ＰＣＶ水位低下時の監視について

2021年5月21日

東京電力ホールディングス株式会社

ＰＣＶ水位低下時の監視

TEPCO

- 冷却状態に問題がないことの確認は、PCV水位によらず、主に注水量、RPV底部温度およびPCV温度等により行っている。

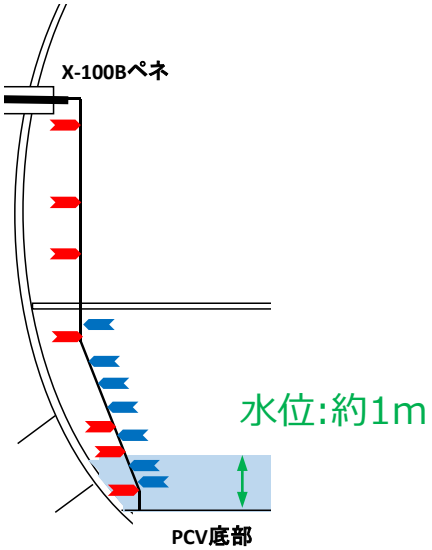
- PCVの水位を低下させた場合、PCV内に堆積した燃料デブリの一部が露出し、温度やダスト濃度が上昇する可能性があり、水位を低下させる場合は、段階的に水位を低下させ、都度、温度やダスト濃度等に問題がないかを確認していくことが必要。

- 特に、１・３号機は、ペデスタル内に堆積した燃料デブリが多いと考えられ、PCVの水温はより重要となる。

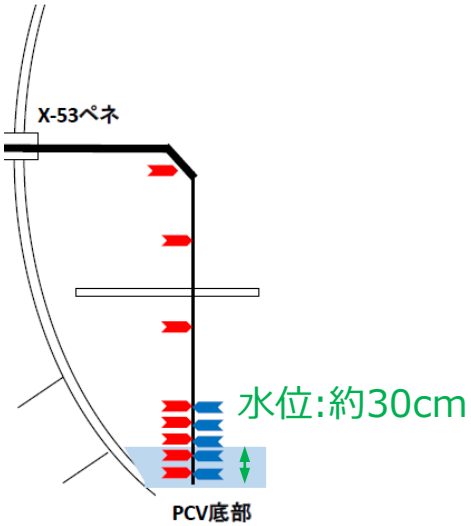
ＰＣＶ水位低下について

PCV新設計器
赤色：温度計
青色：水位計
（接点式）

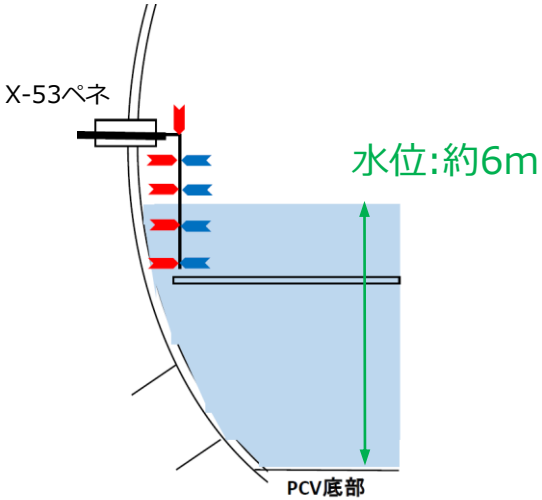
【 1号機 】



【 2号機 】



【 3号機】

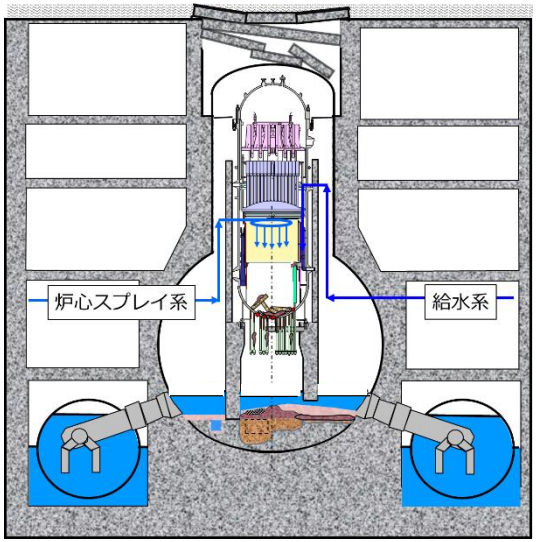


	1号機	2号機	3号機
PCV水位	約1m	約30cm	約6m
計器設置下端高さ	約50cm	約15cm	約4.2m
PCV水位低下について	• 計器下端（約50cm）よりもPCV水位を低下させる場合、影響確認方法（更に低い位置への計器設置可否含めて）が必要。	• 原子炉注水停止試験時においてもPCV水位の低下は確認されていない。	• 計器下端（約4.2m）よりもPCV水位を低下させる場合、計器設置が必要。 • 現在の設置計器はグレーチングが干渉するため当該高さ付近までの設置となっている。

各号機のＰＣＶ水位、ペデスタル内堆積物

TEPCO

【 1号機 】



PCV水位

- ✓ 約１m程度
- ✓ 新設水位計LS-16-002と新設温度計TE-16-002の間で水位維持

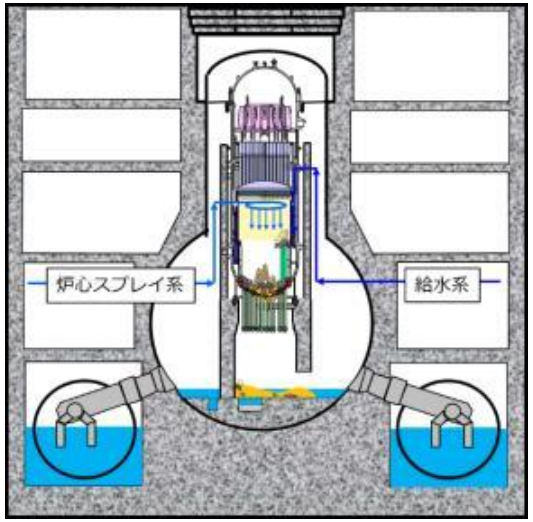
ペデスタル内（内部調査未実施）

- ✓ PCV内の状態推定やミュオン測定の結果から、溶融した燃料の大部分がペデスタルへ落下していると推定

ペデスタル外

- ✓ ペデスタル外にも堆積物が30cm程度あることを確認

【 2号機 】



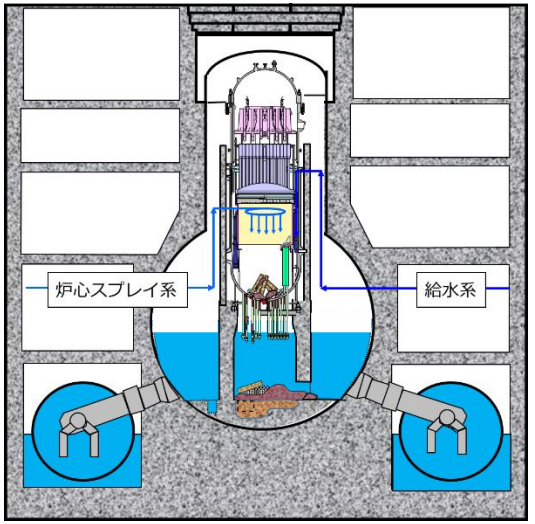
PCV水位

- ✓ 約30ｃm程度

ペデスタル内

- ✓ 内部調査の結果から、５０ｃm程度の堆積物があることを確認

【 3号機】



PCV水位

- ✓ 約６m程度

ペデスタル内

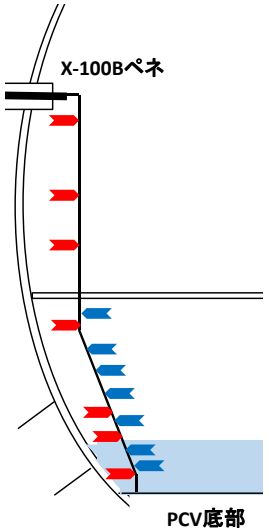
- ✓ 内部調査の結果から、２～３m程度の堆積物があることを確認

各号機のＰＣＶ新設温度計・水位計設置位置

TEPCO

PCV新設計器
赤色：温度計
青色：水位計
(接点式)

【 1号機 】



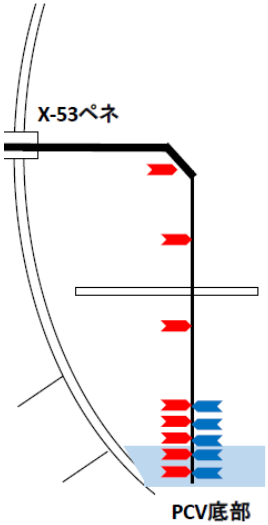
T.P4744

温度計	設置位置 (T.P)
TE-1625T7	約12564
TE-1625T6	約11064
TE-1625T5	約9764
TE-1625T4	約7764
TE-1625T3	約6564
TE-1625T2	約5964
TE-1625T1	約5264

水位計	設置位置 (T.P)
LS-1600L7	約8064
LS-1600L6	約7464
LS-1600L5	約7164
LS-1600L4	約6864
LS-1600L3	約6264
LS-1600L2	約5664
LS-1600L1	約5364

※PCV圧力とS/C圧力の差（水頭圧）
による水位評価に向けて対応中

【 2号機 】

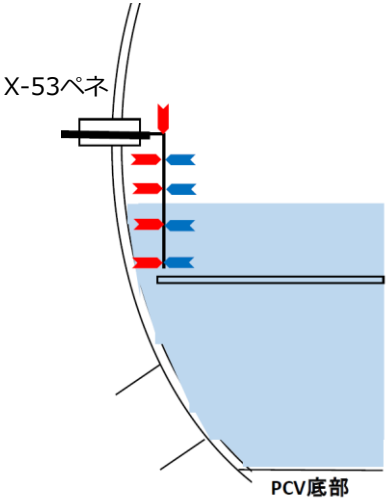


T.P4044

温度計	水位計	設置位置 (T.P)
TE-16-008	–	約10484
TE-16-007	–	約9254
TE-16-006	–	約6664
TE-16-005	LS-16-005	約4994
TE-16-004	LS-16-004	約4794
TE-16-003	LS-16-003	約4594
TE-16-002	LS-16-002	約4394
TE-16-001	LS-16-001	約4194

※内部調査及び試験的取り出しのため取外し中

【 3号機】



T.P4044

温度計	水位計	設置位置 (T.P)
TE-16-005	–	約10964
TE-16-004	LS-16-004	約10714
TE-16-003	LS-16-003	約10064
TE-16-002	LS-16-002	約9264
TE-16-001	LS-16-001	約8264

※PCV圧力とS/C圧力の差（水頭圧）
による水位評価可

【参考】 監視パラメータ、影響確認等

第89回監視・評価
検討会資料抜粋

PCV水位が低下していることを踏まえた監視強化、および知見拡充等、より詳細に影響を確認するために実施している項目を以下に示す。

＜監視強化＞

■ １～３号機 プラントパラメータ ： 毎時 または 6時間毎

PCV水位（1、3号機のみ）、RPV底部温度、PCV温度、注水量、PCVガス管理設備ダストモニタ、PCVガス管理設備希ガスモニタ、PCV圧力（1号機のみ）

■ 3号機のMSIV室の入口扉周辺の映像確認 ： 6時間毎

（炉注水配管の健全性、主蒸気隔離弁室からの追加漏えいの有無）

＜知見拡充：１～３号機共通＞（監視強化と切り離して影響を確認するもの）

■ PCVガス管理設備フィルター入口ダスト・ドレンのサンプリング ： 順次実施中（通常は注水停止試験時等に実施）

（地震によるPCV内の影響）

＜地震後の詳細点検：１～３号機共通＞（監視強化と切り離して影響を確認するもの）

■ R/B滞留水サンプリング ：当面の間 毎週 （通常１ヶ月/回）

（PCV水位低下に伴う漏洩水への影響）

■ R/B周辺サブドレン水サンプリング ：当面の間 毎週 （通常1～２週間／回）

（地震による建屋外への滞留水の影響）

【参考】1～３号機　燃料デブリの冷却状態の確認結果

第89回監視・評価検討会資料抜粋

＜１～３号機の冷却状態の確認結果＞

■ 地震後も、原子炉への注水は継続しており、プラントパラメータ（RPV底部温度、PCV温度、PCVガス管理設備ダストモニタ等）に有意な変動がみられていないことから、燃料デブリの冷却状態に問題はなく、今後、直ちに原子力安全上の影響はないものと評価。

（参考）注水停止試験等では、操作後、約１週間程度でプラントパラメータは安定する傾向

＜燃料デブリの安定冷却の考え方＞

■ 冷却状態に問題がないことの確認は、PCV水位によらず、主に注水量、RPV底部温度およびPCV温度等により行っている。

■ 最終的には、PCVガス管理設備のダスト濃度も併せて確認し、有意な上昇がないことにより、異常がないことを確認している。

■ 現状、PCV内の燃料デブリの水没状況は不明であることから、内部調査等により、今後、確認していく必要がある。

【参考】1号機　PCV（D/W）内の状況

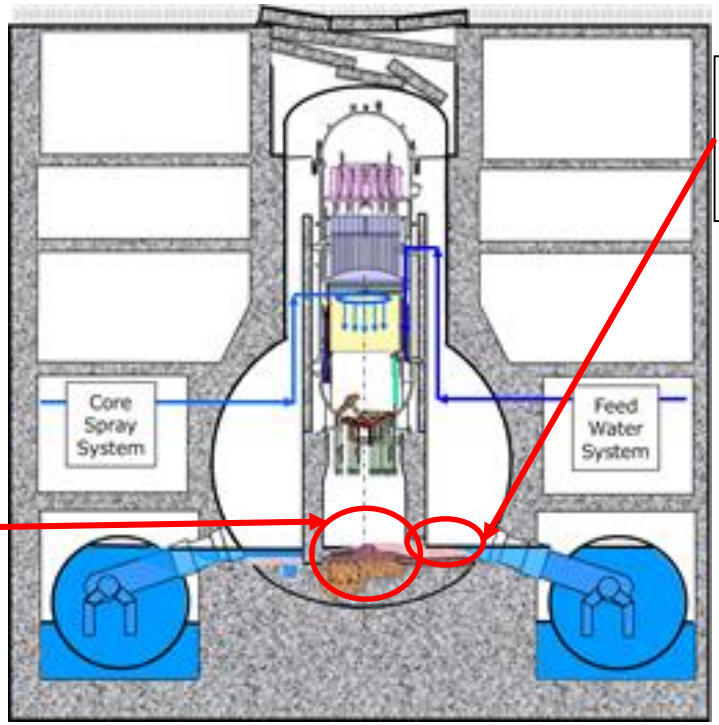
第90回監視・評価
検討会資料抜粋

- １号機のペデスタル内の調査は未実施であるが、PCV内の状態推定やミュオン測定の結果から、溶融した燃料の大部分がペデスタルへ落下していると推定。
- 3号機のペデスタル内には２～３ｍ程度の堆積物が確認されており、１号機も同様に堆積している可能性。
- １号機のペデスタル外に堆積物（30cm程度）があることを確認。
- 一部の燃料デブリは、ペデスタル外まで広がって堆積（開口部：作業員アクセス口を通じて）している可能性。

ペデスタル内（内部調査は未実施）

✓ PCV内の状態推定やミュオン測定の結果から、溶融した燃料の大部分がペデスタルへ落下していると推定

✓ ミュオン測定結果および3号機の内部調査実績から、２～３ｍ程度の堆積物がある可能性。



ペデスタル外（内部調査は一部実施済）

✓ 過去の調査(2015年）で堆積物を30cm程度確認

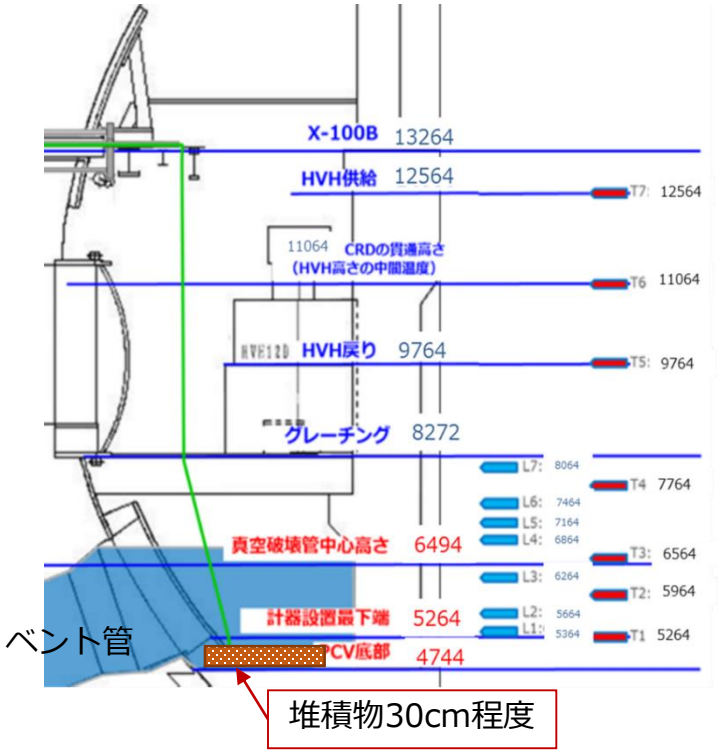
過去にPCV新設温度計・
水位計設置時の画像

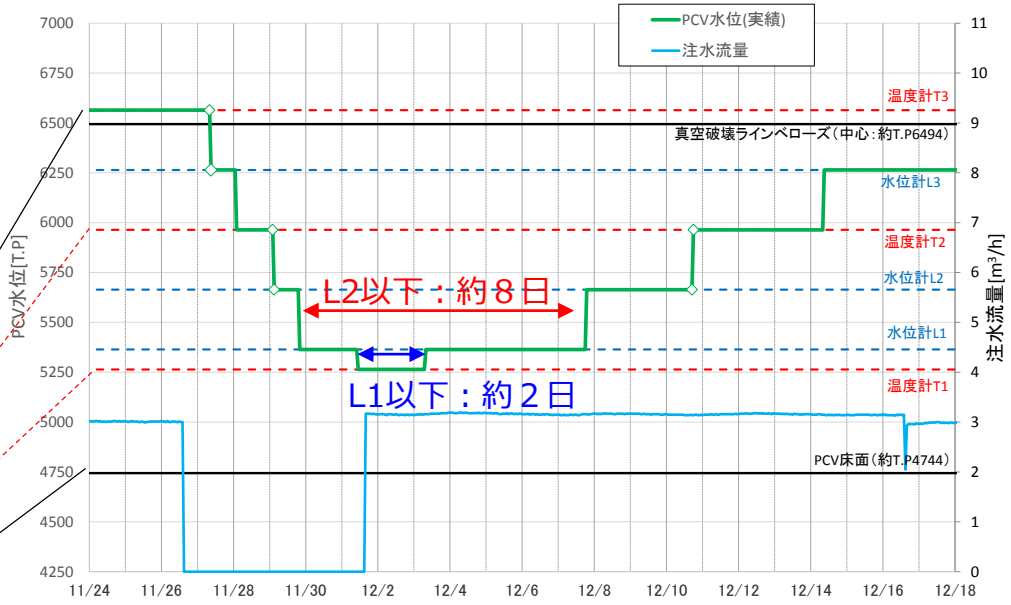
【参考】1号機　PCV（D/W）水位低下時の影響

第90回監視・評価検討会資料抜粋

- PCV（D/W）の水位を低下させた場合、ペデスタル内・外に堆積した燃料デブリの一部が露出し、温度やダスト濃度が上昇する可能性。
- 2020年に実施した注水停止試験において、水位はL2以下で約8日、L1以下で約2日を経験させても、ダスト濃度上昇等がないことを確認。当該試験で水位計L1を切っており、注水を継続してれば当該付近までPCV水位を低下させても問題ない可能性。
- PCV（S/C）水位を低下させる場合、PCV水位はPCV底部より30cm程度（ベント管付け根部下端）となるため、その状態で温度やダスト濃度等に問題がないことを確認することが必要。

➡ 既存計器（最下端）はPCV底部より50cm程度の高さにあり、PCV水位低下による影響確認方法の確立（更に低い位置への計器設置等）が必要。





2020年 注水停止試験時のPCV水位

【参考】1号機　PCV（D/W）水位低下に向けた方針について

第90回監視・評価検討会資料抜粋

- 1号機のPCV（D/W）水位を低下させた場合、ペデスタル内・外に堆積した燃料デブリの一部が露出し、温度やダスト濃度が上昇する可能性があり、PCV関連パラメータを監視しつつ、慎重に低下させることが重要。
- １号機は、注水量3m^3/hの状態でPCV水位が水位計(L2)を下回り、また、注水量増加（４m^3/h）することで、T2まで水位回復することを確認。（この状態で温度、ダスト濃度に異常な上昇がないことは確認済み）
- 現在、温度計や接点式の水位計で水位を確認しているが、連続した水位監視のための計器追設（S/Cの窒素封入ラインへの圧力計追設）も検討中。

上記を踏まえ、以下の対応を検討。

①当面の水位は，監視確保の観点からL2－T2間で維持。

②連続した水位監視のための圧力計追設後、水位評価。

→接点式の水位計等との比較のため流量調整により、状況変化を確認予定。

③連続した水位監視が可能なことを確認後、L1ーL2間での維持に変更。（水温確認のために温度計(T1)より上を維持）

④水中ROVによる内部調査を行う際は、水位を回復させ、終了後に元の水位(③)に戻す。（影響確認方法の確立を踏まえつつ、注水量低減・停止等によるPCV水位低下を検討）

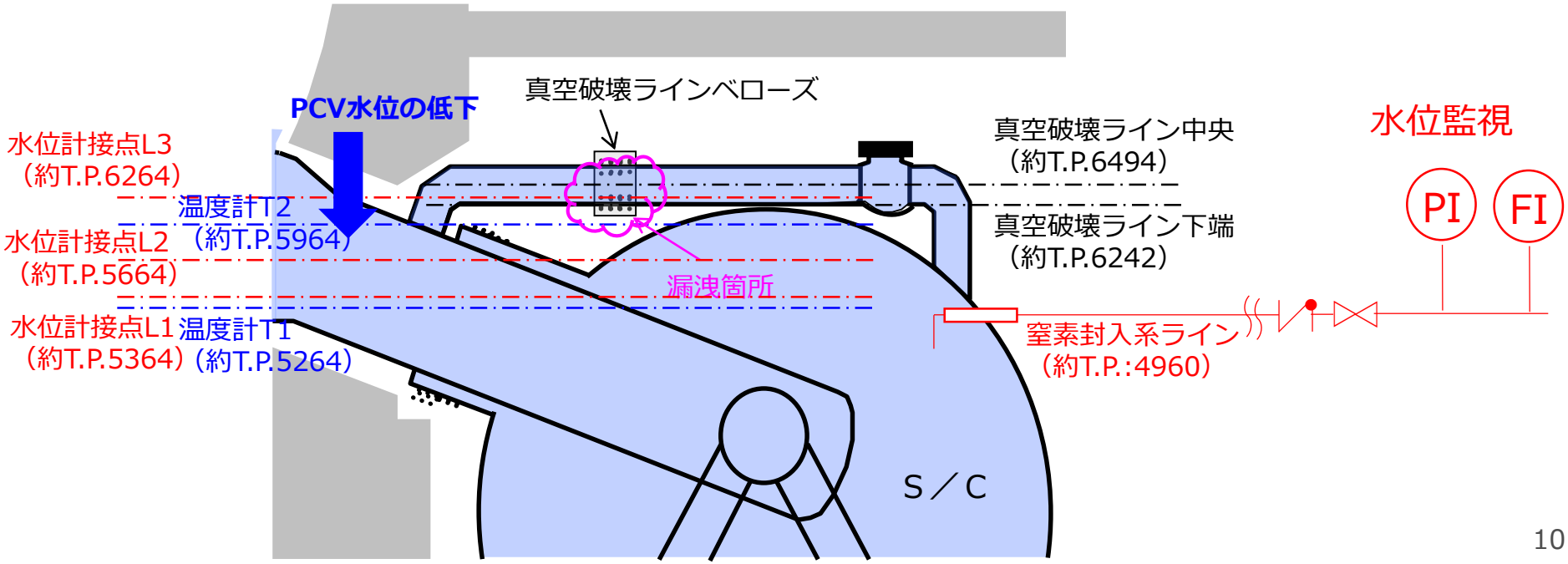
※圧力計による連続した水位監視ができない場合も、温度、ダストに異常な上昇がないことを確認しながら既存計器での水位低下を検討

【参考】1号機　水位監視計器強化に関わる対応について

第90回監視・評価検討会資料抜粋

- S/Cへの窒素封入ラインに圧力計を追設し、系統圧力を評価することで水位トレンドの確認ができないか、検討中。当該対応の実施状況は以下の通り。
  - 既設S/C窒素封入ライン出口圧力は、系統の圧力損失分が大きく、水位評価の精度向上のため、既存の流量計を交換の上、流量低減を実施し、系統圧損の流量依存性を確認（3月19日）。
  - 水位計としての精度向上のため、低レンジの圧力計を追設（3月29日）。
  - 今後、当該計器を水位計として用いる妥当性を確認するため、接点式水位計との比較や温度・圧力による水位換算式の補正を行い、運用開始することを計画(5月上旬以降）。

    なお、水位を連続的に監視する伝送化は、別途検討中。



３号機原子炉格納容器内取水設備の設置に関する補足説明資料

2021年5月21日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

0. 目次

0. 目次
1. 実施計画変更申請の概要
2. PCV取水設備の概要
3. PCV取水設備に求めるべき機能
4. PCV取水設備の主要機器の仕様
5. PCV取水設備設置後の運用
6. PCV取水設備の工事
7. PCV取水設備において発生する廃棄物
8. その他
9. 実施計画補正の方針
10. 今後のスケジュール

1．実施計画変更申請の概要＜背景＞

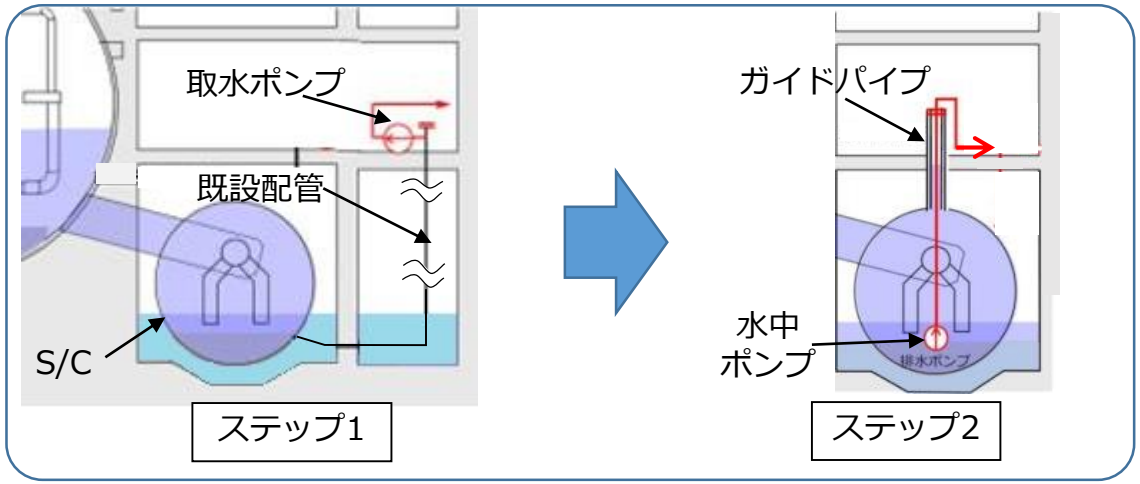
TEPCO

現状，３号機原子炉格納容器（以下，PCV）及びサプレッションチェンバ（以下，S/C）は水位が高く，耐震性向上策としてPCV（S/C）の水位を段階的に低下することを計画※1。

※1：S/C水位低下の検討状況は参考1を参照。

段階	水位低下方法の概要	目標水位
ステップ１	S/Cに接続する既設配管を活用し，取水ポンプによって取水。	原子炉建屋1階床面下
ステップ２	ガイドパイプをS/Cに接続し，S/C内部に水中ポンプを設置することで取水。	S/C下部

