

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7月15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. 面談等を踏まえた実施計画の補正
10. 今後のスケジュール

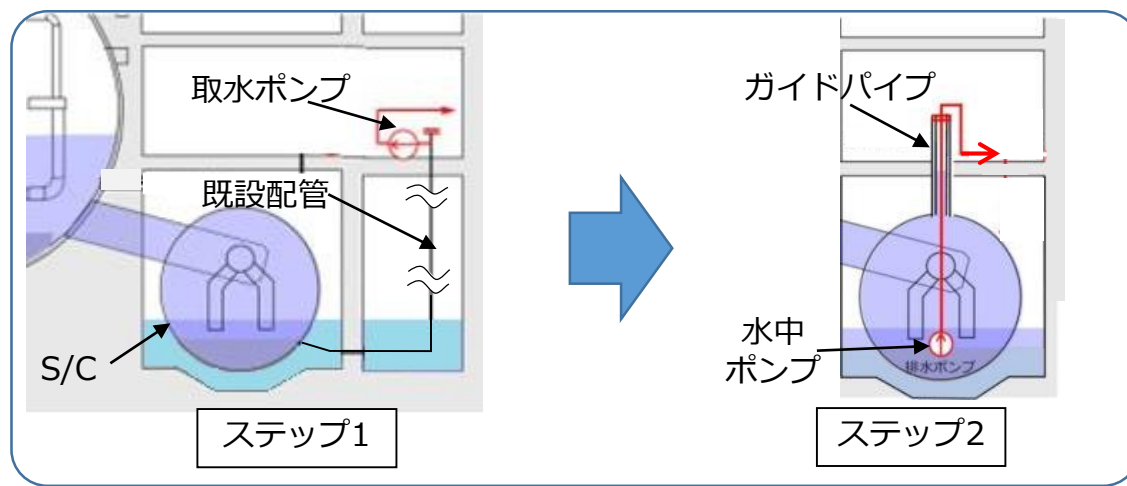
1. 実施計画変更申請の概要 <背景>

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

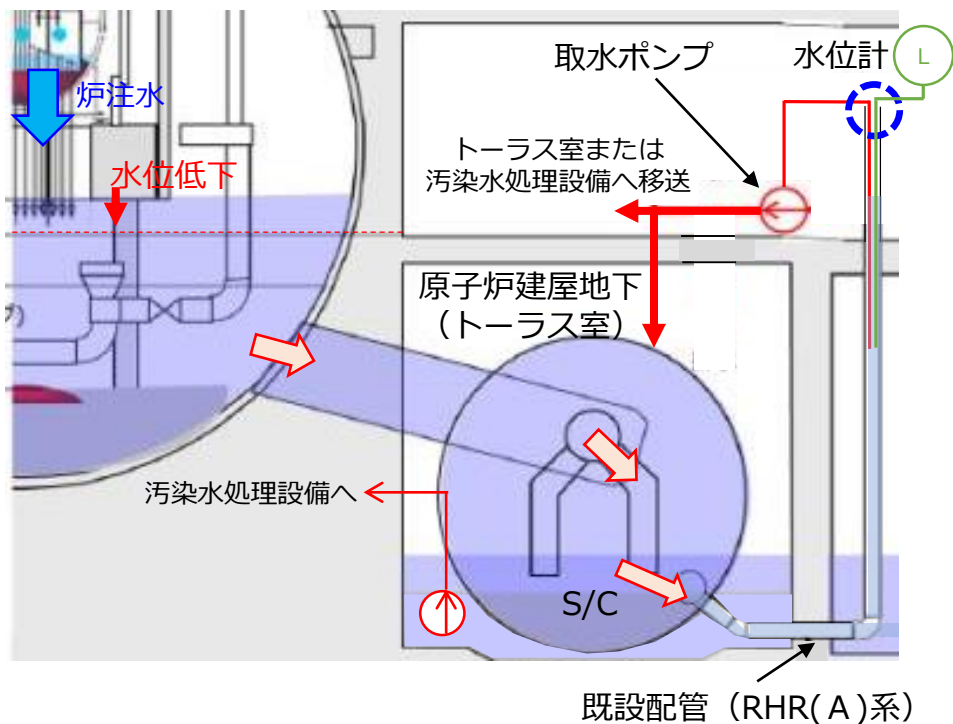
本申請
範囲



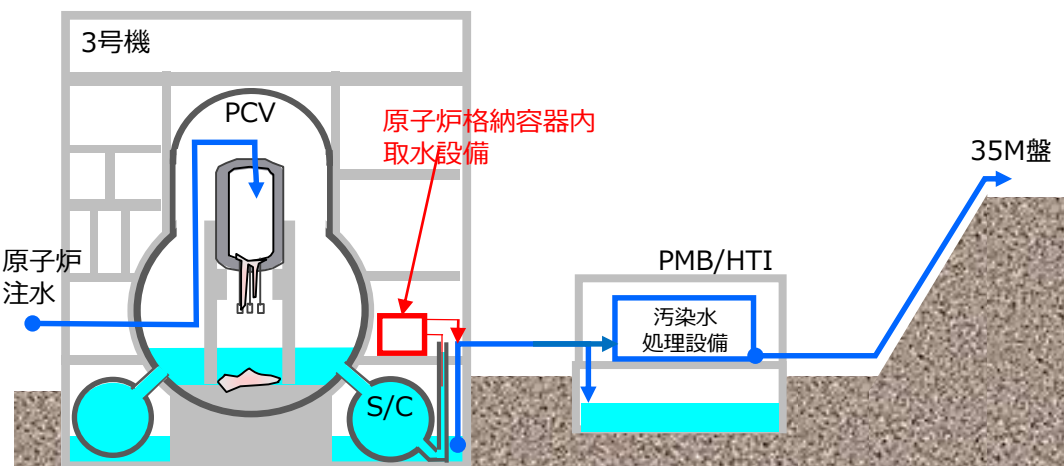
取水イメージ

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>

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	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
添付資料-2	
添付資料-3	

