機：26Nm³/h、3号機：28Nm³/h

1. 原子炉格納容器窒素封入設備の概要について



原子炉格納容器窒素封入設備 概要図

2. 設備の多重化・多様化について

■窒素ガスを発生させる装置を複数設置し、多重化を図っています。

- 窒素ガス分離装置（A）、（B）、高台窒素ガス分離装置の3台の窒素ガス分離装置を設置しております。
- 処理水バッファタンクバブリング用の窒素ガス分離装置からも窒素ガスを供給できる構成としております。
- 窒素の供給を補完する設備として低流量の膜式窒素分離装置を3台設置しております。

■電源を複数の設備から確保することで、多様化を図っています。

- 窒素ガス分離装置は系統電源とディーゼル発電機の2つの手段で電源を確保しています。
- 平成24年3月に2つの独立した系統電源から電源が供給され、さらなる電源の多様化を図ります。

3. 異常発生時の対応について

- 設備の故障時に速やかに復旧できるよう対策を図っています。
 - 窒素ガス分離装置の故障時や系統電源が無くなった場合においても、設備や電源の多重化・多様化を図っており、速やかに窒素の供給を再開できます。
 - 窒素の供給ラインが損傷した場合においても、当該部分をすみやかに交換できるよう予備のホースを確保しております。

- 本震と同じ高さの津波を想定して対策を図っています。
 - 津波が到達しない高台に高台窒素ガス分離装置を設置しております。
 - ホースや計器等の予備品を予め確保し、速やかに窒素の供給を再開できます。

4. 今後の予定について

■原子炉圧力容器内にも窒素の封入を行います。

- 現在、原子炉格納容器内に窒素を封入しておりますが、原子炉圧力容器内にも水素が溜まっている可能性があるため、原子炉圧力容器に窒素の封入を行います。
- 窒素の封入を開始するまでの一時的な処置として、原子炉への給水流量を低下させ、水蒸気によって水素を追い出す対策を行っております。
- 1～3号機 原子炉圧力容器への窒素の封入は、今週より実施する予定です。

■系統電源の多重化（2ライン化）を行います。

- 平成23年11月現在、窒素ガス分離装置は1ラインの系統電源から受電をしておりますが、平成24年3月に2ラインの系統電源から受電できるように設備の強化を行います。

3. 使用済燃料プール等

1. 使用済燃料プール等の設備構成について

■使用済燃料プール等は以下から構成されます。

(1) 使用済燃料プール

使用済燃料や放射化された機器を貯蔵しており、鉄筋コンクリート構造で、内面はステンレス鋼でライニングされた設備

(2) 使用済燃料プール冷却系

使用済燃料から発生する崩壊熱を除去し、使用済燃料の露出を防止する設備

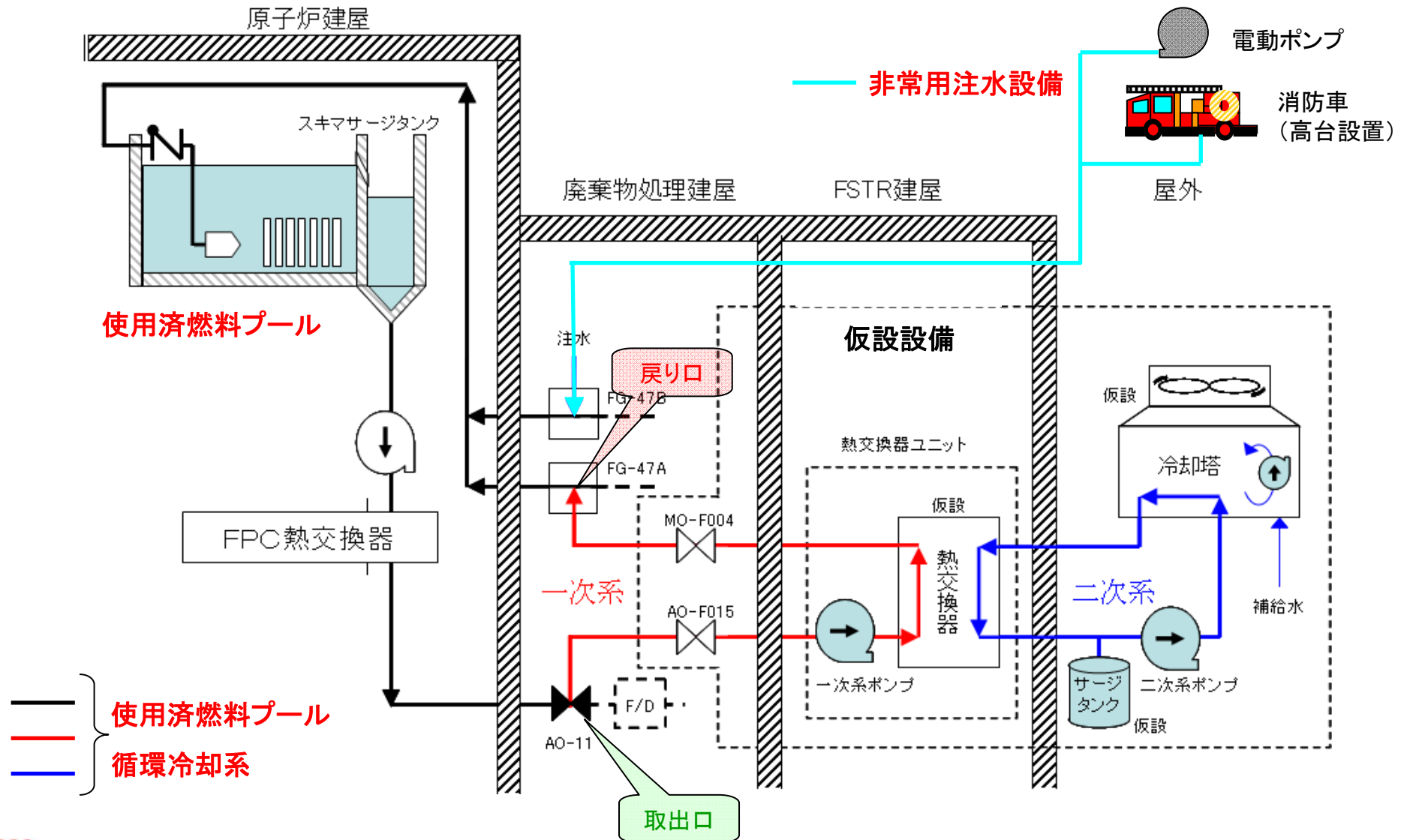
- ・ 使用済燃料プール循環冷却系

ポンプ、熱交換器等を用いて使用済燃料プール水を循環冷却する系統

- ・ 非常用注水設備

使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失時、電動ポンプ、消防車等を用いて使用済燃料プール水を冷却する設備

2. 使用済燃料プール等の系統概要について（2号機の例）



3. 設備の多重化・多様化について

■ ポンプ等の駆動機器を複数台設置し、多重化を図っています。

- 使用済燃料プール循環冷却系のポンプ等をA系、B系1台ずつ設置することで、多重化を図っております。

■ 電源を複数の設備から確保することで、多様化を図っています。

- 使用済燃料プール循環冷却系は外部電源と5、6号の非常用ディーゼル発電機の2つの手段で電源を確保しています。
- 平成24年3月に所内電源についてもA系、B系それぞれ独立した電源から供給されるよう、多重化を図ります。

4. 設備の漏えい拡大防止・監視について

■建屋外への漏えい拡大防止を図っています。

- スキマサージタンク及び配管内保有水量を考慮した上で、建屋外への漏えいを防止する為の堰等を建屋内に設置しています。
- 熱交換器からの漏えい時、地震加速度大や配管破断時にシステムが自動停止し、隔離弁が「閉」となることで漏えい量を最小限に抑えます。

■被ばく低減の観点から遠隔による監視・操作を行っております。

- 系統の状態は免震重要棟内にモニタを設置し、遠隔にて監視しています。
- 機器の操作はポンプ、熱交換器から離れた現場運転操作盤により、遠隔にて操作しています。

5. 異常発生時の対応について

■設備の故障時に速やかに復旧できるよう対策を図っています。

- 使用済燃料プール循環冷却系の故障時や外部電源が無くなった場合においても、設備や電源の多重化・多様化を図っており、速やかに使用済燃料プールの循環冷却を再開できます。
- 使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失時においても、非常用注水設備を用いて、使用済燃料プールの冷却を再開できます。

■訓練や保守管理を行います。

- 使用済燃料プール循環冷却系の機能が喪失した場合に、非常用注水設備を用いた使用済燃料プールの冷却が速やかに再開できるよう定期的な訓練を行います。
- 巡視点検等により機器の状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応を行うと共に、必要な予備品・消耗品を予め準備致します。

6. 使用済燃料プール循環冷却系の運転実績

	1号機	2号機	3号機	4号機
運転開始日時	H23.8.10	H23.5.31	H23.6.30	H23.7.31
運転開始時のプール水温度	47.0℃	67.0℃	61.9℃	86.0℃
11/28現在のプール水温度	16℃	18℃	21℃	24℃
除熱能力	0.32MW	1.17MW	1.17MW	1.9MW
崩壊熱 (10/17時点)	0.14MW	0.43MW	0.39MW	1.15MW
システム停止時の許容時間 (※)	約93日	約42日	約47日	約16日