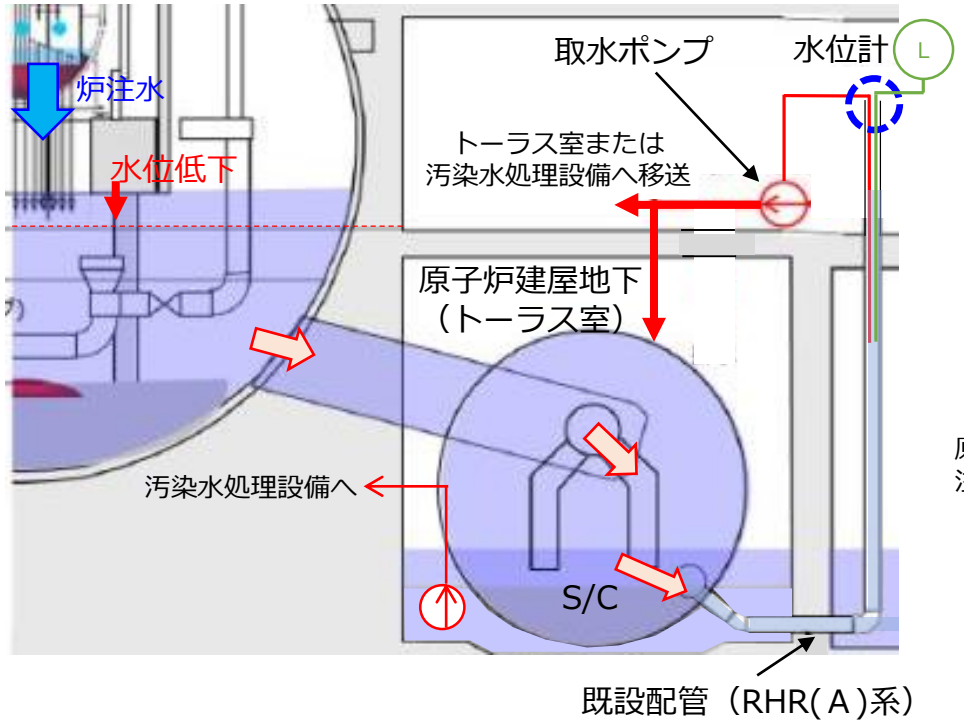
本申請範囲



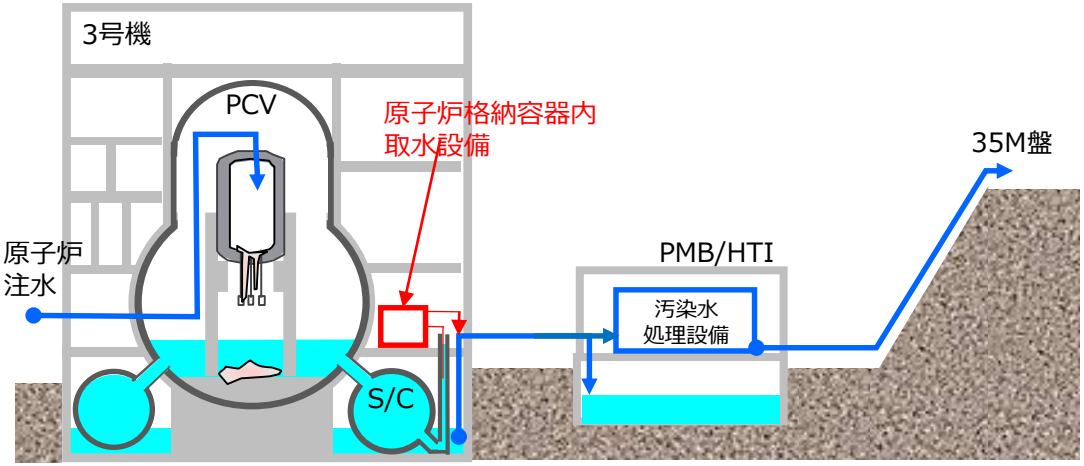
取水イメージ

1．実施計画変更申請の概要＜目的＞

３号機S/Cに接続する既設配管からPCV内包水を取水することを目的として３号機原子炉格納容器内取水設備（以下，PCV取水設備）を設置。



原子炉格納容器内取水設備イメージ図



移送イメージ図

1．実施計画変更申請の概要＜変更内容＞

TEPCO

第Ⅱ章　特定原子力施設の設計，設備

2．5　汚染水処理設備等

変更箇所	変更内容
添付資料-1	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う滞留水移送装置の系統構成図への記載の追加

2．49　3号機原子炉格納容器内取水設備

変更箇所	変更内容
本文	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う基本設計及び基本仕様の新規記載※1
添付資料-1 添付資料-2 添付資料-3	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う新規記載 ・取水設備の系統概要 ・取水設備に関する構造強度及び耐震性の評価結果 ・取水設備に係る確認事項

※1：「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（以下，措置を講ずべき事項）」における要求事項を考慮し記載。措置を講ずべき事項と本文の適合性は参考2を参照。

1．実施計画変更申請の概要＜変更内容＞

TEPCO

第Ⅲ章　特定原子力施設の保安※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

変更箇所	変更内容
第３章　第５条	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う変更

第2編５号炉及び６号炉に係る保安措置

変更箇所	変更内容
第３章　第５条	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う変更

※1：実施計画第Ⅲ章の第1編及び第2編の具体的な変更内容は，参考3を参照。

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画　別冊集

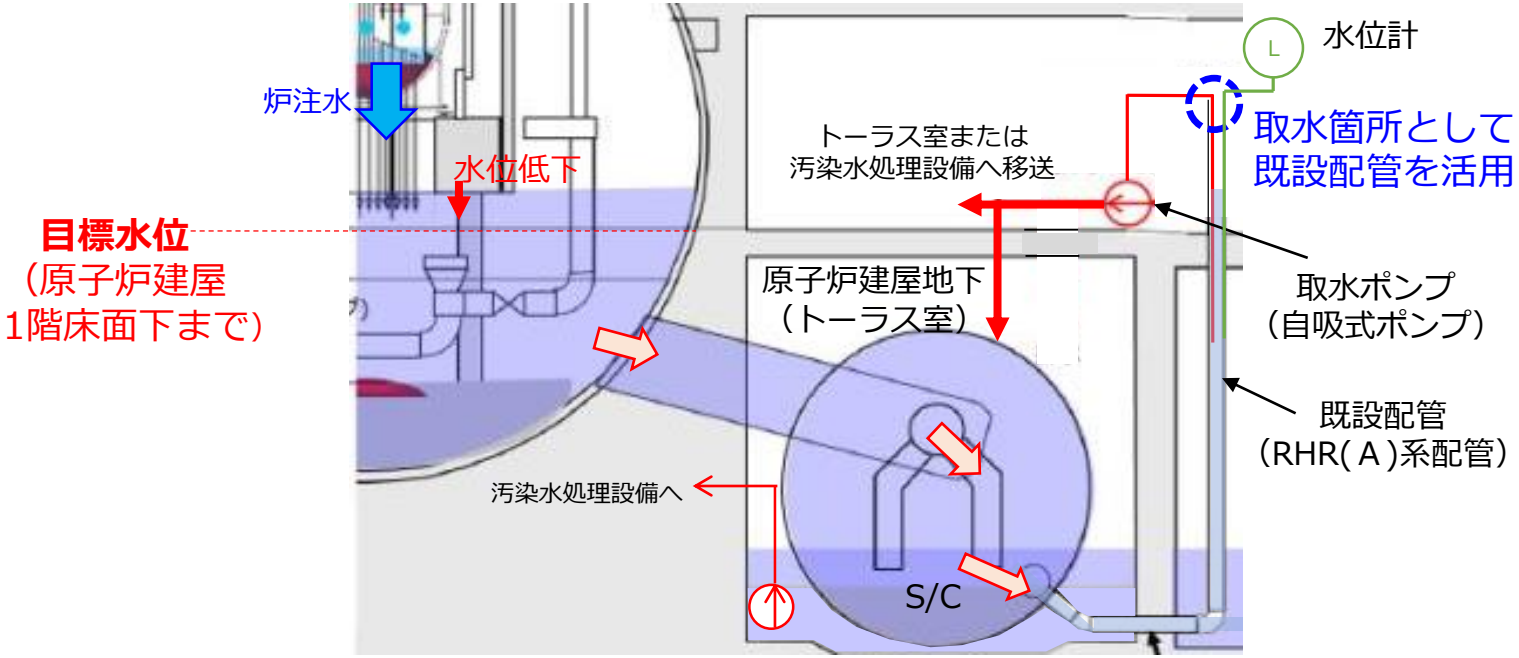
変更箇所	変更内容
別冊26	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う新規記載 ・取水設備の構造強度及び耐震性

2．PCV取水設備の概要

- PCV取水設備※1は，PCV（S/C）に接続する残留熱除去（RHR）系配管（A）（以下，既設配管）を地上部（原子炉建屋1階）で切断し，取水配管（耐圧ホース）を切断部から目標水位より下端まで挿入。

※1：PCV取水設備の系統概要図は参考4を参照。

- 取水配管は，地上部に設置された取水ポンプ（自吸式ポンプ）に接続しており，既設配管を経由しS/C内包水を取水。
- 取水した水は，原子炉建屋地下（トーラス室）または汚染水処理設備に移送し処理。
- 既設配管内には水位計も設置し，既設配管内部の水位変動を確認。



PCV取水設備概要図

3．PCV取水設備に求めるべき機能＜概要＞

TEPCO

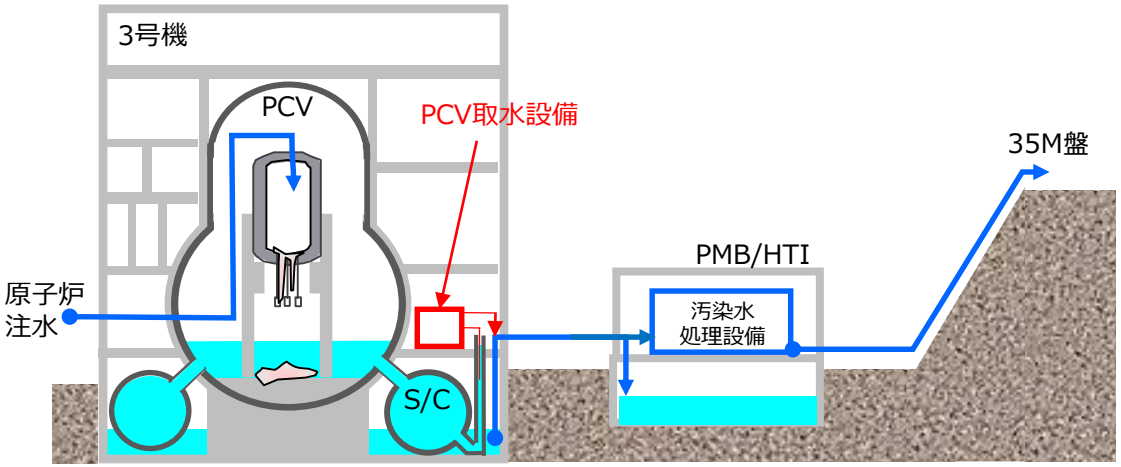
■ 今後のPCVの段階的な水位低下(ステップ1)に向けて，PCV取水設備に求めるべき主な機能として，以下の項目を想定。

①PCV水位低下(原子炉建屋1階床面下まで)に向けた取水

- 取水量　　：PCV水位低下のため，取水量が原子炉注水量以上であること。
- 取水箇所　　：取水位置を原子炉建屋1階床面以下とすること。
- 水位計測　　：取水箇所の水位が計測可能であること。

②PCVから取水した水の移送

- 移送機能　　：取水した水を汚染水処理設備へ移送可能なこと。
- 流量調整機能　：汚染水処理への影響を抑えるため，流量調整が可能なこと。
- バウンダリ機能：漏えい防止のため汚染水バウンダリ機能を有すること。



PCV取水設備概要図

3．PCV取水設備に求めるべき機能＜取水方法＞

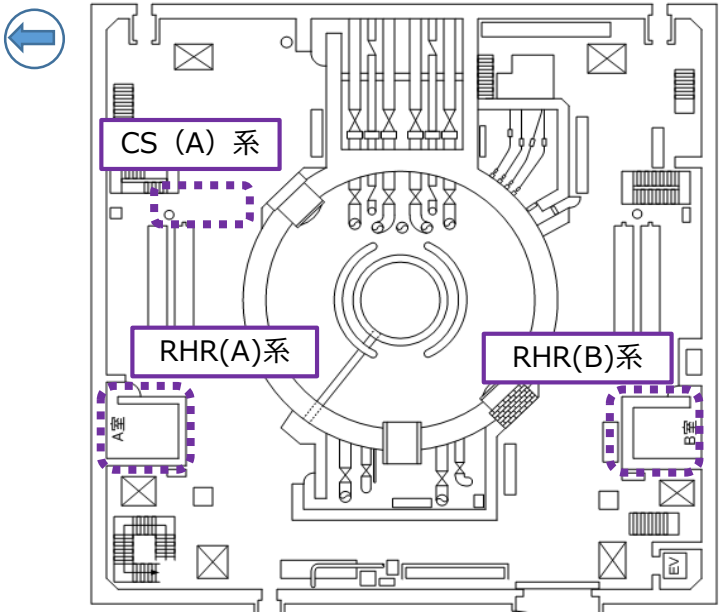
TEPCO

- 炉注水量以上が取水可能な自吸式ポンプの取水箇所として，PCVに接続する既設配管を活用し，PCV水位を原子炉建屋1階床面下まで低下する計画。
- PCV(S/C)から取水可能な既設配管を抽出し※1，当該箇所の雰囲気線量を考慮の上，原子炉建屋1階にある**残留熱除去(RHR) (A)系配管**を取水箇所として選定（参考5）。
- 取水箇所に用いる水位計は耐放性も考慮し，滞留水移送でも実績があるバブラ式を採用。

※1：S/Cから取水可能な既設配管を抽出するため，以下の条件を考慮して，RHR（A），（B）系配管およびコアスプレイ（CS系）配管を抽出。

・S/C既設配管の口径
炉注水量以上の取水が可能であり，自吸式ポンプの取水配管や水位計の設置が可能であること。

・S/Cとの連通性
流路上に操作できない「閉」状態の弁等がないこと。



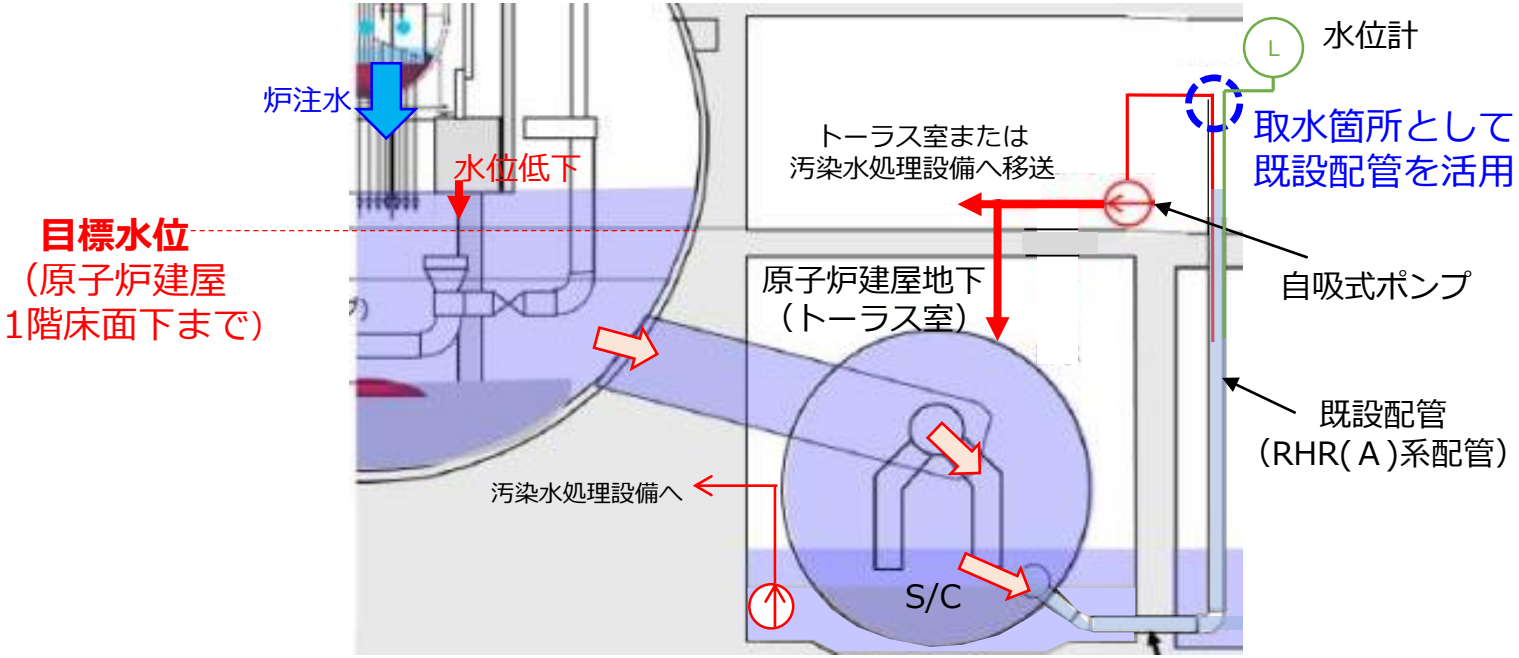
	作業エリアの雰囲気線量率
RHR（A）系	1～3mSv/h
RHR（B）系	5mSv/h
CS系	20～60mSv/h

3．PCV取水設備に求めるべき機能＜移送方法＞

TEPCO

- S/C内包水の放射性物質濃度が高いことを踏まえ，移送について，以下を考慮。
  - 被ばく抑制の観点から，線量が上昇するエリアの拡大を抑えること。
  - 汚染水処理設備への移送に先駆け，水質の確認や希釈が可能であること。
  - 汚染水処理設備への移送が困難となった際の移送先を確保すること。

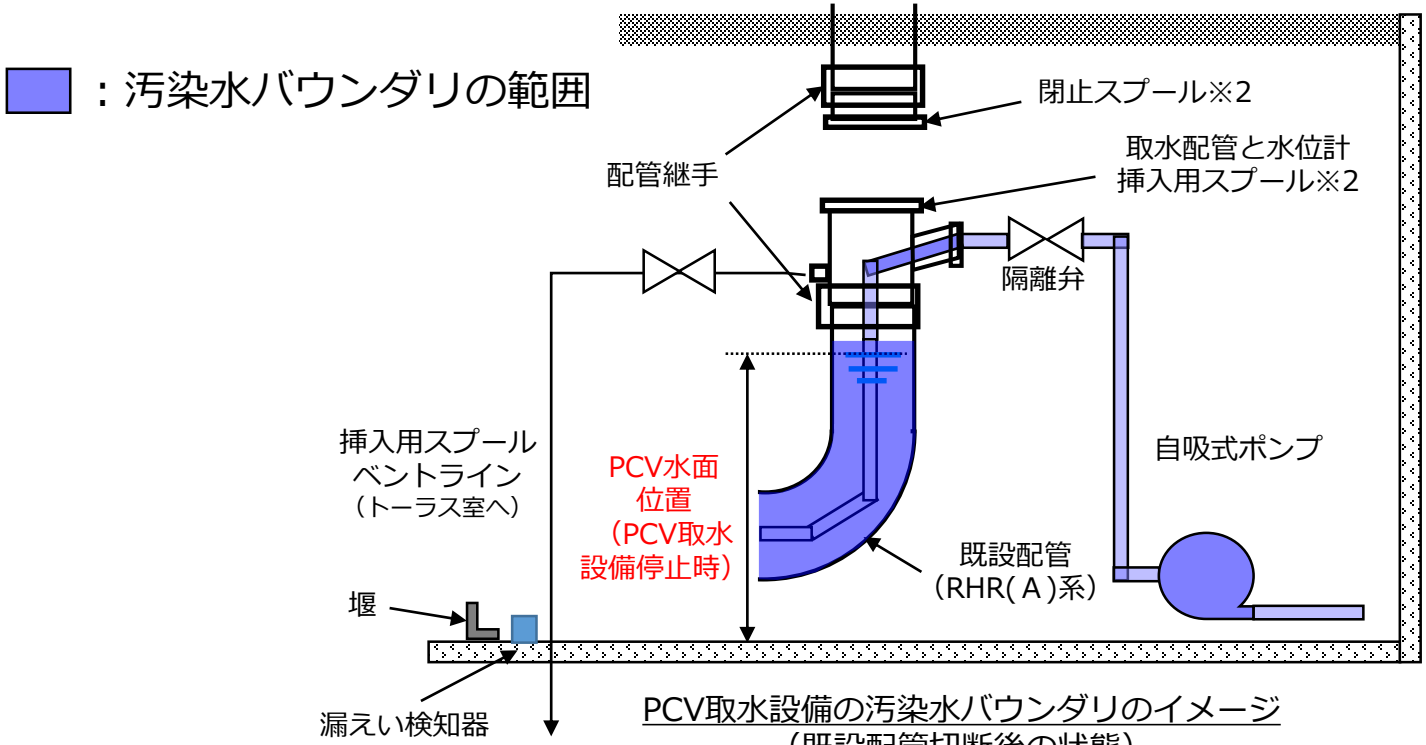
⇨ **汚染水処理設備**に加え，**原子炉建屋地下（トーラス室）への移送**も考慮。



PCV取水設備概要図（ステップ1）

3．PCV取水設備に求めるべき機能＜バウンダリ機能＞

- PCV取水設備を構成する機器を設置（挿入）するため，既設配管を切断し，**新たなバウンダリを構築**することが必要。
- 既設配管の切断は，現状のPCV水位より上部で行うことで，設備が長期間停止した場合も配管切断部からの漏えいは無く，液相バウンダリの確保が可能※1。
- 水位低下後も既設配管内部は水封されることから液相バウンダリは維持可能（参考8）。



PCV取水設備の汚染水バウンダリのイメージ
（既設配管切断後の状態）

※1：万が一，既設配管内部で水位上昇した場合の対策は参考6を参照。
※2：閉止スプールおよび挿入用スプールの設計要求は参考7を参照。

4．PCV取水設備の主要機器の仕様

TEPCO

■ PCV取水設備は，取水ポンプ，配管，水位計から構成。

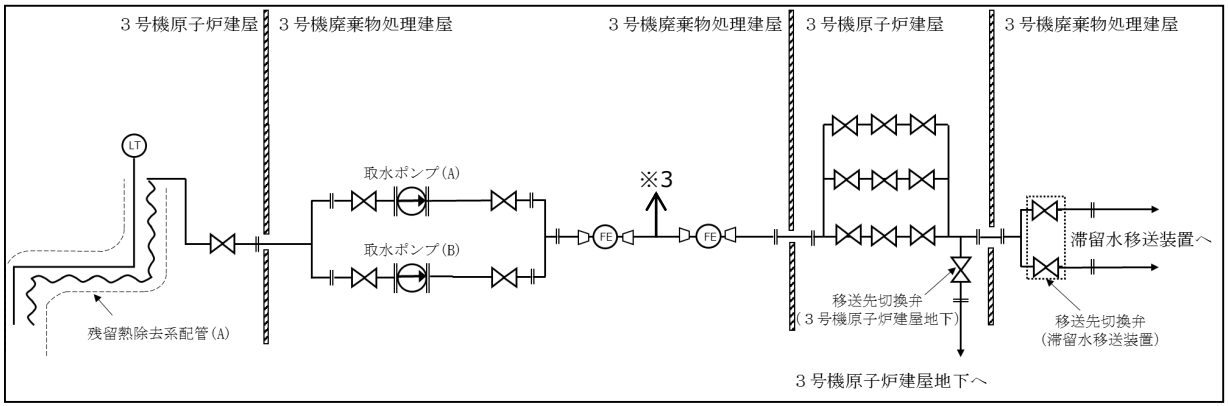
①取水ポンプの仕様※1

- 取水ポンプを設置する原子炉建屋1階床面より下部から取水するため，自吸式ポンプを選定。
- 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器の注水を継続しながら，PCV水位を低下させることを想定し，注水量（3m³/h）に対し裕度がある定格容量（5m³/h）を設定。
- 揚程（65m）は，PCV取水設備の配管圧損や水頭差，また，滞留水移送装置の取水ポンプが全て運転した場合に必要な取合圧力を考慮し設定。
- 耐腐食性を考慮し，材質は二相ステンレス製を採用。

※1：実施計画（要目表）における記載は参考9を参照。

②配管の仕様

- PCV水位低下のため炉注水量以上（5m³/h）での取水に必要な口径として50Aと設定※2。
- 耐腐食性を考慮した材質（鋼管内面はポリエチレンでライニング施工）を用いる。



※2:流量計の設置部のみ25A
※3:サンプリング装置へ

系統概要図

③水位計の仕様

- 取水箇所の水位計測のため，滞留水移送装置でも使用実績があるバブラ式水位計※4を用いる。

※4：バブラ式水位計の設置方法およびシステム構成は参考10を参照。

4．PCV取水設備の主要機器の仕様

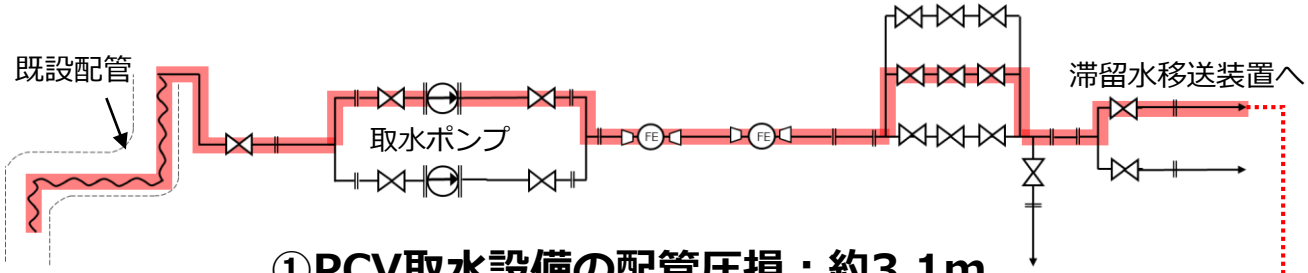
TEPCO

＜定格容量の設定根拠＞

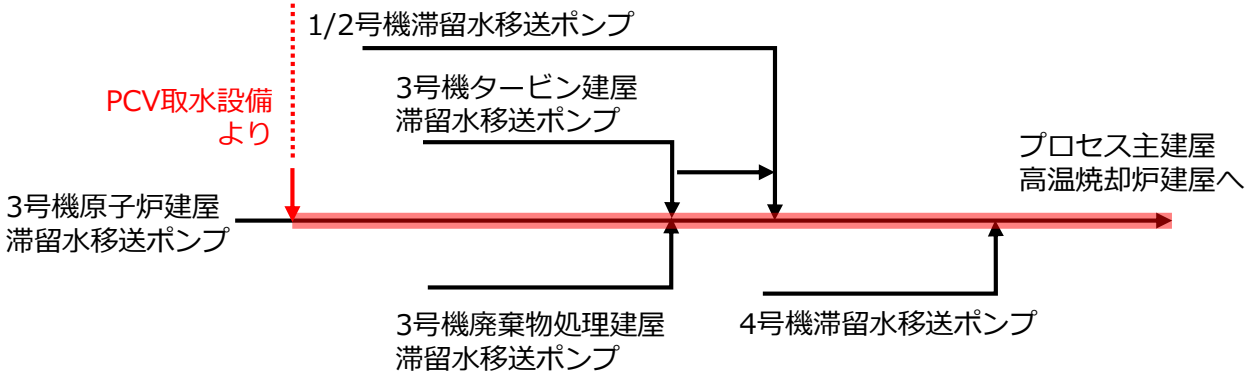
- 炉注水は，燃料デブリの崩壊熱除去が可能である3m³/hで実施しており，今後も崩壊熱は低下していくことから，3m³/hに裕度を持たせた5m³/hに設定。

＜揚程の設定根拠＞

- 揚程（65m）は，①PCV取水設備の配管圧損や②水頭差，また，③滞留水移送装置の取水ポンプが全て運転した場合の圧損の合計約51mに裕度を持たせることを考慮し設定。

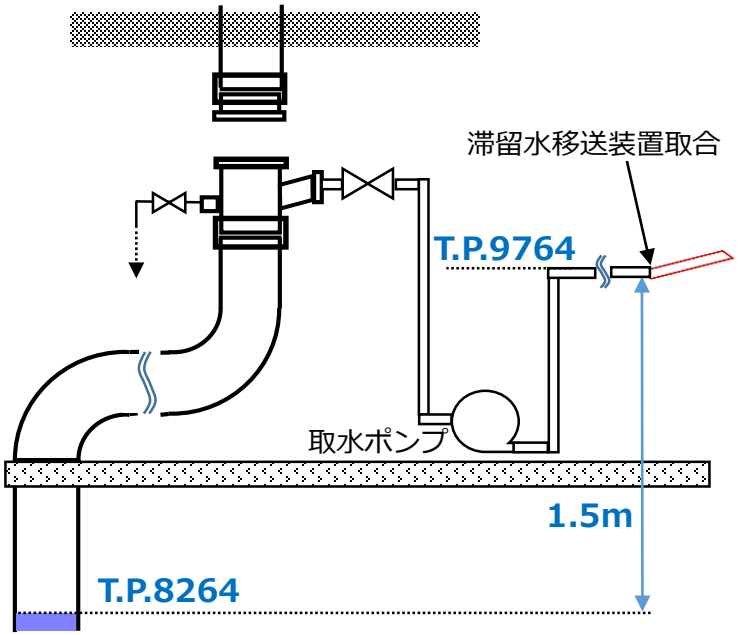


①PCV取水設備の配管圧損：約3.1m



③滞留水移送装置の配管圧損：約46m※

※滞留水移送ポンプ全機運転時の圧損

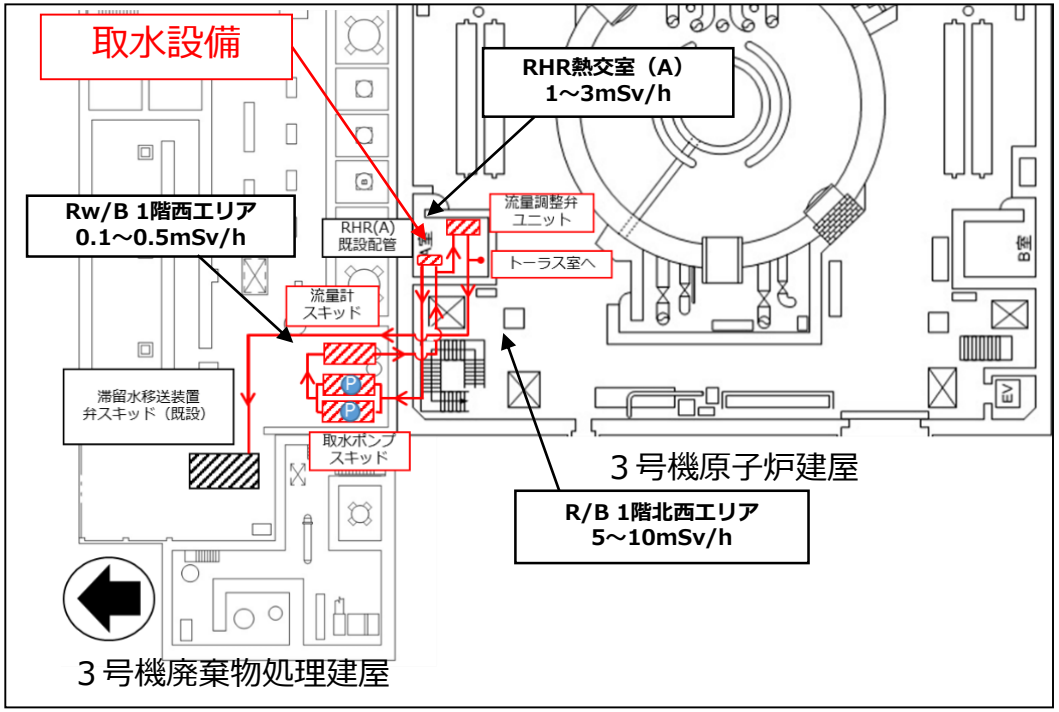


②PCV取水設備の水頭差：約1.5m

4．PCV取水設備の主要機器の仕様

＜設備配置＞

- PCV取水設備の取水元であるRHR(A)系既設配管を設置している３号機原子炉建屋から，移送先である滞留水移送装置が設置されている３号機廃棄物処理建屋にかけて，設備を設置。
- 3号機原子炉建屋と比較して環境線量が低い3号機廃棄物処理建屋を設備設置エリアとして用いることで，設備設置工事及び設備設置後の点検に伴う被ばく低減を図る。