※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〉

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

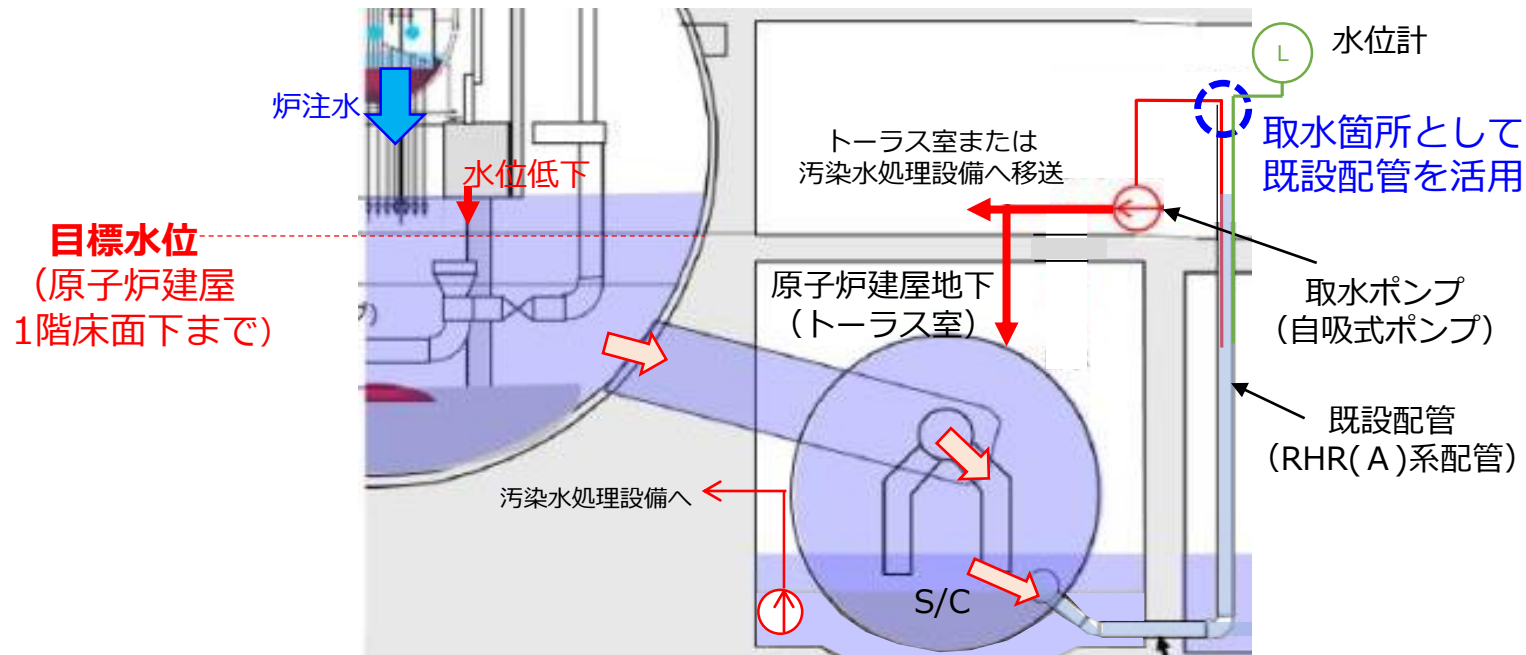
※1：実施計画第Ⅲ章の第1編及び第2編の具体的な変更内容は、参考3を参照。

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) を切断箇所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、既設配管を經由しS/C内包水を取水。
- 取水した水は、原子炉建屋地下 (トールラス室) 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〉

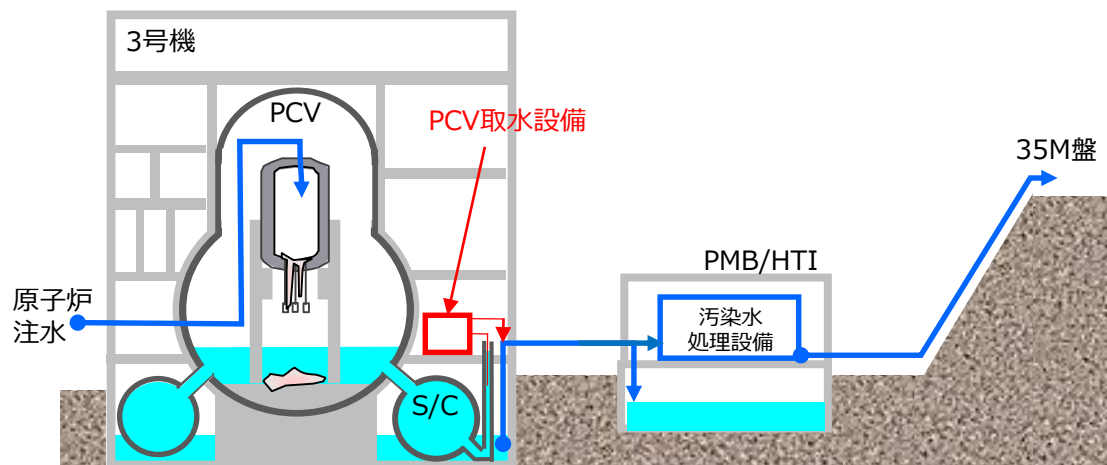
- 今後のPCVの段階的な水位低下(ステップ1)に向けて、PCV取水設備に求めるべき主な機能として、以下の項目を想定。

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〉

- 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射性も考慮し、滞留水移送でも実績があるバブラ式を採用。

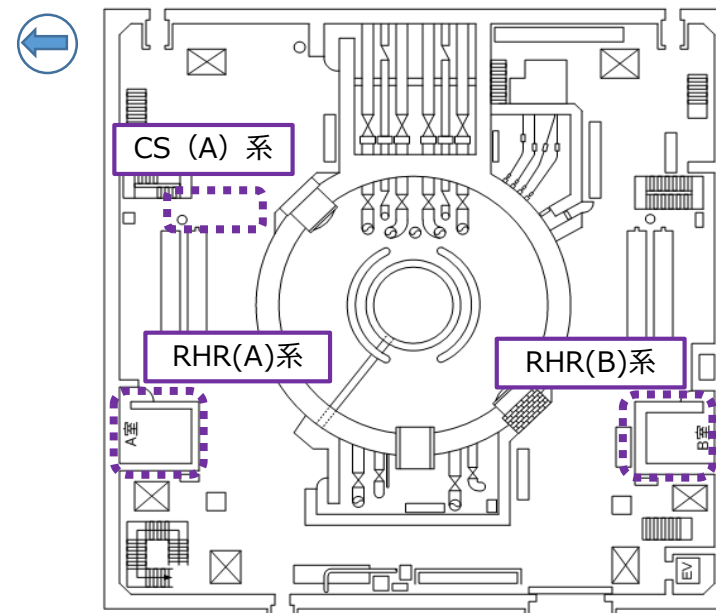
※1：S/Cから取水可能な既設配管を抽出するため、以下の条件を考慮して、RHR (A) ，(B) 系配管およびコアスプレイ (CS系) 配管を抽出。