※ 使用済燃料プール循環冷却系が停止した時の使用済燃料プール温度を65℃と仮定した場合に、使用済燃料プール水位が水遮へいが有効とされる燃料頂部+2mに到達するまでの推定時間であり、この間に非常用注水設備等を用いて使用済燃料プール水の冷却再開は可能

4. 原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水 注入設備

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入系の概要

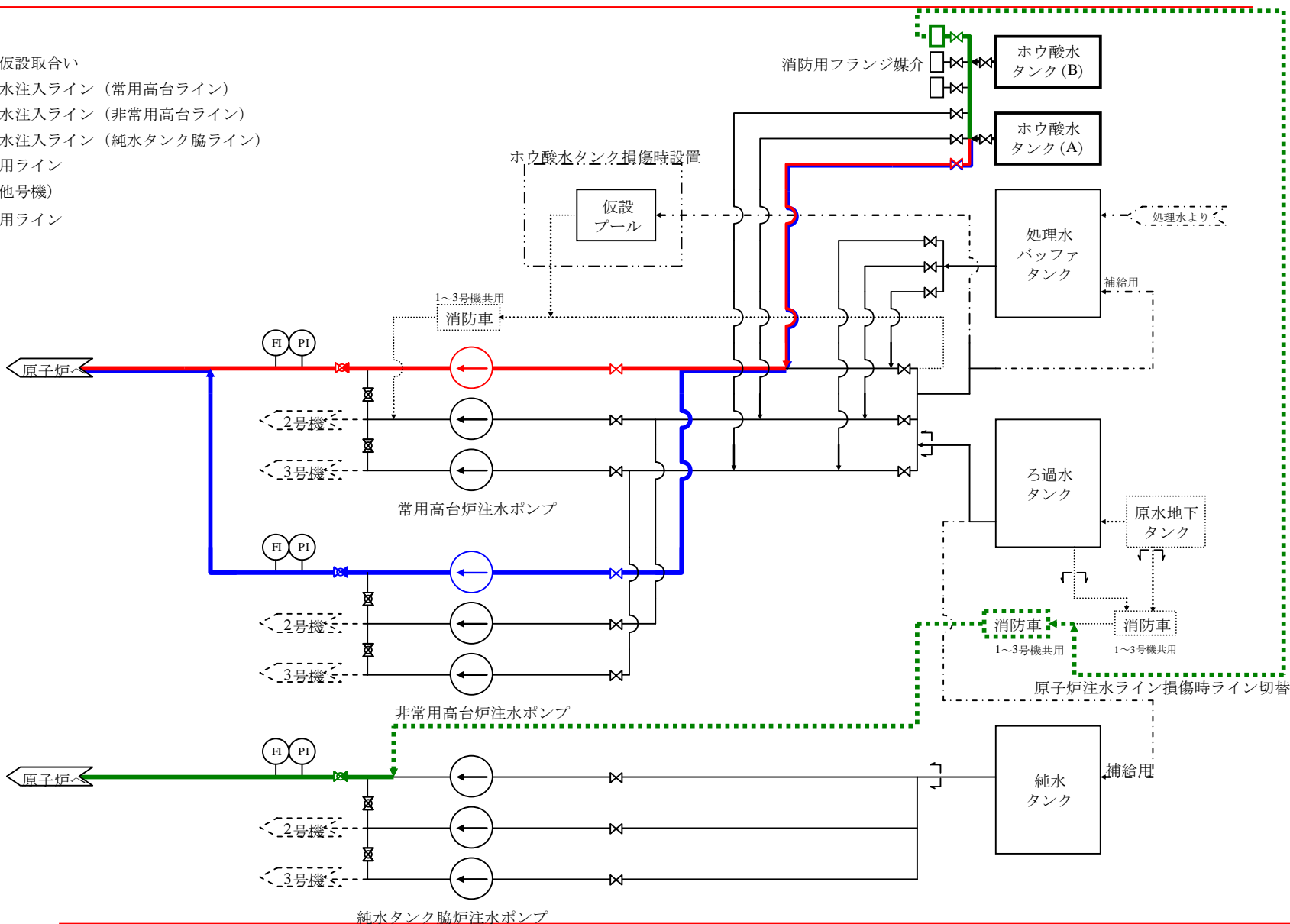
■ 再臨界の可能性は極めて低いと考えられるものの、念のための設備として、ホウ酸水注入系を用意しています。

- 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の放射能濃度の推移等から、現時点では未臨界状態であると判断しています。また、今後も工学的には再臨界の可能性は極めて低いと考えております。
- 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、念のための設備として、ホウ酸水注入系を用意しています(ホウ酸：五ホウ酸ナトリウム)。
- ホウ酸水注入系は、再臨界に至った場合または再臨界の可能性がある場合に、ホウ酸水を原子炉圧力容器・格納容器に注入することで、放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的としています。
- 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て原子炉注水系を介してホウ酸を注水する仕組みです。

ホウ酸水注入系設備の概要について

凡 例

- 既設 仮設 既設・仮設取合い
- (Red) — ホウ酸水注入ライン (常用高台ライン)
- (Blue) — ホウ酸水注入ライン (非常用高台ライン)
- (Green) — ホウ酸水注入ライン (純水タンク脇ライン)
- - - 補給水用ライン
- - - (Dashed) 参考 (他号機)
- - - (Dotted) 非常時用ライン



再臨界防止と臨界検知について

■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す。

- ホウ酸水注入設備にてホウ酸を注入します。再臨界状態が継続した場合は、ホウ酸を連続注入します。再臨界と判断され、注入するホウ酸が枯渇した場合は、海水を注入します。

■再臨界又はその可能性を検知できます。直接検知できない場合は、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）を確立しています。

- 再臨界時は希ガス、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います。また、温度上昇があることから、原子炉圧力容器の温度の監視も行います。
- 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り半減期核種Xe135を確認します（再臨界判断基準：1 Bq/cc）。原子炉格納容器ガス管理設備に放射能検出器設置後はXe 135の連続監視を行います。

設備の多重化・多様化について

■ 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としています。

- ホウ酸水タンクは静的機器であり多重性等の要求はありませんが、仮設設備であり耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものではないことから、タンクを2基設置しています。
- 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ます。
- 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です。

異常時の対応について

■ 外部電源が利用できない場合や全母線電源の喪失の場合にも、必要なホウ酸水を注入できます。

- 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炉注水ポンプによりホウ酸水を注入します。

■ 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設計としています。

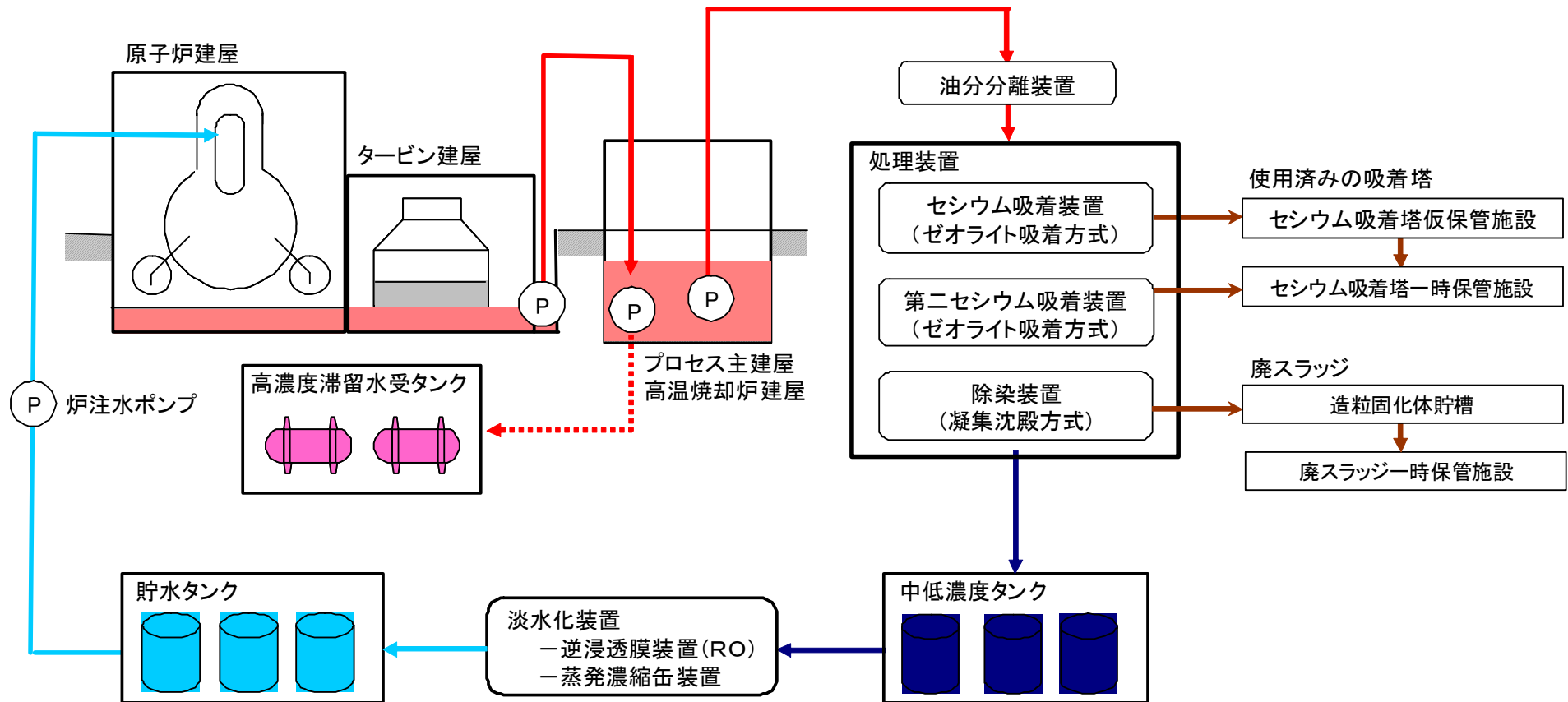
- ホウ酸水タンクを2基設置するとともに、地震の影響で同時に損傷しないよう1基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保します。なお、万が一2基同時に損傷した場合に備え、仮設プールの配備を計画しています。
- ホウ酸水タンクは津波の影響を受けにくい高台に設置しています。