設備配置概略図※

※配管ルートはイメージであり，現場状態に合わせ敷設を予定

5．PCV取水設備設置後の運用＜概要＞

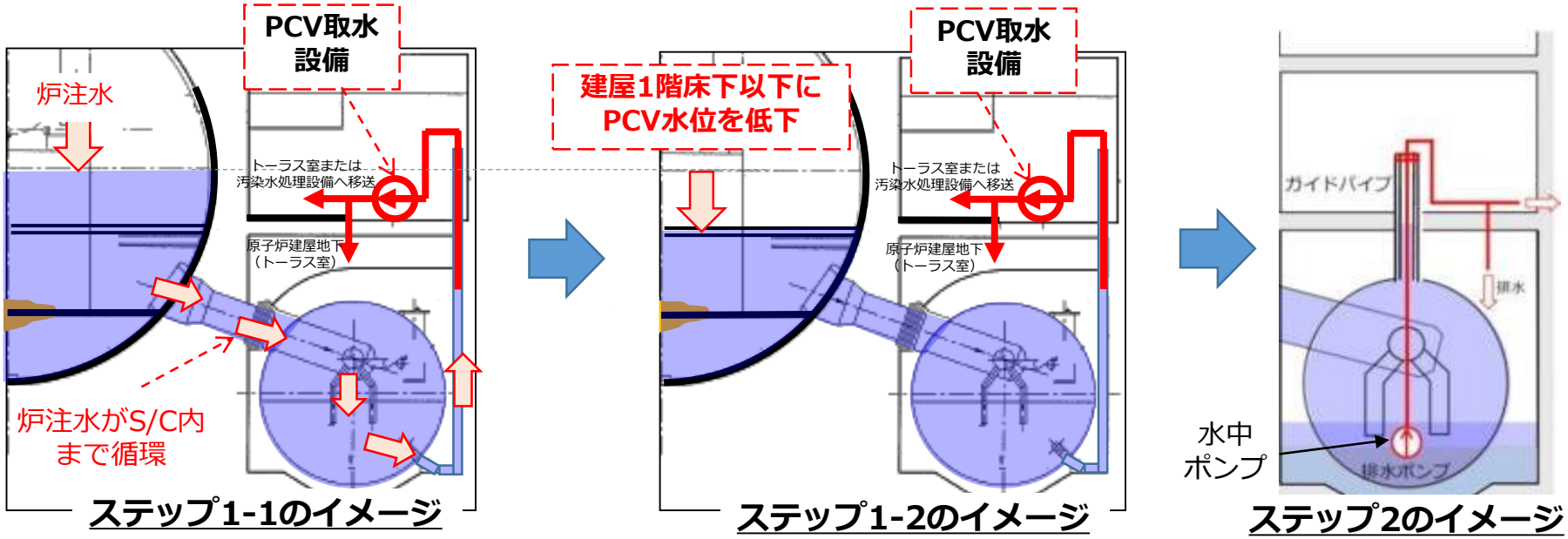
TEPCO

- PCV取水設備の運用については，S/C内包水が建屋地下滞留水と比べ高濃度（参考11）であることを鑑み，初期はS/C内包水の放射能濃度の低下を行い，その後にPCV水位低下を行う計画。

【ステップ1-1（S/C内インベントリ低減）】
取水したS/C内包水の**サンプリング※1を実施**し，**移送量を汚染水処理設備に支障がない量に制限**する運用を行う。S/C底部から取水することで**炉注水をS/C内まで循環**させ，**S/C内包水の放射能濃度の低下**を図る。

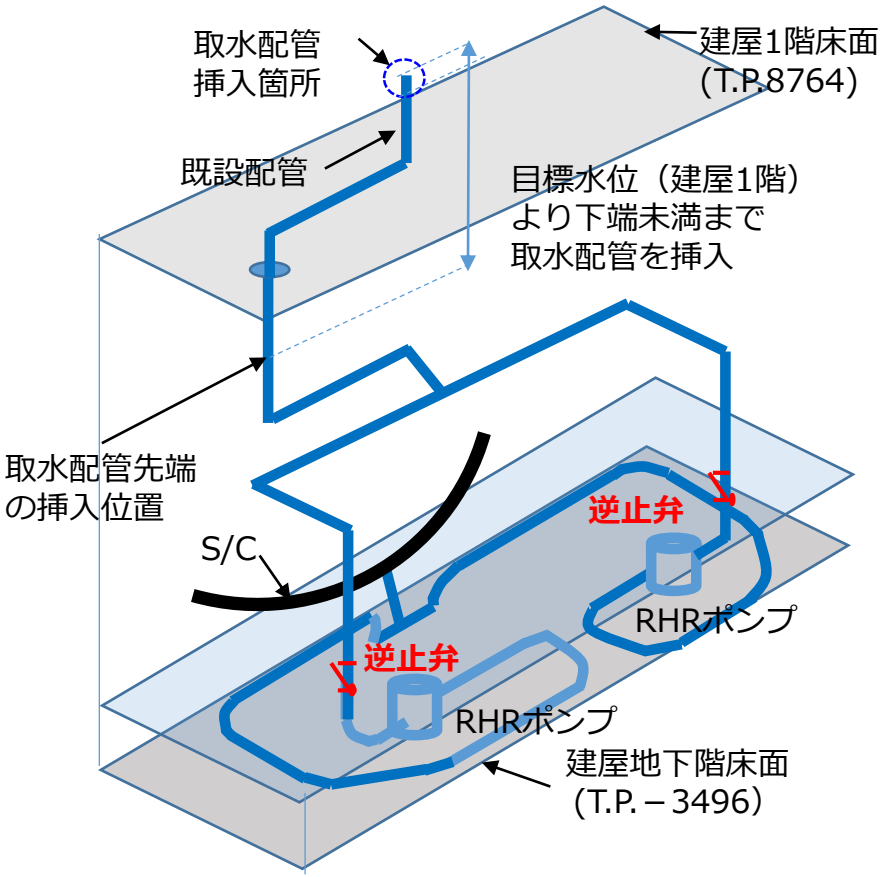
※1：サンプリング方法および想定被ばく線量は参考12を参照。

【ステップ1-2（建屋1階床下までの水位低下）】
取水・移送量を原子炉注水量以上に増加させ，**PCV水位を原子炉建屋1階床面以下に低下**。

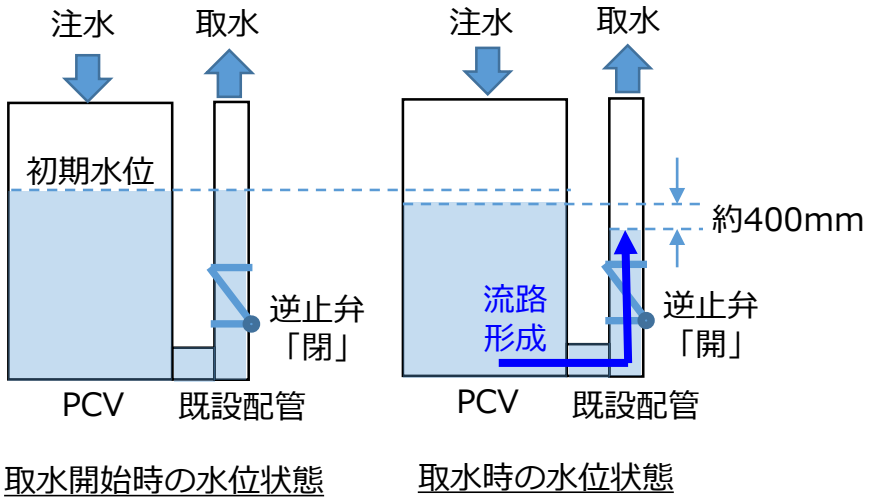


5．PCV取水設備設置後の運用＜留意事項＞

- 既設配管（RHR（A）系）内には逆止弁があり，既設配管から取水し，PCVと既設配管側で水頭圧差が生じることで，逆止弁を開き，流路を形成。
- 既設配管内の逆止弁が開く必要水頭差は約400mm（参考13）の想定であり，PCV取水設備の運転時は，PCVと既設配管内で水位差が生じる運用。



S/C底部に接続する既設配管のイメージ

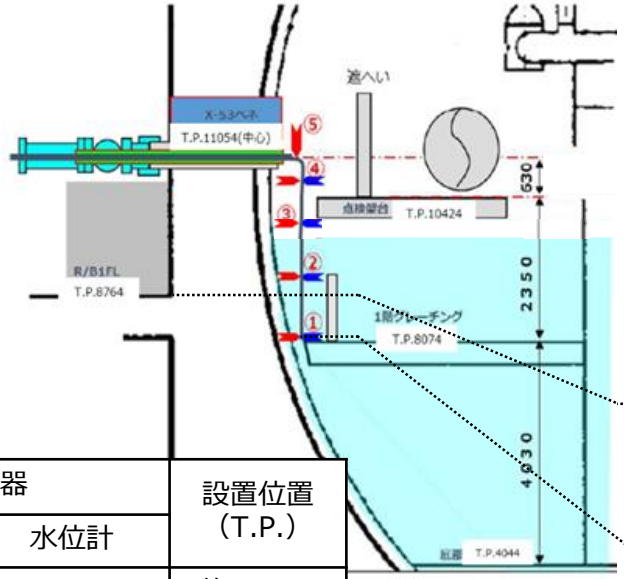


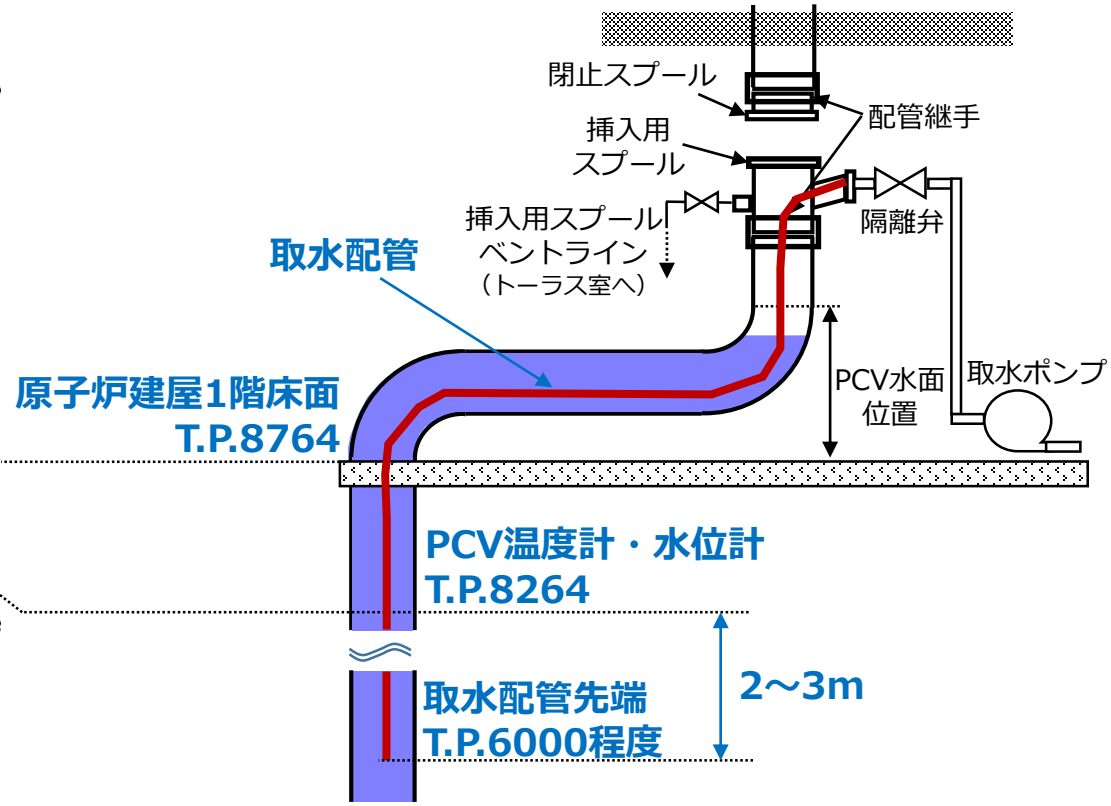
既設配管内の逆止弁を開いて
PCVからの流路を形成するイメージ

5. PCV取水設備設置後の運用＜水位管理＞

TEPCO

- PCV取水設備における水位管理幅は以下を考慮。
  - 原子炉建屋1階床面（T.P.8764）を上限。
  - PCV温度計・水位計でのPCV水温計測を考慮し，計測位置①（T.P.8264）を下限。
- 取水配管の挿入高さは，水位下限に対して2～3m裕度を持たせた位置。
- なお，具体的な水位管理幅は，逆止弁によって生じるPCVと既設配管の水位差を実運用にて検証し決定。





計器位置	設置計器		設置位置（T.P.）
	温度計	水位計	
⑤	TE-16-005	–	約10964
④	TE-16-004	LS-16-004	約10714
③	TE-16-003	LS-16-003	約10064
②	TE-16-002	LS-16-002	約9264
①	TE-16-001	LS-16-001	約8264

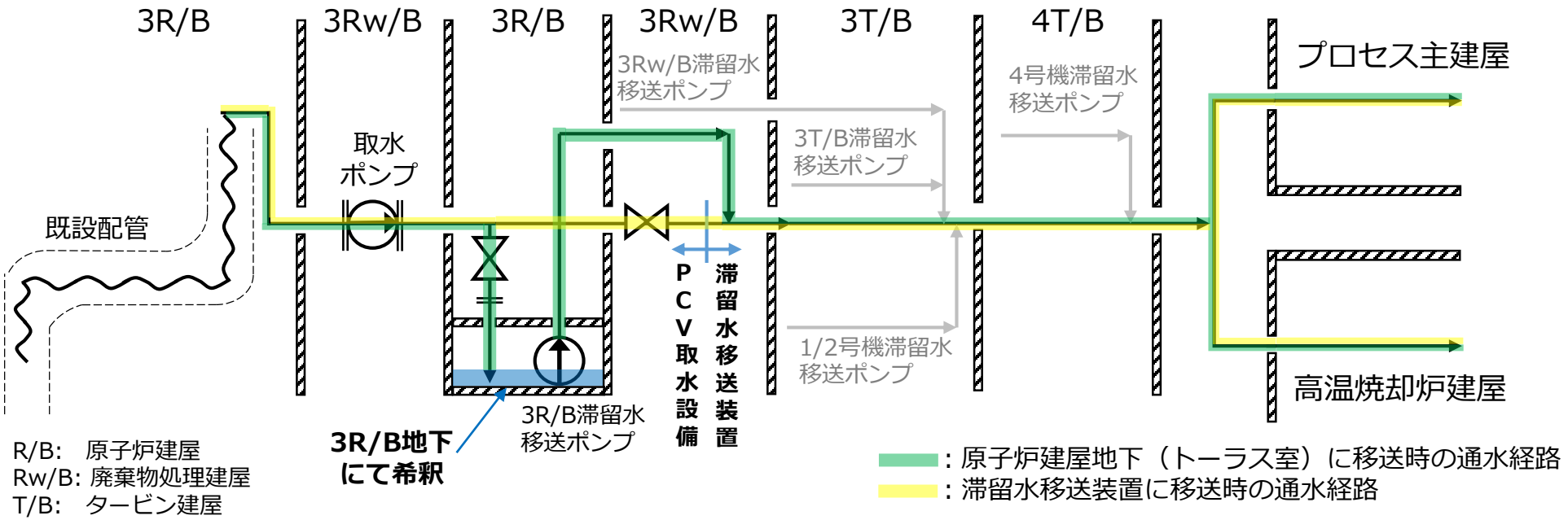
PCV取水設備における水位管理幅のイメージ※1

※1：PCVおよび既設配管のエレベーションは参考14を参照。

5．PCV取水設備設置後の運用＜運用初期の移送先＞

TEPCO

- PCV取水設備は，「原子炉建屋地下（トーラス室）」または「滞留水移送装置」への移送が可能。
- 運用初期は，高濃度汚染水を取水する可能性があり，滞留水移送装置が設置されたエリアの線量上昇を抑制するため，「原子炉建屋（トーラス室）」に送水，地下水にて希釈した上で移送。
  なお，建屋滞留水と同程度の放射能濃度まで低減した場合は，「滞留水移送装置」に移送先を切り替える。



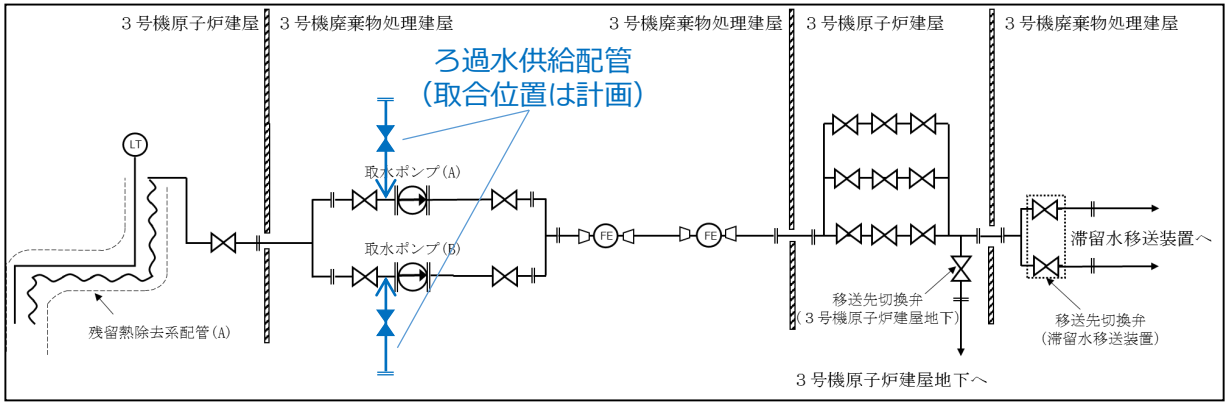
PCV取水設備における通水経路のイメージ

5．PCV取水設備設置後の運用＜取水ポンプ交換時の配慮事項＞

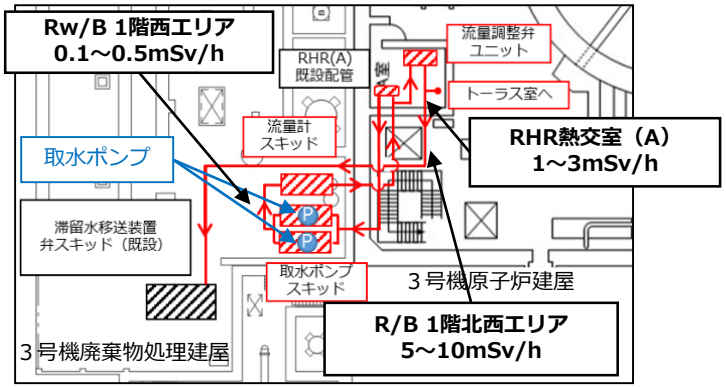
TEPCO

- PCV取水設備は，S/C内包水を移送することから取水ポンプ機器表面の線量が高くなる可能性があり，取水ポンプ吸込側にろ過水を供給するための分岐を設置し，保守時にろ過水によるポンプのフラッシングが可能。

- フラッシングにより取水ポンプ近傍の空間線量は，建屋環境線量程度まで低減すると想定しており，線量による交換対応への影響は最小限に抑えられると判断。



ろ過水の取合イメージ



取水ポンプの配置※

※配管ルートはイメージであり，現場状態に合わせ敷設を予定

5．PCV取水設備設置後の運用＜既設設備等への影響＞

新規追加

TEPCO

＜燃料デブリの冷却＞

- PCVペデスタル内部には堆積物がD/W底部から3m程度堆積しており，現在は水没状態。
- PCV水位はD/W底部から6m程度であるが，今回のPCV水位低下（約2m）において，ペデスタル内の堆積物は露出しないため，温度上昇は小さいと想定。
- なお，2021年4月に3号機原子炉注水停止試験を実施しており、注水量低減に伴い，PCV水位は約0.5m程度低下。その際，RPV/PCV温度に大きな温度上昇はなく，PCVガス管理システムのダストモニタにも有意な上昇はなし。
- 今回のPCV水位低下実施中は、温度やダストモニタ等を監視し、プラントパラメータに影響がないことを確認していく。

＜原子炉建屋地下／滞留水移送装置への移送＞

- 建屋滞留水はサブドレン水位を下回るよう管理しており，原子炉建屋地下へ移送する場合は，建屋滞留水とサブドレン水位の差を確認してから移送を実施。
- 移送する滞留水の著しい濃度変化に伴う状態変化（配管周辺の線量上昇，汚染水処理設備）を考慮し，移送量を調整することにより，移送する水を滞留水濃度程度とする。
  なお，PCV取水設備と滞留水移送装置は，ポリエチレン管の融着により取合う計画であり，耐震性については，ポリエチレン管の可撓性で担保が可能。

6. PCV取水設備の工事＜作業概要と総被ばく線量＞

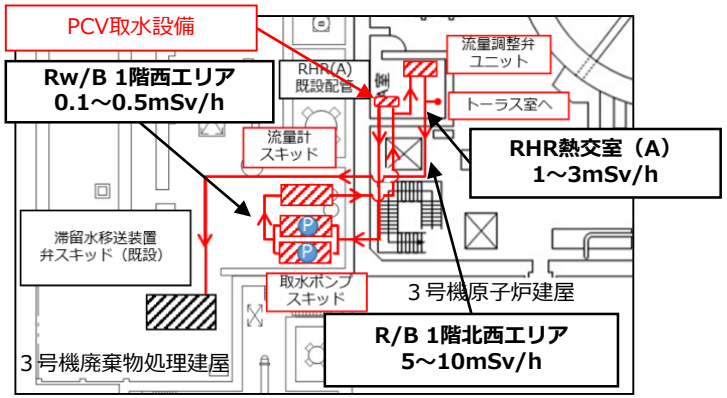
TEPCO

- PCV取水設備※1の工事は，設備設置場所を確保するための**干渉物撤去**，取水配管設置のための**既設配管切断**，複数の建屋に設備を設置するための**建屋壁面の穿孔**等を計画。
- 工事における総被ばく線量は約1.1人・Sv※2を計画しており，高線量エリアでの作業は可能な限り遠隔装置を使用することで，被ばく線量を抑制※3。

※1：本設備における工事範囲は参考15。
※2：設備運用後の保守に係る被ばく線量については参考16。
※3：既設配管切断関連の作業における被ばく低減策は参考17。

	作業内容	作業場所	遠隔装置の使用	被ばく線量※4（人・mSv）	想定作業人工（人・日）	計画線量
①	干渉物撤去	原子炉／廃物処理建屋	ー	約100	約460	原子炉建屋作業：2mSv/人/日 その他建屋作業：1mSv/人/日 （作業時間は空間線量に応じて一人あたり約10～60分で計画）
②	既設配管切断および取水ホース・水位計の挿入	原子炉建屋（RHR熱交換器室）	配管切断器具	約100	約150	
③	原子炉／廃棄物処理／タービン建屋壁面の穿孔	原子炉／廃棄物処理／タービン建屋	穿孔装置	約300	約260	
④	取水ポンプ，配管，ケーブル等の設置	原子炉／廃棄物処理／タービン建屋	ー	約600	約1400	

※4：被ばく線量は今後の工事詳細検討に応じて適宜見直しを図る。



設備配置概略図※5

※5：配管ルートはイメージであり，現場状態に合わせ敷設を予定

配管切断器具

穿孔装置

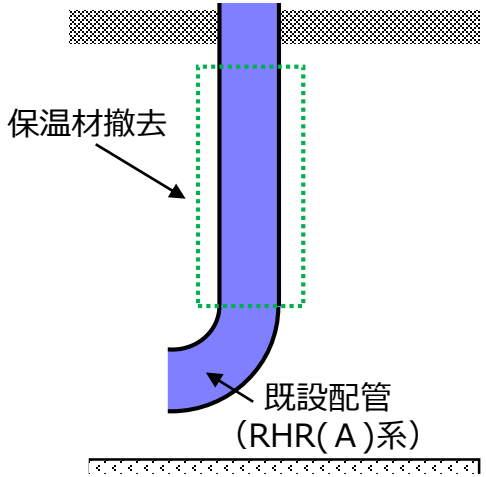
6．PCV取水設備の工事＜既設配管切断における想定リスクと対策＞

TEPCO

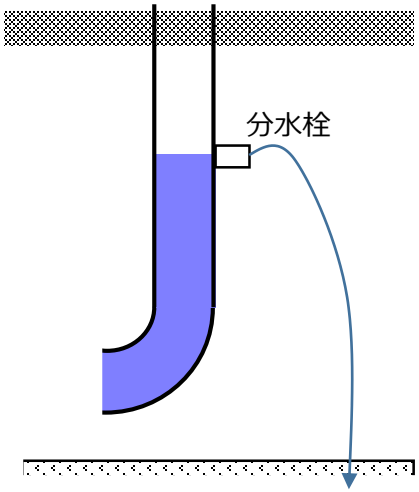
- 既設配管切断作業の主な流れは，「切断部配管内の水抜き」，「配管の切断」，「挿入用スプール及び閉止スプールの設置」を想定（各作業のステップ図は参考18）。
- 作業時の主な想定リスクは，**作業に伴う被ばく増大及び汚染**，**汚染水の漏えい**，**配管切断時の火花による火災**及び**近傍にある他設備の破損**を想定。
- それぞれの想定リスクに対する主なリスク低減策（計画）は以下の通り。
  - 作業に伴う被ばく増大及び汚染
    - ・配管外面のサーベイによる濃度推定
    - ・作業モックアップによる時間短縮
    - ・遮へい設置による環境線量の低減
    - ・遠隔監視による被ばく低減
    - ・Ｒ装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱員の配置等
  - 汚染水の漏えい
    - ・配管外面からUTを行い内包水有無を確認，配管液相部に分水栓※1を設置し水抜きと分析実施
    - ・排水は，原子炉建屋内（トーラス室）に行い，系外漏えいを防止
    - ・分水栓及び既設配管を袋等により養生
  - 配管切断時の火花による火災
    - ・切断時に火花が発生しない器具を使用
    - ・切断箇所近傍の可燃物除去（養生含む）
  - 近傍にある他設備の破損
    - ・作業エリアにある滞留水移送装置に対して養生等による区画防護

※1：分水栓のイメージは参考19を参照。

6．PCV取水設備の工事＜既設配管切断における想定リスクと対策＞



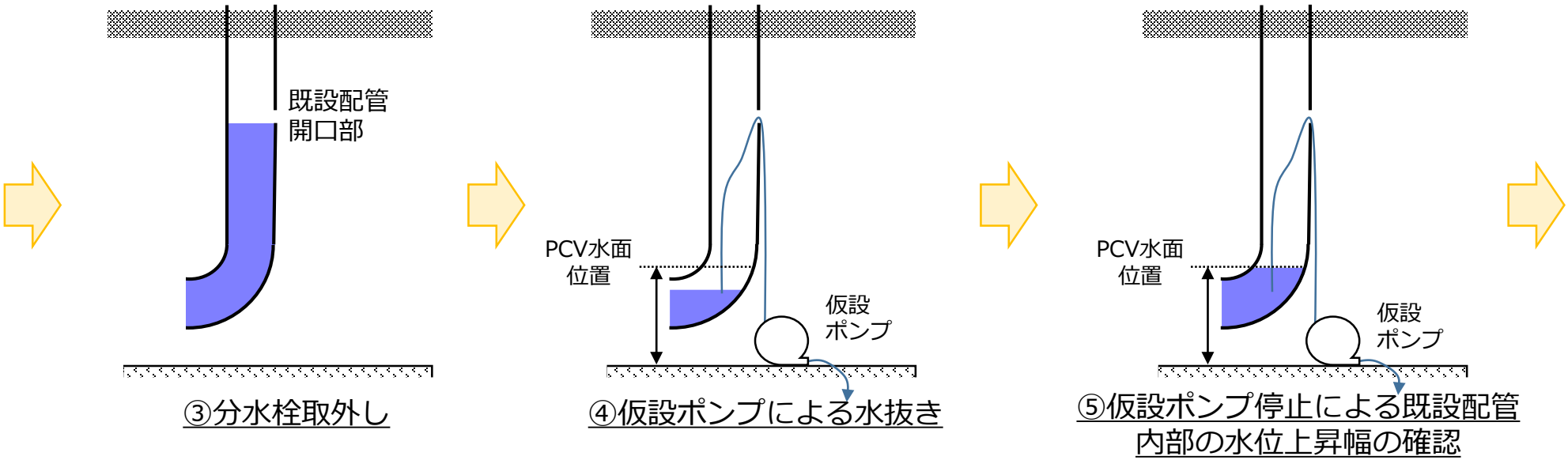
①既設配管切断前の準備



②分水栓の設置および水抜き

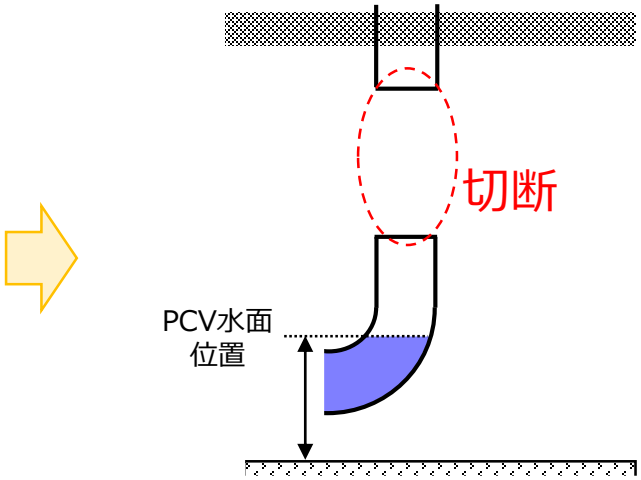
	作業手順	想定リスク	対策（計画）
①	作業用足場の設置	・作業に伴う被ばく増大	・遮へい設置による環境線量の低減
②	配管内包水の有無の確認（UT）	・作業に伴う被ばく増大	・配管外面のサーベイによる濃度推定 ・作業モックアップによる時間短縮
	配管に分水栓を設置		
	分水栓により配管内包水を原子炉建屋地下へ排出（排水時間により遠隔での実施を検討）	・作業に伴う汚染	・R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱員の配置
		・汚染水の漏えい	・排水前の分析，排水量調整 ・分水栓及び既設配管を袋等により養生 ・排水は原子炉建屋地下（トーラス室）に行い，内包水の移送を建屋内に限定