- ・ **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。

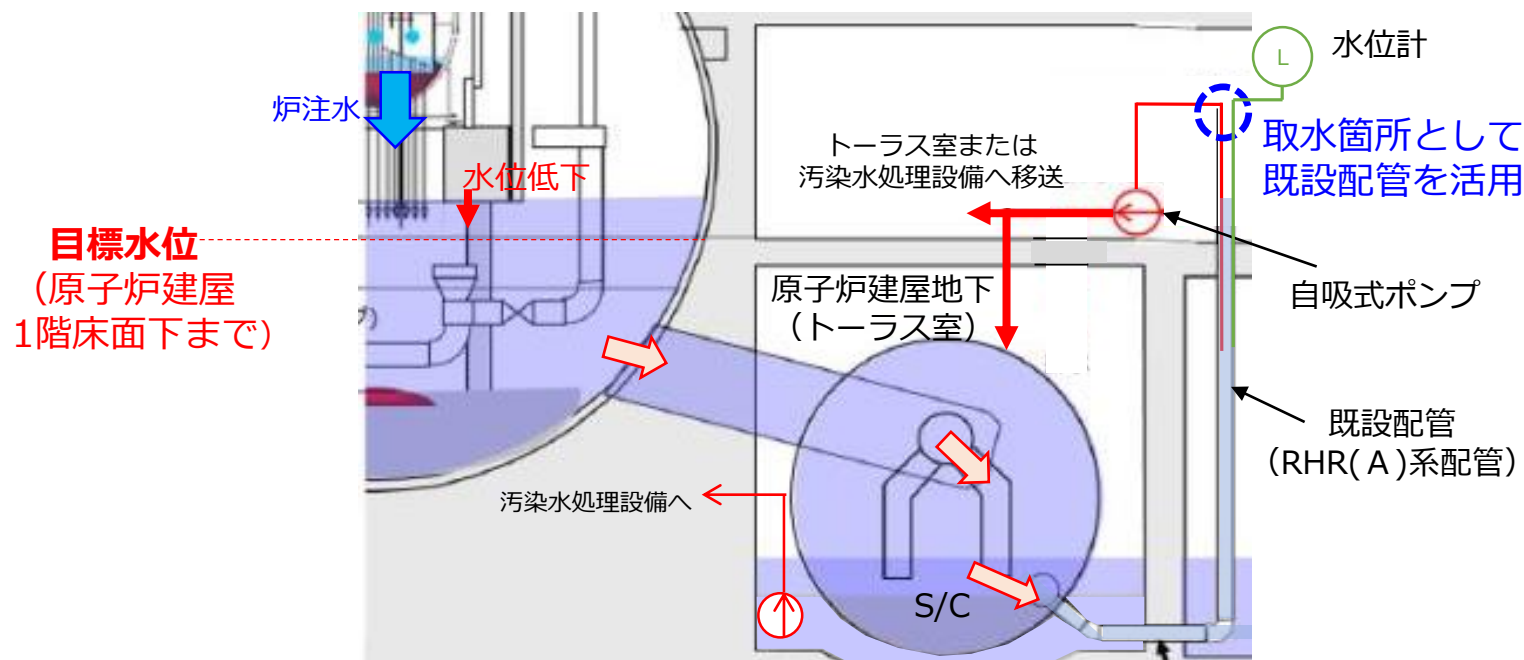


	作業エリアの雰囲気線量率
RHR (A) 系	1~3mSv/h
RHR (B) 系	5mSv/h
CS系	20~60mSv/h

3. PCV取水設備に求めるべき機能＜移送方法＞

- 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（トールス室）への移送**も考慮。

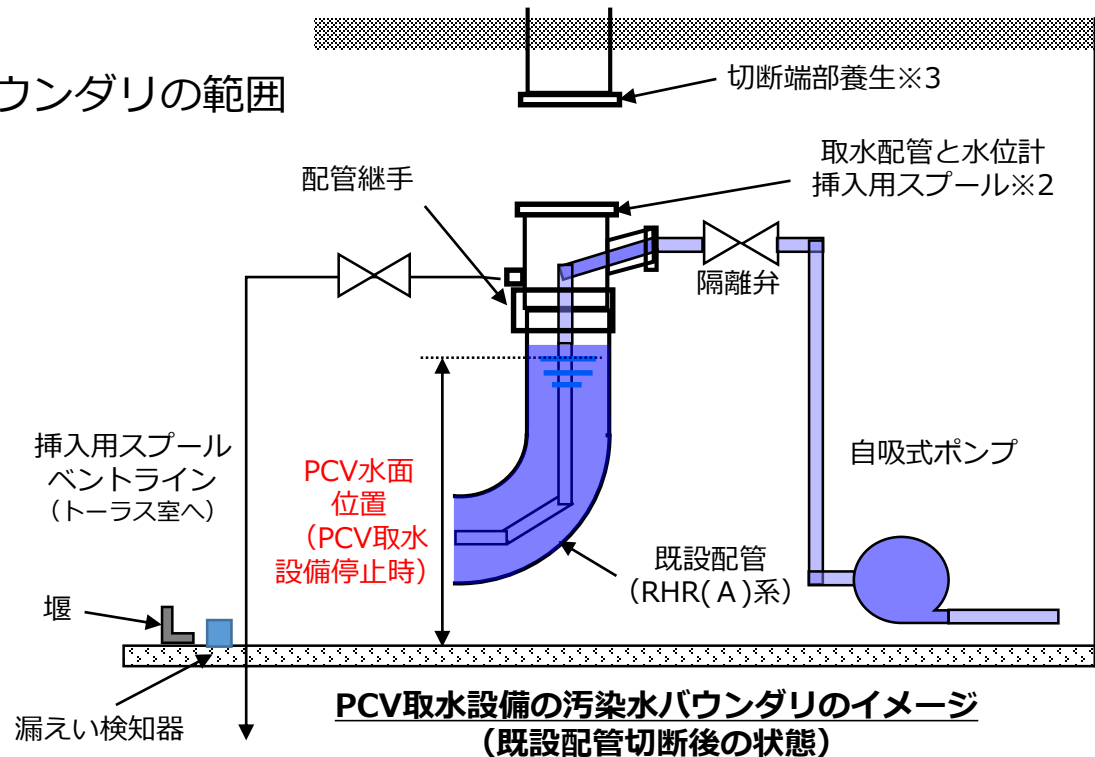


PCV取水設備概要図（ステップ1）

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箇所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）。

■ : 汚染水バウンダリの範囲



※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：挿入用スプールの設計要求は参考7-1を参照。
※3：切断端部養生に関する補足は参考7-2を参照。