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

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）の設備構成

- タービン建屋等の滞留水をプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送・貯留
- 処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置により主要核種や塩分を除去
- 各装置間には処理水、廃水を保管するための中低濃度タンクを設置
- 二次廃棄物は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵
- プロセス主建屋、高温焼却炉建屋以外の滞留水の貯留用として高濃度滞留水受タンクを設置
- 中期的安全確保の基本目標
 - ・ 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）
 - ・ 長期停止に対する考慮（複数系統及び十分な貯留設備）
 - ・ 漏えい防止及び漏えい時の散逸抑制
 - ・ 気体状の放射性物質及び可燃性ガスの管理

高レベル放射性汚染水処理設備等の概要

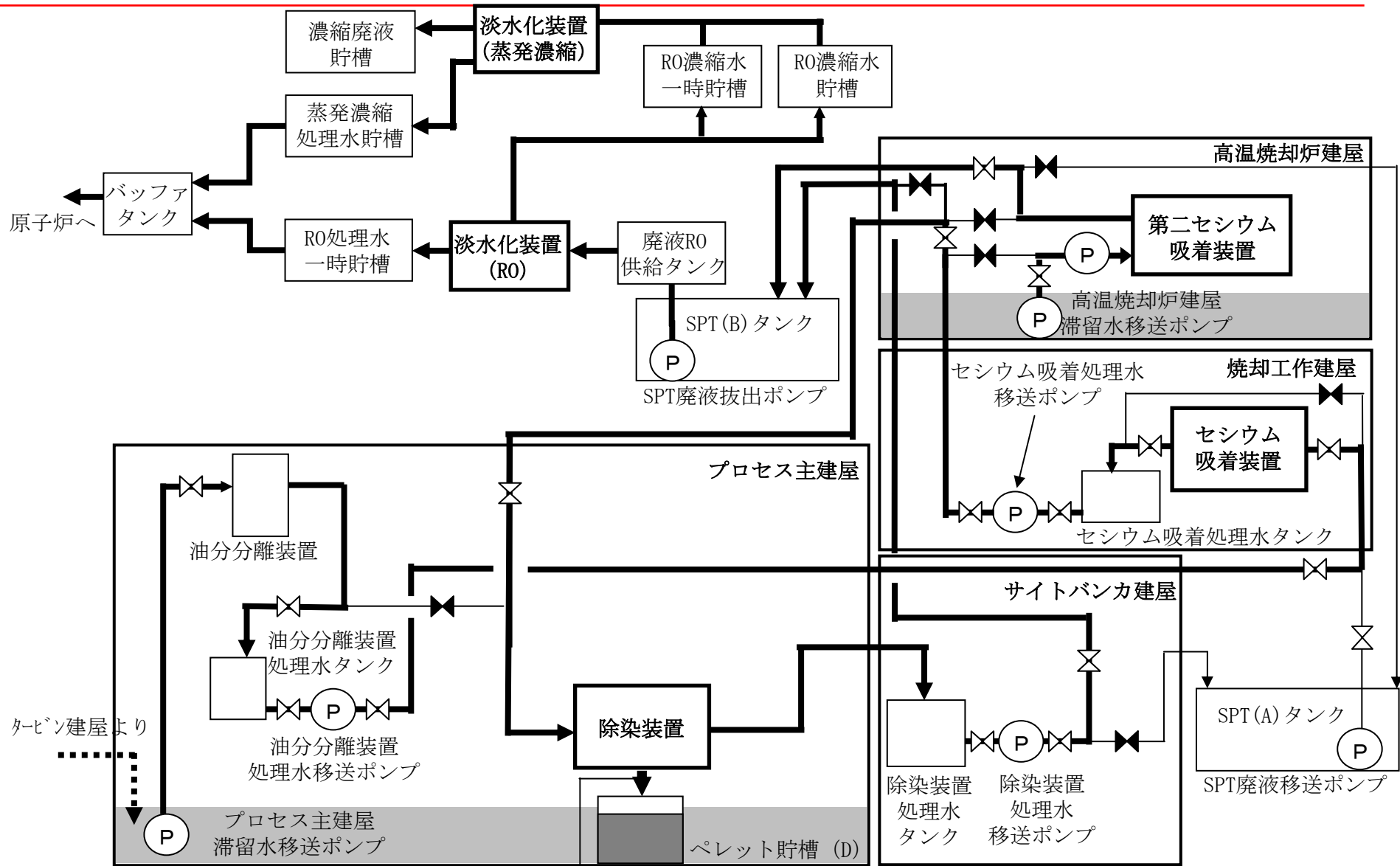


中期的安全確保の基本目標に対する設計方針（1）

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，追加発生する滞留水量及び汚染水処理設備の稼働を考慮して処理容量 $1,200\text{m}^3/\text{日}$ （ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）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（ $600\text{m}^3/\text{日}$ ）及び雨水・地下水により発生する滞留水量（通常時 $200\sim 500\text{m}^3/\text{日}$ ）であり，滞留水発生量を上回る処理能力を有する。
- 処理装置のCs-134，137の除染係数（DF）は，概ね目標値（ $1.0\text{E}+06$ ）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。