6．PCV取水設備の工事＜既設配管切断における想定リスクと対策＞

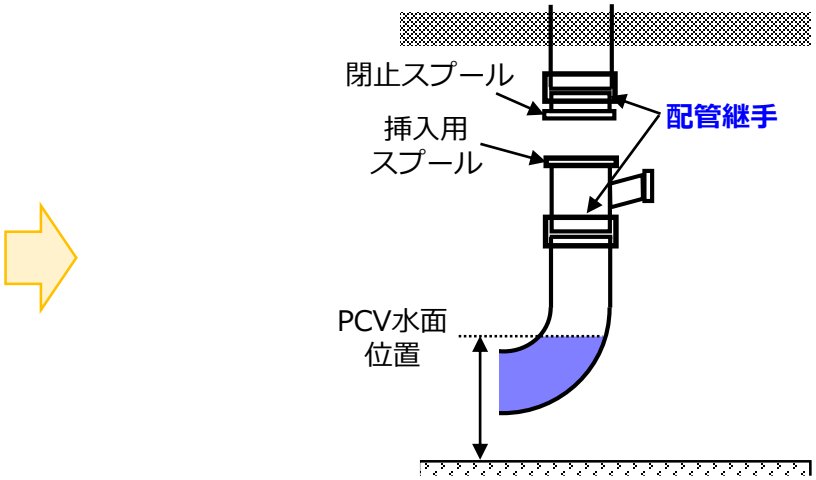


	作業手順	想定リスク	対策（計画）
③	分水栓の取外し	・既設配管開口部からの汚染水漏えい	・既設配管開口部を袋等により養生
④	仮設ポンプおよびホースの設置	・ホース挿入時の汚染水漏えい	・既設配管開口部を袋等により養生
	仮設ポンプにより配管内包水を原子炉建屋地下へ排出し，PCV水面位置より下部まで水位を低下	・作業に伴う汚染	・R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱員の配置
		・汚染水の漏えい	・排水は原子炉建屋地下（トーラス室）に行い，内包水の移送を建屋内に限定
⑤	既設配管の水位上昇幅を確認し，PCV水面位置を確認	―	―

6．PCV取水設備の工事＜既設配管切断における想定リスクと対策＞



⑥既設配管の切断



⑦挿入用スプール及び閉止スプールの取付

	作業手順	想定リスク	対策（計画）
⑥	配管切断器具の取付	・作業に伴う被ばくの増大 ・工具落下による設備損傷	・作業モックアップによる時間短縮 ・近傍にある他設備に対する養生
	遠隔での既設配管の切断	・配管切断時の火花による火災 ・切断後の配管落下による設備損傷 ・PCV水面位置より下部で配管を切断し，内包水が継続的に漏えい	・切断時に火花が発生しない器具を使用 ・切断箇所近傍の可燃物除去（養生含む） ・近傍にある他設備に対する養生 ・手順⑤でのPCV水面位置の確認
⑦	挿入用スプール及び閉止スプールの取付	・スプール落下による設備損傷	・近傍にある他設備に対する養生

6．PCV取水設備の工事＜既設配管水抜き作業の補足＞

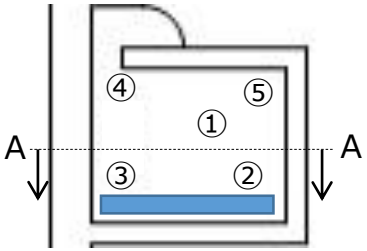
TEPCO

＜既設配管の水抜き範囲および排水量＞

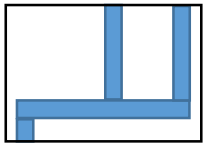
- 既設配管の切断に際しては，RHR系の系統水を排水する必要があるが，その水抜き範囲は配管切断箇所から既設配管頂部までの約3m^{3}を想定。

＜既設配管内包水の汚染想定＞

- 既設配管が設置されたRHR熱交換器室の空間線量は，1mSv/h程度であり，当該エリアのホットスポットとして，床ファンネル（下図①）を確認。
- 既設配管近傍（下図②，③）においても周辺線量との差違は無く，高濃度汚染水を内包している可能性は低いと判断。



①：床ファンネル
：既設配管



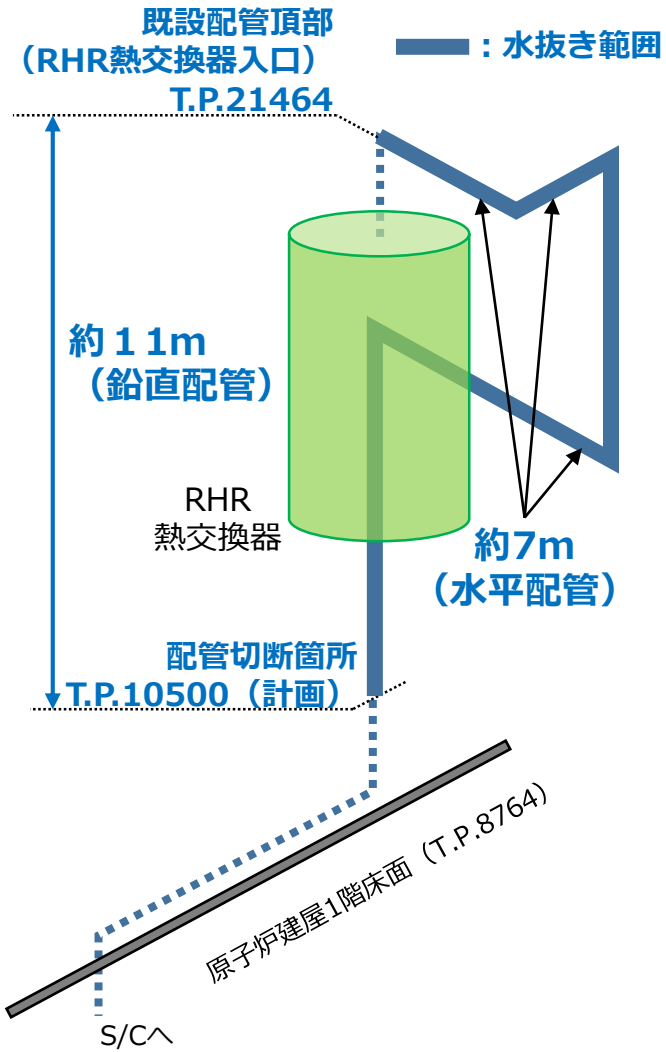
A-A
（既設配管の配置）

（mSv/h）

	①	②	③	④	⑤
床上1.5m	1.58	1.00	1.15	1.00	0.64
床上0.1m	2.88	0.86	0.79	1.00	0.54

2020年2月測定

RHR熱交換器室の空間線量



既設配管水抜き範囲のイメージ

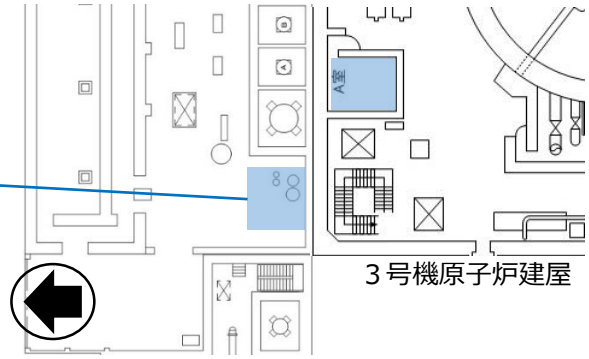
7．PCV取水設備において発生する廃棄物＜固体廃棄物＞

TEPCO

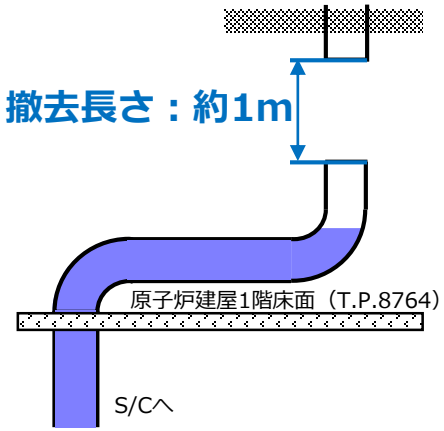
＜設置工事により発生する廃棄物の表面線量および保管場所＞ ※1：表面線量は類似作業の実績から推定し設定。

	対象作業	廃棄物	廃棄物量	表面線量※1	保管場所
①	低線量エリア（廃棄物処理建屋）への設備設置のための干渉物撤去	干渉物（既設タンク・配管類）	6m^3	5～30mSv/h	固体廃棄物貯蔵庫
②	取水配管挿入のための既設配管切断	配管の保温材および鋼材	4m^3	5～30mSv/h	固体廃棄物貯蔵庫
③	配管およびケーブル敷設のための，原子炉／廃棄物処理／タービン建屋壁面の穿孔	建屋壁材（コンクリートガラ）	1m^3	0.1～1mSv/h	一時保管エリア

設備設置エリアの干渉物イメージ（廃棄物処理建屋）



干渉物撤去範囲



既設配管撤去範囲のイメージ

上記廃棄物の管理については，実施計画※2に基づき実施。

※2：実施計画Ⅲ　第１編（１号炉,２号炉,３号炉及び４号炉に係る保安措置）　第３９条（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

実施計画Ⅲ　第３編（保安に係る補足説明）　2.1 放射性廃棄物等の管理

7．PCV取水設備において発生する廃棄物＜水処理二次廃棄物＞

TEPCO

- PCV取水設備の運用に伴う汚染水処理設備の吸着塔（水処理二次廃棄物）発生量は，以下条件で評価し，吸着塔の保管容量を圧迫しないと考えている。
- 設備運用後の吸着塔発生量は，以下条件で評価した結果，現行発生量+2塔/年※1の見込み。
  - 取水する水の水質は，2020年度のS/Cサンプリングの結果を用いる。また取水しても濃度は低減しない。
  - 取水量は，原子炉注水及び建屋流入する地下水による希釈を考慮し，汚染水処理に影響がない量に絞る。

※1：吸着塔発生量の根拠は参考20を参照。

- 汚染水処理で発生するセシウム吸着塔及び第二/第三セシウム吸着塔を貯蔵する一時保管施設及び大型廃棄物保管庫は，上記の吸着塔発生量に対し十分な保管容量を確保していることを確認。

単位：塔

対象	一時保管施設の保管容量	大型廃棄物保管庫の保管容量	2019年度末の吸着塔発生量	至近3年吸着塔発生量			PCV取水設備運用後の吸着塔発生量/年の想定値※4	保管容量確保の想定年数※5
				2017年度	2018年度	2019年度		
セシウム吸着塔※2	1288	384	964	18	10	9	15	47年
第二/第三セシウム吸着塔※3	575	360	338	15	20	16	19	31年

※2： セシウム吸着塔と同様の保管先となる，実施計画Ⅱ2.5.2.1.2(2)/(4)/(5)所載の吸着塔を含む。
※3： 第二セシウム吸着塔と同様の保管先となる，実施計画Ⅱ2.5.2.1.2(2)/(4)/(5)所載の吸着塔を含む。ただし発生済数/発生予測にサブドレン他浄化装置吸着塔は含まない。（※1に含めているため）
※4： 2017～2019年度の吸着塔発生量の平均値＋２塔/ 年
※5： 保管容量確保の想定年数＝｛(一時保管施設＋大型廃棄物保管庫)－2019年度末の吸着塔発生量｝÷ 発生量/年の想定値

8. その他＜長期停止に対する考慮＞

新規追加

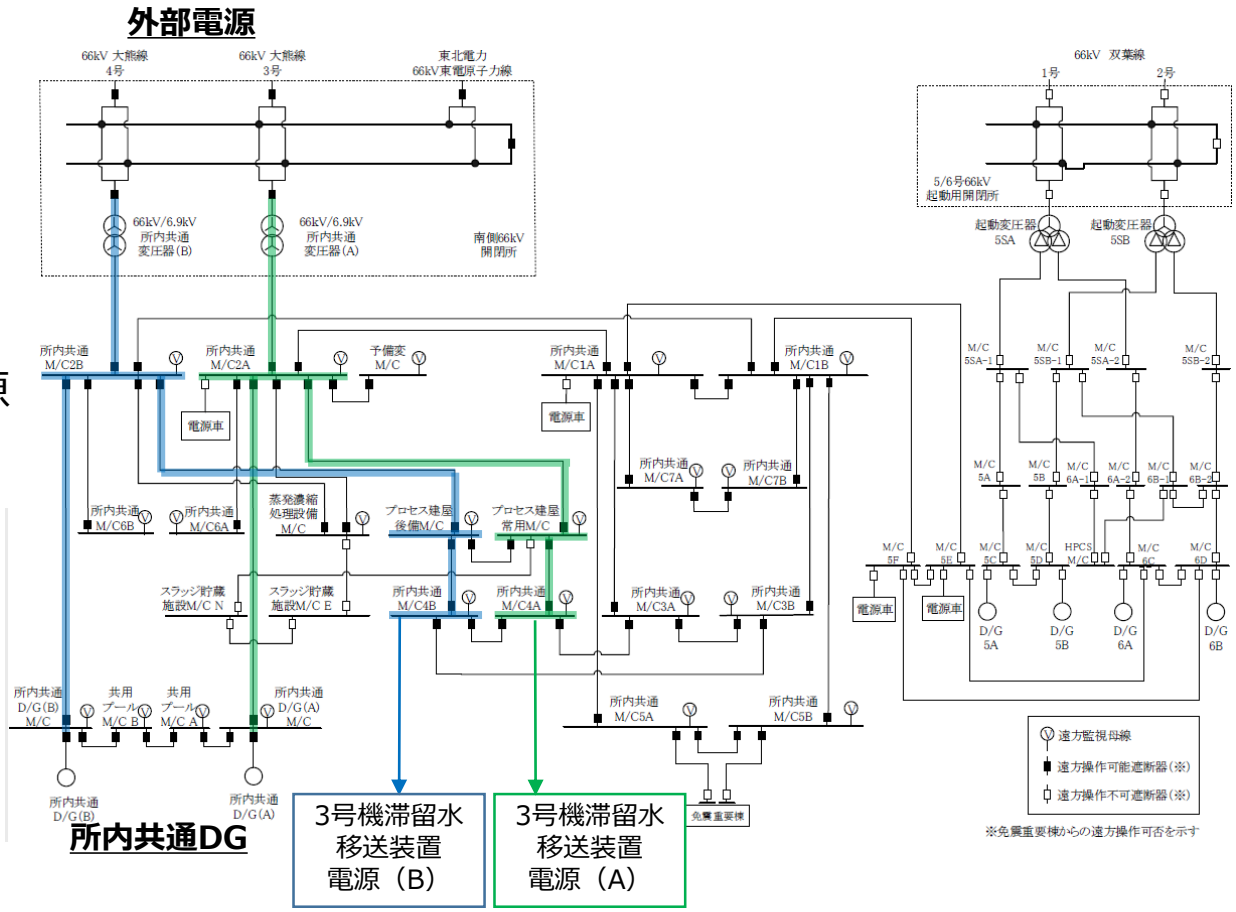
TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋＞

（2）長期停止に対する考慮
（中略）
また，電源は異なる2系統の所内高圧母線から受電可能な設計とする。

- PCV取水設備の電源は，既設の所内高圧母線から受電する3号機滞留水移送装置電源から給電する計画であり，多重化するポンプ等はそれぞれ異なる区分の電源から供給。

- 本設備が受電する滞留水移送装置電源は，所内共通DGから給電が可能。ただし，本設備が停止することで，安全上直ちに問題になることがないため，所内共通DGからの給電は，重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備（原子炉圧力容器・格納容器注水設備等），運用上重要な設備（滞留水移送装置等）を優先する計画。

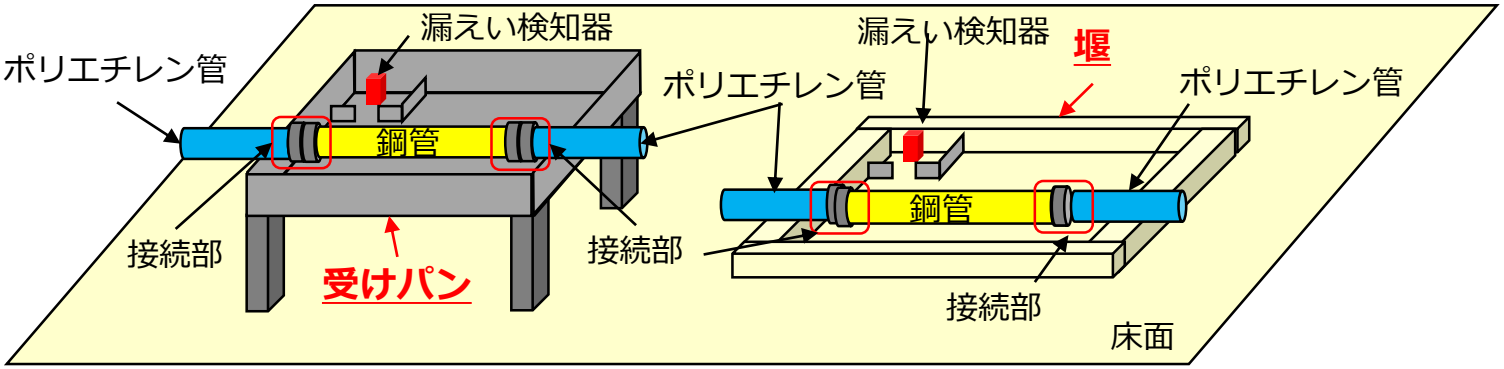


8．その他＜放射性物質の漏えい防止＞

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋＞

（4）放射性物質の漏えい防止
（中略）
b．液体状の放射性物質が漏えいした場合に備え，配管の接続部の周囲には**堰等**を設置することで漏えいの拡大を防止する。また，堰等の内部に漏えい検知器を設置し漏えいの早期検出が可能な設計とする。

【**堰等**の解説】堰等とは，受けパンもしくは，床面に設置する堰を示す。



8. その他＜放射線遮へいに対する考慮＞

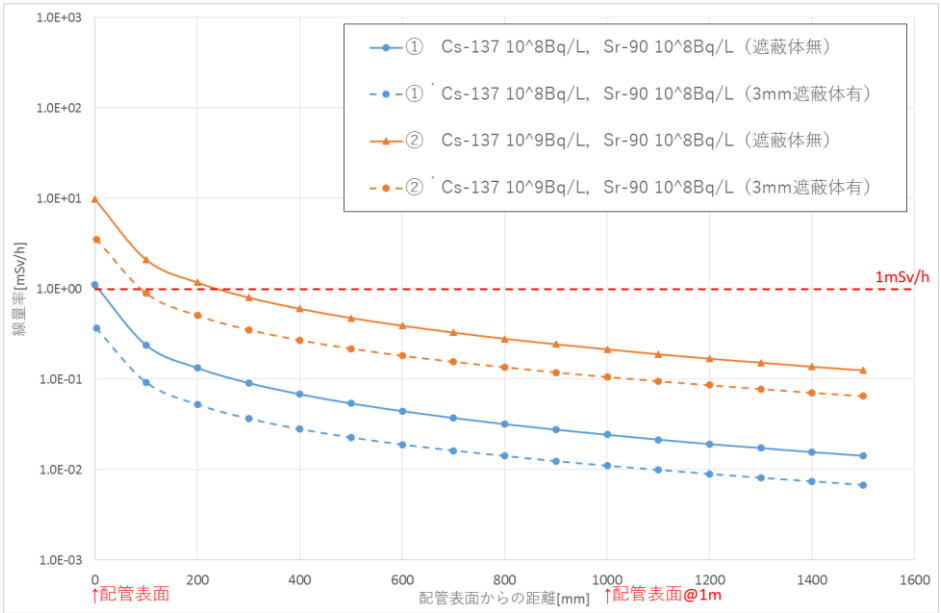
TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋＞

（5）放射線遮へいに対する考慮

原子炉格納容器内取水設備は，放射線業務従事者が接近する必要がある箇所の空間線量率の上昇を極力抑えるため，機器の表面線量を**数mSv/h以下**とするよう，鉛マット等により放射線を適切に遮へいする設計とする。

- 現状想定のS/C内包水の水質（Cs-137：6.07E+08[Bq/L]，Sr-90：6.45E+07[Bq/L]）では，鉛板遮へい（厚さ3mm）により，配管の表面線量は1mSv/h程度となる想定。
- しかしながら，作業スペースの関係上，遮へい設置が困難な可能性があるため，機器の表面線量として設定。



＜グラフ補足＞
S/C内包水の水質の変動を考慮し，想定水質を包絡する濃度（Cs-137：10^8～10^9Bq/L，Sr-90：10^8Bq/L ）での線量変化（遮へい有無含む）を示す。

8．その他＜誤動作の防止に対する考慮＞

新規追加

TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋＞

（6）誤動作の防止に対する考慮

原子炉格納容器内取水設備は運転員の誤操作，誤判断を防止するために，取水ポンプの手動操作等の重要な操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。

＜**取水ポンプの手動操作等**の解説＞

- 制御盤にて行うPCV取水設備の手動操作が対象であり，例えば電動弁の開閉操作を含む。

＜**ダブルアクションを要する等**の解説＞

- 誤判断の防止として，取水ポンプの起動や電動弁の開閉状態を色により識別し，運転状態の系統を制御盤に表示。

8．その他＜検査可能性に対する設計上の考慮＞

新規追加

TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋＞

（7）検査可能性に対する設計上の考慮

原子炉格納容器内取水設備は，適切な方法で検査ができるよう，漏えい検査・通水検査等の検査が可能な設計とする。

- 工場で実施する検査は，製作段階で適宜実施することで検査可能であると判断しているが，現地で実施する検査のうち，汚染水を使用する検査および目視での確認が困難な検査については，以下の対応が必要。

＜漏えい検査＞

- 漏えい検査は，ろ過水を用いて実施することで検査時の被ばく低減等に配慮。
なお，取水ポンプ上流の配管については，汚染水による検査を実施。

＜通水検査＞

- PCV取水設備の移送先は，原子炉建屋地下および滞留水移送装置があり，通水確認は系統構成および流量計により実施する計画。

8．その他＜火災＞

新規追加

TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.6（申請中）からの抜粋＞

（3）火災

原子炉格納容器内取水設備は，火災発生防止及び火災の影響低減のため，実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用するとともに設備周辺からは可能な限り可燃性材料を排除する。また，初期消火の対応ができるよう，設備近傍に消火器を設置する。なお，火災の発生は，火災検知器による検知が可能な設計とする。

- 火災発生防止のため，実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用するとともに設備周辺からは可能な限り可燃性材料を排除する計画。
- 火災の影響低減のため，初期消火の対応ができるよう，設備近傍に消火器を設置する計画。また，火災の発生は，火災検知器※1による検知が可能。

※1：光電式スポット型検知器が3号機サービス建屋1階の滞留水移送装置電気品室に2台設置されており，PCV取水設備は当該電気品室より受電する計画。

8．その他＜凍結＞

新規追加

TEPCO

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.6（申請中）からの抜粋＞

（4）凍結

　原子炉格納容器内取水設備は，建屋内に設置されること，また，定期的に取水ポンプが起動し，原子炉格納容器内取水設備内の水を移送することから凍結の可能性は低い。

- 2012年4月～2021年3月における3号機原子炉建屋1階の最低気温は，約1℃※1であることを確認。気温は，残留熱除去系配管からの漏えい検知を目的として，震災前に設置された温度計にて計測しており，1時間毎に記録される。

※1：2015年2月10日計測

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.7 （申請中）からの抜粋＞

（1）構造強度

原子炉格納器内取水設備を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器に準ずるものと位置付けられる。クラス3 機器の適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」で規定される。

ポリエチレン管は，**日本水道協会規格等**に準拠したものを適用範囲内で使用することで，構造強度を有すると評価する。また**耐圧ホース**については，**製造者仕様範囲内の圧力及び温度**で使用することで構造強度を有すると評価する。

【**日本水道協会規格等**の解説】

日本水道協会規格等とは，ISO 4427※1およびJWWA K 144※2を示す。

※1 Plastics piping systems for water supply and for drainage and sewerage under pressure — Polyethylene (PE)
※2 水道配水用ポリエチレン管

【**製造者仕様範囲内の圧力及び温度**の解説】

製造者仕様範囲内の圧力及び温度とは，製造カタログにて指定されている，最高使用圧力0.5MPa，最高使用温度40℃を示す。

＜実施計画Ⅱ章2.49.1.7 （申請中）からの抜粋＞

（2）耐震性

原子炉格納容器内取水設備を構成する主要機器のうち放射性物質を内包するものは，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置付けられる。

＜取水ポンプの耐震評価（Bクラス相当）＞

取付（基礎）ボルトの応力評価については，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程（以下，JEAC4601）」における横型ポンプの耐震強度評価方法に準拠し，静的地震力0.36を用いた応力評価を実施。

なお，取水ポンプスキッド／流量計スキッドについては，取水ポンプ同様にサポートに支持された剛体評価であるため，同評価法により実施。

＜主配管（鋼管）の耐震評価（Bクラス相当）＞

主配管（鋼管）は，JEAC4601の配管の耐震強度評価方法に準拠し，3次元梁モデルを作成し，応答解析により応力評価を実施。

なお，各モデルは固有値解析を実施し，剛構造のモデルは，静的地震力0.36を用いた静的解析を，柔構造のモデルは，1/2Sdに相当する1/4Ssを用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法）を実施。

8．その他＜耐震性＞

- 2月13日の地震は，Bクラス機器共振影響評価用地震動（1/4Ss）を上回っていた可能性あり。

- PCV取水設備は，Bクラス相当と位置付けられるが，2月13日の地震を受けて，動的解析を実施したものはSs地震動による評価結果，静的解析を実施したものは静的地震力が水平震度0.72，鉛直震度0.6を用いた評価結果を参考値として示す。

8. その他＜耐震性＞

TEPCO

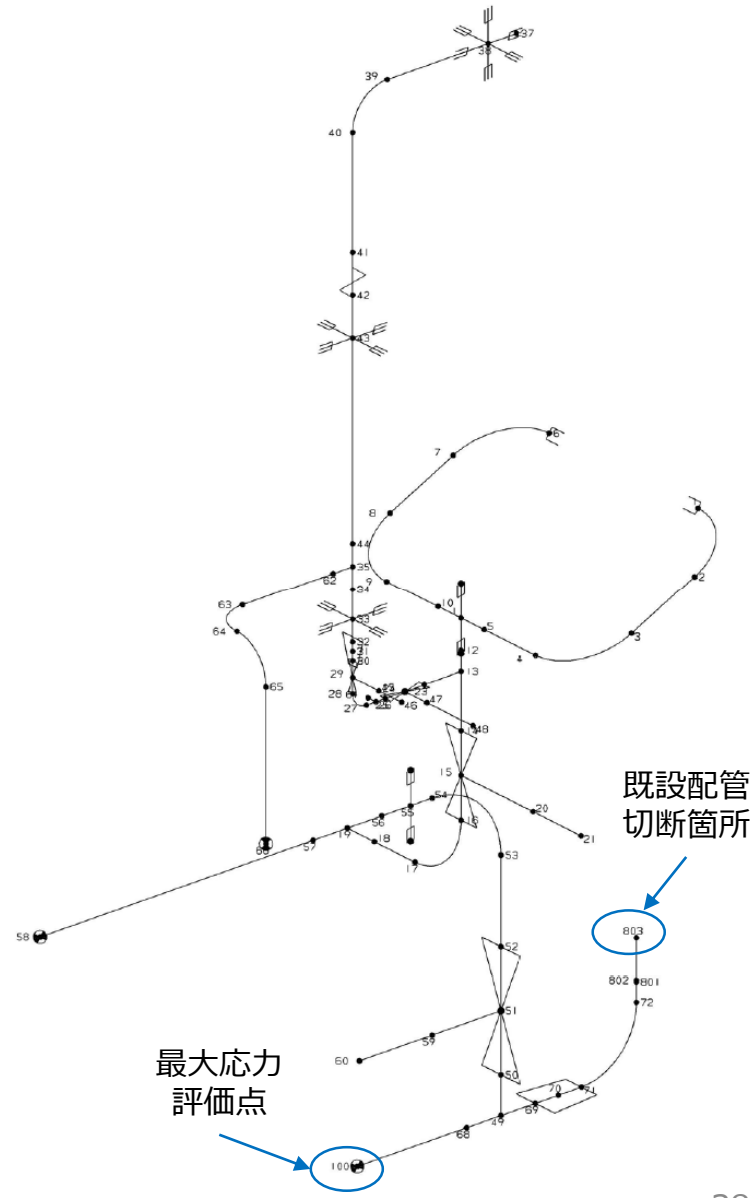
＜既設設備（残留熱除去系配管）の耐震評価＞

- 既設配管は，JEAC4601の配管の耐震強度評価方法に準拠し，3次元梁モデルを作成し，応答解析により応力評価を実施。

- 固有値解析を実施し，柔構造（ 1次固有周期[redacted]s ）であったことから，1/2Sdに相当する1/4Ssを用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法）を実施。