4. PCV取水設備の主要機器の仕様

■ PCV取水設備は、取水ポンプ、配管、水位計から構成。

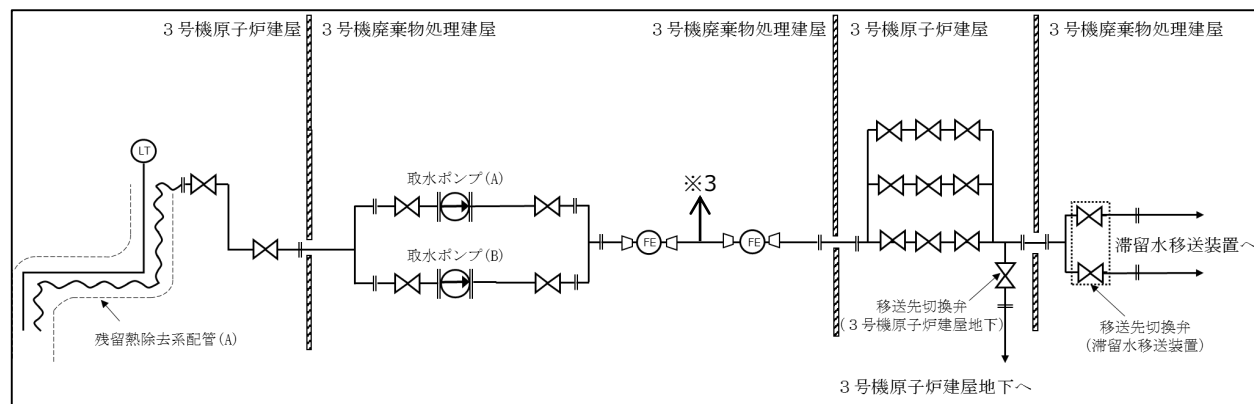
①取水ポンプの仕様※1

- 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。



系統概要図

※2:流量計の設置部のみ25A

※3:サンプリング装置へ

③水位計の仕様

- 取水箇所の水水位計測のため、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。

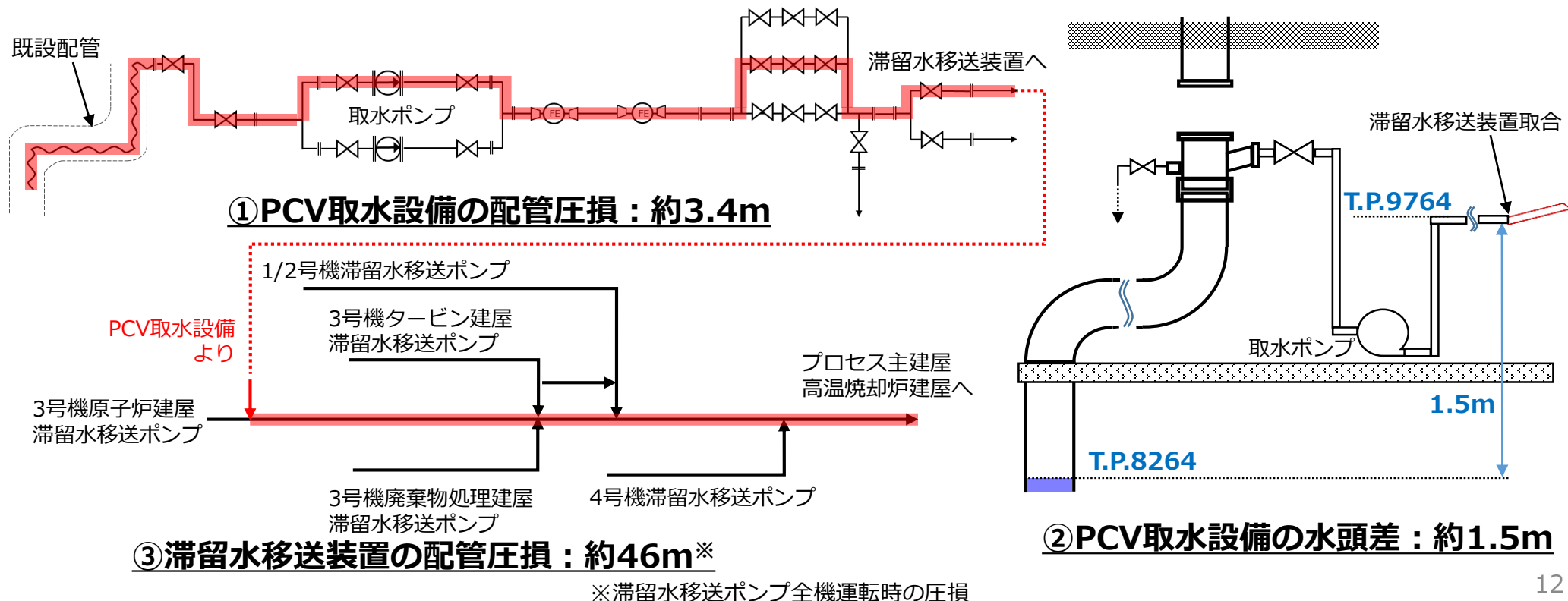
4. PCV取水設備の主要機器の仕様

<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 $3\text{m}^3/\text{h}$ で実施しており、今後も崩壊熱は低下していくことから、 $3\text{m}^3/\text{h}$ に裕度を持たせた $5\text{m}^3/\text{h}$ に設定。

<揚程の設定根拠>

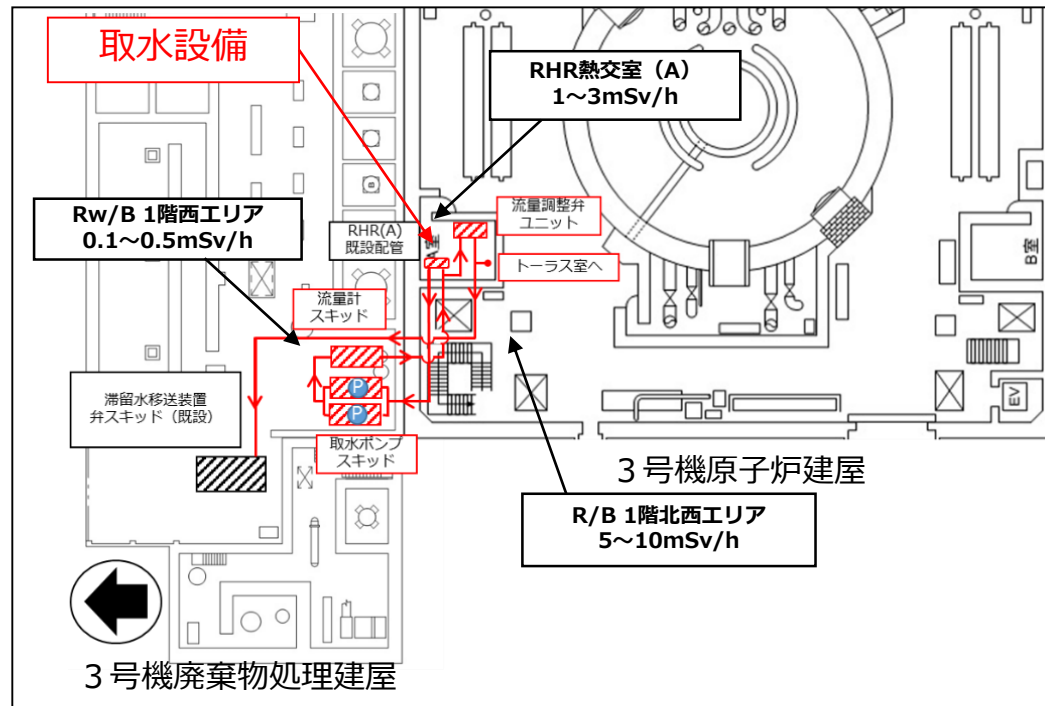
- 揚程（65m）は、①PCV取水設備の配管圧損や②水頭差、また、③滞留水移送装置の取水ポンプが全て運転した場合の圧損の合計約51mに裕度を持たせることを考慮し設定。