処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）の系統構成



廃スラッジ貯蔵施設へ（設置中）

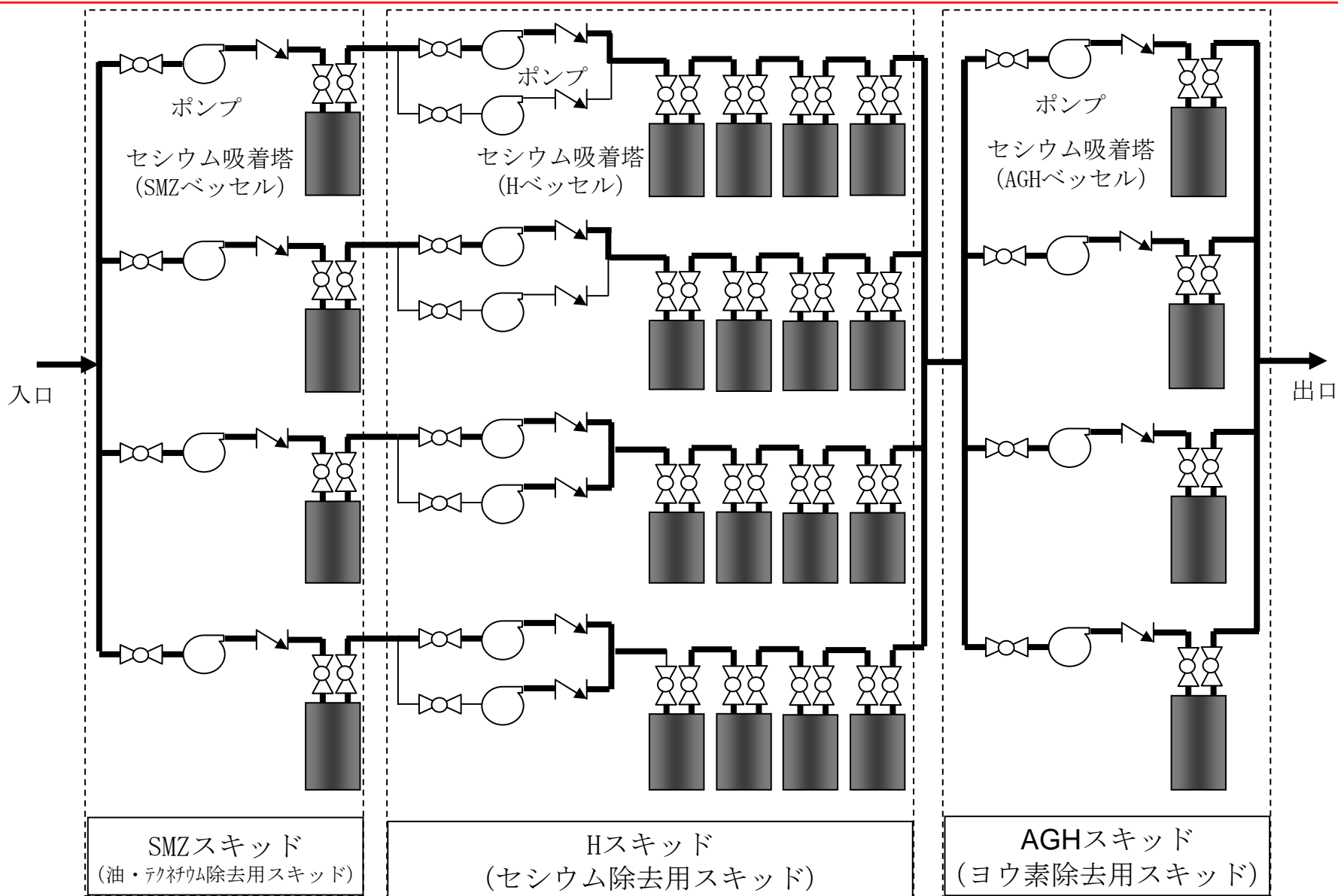
中期的安全確保の基本目標に対する設計方針（2）

長期停止に対する考慮（複数系統及び十分な貯留設備）

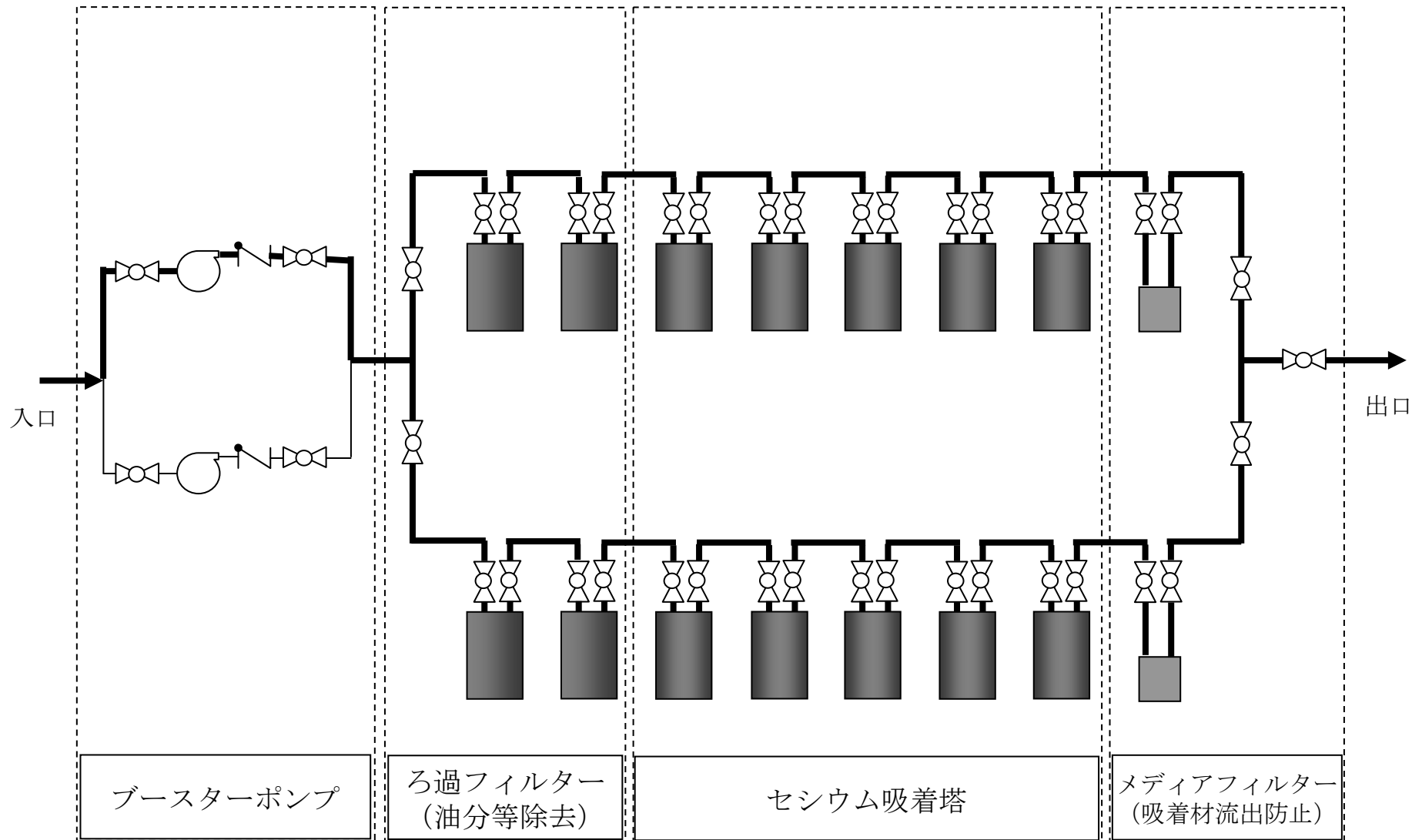
- 汚染水処理設備等の動的機器は，その故障により滞留水の移送・処理が長期停止することがないように原則として多重化。
- 汚染水処理設備の長期停止時にも一定期間は建屋等から所外へ漏れ出ないように，タービン建屋等の水位を管理するとともに，高濃度滞留水受タンク（容量：約2,800m³）を設置
- 中低濃度タンクは，処理装置による処理水，逆浸透膜装置，蒸発濃縮缶装置の廃水，処理水を貯留し，容量は，次表の通り

タンク名称	保管水量 (m ³)	10/11時点の公称容量 (m ³)	12月時点の公称容量 (m ³)
サブ・リッポン・プール水サージタンク	890	3,500	3,500
廃液供給タンク	590	1,200	1,200
濃縮海水受タンク	65,653	75,100	116,800
濃縮廃液貯槽	2,989	9,500	20,000
淡水受タンク	8,837	10,900	24,800