既設配管の耐震評価における各種条件

	今回の評価	既工認の評価
配管クラス	クラス2	クラス2
耐震クラス	Bクラス相当	Asクラス
最高使用温度（℃）	182℃	182℃
配管材質	SM400B	SM400B
配管口径	500A	500A
配管厚さ（mm）	9.5	9.5
最高使用圧力（MPa）	3.11MPa	3.11MPa
減衰定数（%）	1.0%	0.5%



既設配管の解析モデル

8. その他＜耐震性＞

TEPCO

■ 算出応力が許容応力を上回っていないことから，十分な強度があることを確認。

既設設備の応力評価結果

最大応力評価点	100
算出応力（MPa）	101※1
許容応力（MPa）	198
【参考】Ss地震動による算出応力（MPa）	174※1

※1：内圧による応力は46MPa。

[redacted]

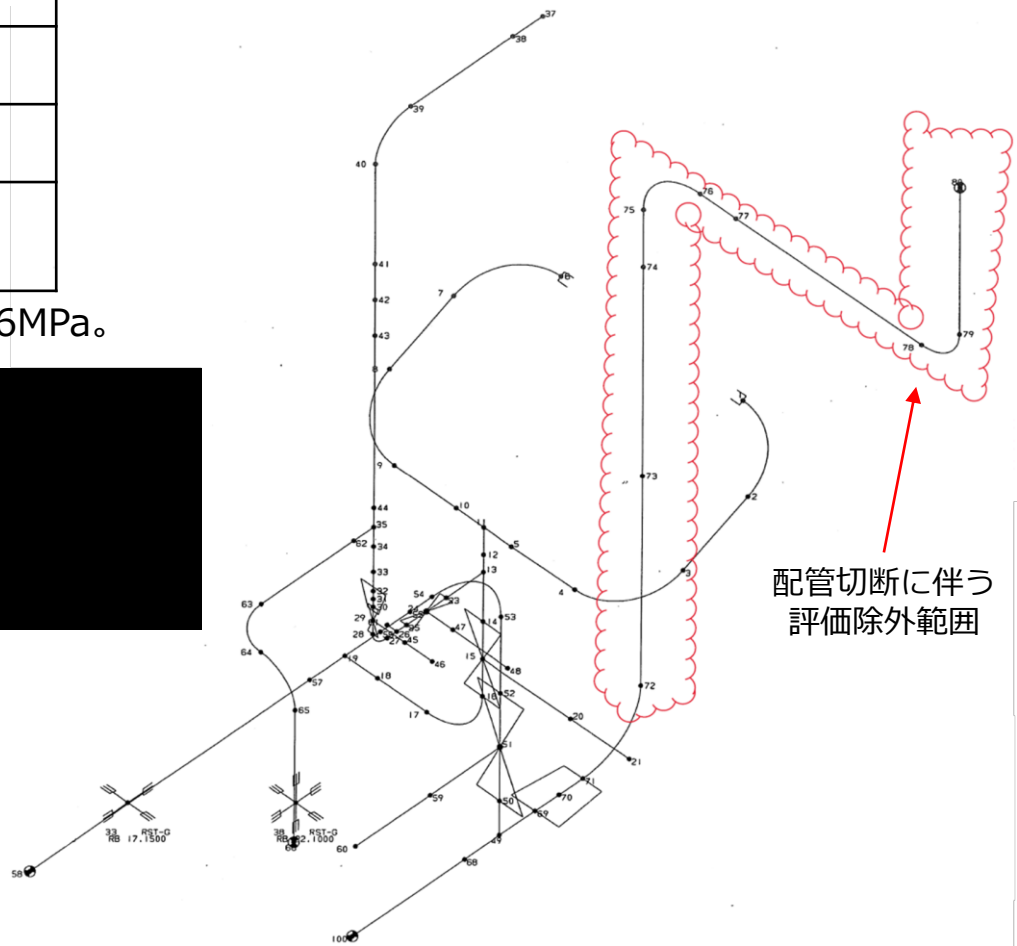
＜第69回工事計画認可申請書との差違＞

■ 地震動： 1/2Sdに相当する1/4Ss

■ 3次元梁モデル：配管切断部分を反映

■ 耐震クラス：Bクラス相当

■ 減衰定数：1.0%



既工認の解析モデル

TEPCO

＜取水ポンプの耐震評価＞

取水ポンプの応力評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	鉛直震度	算出値	許容値	単位
取水ポンプ	引張	0.36	－	<0	－	MPa
	せん断			2	133	MPa
	【参考】引張	0.72	0.6	3	173	MPa
	【参考】せん断			3	133	MPa

＜主配管（鋼管）の耐震評価＞

柔構造（配管No.①，②）は，1/2Sdに相当する1/4Ssを用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法），剛構造（配管No.③～⑧）は，水平震度0.36による静的地震力を用いた静的解析を実施。

なお，参考値として示す算出応力は，柔構造はSsを用いた動的解析，剛構造は水平震度0.72，鉛直震度0.6による静的地震力を用いた静的解析の結果を記載。

配管分類	主配管（鋼管）							
配管No.	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
算出応力（MPa）	57	55	40	36	39	34	27	23
許容応力（MPa）	215							
【参考】算出応力（MPa）	92	116	58	49	56	47	39	30

TEPCO

＜取水ポンプスキッドおよび流量計スキッド＞

取水ポンプスキッドおよび流量計スキッドの荷重評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	鉛直震度	算出値	許容値	単位
取水ポンプスキッド	引張	0.36	―	520	7700	N
	せん断			283	7800	N
流量計スキッド	引張			<0	–	N
	せん断			88	7800	N
取水ポンプスキッド	【参考】引張	0.72	0.6	1895	7700	N
	【参考】せん断			461	7800	N
流量計スキッド	【参考】引張			400	7700	N
	【参考】せん断			176	7800	N

8. その他＜確認事項＞

表－1　確認事項（取水ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	機器の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	漏えい確認※1	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	耐圧部からの漏えいがないこと。
機能	運転確認※1	定格容量を通水できることを確認する。	実施計画に記載した容量を通水できること。

※1　現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

【**漏えい確認**の解説】

- ろ過水を用いた運転により耐圧部からの漏えい有無を確認する予定。

【**運転確認**の解説】

- 実施計画記載の容量5m3/hを満足することを確認する予定（ポンプ性能確認は工場検査記録により確認）。

8. その他＜確認事項＞

表－２　確認事項（主配管（鋼管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径，厚さについて記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認※1※2	確認圧力で保持した後，確認圧力で耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。 また，耐圧部からの漏えいがないこと。

※1　現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

※2　耐圧確認が困難な箇所については代替試験にて確認する。

【**寸法確認**の解説】

- 2.49.2.1(2)に記載された主配管名称単位で寸法確認を実施する予定。

【**耐圧・漏えい確認**の解説】

- 試験圧力は最高使用圧力の1.5倍とし，試験圧力を10分間保持した後に漏えいの有無を確認する予定。

8. その他＜確認事項＞

表－３　確認事項（主配管（ポリエチレン管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認※1※2	現場状況を考慮し製造者の指定方法・圧力による漏えい有無を確認する。	確認圧力に耐え，かつ異常のないこと。 また，耐圧部からの漏えいがないこと。

※1　現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

※2　耐圧確認が困難な箇所については代替試験にて確認する。

【**寸法確認**の解説】

- 2.49.2.1(2)に記載された主配管名称単位で寸法確認を実施する予定。

【**耐圧・漏えい確認**の解説】

- 試験圧力は最高使用圧力とし，試験圧力を60分間保持した後に漏えいの有無を確認する予定。

8. その他＜確認事項＞

TEPCO

表－4　確認事項（主配管（耐圧ホース））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認※1※2	現場状況を考慮し製造者の指定方法・圧力による漏えい有無を確認する。	確認圧力に耐え，かつ異常のないこと。 また，耐圧部からの漏えいがないこと。

※1　現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

※2　耐圧確認が困難な箇所については代替試験にて確認する。

【**寸法確認**の解説】

- 2.49.2.1(2)に記載された主配管名称単位で寸法確認を実施する予定。

【**外観確認**の解説】

- 既設配管内部の耐圧ホースは，配管挿入前の外観記録による確認を実施する予定。

【**耐圧・漏えい確認**の解説】

- 試験圧力は最高使用圧力の1.5倍とし，試験圧力を3分間保持した後に漏えいの有無を確認する予定。

8．その他＜保安に関する職務＞

新規追加

TEPCO

- PCV取水設備の保安に関する職務は，以下の通り分類しており，現行の実施計画（Ⅲ章　第１編　第５条　２）の記載を考慮すると，燃料デブリ取り出しプログラム部および水処理計装設備グループの実施計画変更が必要（第２編も同様）。

＜機械設備の設計，建設・設置及び保守管理：燃料デブリ取り出しプログラム部＞

（７）燃料デブリ取り出しプログラム部は，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，燃料デブリ取り出しに関する設備，原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉圧力容器・格納容器ほう酸水注入設備，原子炉格納容器内窒素封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計，建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。

⇒「１～４号炉に係る安全確保設備等」として各設備名称を記載しており，PCV取水設備の追記が必要。

＜電気設備の設計：電気技術グループ＞

（13）電気技術グループは，**電気設備の設計に関する業務**（配電・電路ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。

＜電気設備の建設・設置：電気設備建設グループ＞

（34）電気設備建設グループは，**電気設備の建設・設置に関する業務**（配電・電路ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。

8．その他＜保安に関する職務＞

新規追加

TEPCO

＜電気設備の保守管理：電気設備保守グループ＞

（33）電気設備保守グループは，**電気設備の保守管理**並びに電源車の運用及び保守管理**に関する業務**（配電・電路ＧＭ及び建築設備保守ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。

＜計装設備の設計：計装技術グループ＞

（15）計装技術グループは，**計装設備の設計に関する業務**を行う。

＜計装設備の建設・設置及び保守管理：水処理計装設備グループ＞

（36）水処理計装設備グループは，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，汚染水処理設備等，滞留水を貯留する建屋，多核種除去設備等，サブドレン他水処理施設，油処理装置，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，５・６号炉仮設設備（滞留水貯留設備），その他安全確保設備等のうち，放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設，放射性物質分析・研究施設第１棟，大型機器除染設備並びに減容処理設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。

「１～４号炉に係る安全確保設備等」として各設備名称を記載しており，PCV取水設備の追記が必要。

＜運転管理：１～４号当直＞

（21）１～４号当直は，**１～４号炉に係る安全確保設備等**，その他安全確保設備等のうち，使用済燃料共用プール設備**の運転管理に関する業務**（１～４号当直長以外の各プログラム部長及び各ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。

9．実施計画補正の方針

TEPCO

- 実施計画補正は，耐震性（添付資料－２）および確認事項（添付資料－３）に対して，以下の内容を追記する予定。

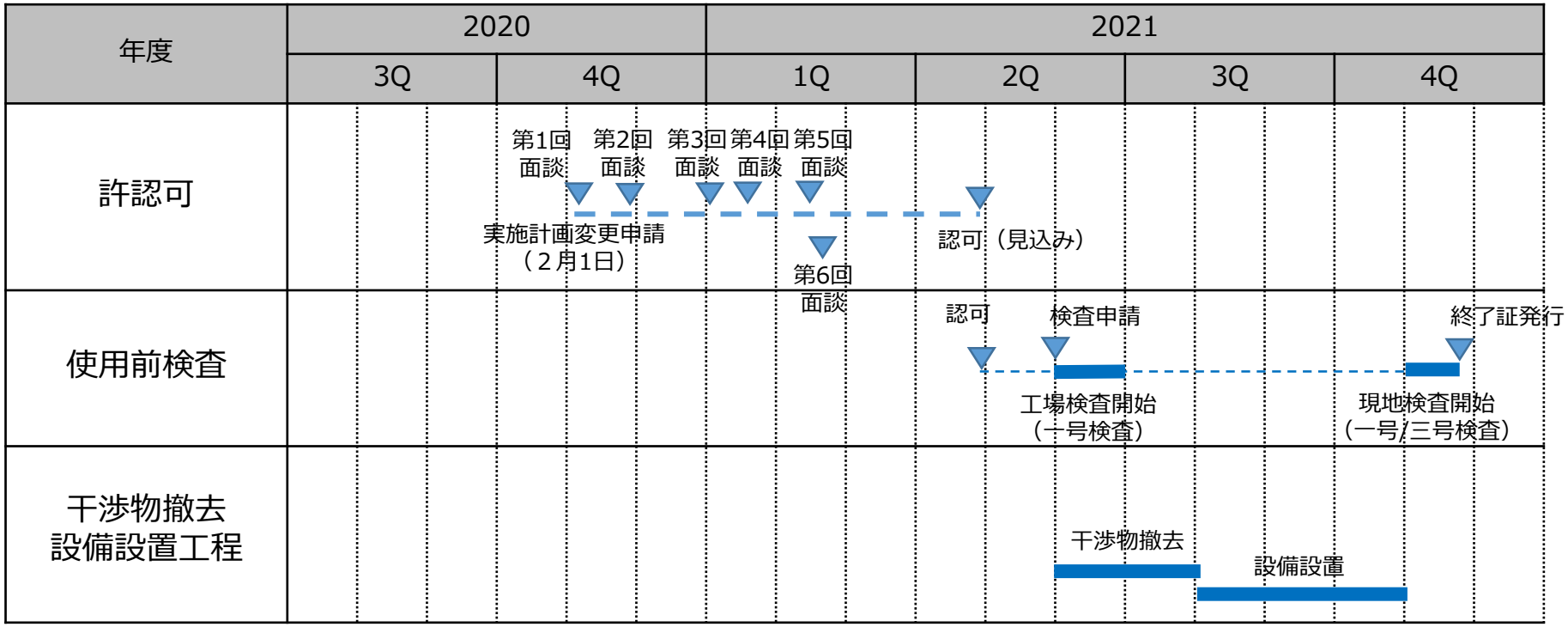
<u>補正内容</u>

- 既設設備（残留熱除去系配管）の耐震評価（Bクラス相当）を記載。
- 確認事項（添付資料－３）の記載の適正化。

10. 今後のスケジュール

前回面談
資料修正

TEPCO



参考資料

参考1-1　PCV水位低下の工程

TEPCO

■ ３号機PCV（S/C）水位の段階的な低下に関する工程概要を以下に示す。

【ステップ1】
　PCV取水設備の設置・運用後，S/C内包水の放射能濃度を建屋地下滞留水と同程度まで低減し，炉注水量以上の取水が可能となった後，　PCV水位低下を計画。

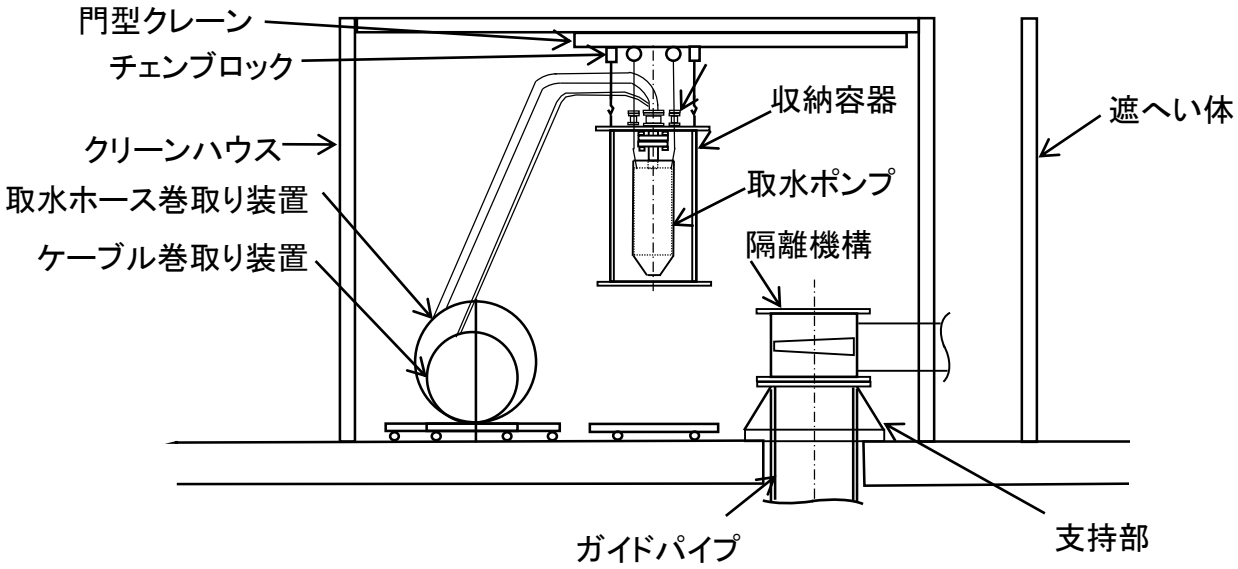
【ステップ2】
　補助事業によるガイドパイプ設置に係る要素技術の開発は2019年度に完了。2020年度以降，現場適用に向けた課題の抽出/整理を行い，干渉物撤去や線量低減等の環境整備や安全性確認と並行して，S/C水位低下設備の配置・設計の検討を実施。

		2020年度	2021年度	2022年度	2023年度	2024年度～	備考
【ステップ1】 原子炉建屋１階床下まで水位低下	PCV内取水設備の設置						
	【ステップ1-1】 S/C内のインペントリ低減						2020年に実施したＳ/Ｃ内包水のサンプリング結果から，期間は最大で１年程度を想定。
	【ステップ1-2】 原子炉建屋床下まで水位低下						
【ステップ2】 ガイドパイプによるS/C水位低下	現場適用の成立性確認						国の補助事業の結果を基に，３号機原子炉建屋内における現場適用の成立性を検討。
	現場適用性の課題抽出/整理						
	PCV水位低下時の安全性確認						PCV内(Ｄ/Ｗ)監視計器の拡張等。
	水位低下設備設置に伴う環境整備						原子炉建屋内の線量低減。 干渉物撤去のための地下階調査・装置製作。
	水位低下設備の設計検討						
	水位低下設備の設置/運用						

参考1-2　３号機Ｓ/Ｃ水位低下に向けた対応(1/3)

TEPCO

- 原子炉建屋１階床下までの水位低下(ステップ１)の必要性
  - S/Cと接続するガイドパイプ上部（開口部）は，S/C水位低下後に，PCV気相部とつながるため，隔離機構を設けることが必要。
  - ガイドパイプを経由し，S/C内に取水ポンプを設置するには，ガイドパイプ上部に取水ポンプを投入する機構（クレーン，チェンブロック等）を設置することが必要。
  - ガイドパイプ設置に先立ち，PCV水位をR/B1階床面以下に低下しガイドパイプ(床上)を短くすることにより，**ガイドパイプ設置時の溢水防止，設備設置及びメンテナンス性向上**を図ることが有効。

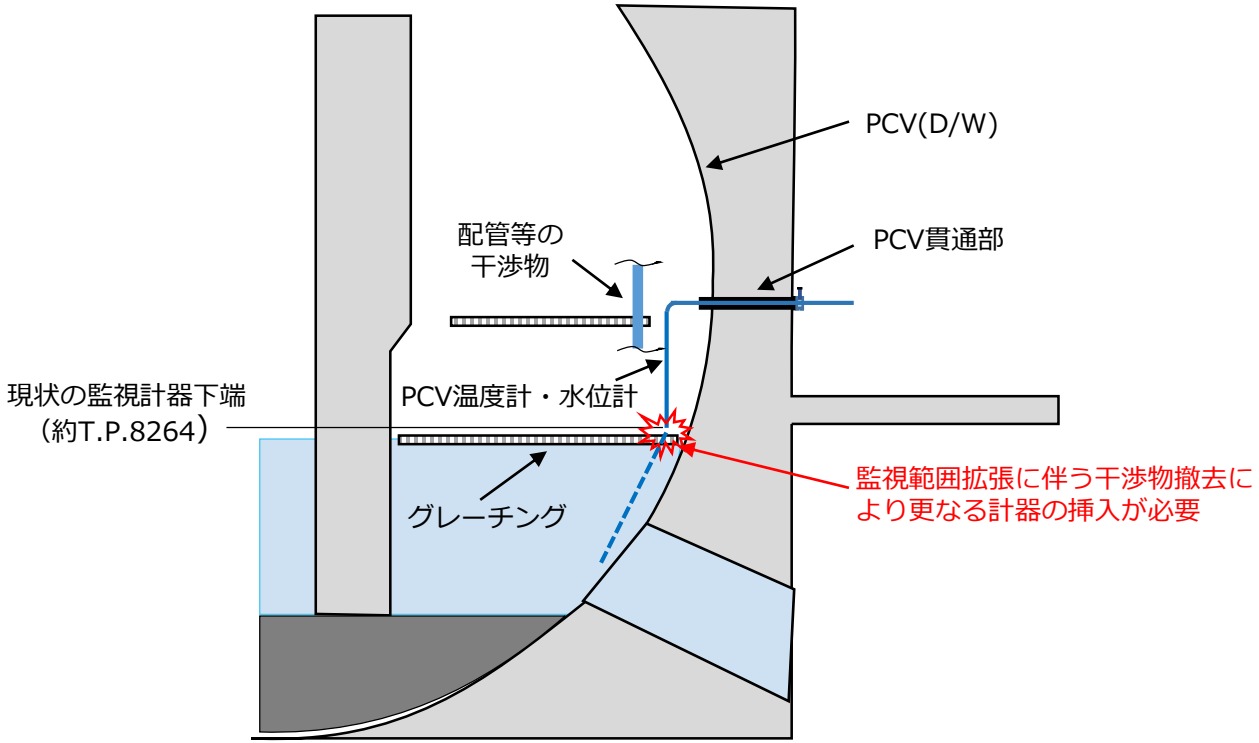


ガイドパイプを経由しS/C内に取水ポンプを設置する作業イメージ

参考1-2　３号機Ｓ/Ｃ水位低下に向けた対応(2/3)

TEPCO

- 安全性確認の主な課題として，S/C水位低下(ステップ2)に伴い，既存の監視計器（PCV温度計・水位計）最下端より水位を下げるため，PCV水位低下による**影響確認方法の確立（更に低い位置への計器設置等）が必要**。
  - 現状，監視計器の設置個所(PCV貫通部)の候補抽出と施工の概念検討を実施中。
  - 今後，監視範囲拡張に伴うPCV内のグレーチング等の干渉物撤去や，メンテナンスも考慮したPCV貫通部のバウンダリ構築方法の具体化を進めていく。



監視計器の設置作業イメージ

参考1-2　３号機Ｓ/Ｃ水位低下に向けた対応(3/3)

TEPCO

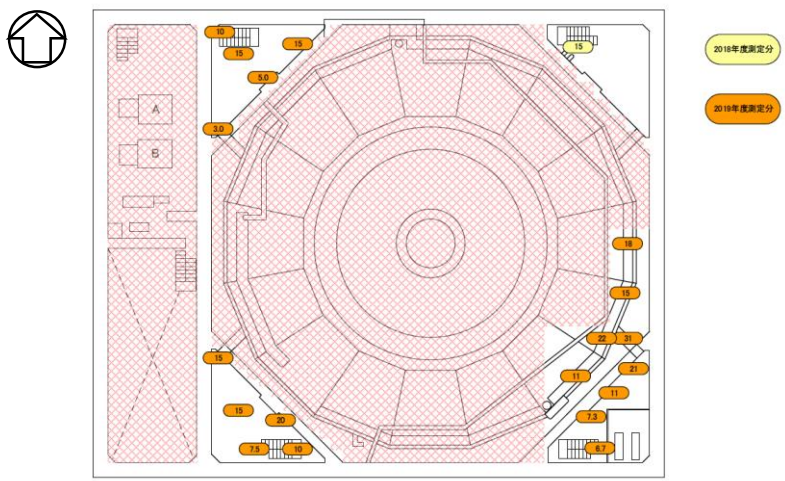
- 補助事業はガイドパイプ設置に関する要素技術開発のみを対象としており，現場の干渉物撤去や線量低減等の現場適用性の検討を行う必要があり，それらの成立性も踏まえ，具体的なガイドパイプの配置や設備設計を実施。

【干渉物撤去】

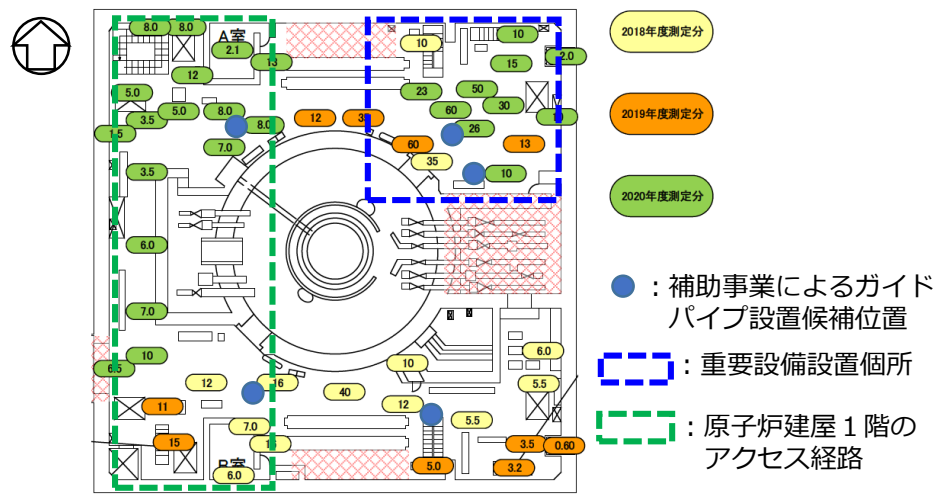
- ガイドパイプ設置前に，**原子炉建屋(１階，地下階)の配管・サポート等の干渉物**撤去/回収が必要。地下階は高線量環境のため，干渉物を**遠隔で撤去/回収する装置製作・検証が必要**。
- **装置製作・検証**に資する**地下階の現場調査**を今後実施していく（調査前の線量低減も必要）。
- 設備搬入・設置・メンテナンスの経路・エリア確保も考慮し，原子炉建屋１階に敷設している**炉注設備，窒素封入，ガス管理設備の配管・ホース等の移設**も考慮することが必要。

【線量低減】

- **ガイドパイプ設置候補位置**は，建屋西側が原子炉建屋アクセス通路であることを考慮すると，**建屋東側(環境線量10mSv/h以上)**となる可能性が高く，**線源となる既設設備の撤去**の必要性を含め，線量低減を検討中。



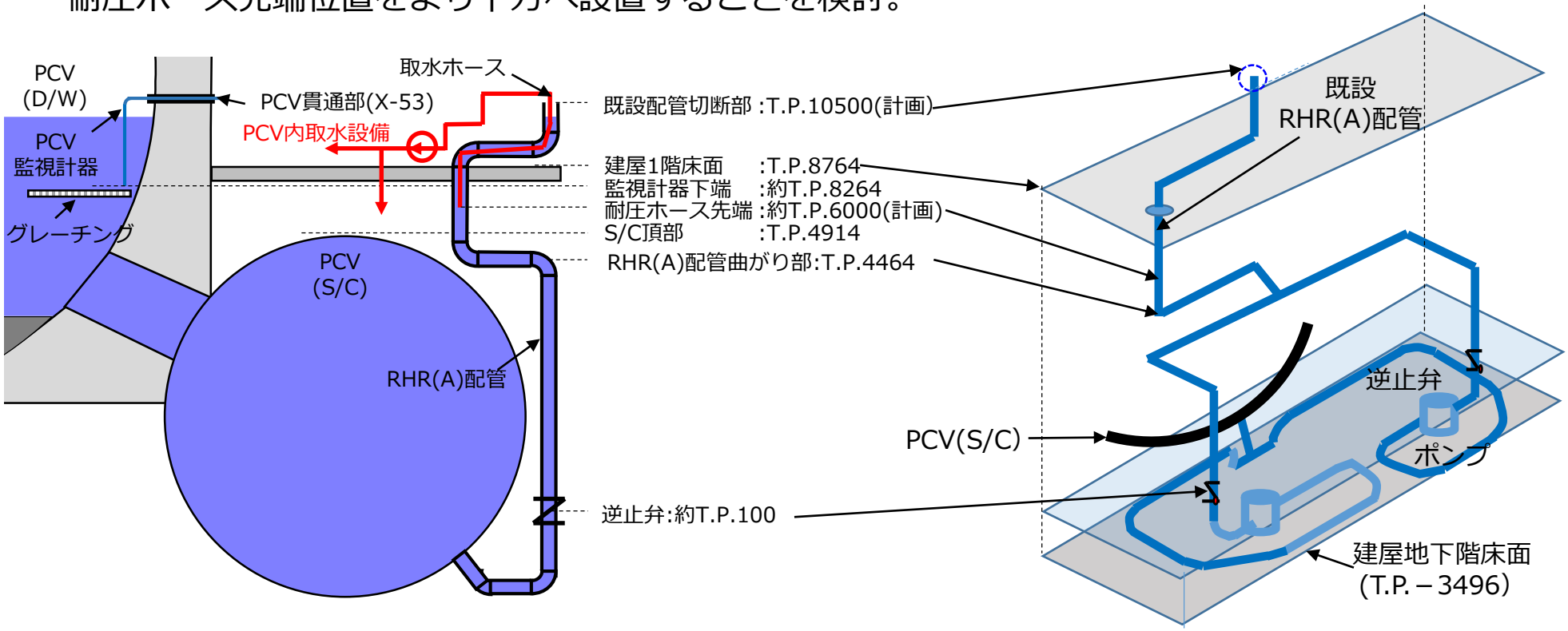
原子炉建屋地下階の環境線量(単位:mSv/h)



原子炉建屋1階の環境線量(単位:mSv/h)