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>

- 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。

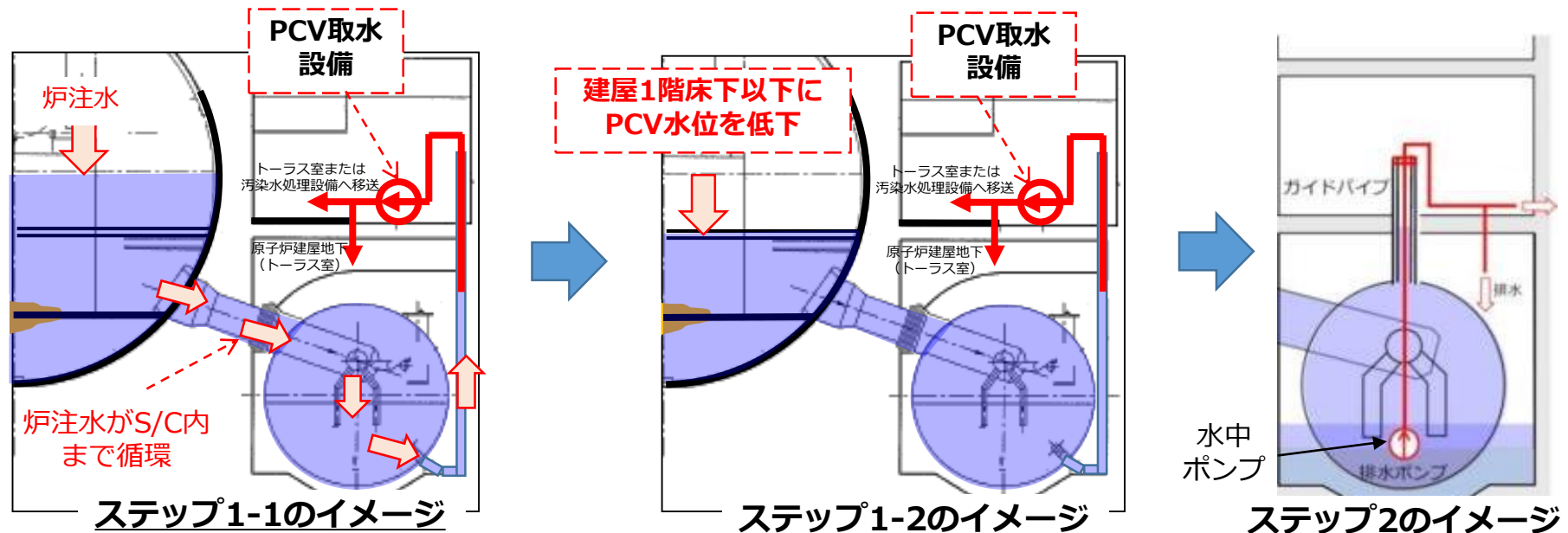
【ステップ1-1（S/C内インベントリ低減）】

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。

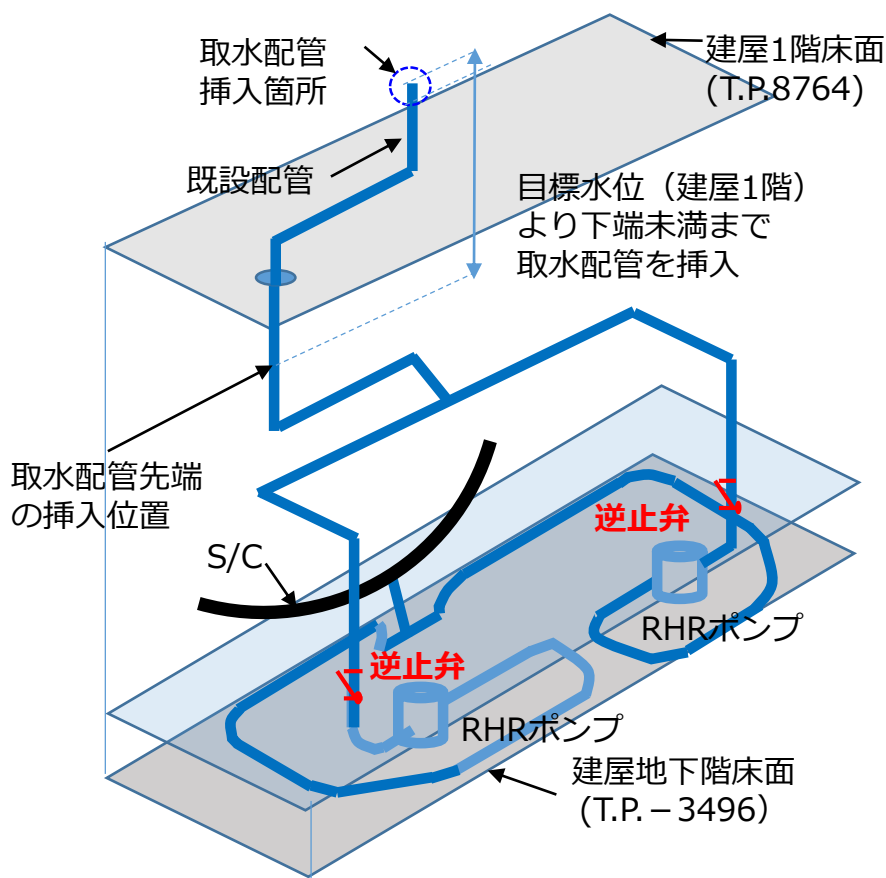
【ステップ1-2（建屋1階床下までの水位低下）】

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**。

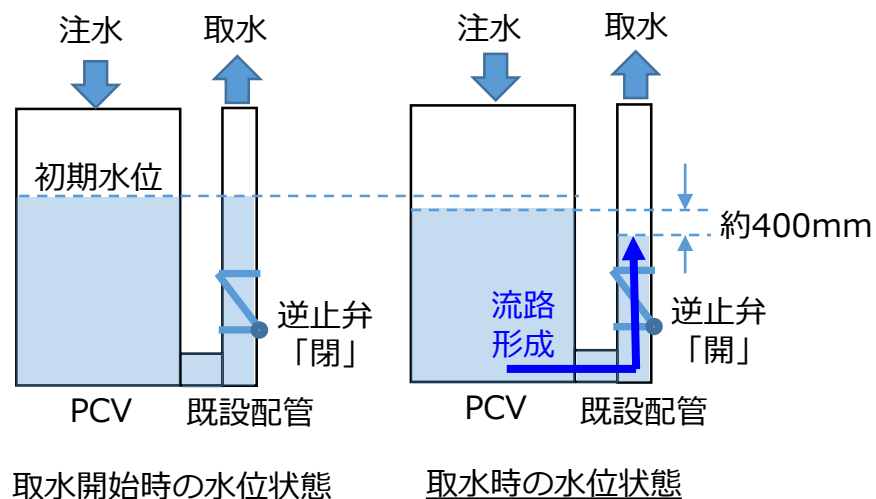


5. PCV取水設備設置後の運用<留意事項>

- 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。



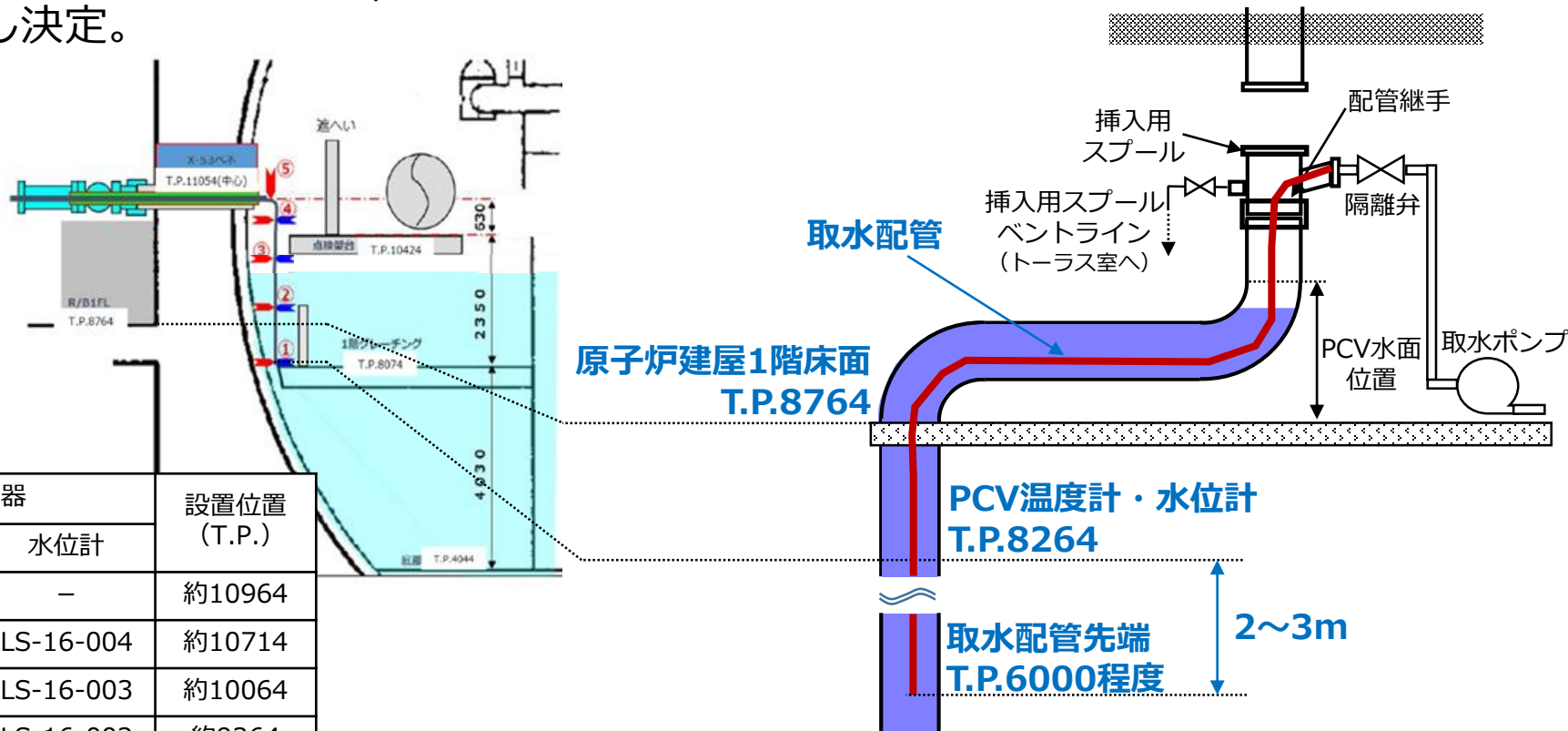
S/C底部に接続する既設配管のイメージ