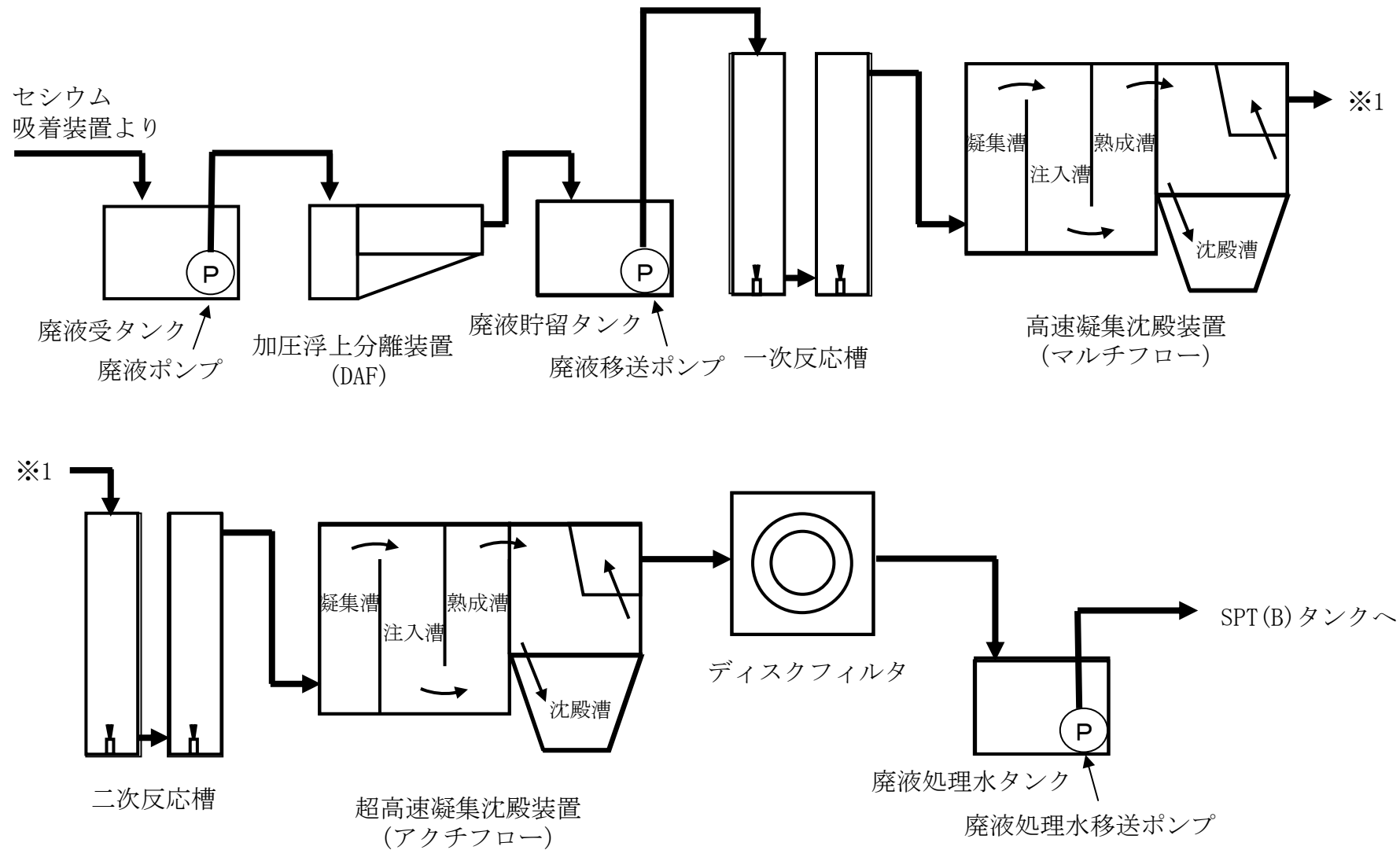
セシウム吸着装置の系統構成



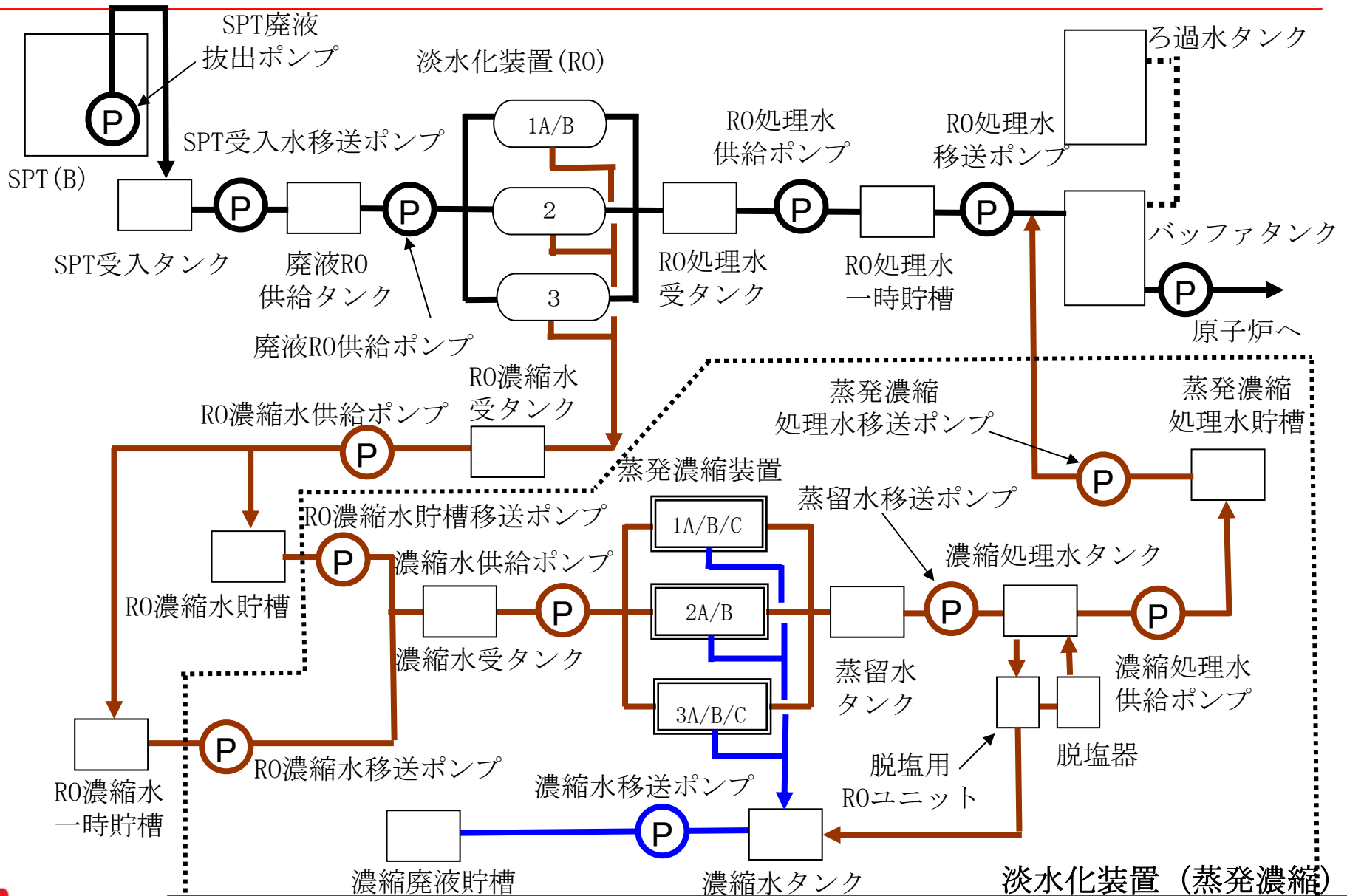
第二セシウム吸着装置の系統構成



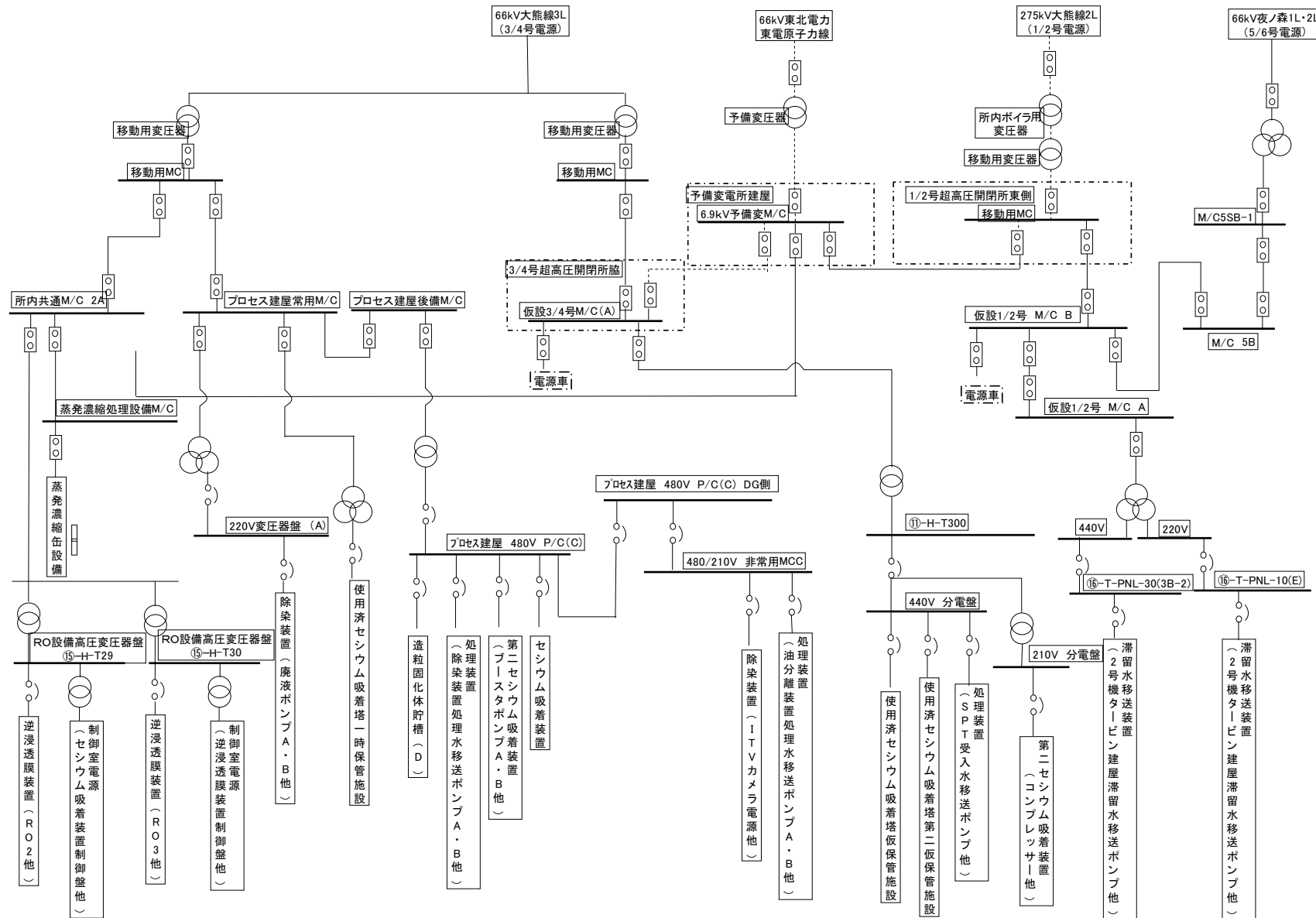
除染装置の系統構成



淡水化設備（逆浸透膜装置，蒸発濃縮缶装置）の系統構成



汚染水処理設備等の電源構成



中期的安全確保の基本目標に対する設計方針（3-1）

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。
- 耐圧ホースは、継手部はカムロック構造を採用し、継手部は、ゼオライト入りのビニル袋で覆い、万一継手部から滞留水が漏れた場合にも、セシウム等の核種をゼオライトに吸着
- 滞留水移送時は、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋に設置した水位計を監視すること、屋外敷設箇所は、定期的に線量当量率を測定することにより、系外への漏えいがないことを確認
- 処理装置は、万一の漏えいにおいても所外への放射性物質の放出を防止するため、集中廃棄物処理建屋内に設置し、制御室に警報を発報