参考1-3　ステップ1の水位低下範囲

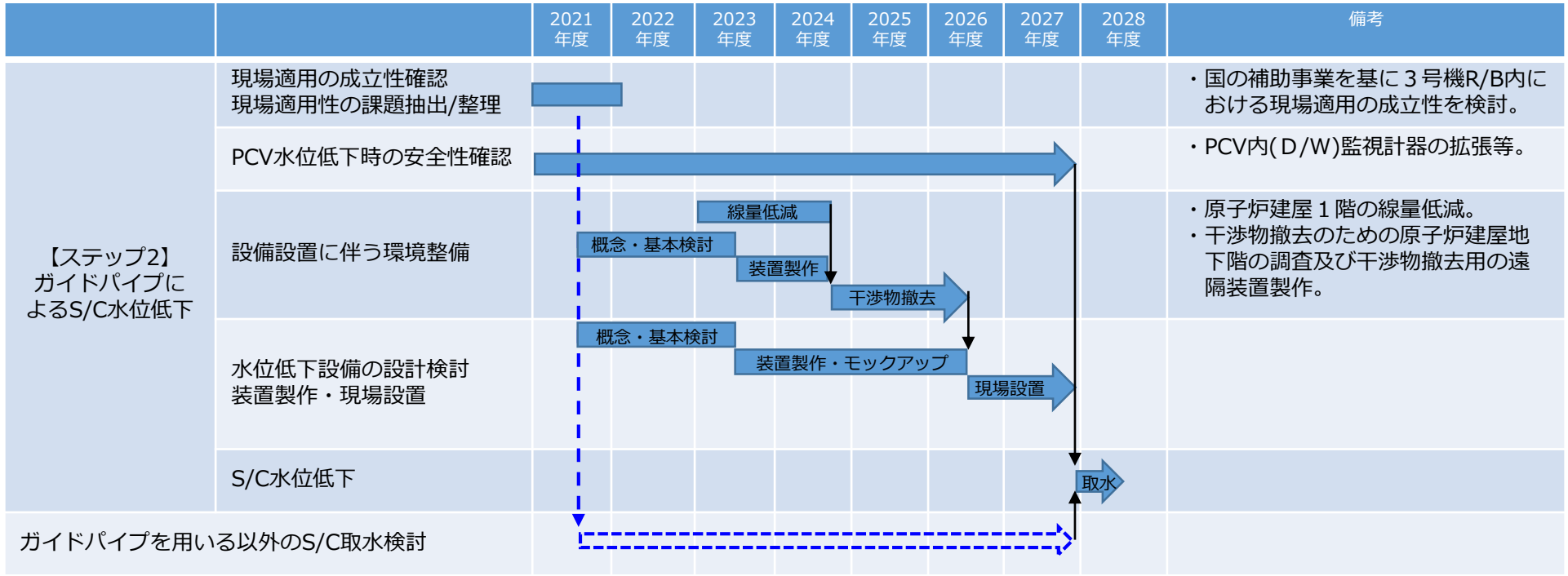
- 既設のRHR(A)配管内への耐圧ホース（監視計器を含む）の挿入範囲は，以下の理由から，制約。
  - 耐圧ホースは自吸式ポンプの吸込側(負圧)に位置するため一定の剛性を要し，耐圧ホースの挿入に伴い，既設配管内面との摩擦が増加し，挿入に要する力が増加。
  - 既設配管の模擬設備(実物大)を用い，取水ホースの挿入範囲を確認したところ，配管曲がり部を２箇所経由すると，耐圧ホース挿入は困難となることを確認。
- 耐圧ホース先端位置は，既設配管切断部から配管曲がり部を２箇所経由し，PCV監視計器下端(T.P.8264)より約2～3m下方とする計画。
- 今後のPCV水位低下を見据え，既設のPCV監視計器の測定範囲を更に下方とすることも視野に入れ，耐圧ホース先端位置をより下方へ設置することを検討。



参考1-4　３号機S/C耐震性対応のスケジュール(1/2)

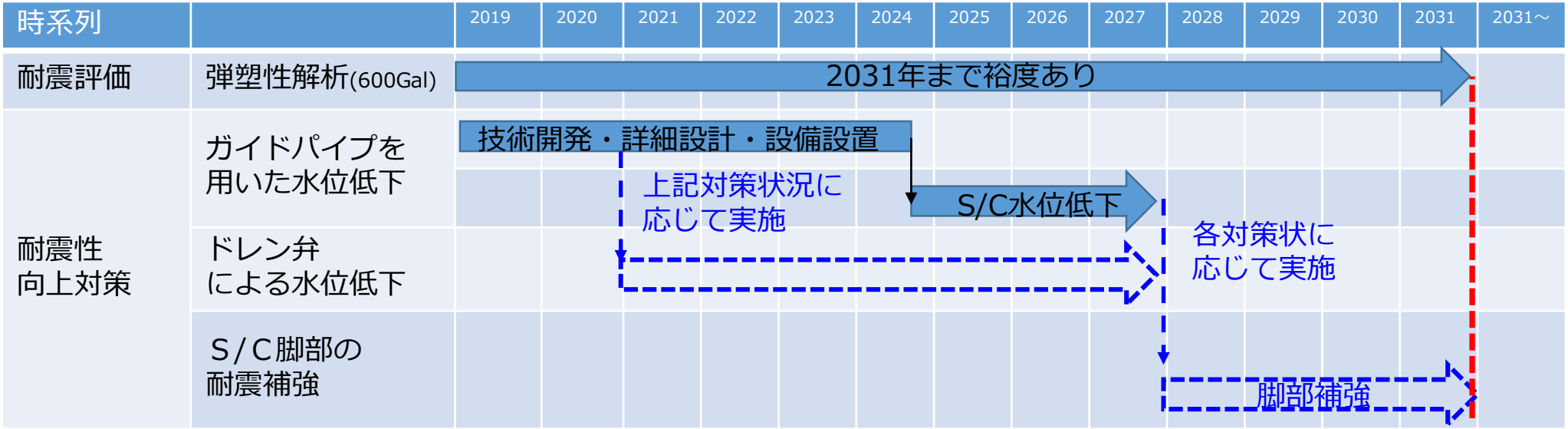
TEPCO

- ３号機PCV(S/C)の段階的な水位低下のうち，ステップ２については，補助事業によるガイドパイプ設置に係る要素技術の開発は2019年度に完了し，2020年度以降，現場適用に向けた課題整理と並行し，S/C水位低下設備の配置・設計の検討を実施。
- 当初，ステップ２は2024年度以降を想定していたが，具体的な作業実施において必要となる作業環境整備（環境線量低減，干渉物撤去，既設設備移設等）や遠隔作業に向けた検証に時間を要することを確認し，現時点における想定取水開始時期は2027年度以降の見込み。
- 上記状況も踏まえ，別のS/C水位低下方法についても並行して検討。



参考1-4　３号機S/C耐震性対応のスケジュール(2/2)

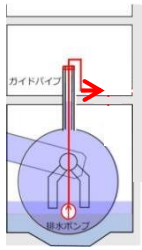
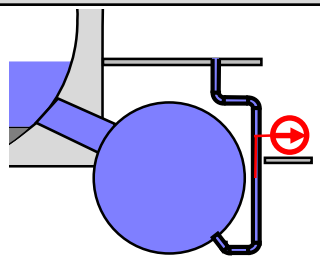
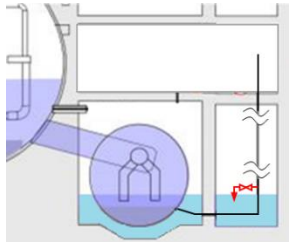
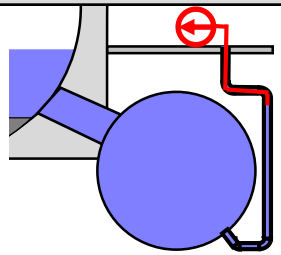
- 現状PCV水位の高い3号機について，減肉腐食による劣化を考慮しても，S/Cは2031年までは基準地震動(600Gal)に耐えうることを確認。
- S/Cの耐震性を向上させる対応として，S/C水位低下とS/C脚部補強を想定。
  - S/C水位低下には，S/C内へのアクセスに用いるガイドパイプ等の技術開発が必要であるが，2031年までにS/C水位を低下できる見込みがあり，耐震性向上も見据え，水位低下を進めて行く。
  - S/C脚部にモルタルを打設する耐震補強は，水位低下のバックアッププランとし，上記対策の状況等に応じて2027年を目途に切替要否を判断。



参考1-5　ガイドパイプを用いる以外のS/C水位低下検討について

TEPCO

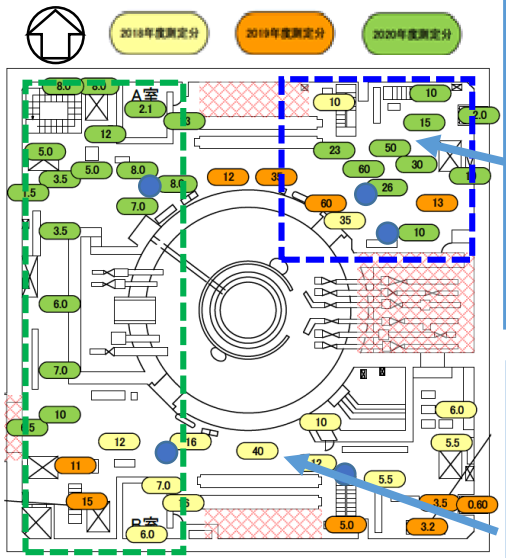
- 本設備によるS/C水位低下は困難な見通しであるが，ステップ2の実施に時間を要する見通しを踏まえ，ガイドパイプ以外のS/C水位低下方法の検討を並列して実施。
- S/C水位低下に向けた実現性及び工期短縮の観点から，以下に示す案を含めた検討を予定。
- 上記案を検討する上でも，本設備による取水（ステップ１）の実現は有用と判断。
  - 既設RHR(A)配管から逆止弁を経由する取水することの成立性を確認することが可能。
  - S/C内包水を取水することによるインベントリの低減が可能。
  - PCV水位を低下することに伴うPCV内部の作業に拡張性を持たせることが可能。

	ガイドパイプを用いた水位低下	地下階の既設配管から自吸式ポンプによる取水	地下階の既設配管へ分水栓取付け	ステップ1実施後に既設配管(地上部)を用いた取水
イメージ図				
耐震向上の有効性(水位低下範囲)	○（S/C下部）	△（S/C中心～下部）	△（S/C中心～下部）	△（S/C頂部）
成立性	△（確認中）	未定（新規技術開発要）	未定（新規技術開発要）	△（左記の地下階における取水点構築との干渉性等の確認要）
実施可能時期	2027年以降	未定	未定	未定
安全・運用上の懸念	・ポンプによる水位制御により，プラント状態に応じた対応が可能	・ポンプによる水位制御が可能だが，ポンプを地下階に設置するため施工性メンテナンス性等に課題あり。	・アクセス性が悪く操作性(非常時の対応)やメンテナンス性，S/C水位の制御性等に課題あり	・ポンプによる水位制御が可能だが，水位低下範囲が限られる。
想定被ばく量	中～大(1人･Sv以上)	未定	未定	未定

ガイドパイプを用いる以外のS/C水位低下方法

参考1-6　ステップ２の実施に向けた課題について

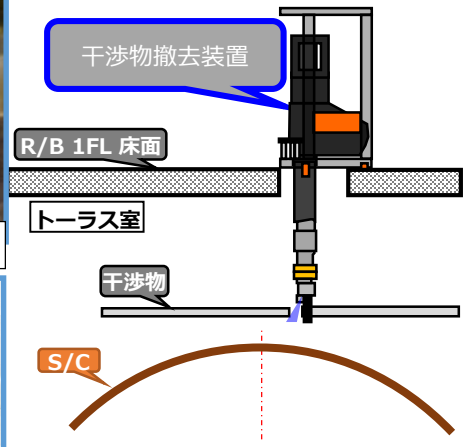
- S/Cからの取水設備について，メンテナンス等も含めたスペースを確保する必要に加え，設備設置に必要となる機材の搬入経路等の確保が必要であり，現場の線量低減に加え，既設設備の移設等を行うことが必要となる見込み。
- ガイドパイプ設置作業において，干渉する地下階の既存設備の撤去等を行うための工法の成立性を検証することが必要であり，検討を継続。



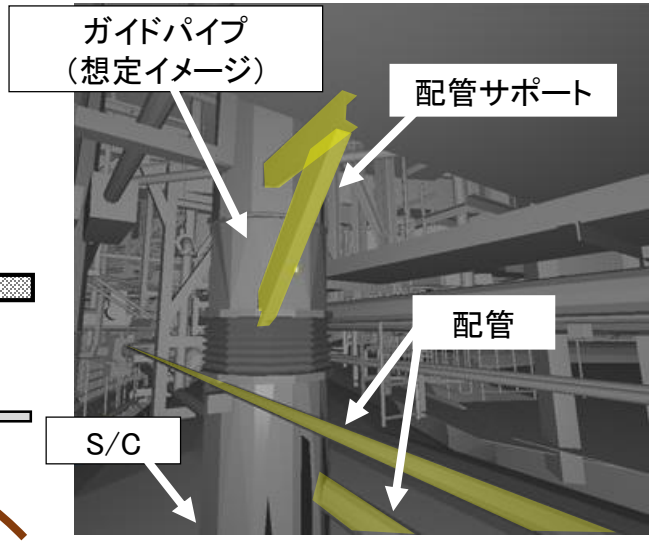
●：ガイドパイプ設置候補位置
□：原子炉建屋１階のアクセス経路
□：重要設備設置個所

原子炉建屋1階の環境線量(単位:mSv/h)

原子炉建屋1階の重要設備及び搬入経路確保に伴う干渉物写真



原子炉建屋地下階の干渉物撤去のイメージ図



ガイドパイプ設置候補箇所地下階の干渉物(配管・サポート等)イメージ図

参考2-0　措置を講ずべき事項との適合性

TEPCO

■ 措置を講ずべき事項において，PCV取水設備に関連する項目は以下の通り。

Ⅱ．設計，設備について措置を講ずべき事項

12. 作業者の被ばく線量の管理等

14. 設計上の考慮

① 準拠規格及び基準

② 自然現象に対する設計上の考慮

④ 火災に対する設計上の考慮

⑤ 環境条件に対する設計上の考慮

⑦ 運転員操作に対する設計上の考慮

⑧ 信頼性に対する設計上の考慮

⑨ 検査可能性に対する設計上の考慮

■ 次頁以降，関連する項目と本文における記載箇所を示す。

参考2-1　作業者の被ばく線量の管理等(1/2)

TEPCO

■ 以下の措置を講ずることにより，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を達成できる限り低減する。

原子炉格納容器内取水設備は，建屋内に設置されることから，液体状の放射性物質が建屋外へ漏えいするリスクは低い。さらに，建屋内における液体状の放射性物質の漏えいを防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，原子炉格納容器内取水設備には設置環境や内部流体の性状等の状況に応じた適切な材料を使用する。また，ポリエチレン管同士の接続部は，融着構造とすることを基本とする。

b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合に備え，配管の接続部の周囲には堰等を設置することで漏えいの拡大を防止する。また，堰等の内部に漏えい検知器を設置し，漏えいの早期検出が可能な設計とする。

c. 漏えい検知の警報は，免震重要棟に表示し，異常を確実に伝え，警報発生時には取水ポンプ停止措置がとれるようにする。なお，現場確認の上，誤報と確認された場合は運転を再開する。

d. 耐圧ホースは，二重管構造とすることで漏えいの拡大防止を図る。ただし，残留熱除去系配管(A)内部の耐圧ホースは，液体状の放射性物質が漏えいした場合の影響がないことから対象外とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（4）放射性物質の漏えい防止

参考2-1　作業者の被ばく線量の管理等(2/2)

TEPCO

原子炉格納容器内取水設備は，放射線業務従事者が接近する必要がある箇所の空間線量率の上昇を極力抑えるため，機器の表面線量を数mSv/h以下とするよう，鉛マット等により放射線を適切に遮へいする設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（5）放射線遮へいに対する考慮

参考2-2　設計上の考慮＜①準拠規格及び基準＞

TEPCO

■ 設備の安全機能の重要度を考慮して以下の規格基準を適用する。

設計，材料の選定，製作及び検査について，発電用原子力設備規格設計・建設規格（JSME），日本産業規格（JIS）等※1を適用することにより信頼性を確保する。

※1：「JIS G 3454 圧力配管用炭素鋼鋼管」，「JWWA K 144 水道配水用ポリエチレン管」

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（3）規格・基準等

参考2-3　設計上の考慮＜②自然現象に対する設計上の考慮＞(1/2)

TEPCO

■ 地震に対する設計上の考慮を以下に示す。

原子炉格納容器内取水設備を構成する主要機器のうち放射性物質を内包するものは，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するに当たっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態にあわせたものを採用する。

ポリエチレン管，耐圧ホースは，材料の可撓性により耐震性を確保する。

・記載箇所：2.49.1.7 構造強度及び耐震性　（2）耐震性

参考2-3　設計上の考慮＜②自然現象に対する設計上の考慮＞(2/2)

TEPCO

■ 津波に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，仮設防潮堤内に設置し，アウターライズ津波による浸水を防止する。アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え，大津波警報が発令された際は，取水ポンプを停止し，原子炉格納容器内包水の流出を防止する。なお，津波による配管損傷があった場合も，取水ポンプを停止することで，内包水の漏えいは限定的なものとする。

・記載箇所：2.49.1.6 自然災害対策等　（1）津波

■ 強風（台風・竜巻），豪雨に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，建屋内に設置するため，強風および豪雨による損傷や浸水の可能性は低い。

・記載箇所：2.49.1.6 自然災害対策等　（2）強風（台風・竜巻），豪雨

参考2-4　設計上の考慮＜④火災に対する設計上の考慮＞

TEPCO

■ 火災に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，火災発生防止及び火災の影響低減のため，実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用するとともに設備周辺からは可能な限り可燃性材料を排除する。また，初期消火の対応ができるよう，設備近傍に消火器を設置する。なお，火災の発生は，火災検知器による検知が可能な設計とする。

・記載箇所：2.49.1.6 自然災害対策等　（3）火災

参考2-5　設計上の考慮＜⑤環境条件に対する設計上の考慮＞(1/2)

TEPCO

■ 腐食に対する設計上の考慮を以下に示す。

　取水ポンプについては，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼を使用する。配管については，耐腐食性に優れたEPDM合成ゴム製耐圧ホース，ポリエチレン管，及びポリエチレンによる内面ライニングを施した鋼管を使用する。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（10）腐食に対する考慮

■ 凍結に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，建屋内に設置されること，また，定期的に取水ポンプが起動し，原子炉格納容器内取水設備内の水を移送することから凍結の可能性は低い。

・記載箇所：2.49.1.6 自然災害対策等　（4）凍結

参考2-5　設計上の考慮＜⑤環境条件に対する設計上の考慮＞(2/2)

TEPCO

■ 耐放射線性に対する設計上の考慮を以下に示す。

原子炉格納容器内取水設備のポリエチレン管の材質であるポリエチレンは，集積線量が2×10^5Gyに達すると，引張強度は低下しないが破断時の伸びが減少する傾向を示す。ポリエチレン管の照射線量率を1Gy/hと仮定すると，集積線量が2×10^5Gyに達する時間は2×10^5時間（22.8年）と評価される。そのため，ポリエチレン管は，数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることがないと考える。

原子炉格納容器内取水設備の耐圧ホースの材質であるEPDM合成ゴムの放射線照射による影響は，10^5Gyまで照射されても有意な材料特性の変化は確認されていない。耐圧ホース照射線量率を1Gy/hと仮定すると，集積線量が10^5Gyに達する時間は10^5時間（11.4年）と評価される。このため耐圧ホースは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはないと考えられる。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（11）耐放射線性

参考2-6　設計上の考慮＜⑦運転員操作に対する設計上の考慮＞

TEPCO

■ 誤動作の防止に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，運転員の誤操作，誤判断を防止するために，取水ポンプの手動操作等の重要な操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（6）誤動作の防止に対する考慮

■ 監視・操作に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，免震重要棟において計器の監視，発報及び遠隔操作が可能な設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（9）監視・操作に対する考慮

参考2-7　設計上の考慮＜⑧信頼性に対する設計上の考慮＞(1/2)

TEPCO

■ 長期停止に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備のうち取水ポンプは，故障により設備が長期停止することがないように2系列設置する。また，電源は異なる2系統の所内高圧母線から受電可能な設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（2）長期停止に対する考慮

■ 設備保全に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，機器の重要度に応じた適切な保全が実施可能な設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（8）設備保全に対する考慮

参考2-7　設計上の考慮＜⑧信頼性に対する設計上の考慮＞(2/2)

TEPCO

■ 構造強度に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納器内取水設備を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器に準ずるものと位置付けられる。クラス3 機器の適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」で規定される。

　ポリエチレン管は，日本水道協会規格等に準拠したものを適用範囲内で使用することで，構造強度を有すると評価する。また耐圧ホースについては，製造者仕様範囲内の圧力及び温度で使用することで構造強度を有すると評価する。

　・記載箇所：2.49.1.7 構造強度及び耐震性　（1）構造強度

参考2-8　設計上の考慮＜⑨検査可能性に対する設計上の考慮＞

TEPCO

■ 検査可能性に対する設計上の考慮を以下に示す。

　原子炉格納容器内取水設備は，適切な方法で検査ができるよう，漏えい検査・通水検査等の検査が可能な設計とする。

・記載箇所：2.49.1.3 設計方針　（7）検査可能性に対する設計上の考慮

参考3　実施計画第Ⅲ章の変更内容(1/2)

TEPCO

■ PCV取水設備設置に伴う実施計画第Ⅲ章第1編の変更内容を以下に示す。

変更前	変更後
（保安に関する職務） 第５条 ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 （７）燃料デブリ取り出しプログラム部は，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，燃料デブリ取り出しに関する設備，原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉圧力容器・格納容器ほう酸水注入設備，原子炉格納容器内窒素封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計，建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。	（保安に関する職務） 第５条 ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 （７）燃料デブリ取り出しプログラム部は，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，燃料デブリ取り出しに関する設備，原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉圧力容器・格納容器ほう酸水注入設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，原子炉格納容器ガス管理設備及び３号機原子炉格納容器内取水設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計，建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。
（36）水処理計装設備グループは，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，汚染水処理設備等，滞留水を貯留する建屋，多核種除去設備等，サブドレン他水処理施設，油処理装置，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，５・６号炉仮設設備（滞留水貯留設備），その他安全確保設備等のうち，放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設，放射性物質分析・研究施設第１棟並びに大型機器除染設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。	（36）水処理計装設備グループは，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，汚染水処理設備等，滞留水を貯留する建屋，多核種除去設備等，サブドレン他水処理施設，油処理装置，３号機原子炉格納容器内取水設備，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，５・６号炉仮設設備（滞留水貯留設備），その他安全確保設備等のうち，放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設，放射性物質分析・研究施設第１棟並びに大型機器除染設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。

参考3　実施計画第Ⅲ章の変更内容(2/2)

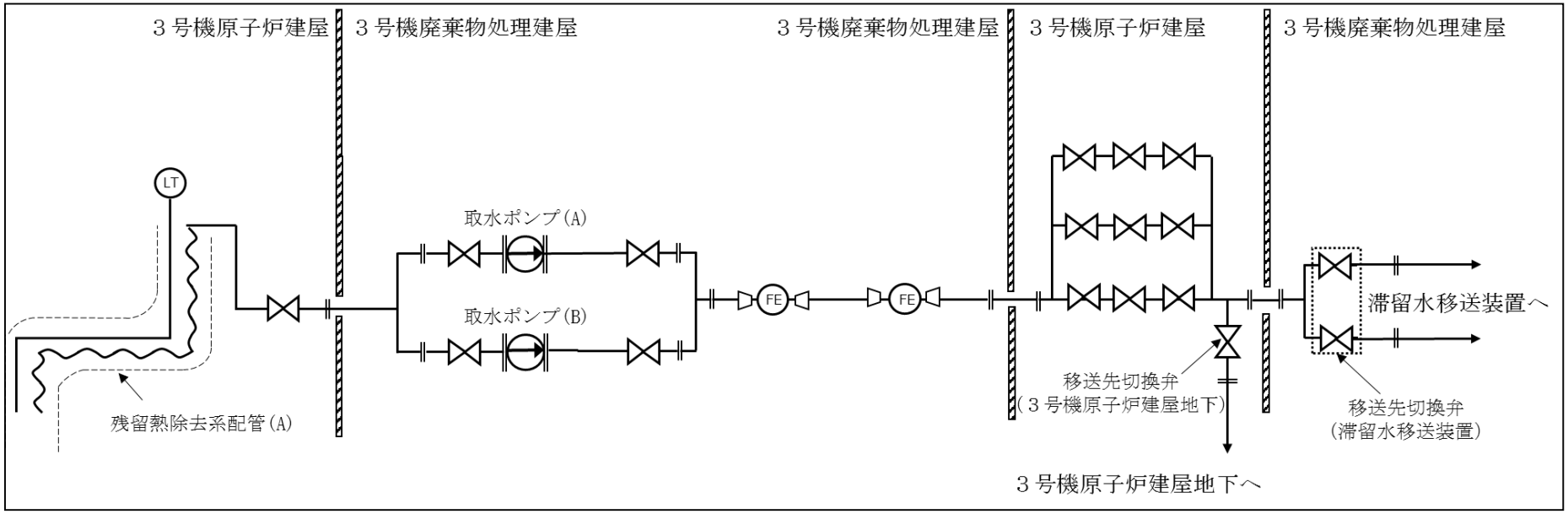
TEPCO

■ PCV取水設備設置に伴う実施計画第Ⅲ章第2編の変更内容を以下に示す。

変更前	変更後
（保安に関する職務） 第５条 ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 （７）燃料デブリ取り出しプログラム部は，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，燃料デブリ取り出しに関する設備，原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉圧力容器・格納容器ほう酸水注入設備，原子炉格納容器内窒素封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計，建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。	（保安に関する職務） 第５条 ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 （７）燃料デブリ取り出しプログラム部は，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，燃料デブリ取り出しに関する設備，原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉圧力容器・格納容器ほう酸水注入設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，原子炉格納容器ガス管理設備及び３号機原子炉格納容器内取水設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計，建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備ＧＭが所管する業務を除く。）を行う。
（36）水処理計装設備グループは，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，汚染水処理設備等，滞留水を貯留する建屋，多核種除去設備等，サブドレン他水処理施設，油処理装置，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，５・６号炉仮設設備（滞留水貯留設備），その他安全確保設備等のうち，放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設，放射性物質分析・研究施設第１棟並びに大型機器除染設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。	（36）水処理計装設備グループは，１～４号炉に係る安全確保設備等のうち，汚染水処理設備等，滞留水を貯留する建屋，多核種除去設備等，サブドレン他水処理施設，油処理装置，３号機原子炉格納容器内取水設備，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，５・６号炉仮設設備（滞留水貯留設備），その他安全確保設備等のうち，放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設，放射性物質分析・研究施設第１棟並びに大型機器除染設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。

参考4　PCV取水設備の系統概要図

- ３号機PCV(S/C)に接続する残留熱除去系配管（A）（以下，RHR（A））の既設配管に取水配管（耐圧ホース）を挿入し，取水ポンプによりPCV(S/C)内の水を取水。
- 取水した水は３号機原子炉建屋地下または滞留水移送装置へ移送し，汚染水処理設備で処理。



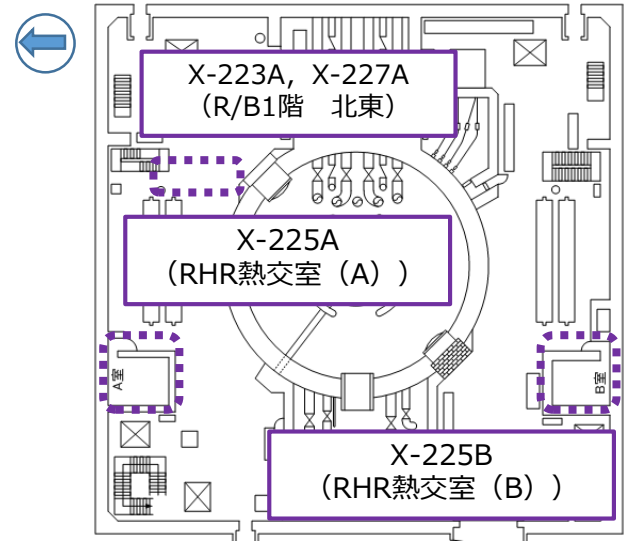
PCV取水設備系統概要図

参考5-1　S/C既設配管への取水配管挿入可否の検討

TEPCO

- 取水配管を挿入するS/C接続配管を以下の条件より，4配管を抽出。
  - **S/C既設配管の口径**
    ⇒定格容量（5m³/h）での取水に必要な配管口径として50A以上。
  - **S/Cからの連通可否**
    ⇒流路上に，操作できない「閉」状態の弁や流路を阻害する方向に設置された逆止弁が無いこと。

ペネ番号	系統名	用途	配管切断箇所
X-225A	RHR	RHR系ポンプサクションA	RHR熱交換器室（A)
X-225B	RHR	RHR系ポンプサクションB	RHR熱交換器室（B)
X-223A	CS	CSテストラインA	R/B 1階 北東エリア
X-227A	CS	CSポンプサクションA	同上



- 4配管に対して，作業エリアの雰囲気線量率を考慮し，**RHR（A）系配管（RHR熱交室（A））を選定**。
- RHR（A）系配管での取水が困難（＝PCVと既設配管の水頭差による逆止弁の開閉が不可）だった場合は，その他候補を用いた取水を検討。

	作業エリアの雰囲気線量率
RHR（A）系	1～3mSv/h
RHR（B）系	5mSv/h
CS系	20～60mSv/h

参考5-2　PCV貫通孔への取水配管挿入可否の検討

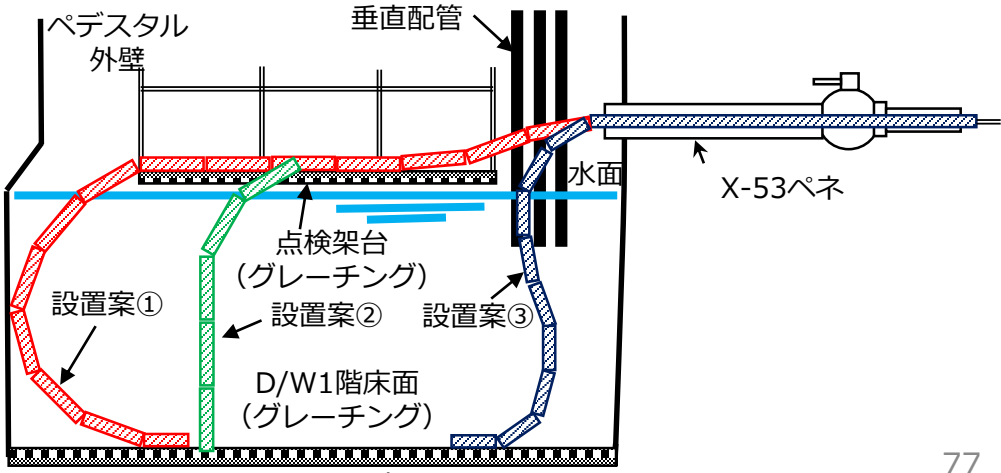
TEPCO

- 取水配管を挿入するPCV貫通孔（ペネ）を以下の条件より，X-53ペネを抽出。ただし，PCVガス管理システムにて使用中のペネは除外。
  - **ペネのレベル（ペネの水没有無）**⇒PCV水位以上のペネ
  - **ペネ貫通配管の有無と配管の開放状況**
    ⇒ペネに貫通配管がある場合は，PCV内部で配管が開放されているか
  - **作業現場の環境（取水配管設置作業が可能であるか）**
    ⇒①高線量環境に設置されたペネは除外
    ②ペネに隔離機構を設置可能なスペースの有無
  - **取水配管を目標レベルまで挿入可能であるか**⇒D/W内の２階床面（グレーチング）より下部