**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>

- 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。



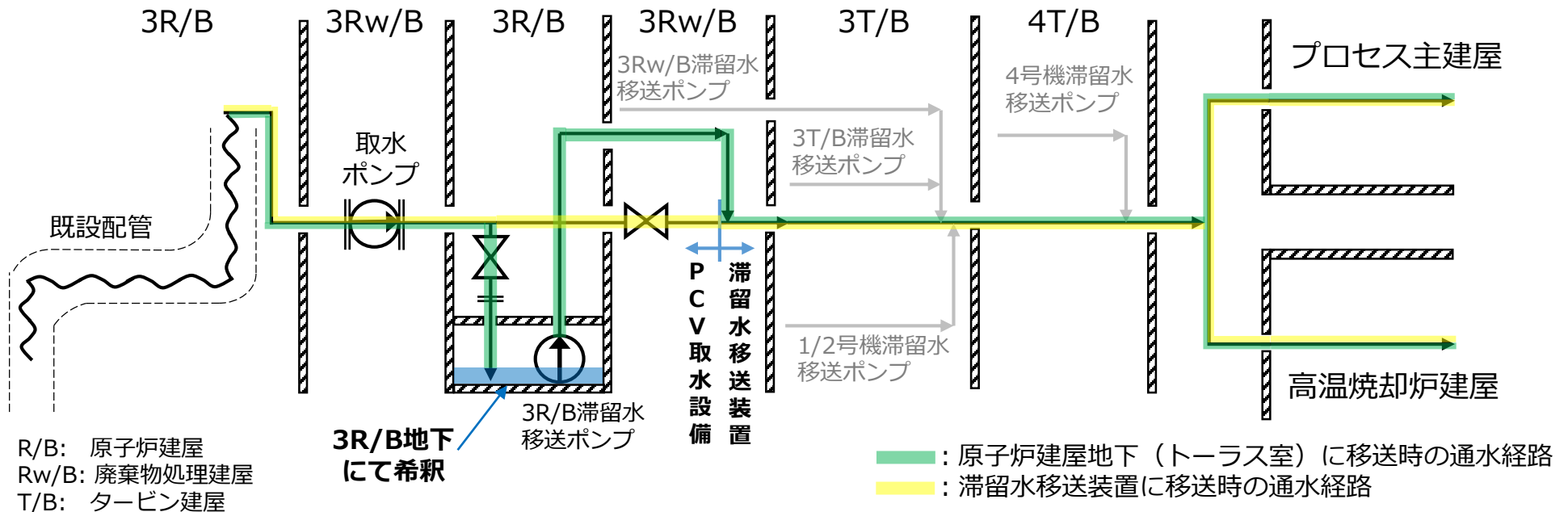
PCV取水設備における水位管理幅のイメージ※1

※1：PCVおよび既設配管のエレベーションは参考14を参照。

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

5. PCV取水設備設置後の運用 <運用初期の移送先>

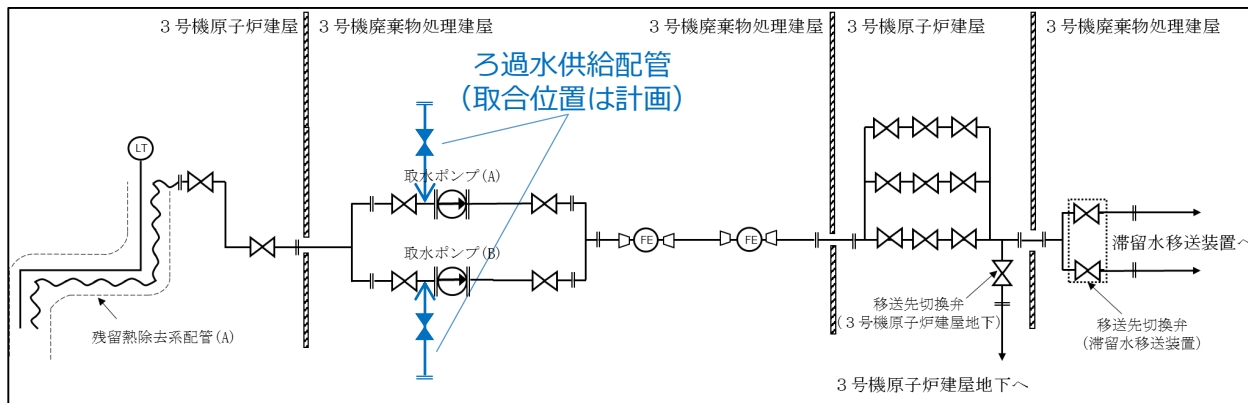
- PCV取水設備は、「原子炉建屋地下（トールス室）」または「滞留水移送装置」への移送が可能。
- 運用初期は、高濃度汚染水を取水する可能性があり、滞留水移送装置が設置されたエリアの線量上昇を抑制するため、「原子炉建屋（トールス室）」に送水、地下水にて希釈した上で移送。
 なお、建屋滞留水と同程度の放射能濃度まで低減した場合は、「滞留水移送装置」に移送先を切り替える。