中期的安全確保の基本目標に対する設計方針（3-2）

漏えい防止及び漏えい時の散逸抑制

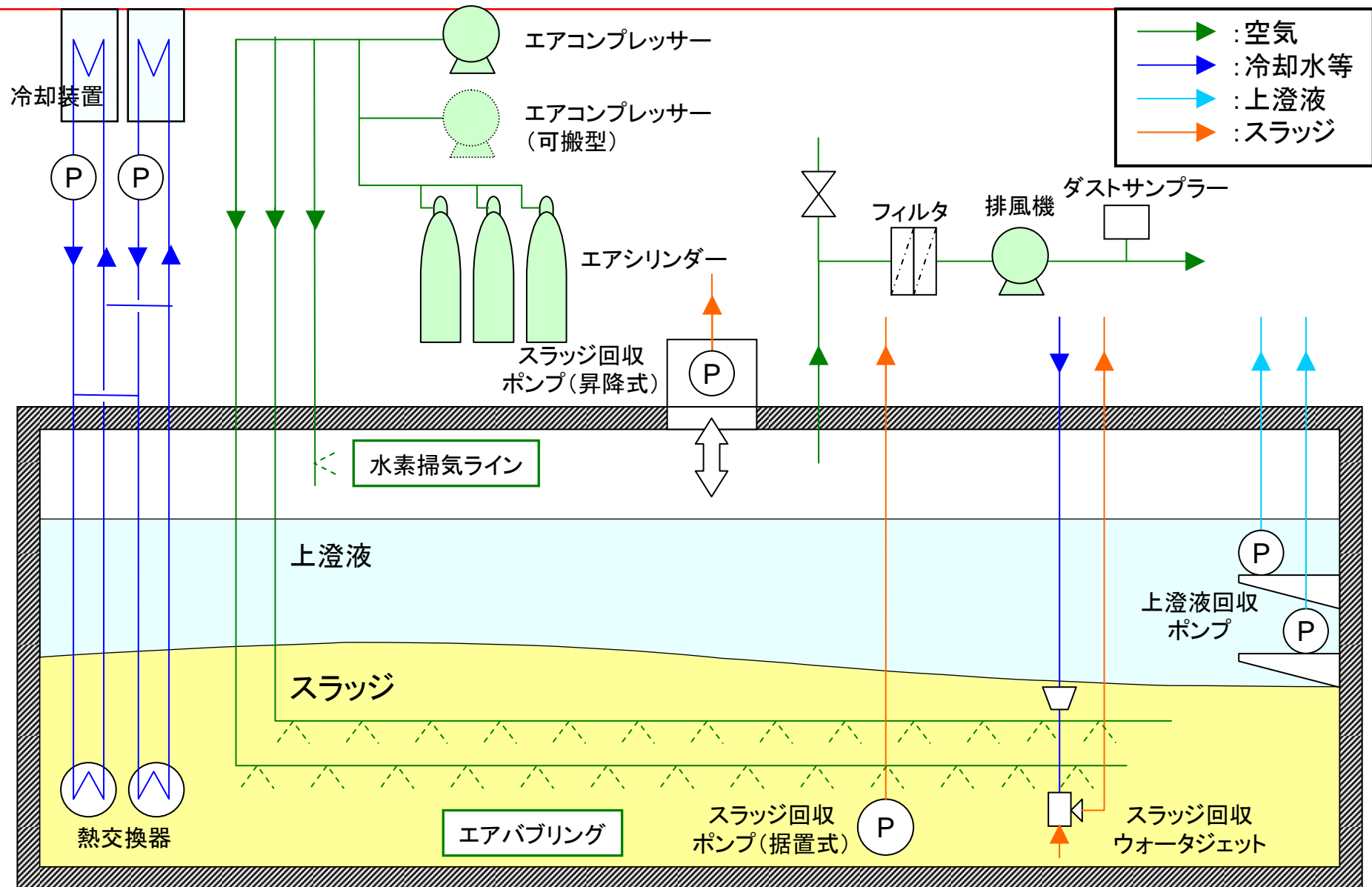
- 高濃度滞留水受タンクは，漏えいリスクを低減するため，タンク上部（気相部）のみに接続口を設置。十分な腐食代を確保し，タンク内外面を繊維強化プラスチック（FRP）塗装を施工
- 中低濃度タンクは，漏えいがないことを巡視点検で定期的に確認
- 造粒固化体貯槽(D)は，建物と一体のピット構造となっているため，建屋外への漏えいの可能性は低いが，念のためコンクリート保護材を塗布
- 廃スラッジ一時保管施設は，スラッジ貯槽をコンクリートで囲い，漏えい検知等の警報は，運転員が適切な措置がとれるように制御室に表示

中期的安全確保の基本目標に対する設計方針（4）

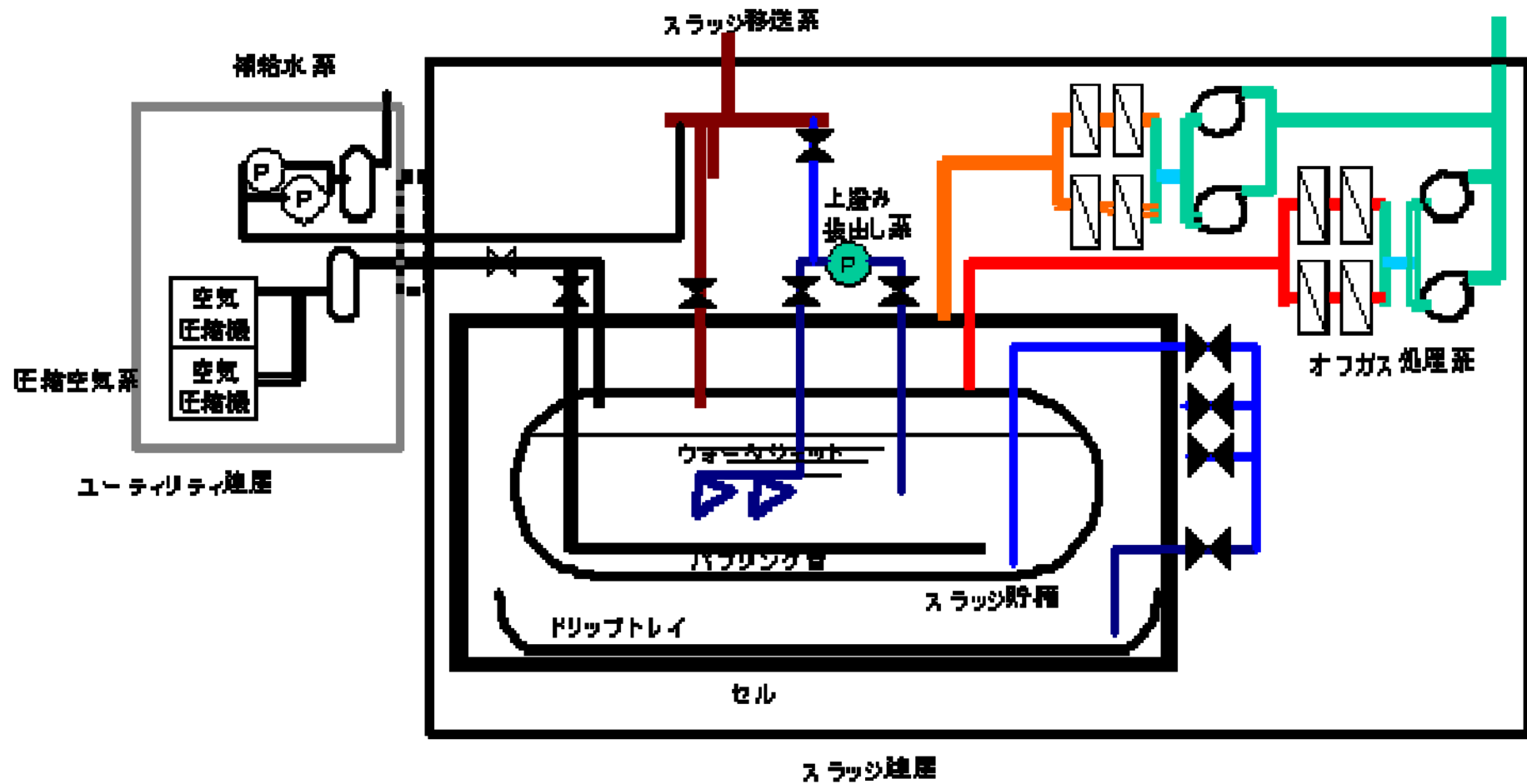
気体状の放射性物質及び可燃性ガスの管理

- 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。
- 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。
- 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽内の可燃性ガスは、貯槽気相部に圧縮空気系から空気を供給するとともに、オフガス処理系により貯槽内の気体を大気に放出。
- 貯槽内のバブリング管によりスラッジを攪拌することで、スラッジ内での可燃性ガスの滞留を防止