PCV貫通孔	設置場所	作業スペース（隔離機構の設置）	ペネレベル	ペネ内径
X-53（予備）	北西エリア	設置済	T.P.11054	143.2mm

- X-53ペネへの取水配管の挿入は，以下の理由から**挿入困難**と判断。

目標レベルまで取水配管を挿入するためには，ペネ近傍の垂直配管を回避する，または，点検架台の開口に取水配管を挿入することが必要であり，**遠隔での取水配管の引き回し**を実施するため。

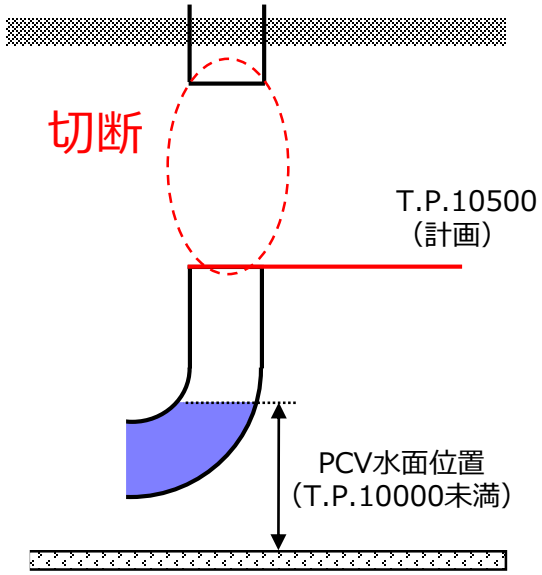


X-53ペネからの挿入イメージ

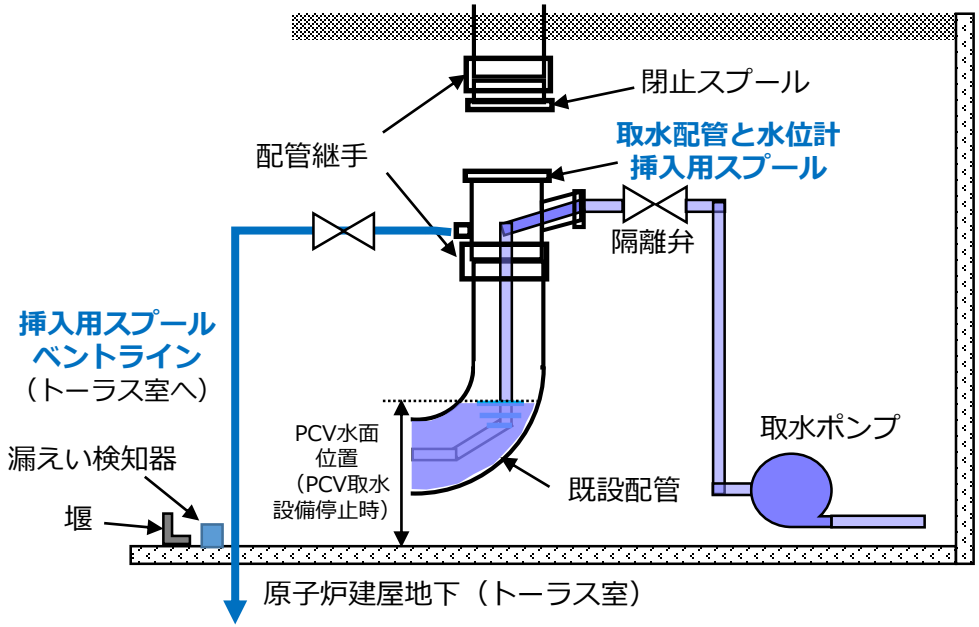
参考6　既設配管の水位上昇に対する設備対策

TEPCO

- PCV水位はT.P.10000未満と推定されるが，仮にPCV水位が今後上昇した場合でも，以下の対応により既設配管切断箇所からの漏えいの可能性は低いと判断。
  - 既設配管切断はT.P.10500付近にて計画しており，PCV温度計・水位計の設置誤差（±100mm）を考慮し裕度を有す。
  - 既設配管に水位計を設置し，配管水位を監視しているため，水位上昇の検知は可能。
  - 既設配管切断部には，挿入用スプールを設置するが，当該部に設けたベントラインにより，万が一，PCV水位が上昇した場合もトーラス室に排水が可能であること。



既設配管切断高さ



配管水位上昇時の排水経路

参考7　閉止スプールおよび挿入用スプールの設計要求

前回面談
資料修正

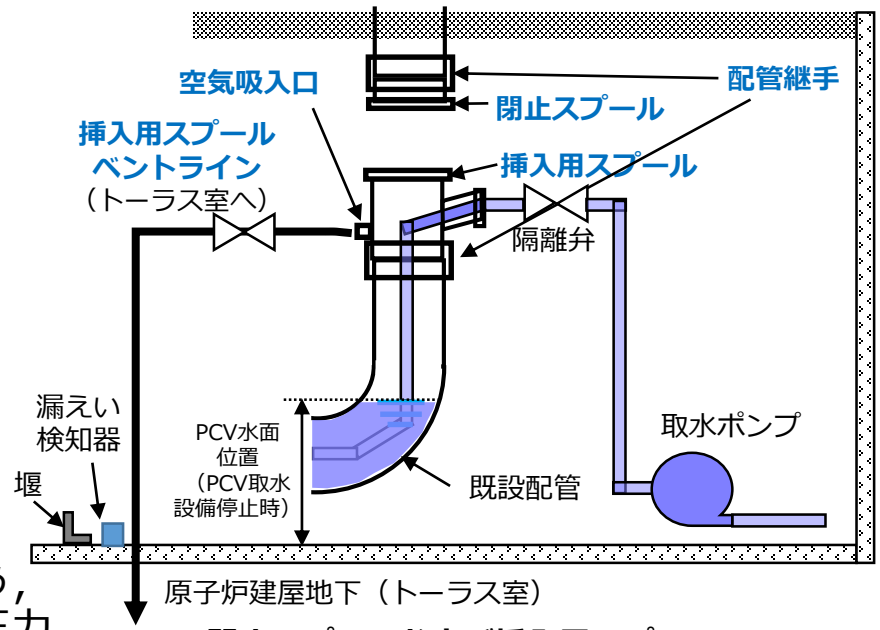
TEPCO

＜閉止スプールの設計要求＞

- 既設配管切断部への異物混入を防止すること。
- スプールと既設配管の固定はシール性能を有する配管継手※1を使用すること。
- 既設配管内部の乾燥により生じるダストの飛散を抑制。

＜挿入用スプールの設計要求＞

- 閉止スプールと同等の設計要求を満たすこと。
- 取水配管を既設配管に挿入できること※2。
- 既設配管内部の水位変化による圧力変動が生じないよう，スプールに空気吸入口があること。なお，配管内部で圧力変動が生じないため，軸方向の荷重は発生しない。



閉止スプールおよび挿入用スプール

※1：配管継手は3号機PCV温度計・水位計等の設置において使用実績あり。
※2：取水配管の荷重は，挿入用スプールに負荷しないようにすることで計画。

＜その他＞

- PCV取水設備運用終了後，S/C底部まで水位が低下し，S/Cと既設配管の気相部が連通する可能性があることも考慮し，ベントラインの弁を閉止する等，挿入用スプールの閉止処置が可能。
- ３号機PCV圧力（ゲージ圧）は１kPa以内と想定※3しており，PCVと既設配管内の気圧差による水位上昇は10cm以内の見込み。
- 挿入用スプールの配管継手にかかる圧力は，設備運用中は大気圧，上記同様にS/Cの気相部と連通した場合も現在のPCV圧力程度と想定しており，配管継手の最高使用圧力（1.0MPa）は，十分裕度を有すると考える。

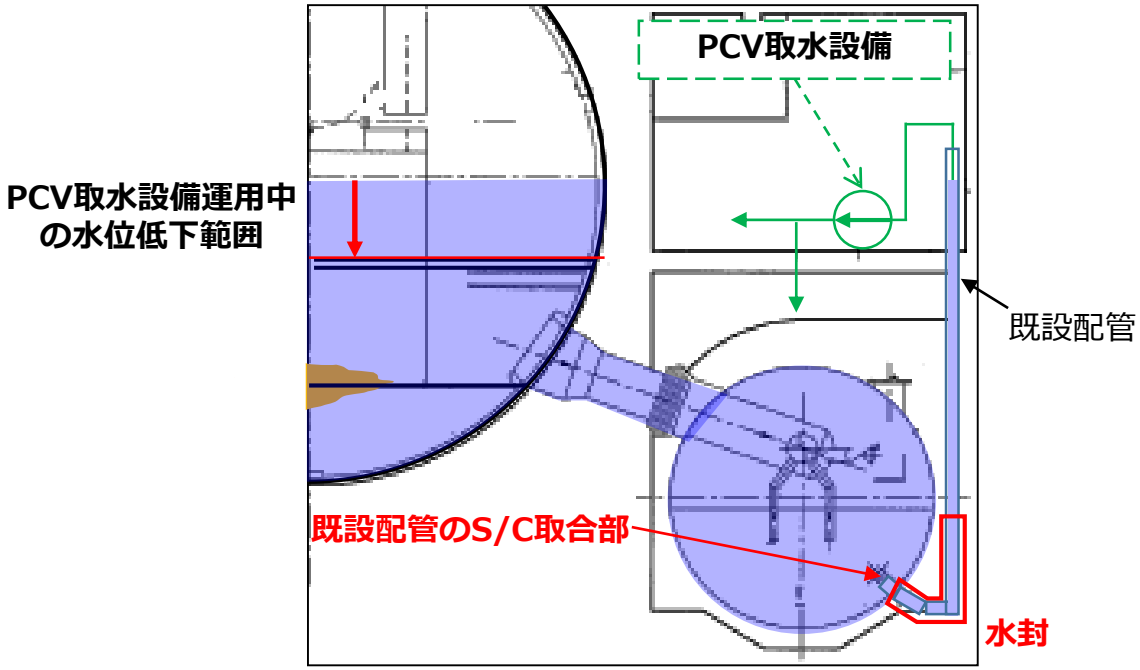
配管継手
（最高使用圧力：1.0MPa）

※3：過去にPCVガス管理設備を停止（窒素封入は継続）した際，PCV(D/W)圧力上昇は0.1kPa以下。

参考8　PCV水位低下時の液相バウンダリの考え方

- PCV取水設備の運用中は，原子炉建屋1階床下までの水位低下を計画しているが，取水に用いる既設配管はS/C底部から立ち上がっており，当該水位では**既設配管が水封**され，本設備の液相バウンダリは維持。

- 既設配管のS/C取合部は，S/C底部に位置するため，当該部が気中開放するまでは液相バウンダリを維持。



既設配管の水封イメージ

参考9　主要機器の実施計画における記載(1/2)

TEPCO

■ 取水ポンプ（完成品）

台数　　：2（うち予備は１台）

容量　　：5m3/h（1台あたり）

揚程　　：65m

■ 主配管（RHR配管～移送先切換弁）

名称	仕様	
残留熱除去系配管(A)から移送先切換弁（３号機原子炉建屋地下／滞留水移送装置）まで（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40 25A／Sch40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	50A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
（耐圧ホース）	呼び径	50A相当
	材質	EPDM合成ゴム
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	40℃

参考9　主要機器の実施計画における記載(2/2)

TEPCO

■ 主配管（移送先切換弁～各移送先）

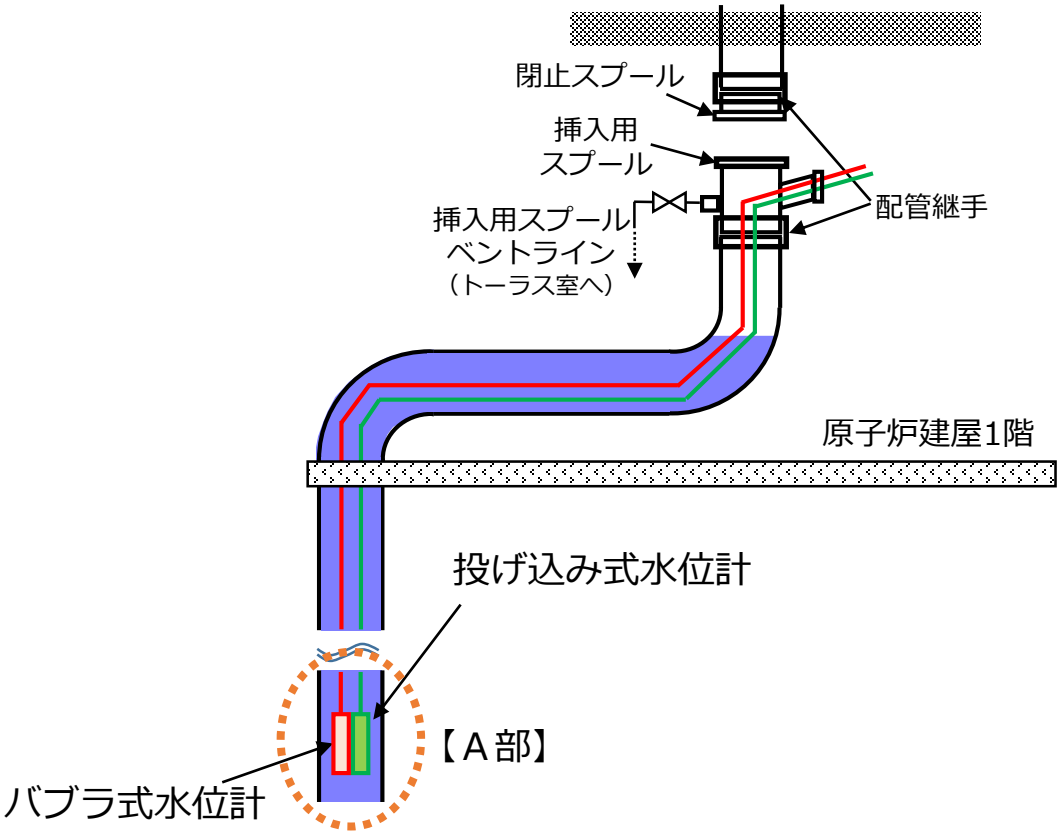
名称	仕様	
移送先切換弁（３号機原子炉建屋地下）から３号機原子炉建屋地下まで（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	50A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
移送先切換弁（滞留水移送装置）から滞留水移送装置まで（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	50A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃

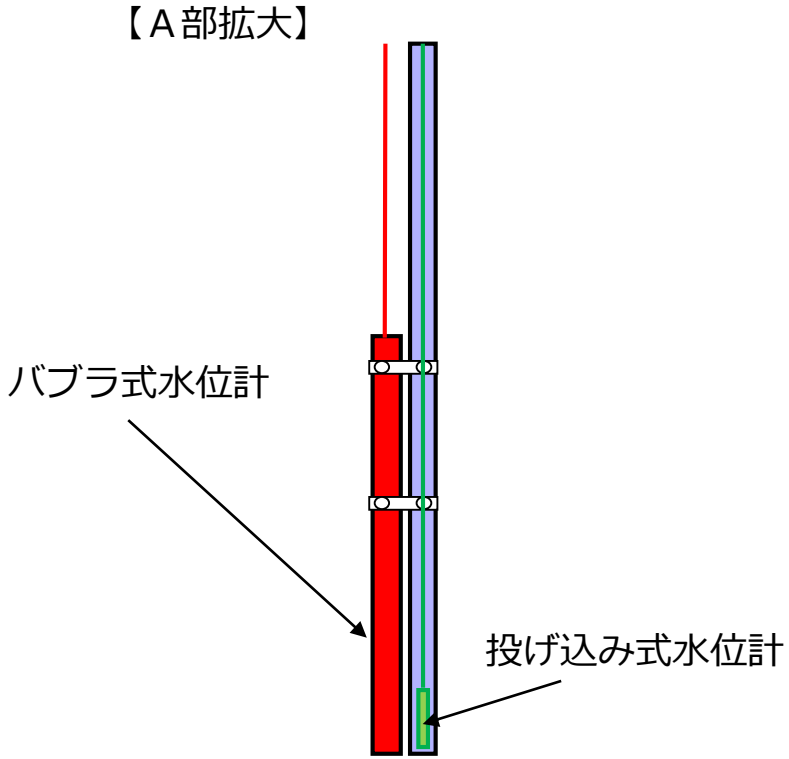
参考10-1　バブラ式水位計の設置方法

新規追加

TEPCO

- バブラ式水位計は既設配管の曲管部分を経由し設置することから，水位計長さによる設置位置の確認が困難。
- バブラ式水位計には投げ込み式水位計を抱き合わせて既設配管に挿入することで，バブラ式水位計の設置位置を確認。
- 設置位置確認後，投げ込み式水位計は既設配管内部に残置する計画（なお，当該水位計の耐放性の観点から継続的な使用は困難と想定）。



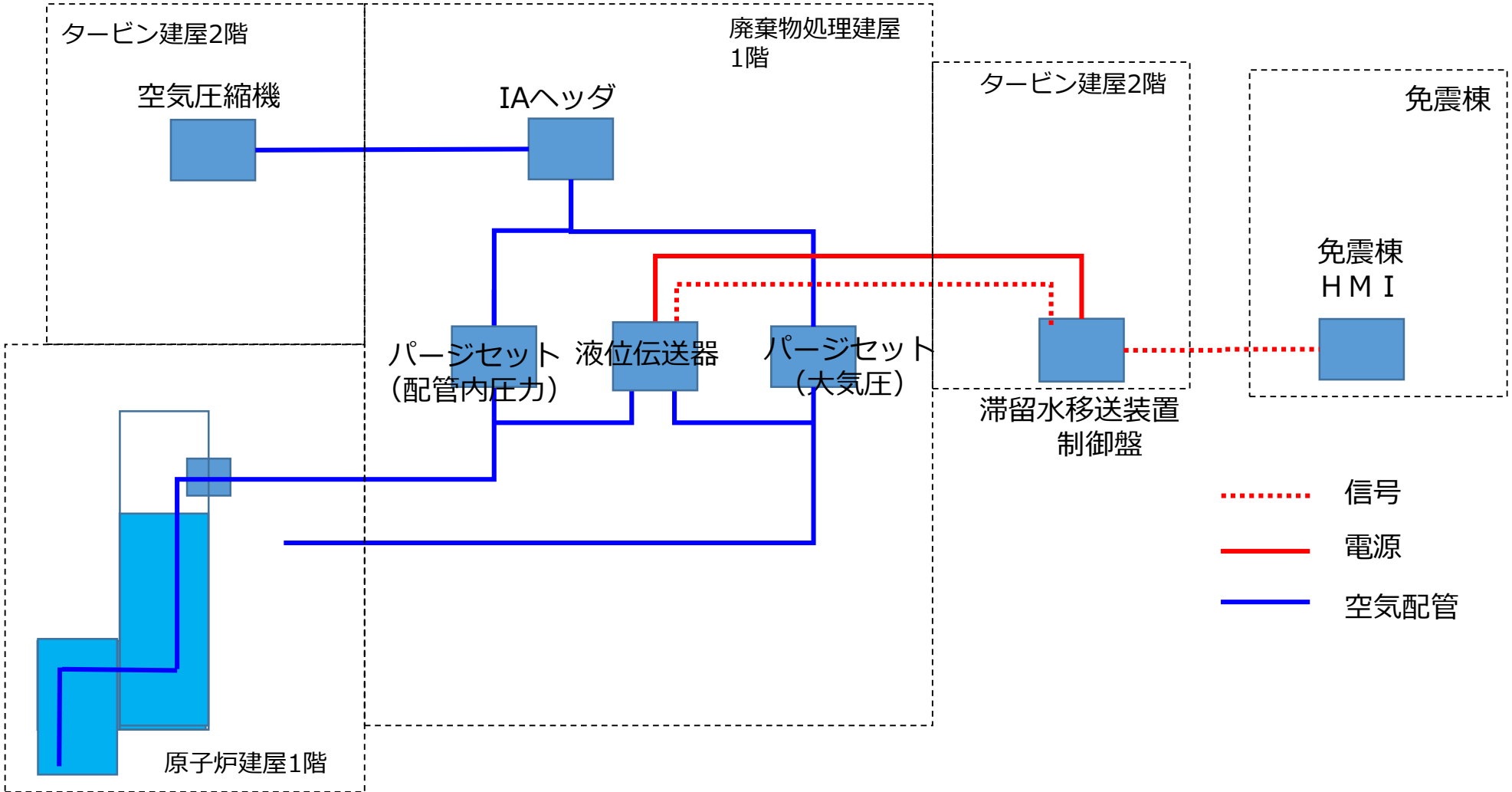


参考10-2　バブラ式水位計のシステム構成

新規追加

TEPCO

- バブラ式水位計は，空気を供給し，配管内圧力と大気圧の差圧を水位に換算し計測。
- 液位伝送器への電源供給は，滞留水移送装置制御盤より給電。
- 水位は，液位伝送器と滞留水移送装置制御盤を介して免震棟にて監視が可能。

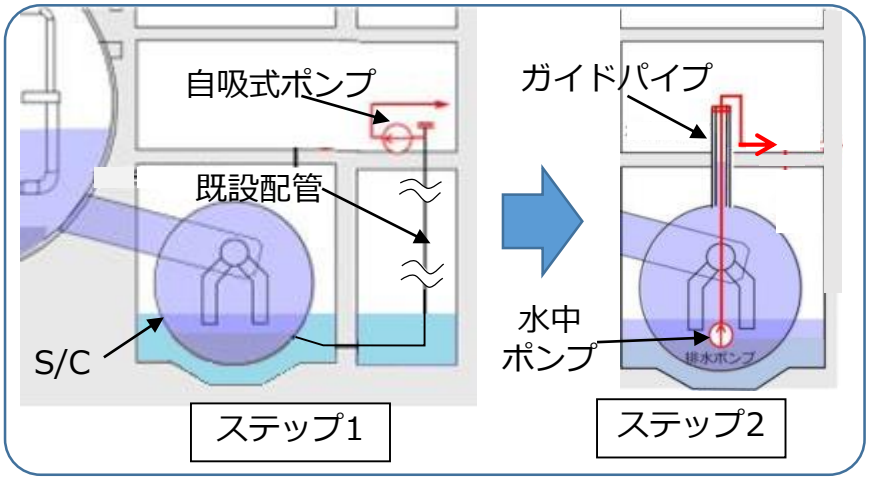


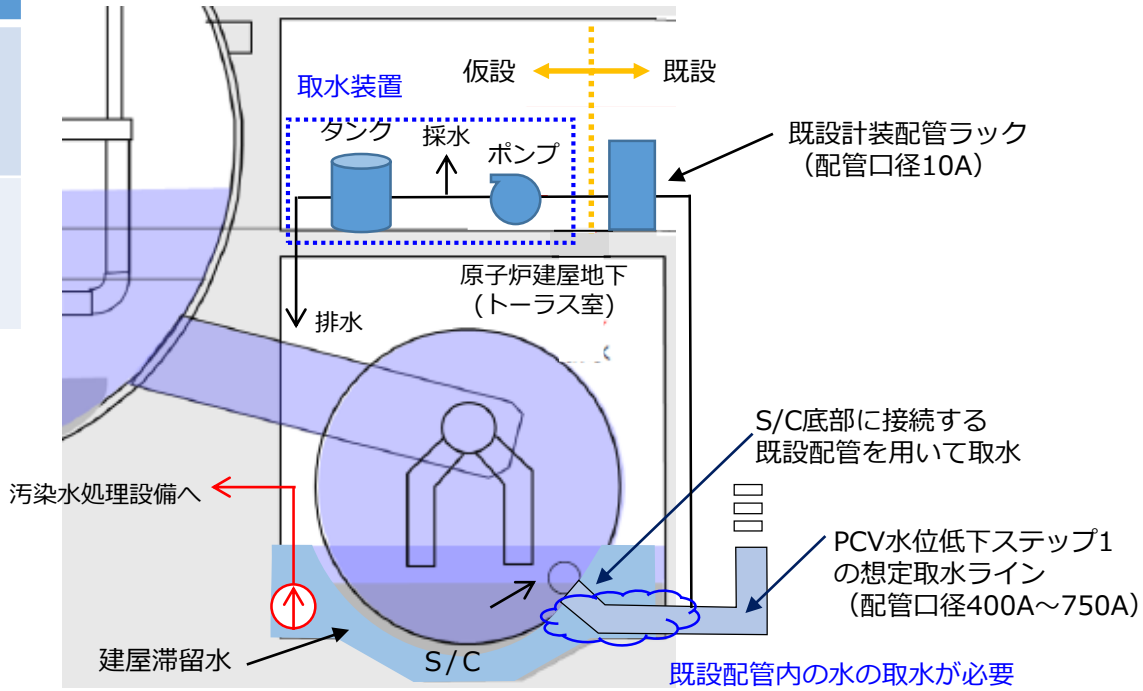
参考11　S/C内包水のサンプリング実施状況(1/2)

TEPCO

- 現状，耐震性向上策としてPCV(S/C)水位低下を行うため，以下の通り段階的に水位を低下することを計画。
- PCV取水設備の設計・取水後の運用を踏まえると，事前に移送水の性状を把握することが必要。
- S/C底部に接続する既設配管（計装配管）に，ポンプ・タンク等の取水装置を接続し，７月下旬～9月中旬にかけてサンプリングを実施。

	水位低下方法の概要	目標水位
ステップ1	S/Cに接続する既設配管を活用し，自吸式ポンプによって排水する。	原子炉建屋1階床面下
ステップ2	ガイドパイプをS/Cに接続し，S/C内部に水中ポンプを設置することで排水する。	S/C下部





既設配管を用いたS/C内包水の取水イメージ

参考11　S/C内包水のサンプリング実施状況(2/2)

TEPCO

- S/C内包水の**全α濃度が低い**（検出限界値未満）ため，　S/C内包水は現状の汚染水処理設備へ移送可能な見込み。
- 放射性物質濃度(Cs-137，全β)は，現状の建屋滞留水と比較して高いため，汚染水処理における運用や性能への影響に配慮し，**移送量の調整や希釈**等を考慮する必要あり。
- その他，PCV取水設備の設計（**遮へい設計，耐放性・耐食性の機器選定**等）に当該分析結果を反映予定。

S/C内包水と建屋滞留の性状				建屋滞留水移送・処理への影響	PCV取水設備の機器設計への反映
項目		S/C内包水	建屋滞留水※1		
全α※2	Bq/L	<5.73E+00	2.50E+01	無	無
全β	Bq/L	7.88E+08	3.49E+07	Cs-137等の放射性物質濃度が高いため，汚染水処理設備の運用(吸着塔交換頻度)や吸着性能に影響を及ぼす可能性あり。	**遮へい，機器設計(耐放性)へ反映**
Sr-90	Bq/L	6.45E+07	7.46E+06		
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.16E+06		
Cs-137	Bq/L	6.07E+08	2.15E+07		
塩素	ppm	1800	600	滞留水よりやや高いが，過去の処理実績等から影響は小さいと判断。	**機器設計（耐食性）へ反映**
Ca	ppm	20	25	建屋滞留水と同等であり，影響なしと判断。	無
Mg	ppm	56	—		無
H-3	Bq/L	1.08E+07	—	無	無

※1：2020年4月~9月までのプロセス主建屋滞留水分析値の平均。
※2：S/C内包水(底部)の全α濃度が低い原因として，既設配管の接続位置やサンプリング時の取水速度が考えられるが，運用に際し水質の分析等を行いつつ対応することを検討予定。

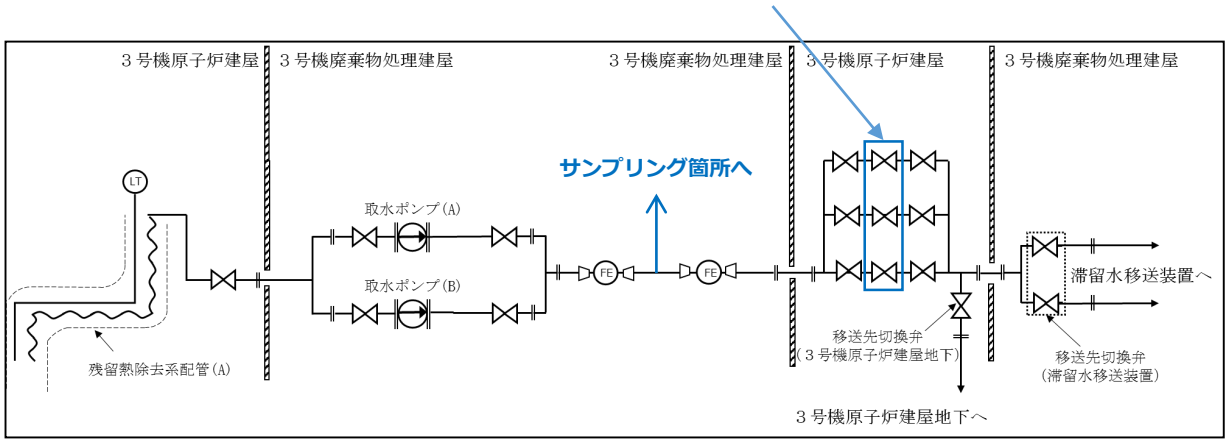
参考12　サンプリング方法および想定被ばく線量

新規追加

TEPCO

- サンプリングは，S/C内包水の移送量を汚染水処理設備に支障がない量に制限するため，S/C内包水の性状把握を目的として，低線量エリア（3号機廃棄物処理建屋）にて実施する計画。
- サンプリングは，原子炉建屋地下／滞留水移送装置へ移送せず実施することから，当該移送は分析結果を確認してから対応可能（S/C内包水の放射能濃度が建屋滞留水と同程度まで低減した場合，「滞留水移送装置」に切り替える計画）。
- サンプリング作業に伴う被ばく量は，過去に原子炉建屋にて実施したS/C内包水サンプリングの実績から1mSv/人/回未満での実施が可能と想定。