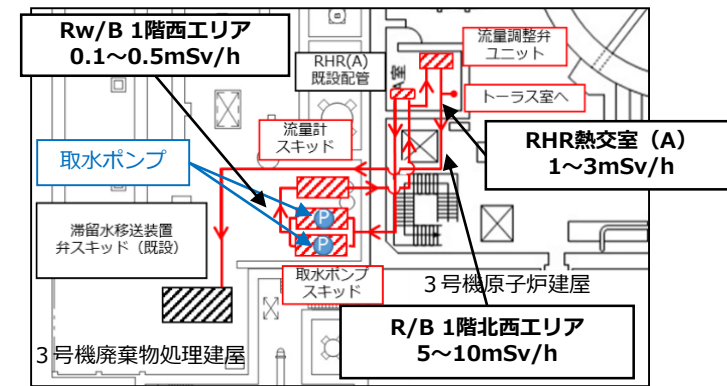
PCV取水設備における通水経路のイメージ

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>

- 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

〈燃料デブリの冷却〉

- PCVペDESTAL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DESTAL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。

<PCV取水設備誤操作時の影響>

- 本設備において、免震重要棟から遠隔操作する機器は、電動弁（隔離弁、流量調整弁）、取水ポンプがあり、これらの誤操作防止のため、操作時にはダブルアクションが必要。
- 本対策により誤操作は発生しないと想定するが、万が一、以下の誤操作をした場合でも検知が可能。

隔離弁

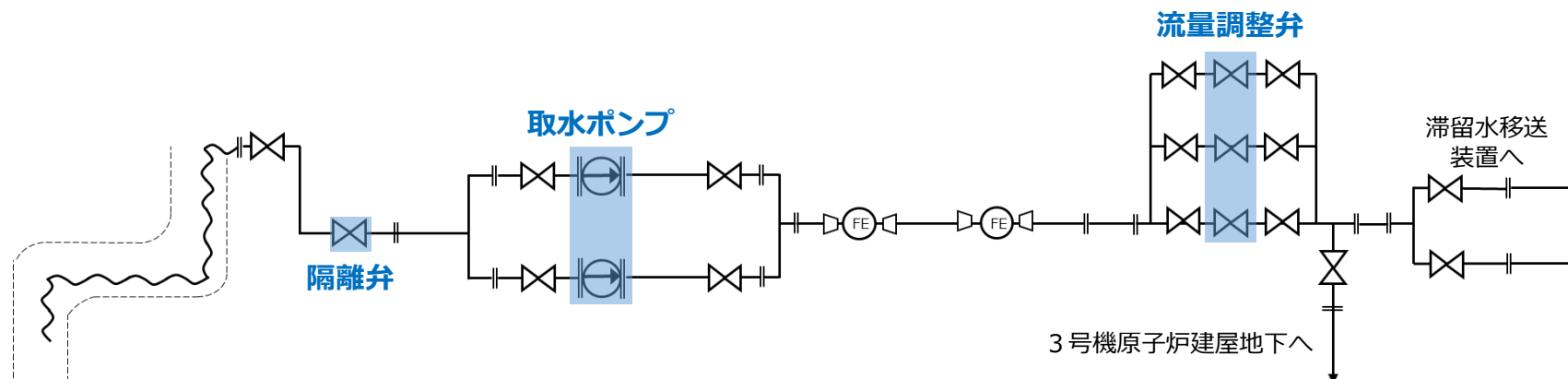
- 設備運転中に閉めた場合、ポンプ吸込圧力「低」により、取水ポンプが停止。
- 設備停止中に開けた場合、流量調整弁が閉まっているため、流路が隔離されており影響はない。

取水ポンプ

- 設備運転中に停止させた場合、PCV水位が上昇する可能性があるが、水位計または流量計で運転員が検知可能。
- 設備停止中に起動させた場合でも、流量調整弁が閉まっており、PCVから取水する可能性はない。

流量調整弁

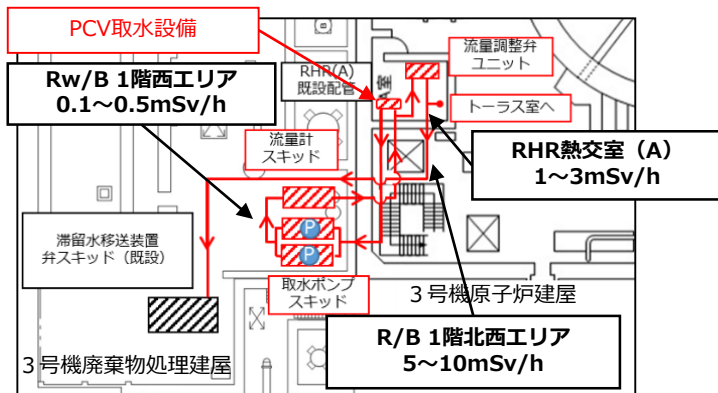
- 流量調整弁による誤操作は、開度が若干変動する程度であるため、有意な影響を与えないと想定。



6. PCV取水設備の工事<作業概要と総被ばく線量>

- 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**^{※2}を計画。
- 工事における総被ばく線量は約1.1人・Sv^{※3}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^{※4}することで、被ばく線量を抑制^{※5}。

	作業内容	作業場所	遠隔装置の使用	被ばく線量 ^{※6} (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	—	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依りて一人あたり約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	—	約600	約1400	



設備配置概略図^{※7}

^{※7}: 配管ルートはイメージであり、現場状態に合わせて敷設を予定



配管切断器具



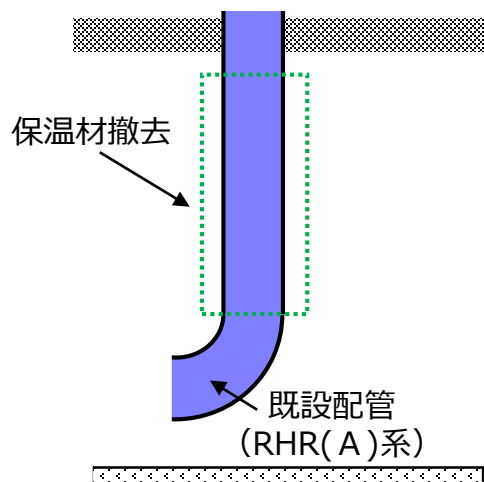
穿孔装置

- ^{※1}: 本設備の工事範囲は参考15。
- ^{※2}: 作業におけるダスト飛散を抑制するため、配管切断時の切削量を調整する等の対策を実施し、合わせて作業中はダスト濃度を監視する計画。
- ^{※3}: 設備運用後の保守に係る被ばく線量については参考16。
- ^{※4}: 実施計画Ⅲ 第3編(保安に係る補足説明) 3.1.1.3(5)b.に基づく対応。
- ^{※5}: 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。
- ^{※6}: 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。

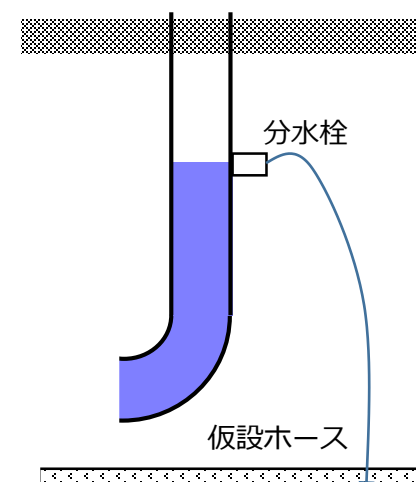
- 既設配管切断作業の主な流れは、「切断箇所の配管内水抜き」、「配管の切断」、「挿入用スプールの設置」を想定（各作業のステップ図は参考18）。
- 作業時の主な想定リスクは、**作業に伴う被ばく増大及び汚染、汚染水の漏えい、配管切断時の火花による火災**及び**近傍にある他設備の破損**を想定。
- それぞれの想定リスクに対する主なリスク低減策（計画）は以下の通り。
 - 作業に伴う被ばく増大及び汚染
 - ・ 配管外面のサーベイによる濃度推定
 - ・ 作業モックアップによる時間短縮
 - ・ 遮へい設置による環境線量の低減
 - ・ 遠隔監視による被ばく低減
 - ・ R 装備の着用及び装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