造粒固化体貯槽



廃スラッジ一時保管施設の系統構成

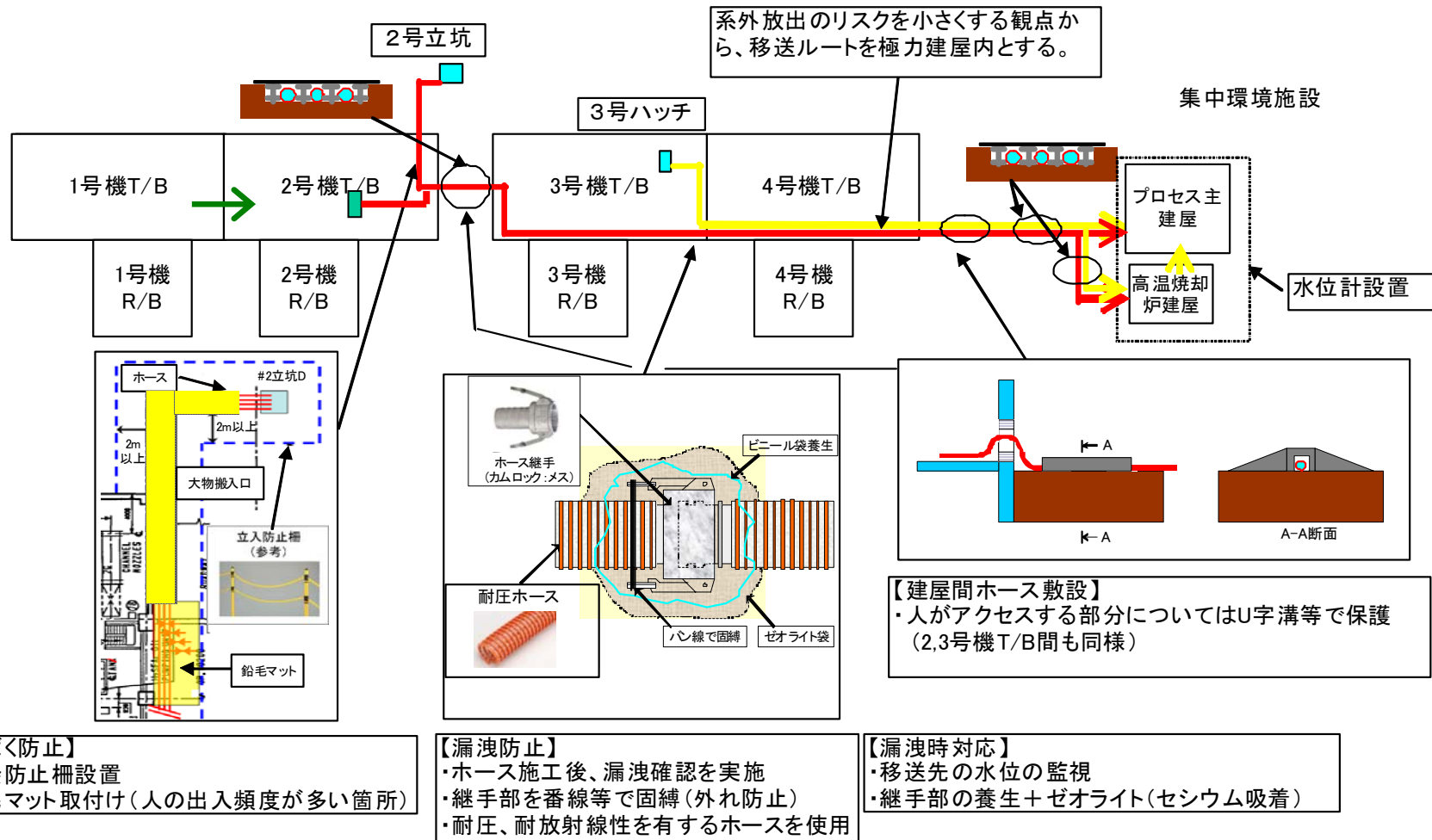


異常時の措置

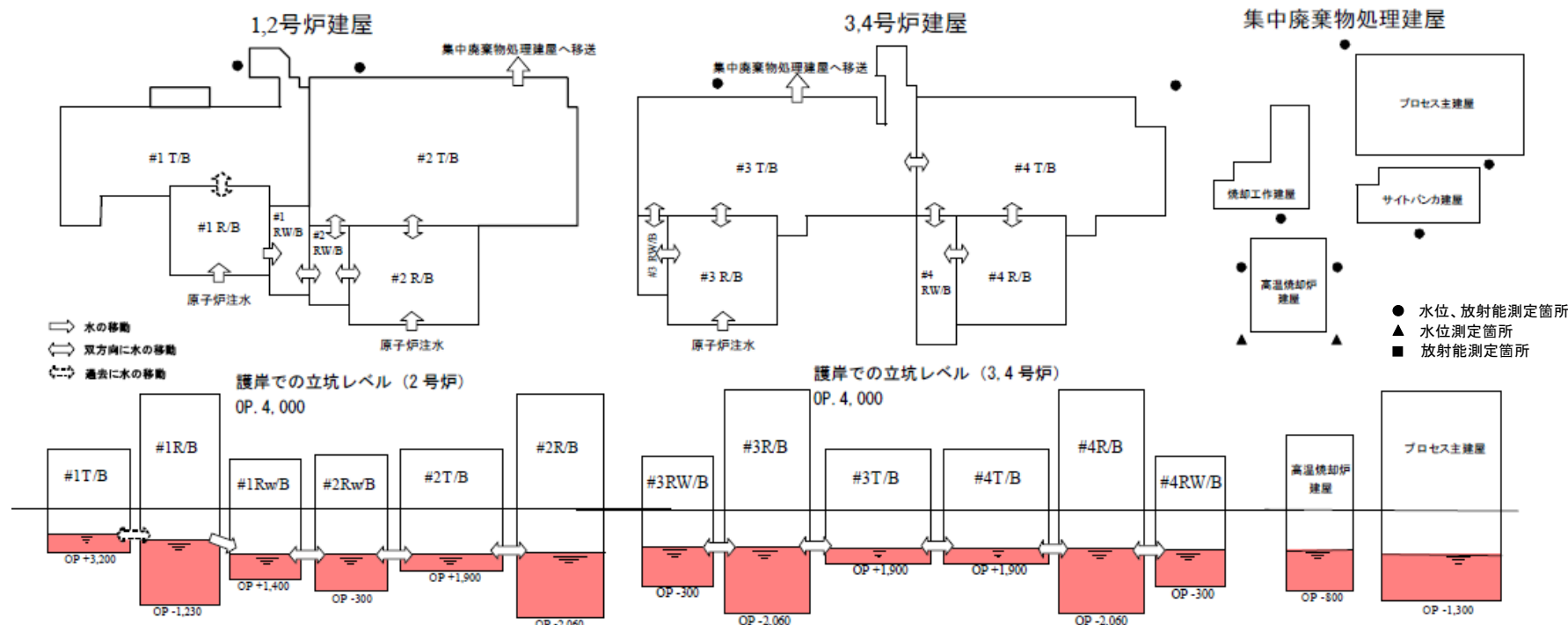
事象	設備対策	措置
機器の単一故障	動的機器や外部電源を多重化	機器等の切替作業により，速やかに滞留水の処理を回復
処理装置の除染能力が目標性能以下	処理装置全体で多重化を確立	各装置の組み合わせ若しくは単独による運転
降水量が多い	過去の月最大降水量データ等を用いて滞留水移送量，処理量を評価した結果，各建屋の水位を維持することが可能	滞留水の移送量，処理量を増加させる等の措置を実施
津波時	仮設防潮堤により，余震津波を防止	大津波警報が出された場合は，装置を停止し，隔離弁を閉めて，滞留水の流出を防止
処理機能喪失時	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 	<ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋等の水位をOP.3,000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となるよう予備品を準備 ・ 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
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なように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

2, 3号機T/B滞留水移送計画図



1～4号機各建屋及び集中廃棄物処理建屋水位管理



施設	貯蔵量*1	タービン建屋水位*2	原子炉建屋水位*2	廃棄物処理建屋水位*2
1号炉	約16,250m ³	OP.4,952	OP.4,562	OP.2,981
2号炉	約21,400m ³	OP.2,915	OP.2,990	OP.2,935
3号炉	約22,600m ³	OP.3,137	OP.3,275	OP.3,182
4号炉	約18,300m ³	OP.3,123	OP.3,144	OP.3,029
合計	約78,550m ³			

*1:貯蔵量は平成23年10月18日時点

*2:水位は平成23年10月7日時点

施設	貯蔵量*3	建屋水位*4
プロセス主建屋	約10,310m ³	OP.2,592
高温焼却炉建屋	約4,120m ³	OP.2,841
合計	約14,430m ³	