サンプリング時は「閉」し，原子炉建屋地下／滞留水移送装置への移送はしない。

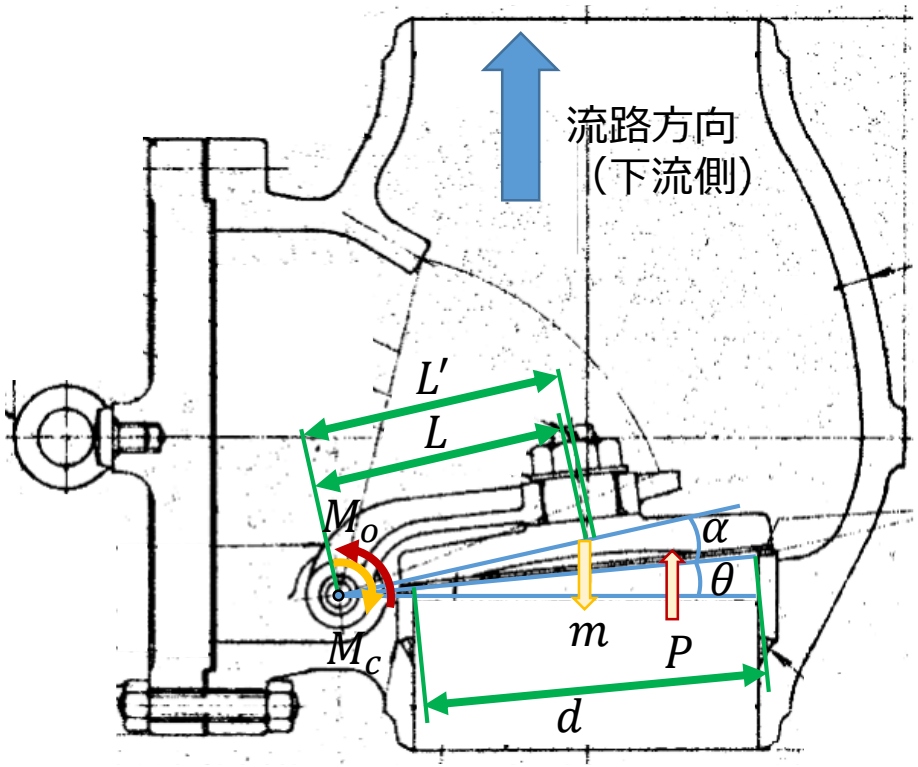


系統概要図

参考13　逆止弁開閉に必要な水頭差の設定根拠

TEPCO

- 逆止弁開閉に必要な水頭差は，弁体重量および配管内部の水重量を考慮し，以下の通り算出。
  - 逆止弁の開閉方向に働くモーメント（開方向：M_o，閉方向：M_c）が釣り合うときに，弁体に作用する面圧を算出（閉方向モーメントは弁体の自重を考慮）。
  - 面圧に相当するPCVと既設配管の水頭差が逆止弁開閉に必要な水頭差として算出。



m：弁体質量[redacted]
g：重力加速度（9.80665m/s²）
L：重心距離[redacted]
θ：弁座傾斜角度[redacted]
α：重心角度[redacted]
d：弁座当り面内径[redacted]
L'：アーム中心間距離[redacted]
ρ：水の密度（998.233kg/m³）

弁体自重による閉方向モーメント：

$$M_c = mgL\cos(\theta + \alpha) = 119.823\text{Nm}$$

必要入口圧力：$P = \frac{4M_o}{\pi d^2 L'} = 3.758\text{kPa}$

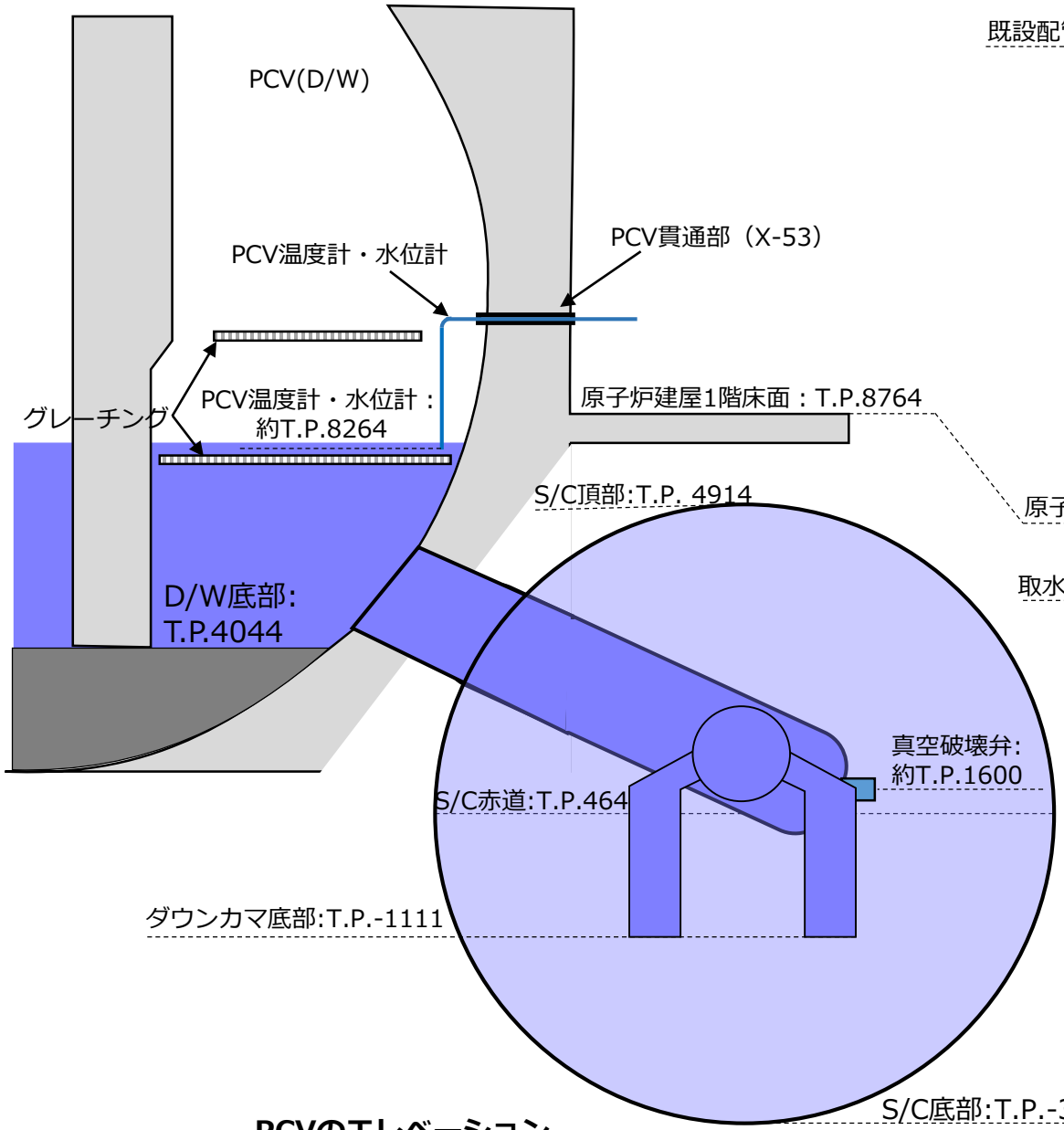
逆止弁開閉に必要な水位差：$\Delta H = \frac{P}{\rho g}$=**384mm＜400mm**

なお，逆止弁下流側の水重量については，本試算はPCVと既設配管の水位差にて評価していることから考慮済みである。また，既設配管の圧損影響は，当該配管口径が400A～750A，かつ，定格流量は5m³/hであり，圧損は非常に小さいことから影響は無視できる。

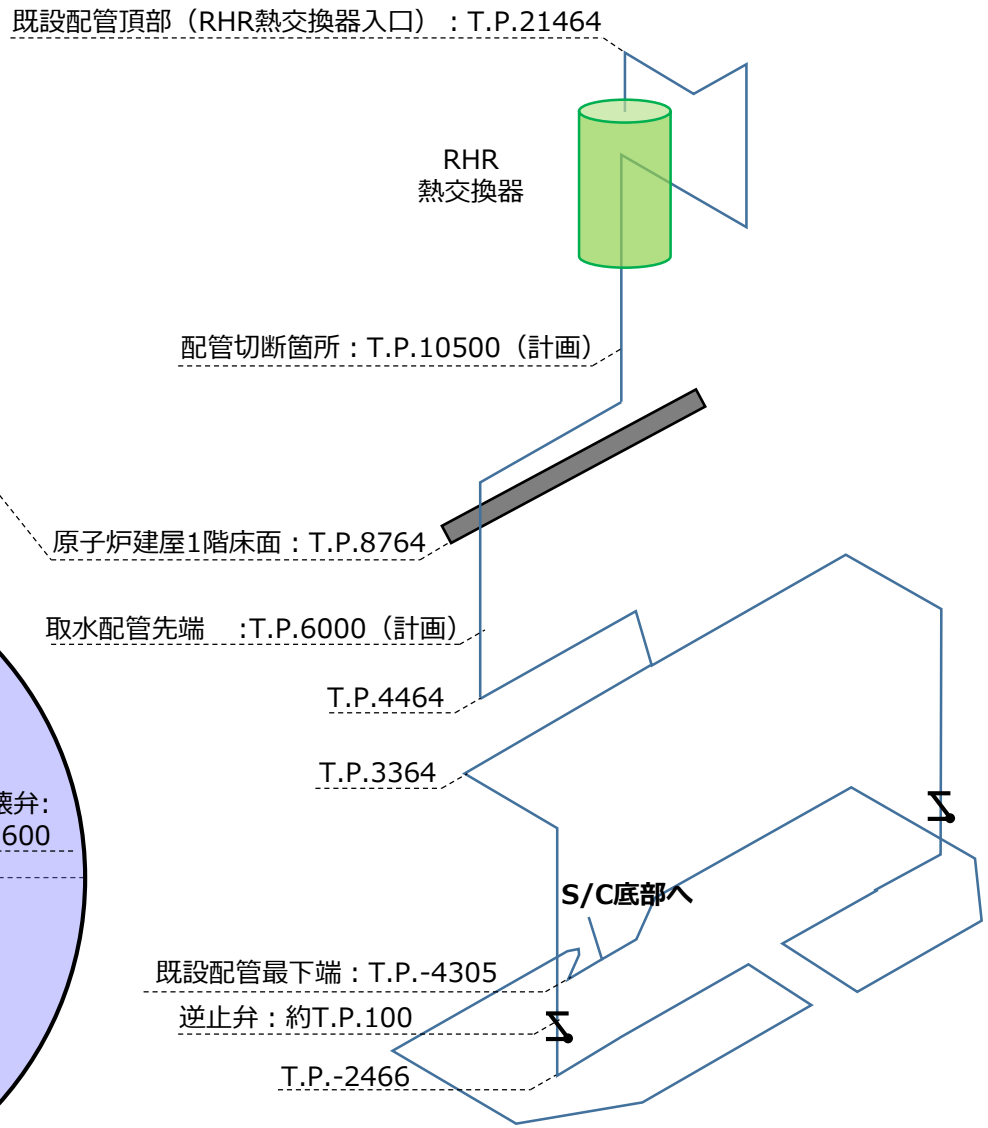
参考14　PCV取水設備に関連するエレベーション

前回面談
資料修正

TEPCO



PCVのエレベーション

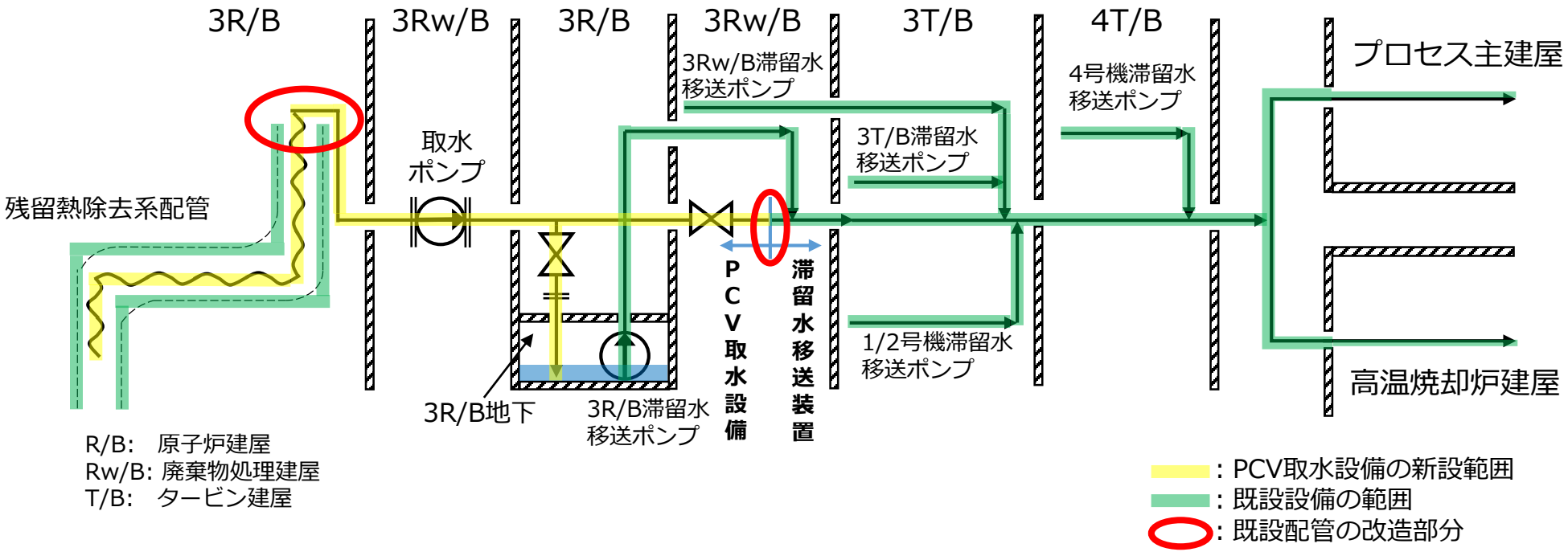


残留熱除去系のエレベーション

参考15　PCV取水設備の工事範囲

TEPCO

■ PCV取水設備の工事では，残留熱除去系配管および滞留水移送装置の配管改造を行い，取水ポンプ等の設備を新設。



PCV取水設備の工事範囲

参考16　設備運用後の保守に係る被ばく線量

TEPCO

- PCV取水設備は，取水ポンプ等の動的機器を多重化しており，万が一，故障した場合は機器を交換する計画。
- 主要機器の交換において，設備の配置上，交換作業に人工を要す取水ポンプと高線量エリアに設置された電動弁の交換作業の被ばく線量は以下の見込み。

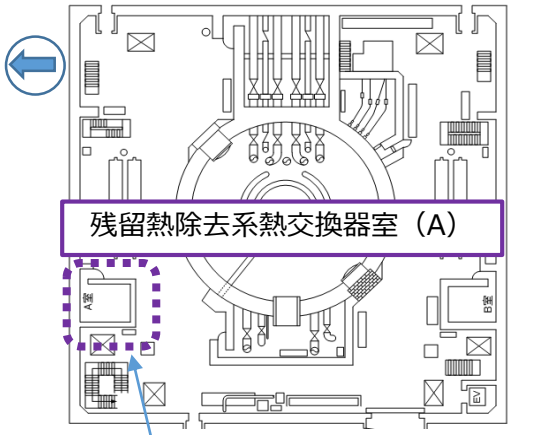
	作業内容	作業場所	被ばく線量※1（人・mSv）	想定作業人工（人・日）	計画線量
①	取水ポンプ交換	廃物処理建屋	約80	約400	1mSv/人/日（作業時間は一人あたり約60分で計画）
②	電動弁交換	原子炉建屋（RHR熱交換器室）	約100	約200	2mSv/人/日（作業時間は一人あたり約30分で計画）

※1：被ばく線量は交換時の詳細検討に応じて適宜見直しを図る。

参考17　既設配管切断および取水配管・水位計挿入における被ばく低減策

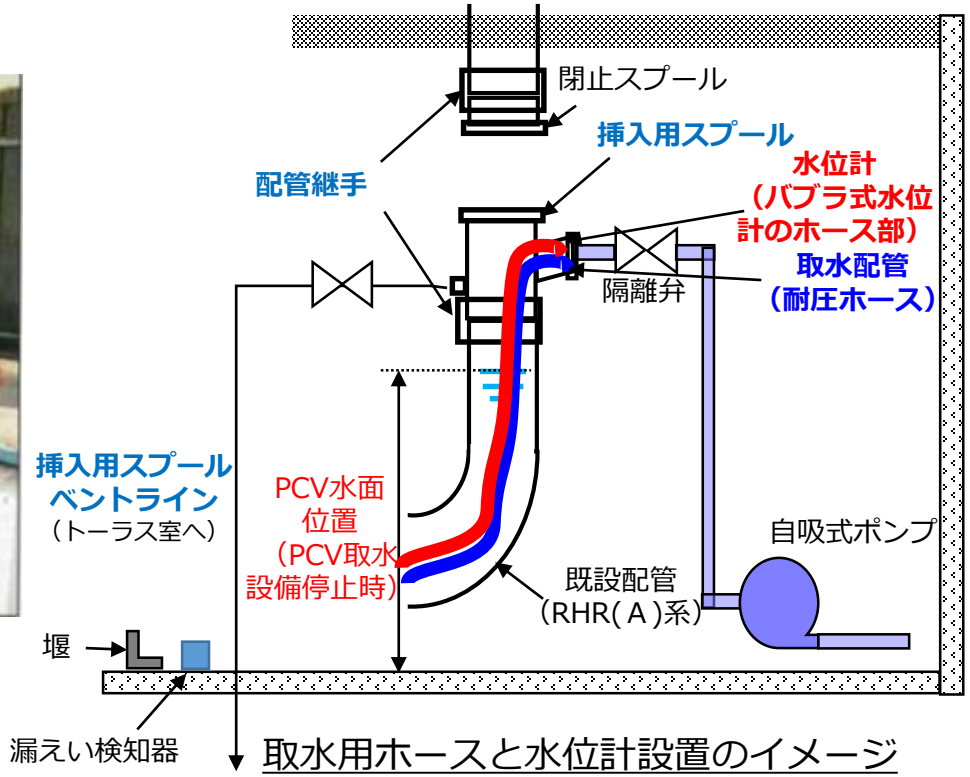
TEPCO

- 既設配管（RHR（A）系）の設置箇所である残留熱除去系熱交換器室（A）は環境線量が比較的高く（1～3mSv/h），メンテナンス性や施工に伴う**被ばく低減の配慮が必要**であり，以下を計画。
  - 既設配管は**遠隔操作**で切断（原子力発電所における使用実績あり）。
  - 自吸式ポンプの**取水配管（耐圧ホース），水位計(バブラ式水位計のホース部)を一体で挿入**。
  - 取水用ホースと水位計の挿入用スプールの固定については，PCV内の常設監視計器（PCV内の水位計・温度計）で実績がある**配管継手を採用**。



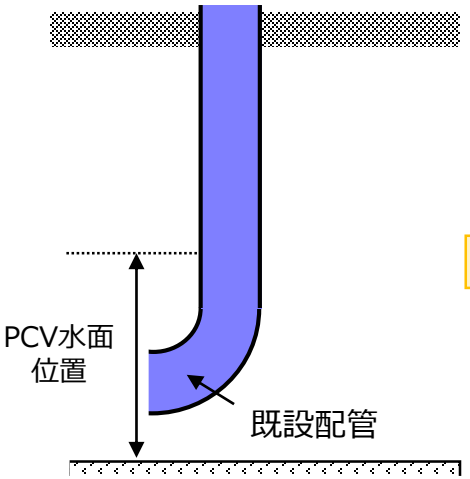
配管継手
最高使用圧力：1.0MPa

配管切断器具

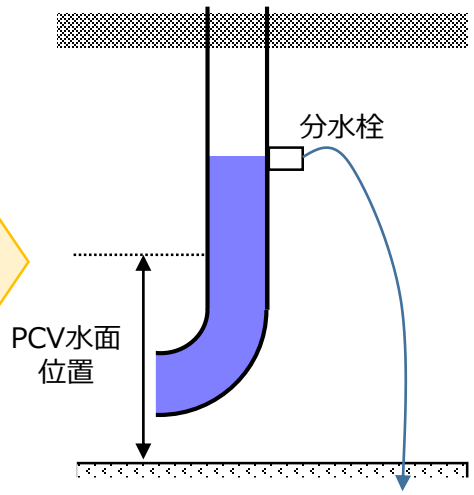


取水用ホースと水位計設置のイメージ
（既設配管切断後の状態）

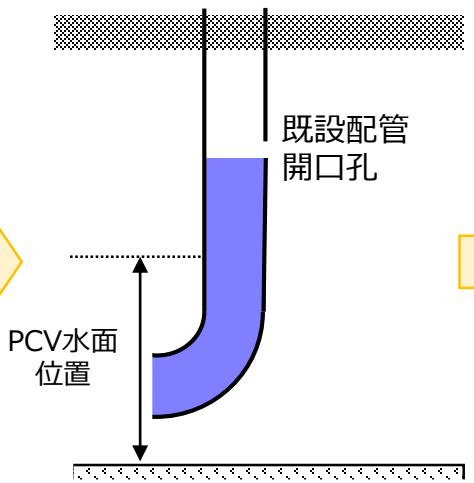
参考18　既設配管切断作業のステップ図



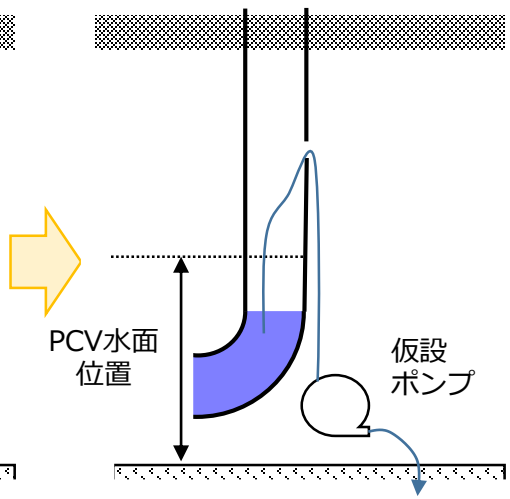
①既設配管切断前の状態



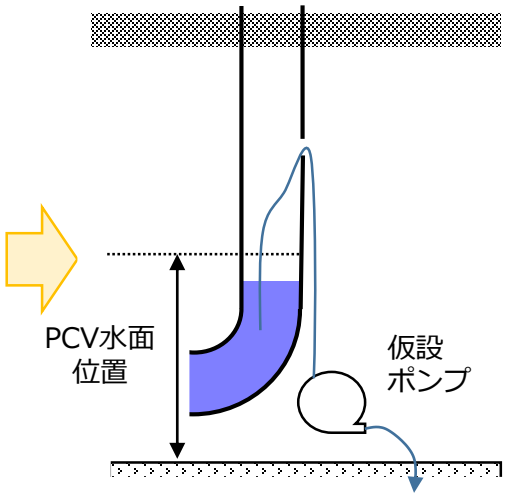
②分水栓による水抜き



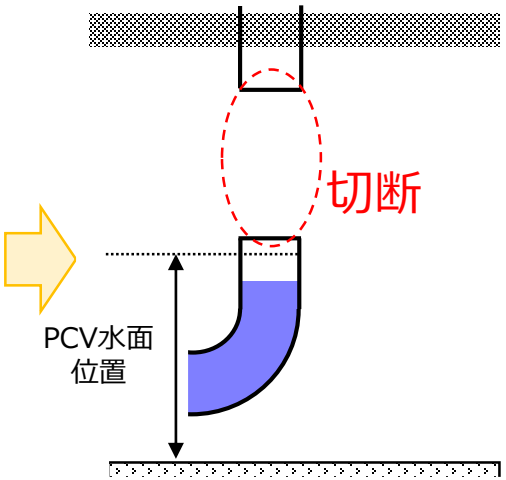
③分水栓取外し



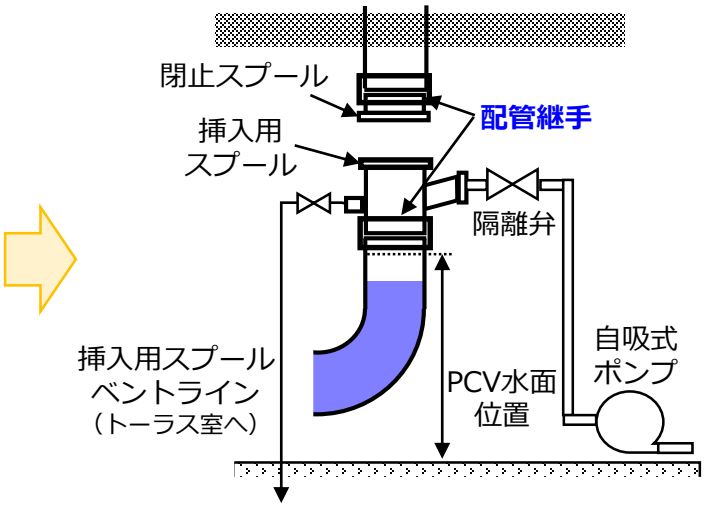
④仮設ポンプによる水抜き



⑤仮設ポンプ停止による既設配管内部の水位上昇幅の確認



⑥既設配管の切断



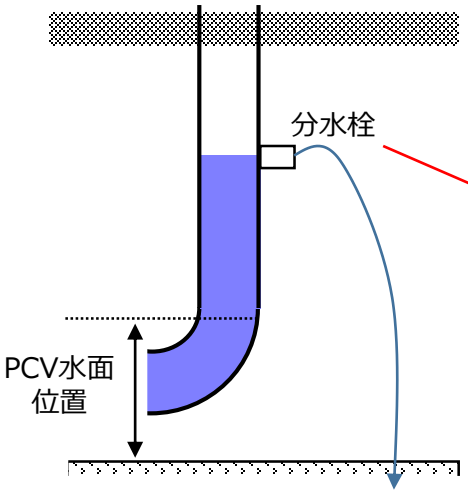
⑦PCV取水設備の設置

参考19　分水栓のイメージ

TEPCO

- 分水栓は，水道配管において分岐を設ける際，シール性を維持し断水させずに施工（配管の穿孔および分岐の設置）が可能であるため幅広く用いられる。

- PCV取水設備の設置工事では，分水栓により既設配管内部の水を管理した状態で排水を実施。



分水栓による
水抜きのイメージ

分水栓のイメージ
（実機は鋼管に設置）

穿孔機のイメージ

画像出典：（株）日邦バルブHP
https://www.nippov.co.jp/product/2016/10/saddle-JWWA.php
https://www.nippov.co.jp/product/2016/10/HP-ASB.php
https://www.nippov.co.jp/product/2016/10/boring-insertion.php#Approved_Drawing

参考20　水処理二次廃棄物発生量評価の根拠（1/2）

TEPCO

- 取水する水は過去の建屋滞留水と比べ放射能濃度が高いが，取水量を調整し，原子炉注水及び建屋流入する地下水により希釈することで，汚染水処理・移送への影響を抑える計画。
- 過去の建屋滞留水水質（最大）を超えない範囲に希釈する場合，取水量は20m^3/日※1程度。
- 上記取水量を継続した場合の吸着塔の増加量（＋1.3塔/年）に余裕を見込み，２塔/年を想定。

$$\text{吸着塔の増加量} = 20[\text{塔/年}]^{※2} \times \frac{20[\text{m}^3/\text{日}]}{300[\text{m}^3/\text{日}]^{※3}} \fallingdotseq 1.3[\text{塔/年}]$$

取水する水と建屋滞留水の性状

項目		①取水性状(S/C内包水)	②建屋滞留水の濃度最大値※4	①/②	③建屋滞留水の濃度平均値※5
全α	Bq/L	<5.73E+00	2.05E+02	<1	2.57E+01
Sr-90	Bq/L	6.45E+07	1.57E+07	4.11	8.22E+06
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.19E+07	2.65	1.35E+06
Cs-137	Bq/L	6.07E+08	1.07E+08	**5.67**	2.69E+07
塩素	ppm	1800	860	2.09	400
Ca	ppm	20	48	<1	22
Mg	ppm	56	24	2.33	–

※1：①取水する水と②建屋滞留水最大濃度のCs-137濃度比から必要な希釈倍率は1/10程度であり，それを満足する取水可能量を③建屋滞留水の濃度平均値を考慮し設定。
※2：年間の吸着塔発生量は，前スライドにおける2017年度～2019年度の最大発生量（20塔/年）を用いる。
※3：建屋滞留水は約300m^3/日（炉注水：216m^3/日，地下水流入量：110m^3/日）の想定。
※4：前スライドで吸着塔発生量の参照時期を含む2018年度～2020年度までのプロセス主建屋滞留水分析値の最大値。
※5：至近（2020年4月～2021年3月）のプロセス主建屋滞留水分析値の平均。

参考20　水処理二次廃棄物発生量評価の根拠（2/2）

新規追加

TEPCO

前スライドの補足として，Cs-137の濃度変化のイメージを以下に示す。

①S/C内包水
20m^3/日
6.07E＋08Bq/L

③建屋滞留水
約300m^3/日
2.69E+07Bq/L

①＋③
約320m^3/日
6.32E+07Bq/L＜②建屋滞留水の濃度最大値

汚染水処理設備