*3:貯蔵量は平成23年10月18日時点

*4:水位は平成23年10月18日時点

1～4号機各建屋の安全確保策

中期的安全確保の基本目標	設計方針
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	<p>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）</p> <ul style="list-style-type: none"> -監視 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・OP. 4, 000にある立坑は開口部閉塞を実施 ・コンクリート壁中における放射性物質の拡散は、当面漏えいしないと評価 ・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
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	<p>海洋への放リスクの高まる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</p> <ul style="list-style-type: none"> -1号炉 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋等の水位をOP. 3, 000mm前後で管理
③気体状の放射性物質の放出抑制・管理	<ul style="list-style-type: none"> ・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
④建屋周辺の地下水のモニタリング	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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

集中廃棄物処理建屋安全確保策

中期的安全確保の 基本目標	設計方針
	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	<ul style="list-style-type: none"> -監視 <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋内滞留水の水位を監視 -漏えい防止 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> -プロセス主建屋、高温焼却炉建屋 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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

2. 設計方針

■①外部電源の確保

→外部電源系は2ルート以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

- 275 kV送電線1回線（大熊線2号線），
66 kV送電線3回線（大熊線3号線，夜の森線1，2号線）
で当社の電力系統より送電されます。
- これら送電線は既設の送電線であり，現在の発電所内設備を
運転するための必要電力を送電し得る容量を有しています。
- 上述の送電線の全てが停止するような場合，東北電力（株）殿
の66 kV東電原子力線から受電することが可能となっています。

2. 設計方針

■②非常用電源の確保

→重要度の高い所内負荷は非常用所内電源からも電力供給を受けられる設計とする。

- 5号機，6号機の既設の非常用ディーゼル発電機（4台）が使用可能な状態にあります。
この非常用ディーゼル発電機から1～4号機の所内負荷への電力融通が可能となっています。
※5号機，6号機の非常用ディーゼル発電機のうち，非常用ディーゼル発電機（6B）は東北地方太平洋沖地震による津波の被害なし。
- 原子炉圧力容器・格納容器注水設備及び重要な監視設備等へ電力供給を行える容量を有する電源車（2台）を常時配備しています。

3. 異常発生時の対応について

■ 設備の故障時に速やかに復旧できるように対策を図っています。

- 外部電源のいずれかの回線が停電した場合においても、多重化されている外部電源のいずれかの健全な回線から電力供給を受けられるように所内電源系を連系することで、所内負荷への電力供給を再開できます。
- 外部電源全てが停電している場合には、所内の非常用ディーゼル発電機や電源車から必要な設備への電力を供給します。

■ 津波を想定して対策を図っています。

- 所内電源設備は津波が到達しない高台への移設や新設を進めています。
- 電源車は津波が到達しない高台に常時配備しています。また、電源車による電源供給手順を策定するとともに、訓練を実施し、速やかに電力供給を再開できるように準備しています。

4. 今後の予定について

■①開閉設備，変圧器の信頼性向上対策

- 応急的に設置した仮設機器にて構成している外部電源の受変電設備に代わる66kV開閉設備を，津波が到達しない高台に新規設置します。

＜平成24年3月予定＞

■②所内電源構成等の信頼性向上対策

- 所内高圧母線を津波が到達しない高台へ新規に追設，並びに所内高圧母線の新設に伴う連系線の新設等を実施することによるケーブル及び電線路の信頼性向上対策を実施します。

＜平成23年12月予定：所内共通M/C（1B）新設

平成24年 3月予定：所内共通M/C（2B）新設＞

4. 今後の予定について

■③電気システムの監視の機能強化

- 外部電源の受変電設備並びに所内高圧母線の新設に伴い、免震重要棟における送電線及び所内高圧母線の監視機能の強化対策を実施します。

＜平成24年3月予定＞

■④非常用ディーゼル発電機の復旧

- 既設の非常用ディーゼル発電機（2台）の復旧を実施します。復旧にあたり津波により影響を受けないよう、非常用ディーゼル発電機が設置されている建屋の防水向上対策を実施します。

＜平成24年2月予定：非常用ディーゼル発電機（4B）

平成24年下期予定：非常用ディーゼル発電機（2B）＞

8. 原子炉注水系に関する確率論的安全 評価

8.1 原子炉注水系に関する確率論的安全評価について

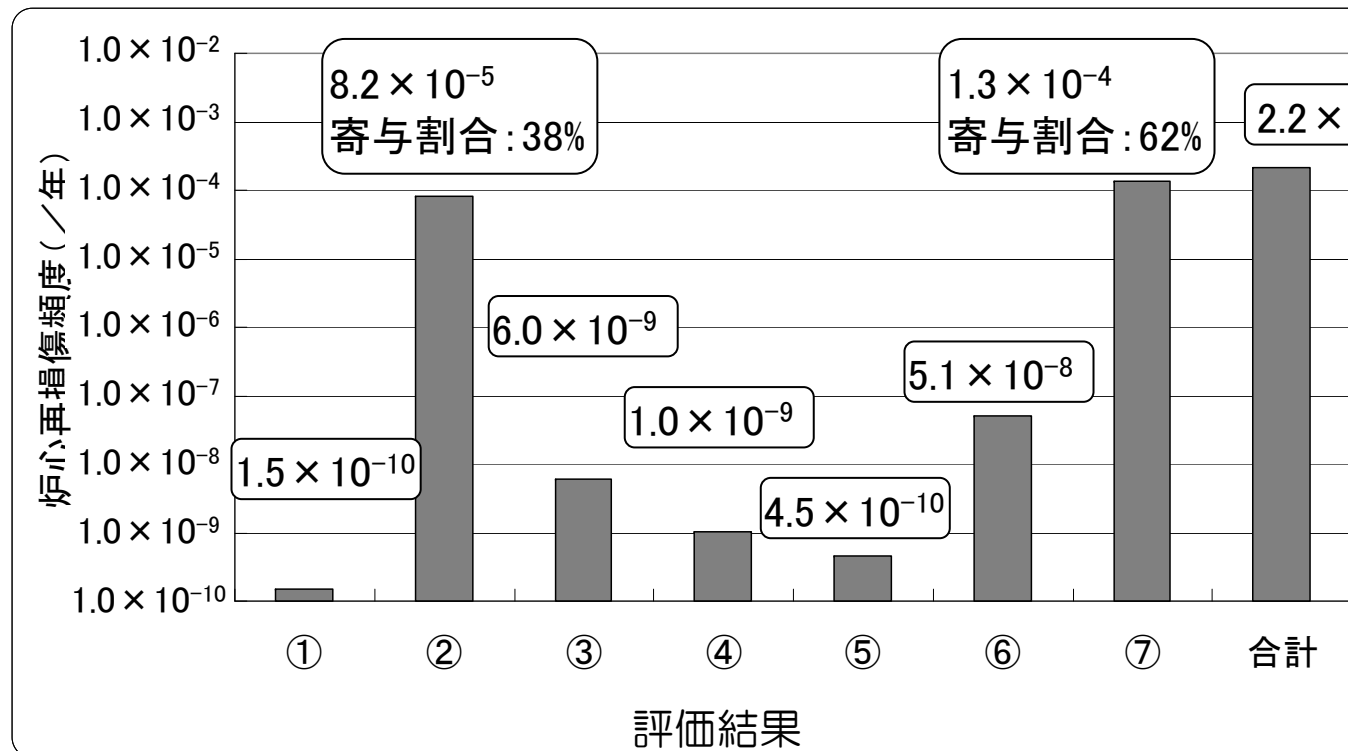
■ 原子炉注水系の注水機能が停止した際の相対的な脆弱性を評価します。

- 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、炉心が再損傷に至る頻度を評価します。
- 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、炉心再損傷に至ります。
- 原子炉注水系は、多様性、多重性を強化していますが、注水機能が停止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します。
- 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しています。

8.3 事象の発生頻度および評価結果について

起回事象	頻度 (/年)	
① 常用高台炉注水ポンプトリップ	1.5×10^{-2}	
② 注水ライン 機能喪失	②-1 屋外(追設)	6.0×10^{-2}
	②-2 屋外	4.3×10^{-3}
	②-3 T/B内	8.4×10^{-4}
	②-4 R/B内	9.0×10^{-4}

起回事象	頻度 (/年)
③ 一次水源からの供給喪失	6.0×10^{-1}
④ 外部電源喪失 (内的)	1.0×10^{-1}
⑤ 仮設1/2号M/C-B盤火災	4.5×10^{-2}
⑥ 外部電源喪失 (地震)	1.7×10^0
⑦ 大津波事象	1.4×10^{-3}



8.4 まとめ

- 炉心再損傷頻度(点推定)は 2.2×10^{-4} (/年) と評価しています。
- 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割です。
 - 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です。
 - 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です。
- 注水機能が喪失した際、相対的に脆弱な設備に対して、以下の改善を予定しています。
 - 注水ライン機能喪失事象に対しては、常用高台炉注水ポンプによる注水ライン、およびタービン建屋内炉注ポンプ又はCST炉注ポンプによる注水ラインの2ラインを併用した炉注水を実施（多様性の確保）、および監視方法・異常発見時の連絡体制を文書化します。
 - 大津波事象に対しては、作業手順を文書化および、定期的な訓練を実施します。