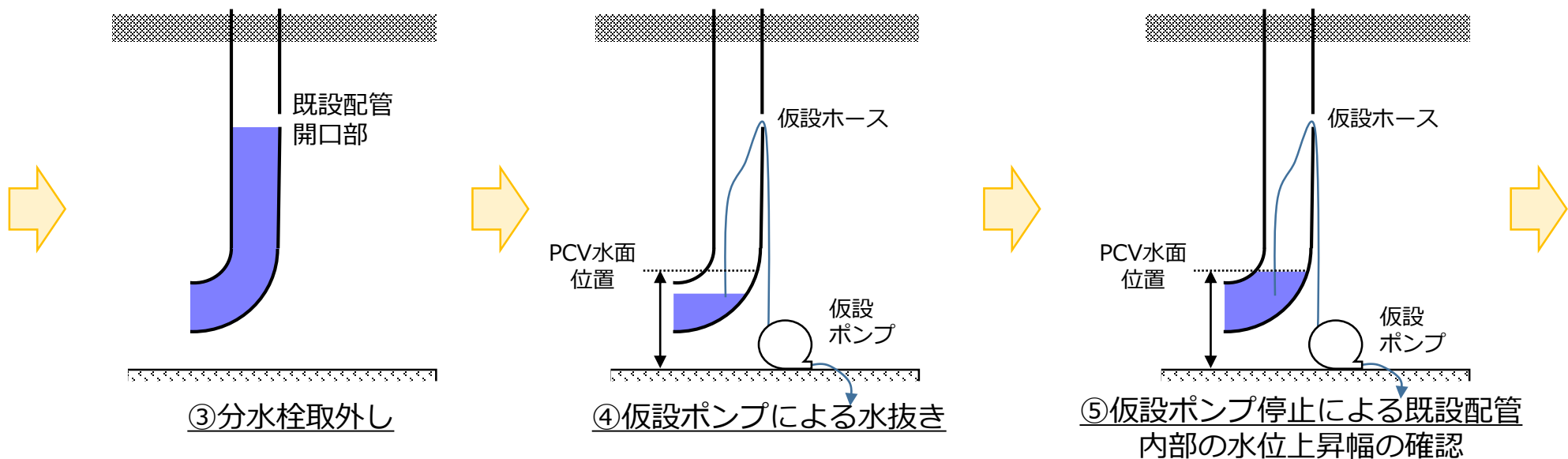


②分水栓の設置および水抜き



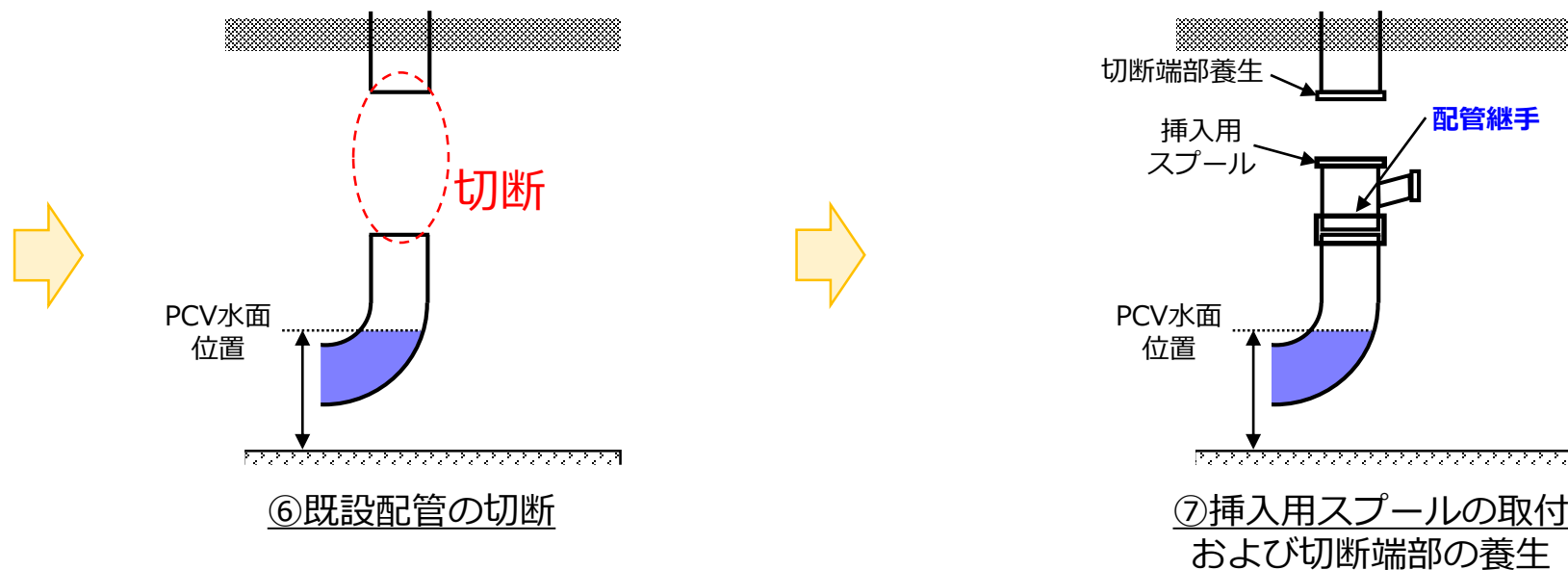
	作業手順	想定リスク	対策 (計画)
①	作業用足場の設置	・作業に伴う被ばく増大	・遮へい設置による環境線量の低減
②	配管内包水の有無の確認 (UT)	・作業に伴う被ばく増大	・配管外面のサーベイによる濃度推定 ・作業モックアップによる時間短縮
	配管に分水栓を設置		
②	分水栓により配管内包水を原子炉建屋地下へ排出 (排水時間により遠隔での実施を検討)	・作業に伴う汚染	・R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱員の配置 ・排水前の分析, 排水量調整 ・分水栓及び既設配管を袋等により養生 ・排水は原子炉建屋地下 (トールス室) に行い, 内包水の移送を建屋内に限定
		・汚染水の漏えい	

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 ・ 汚染水の漏えい	・ R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱員の配置 ・ 排水は原子炉建屋地下（トラス室）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>



	作業手順	想定リスク	対策（計画）
⑥	配管切断器具の取付	<ul style="list-style-type: none"> 作業に伴う被ばくの増大 工具落下による設備損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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	挿入用スプールの取付および切断端部の養生	<ul style="list-style-type: none"> 挿入用スプール落下による設備損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 近傍にある他設備に対する養生

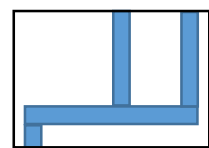
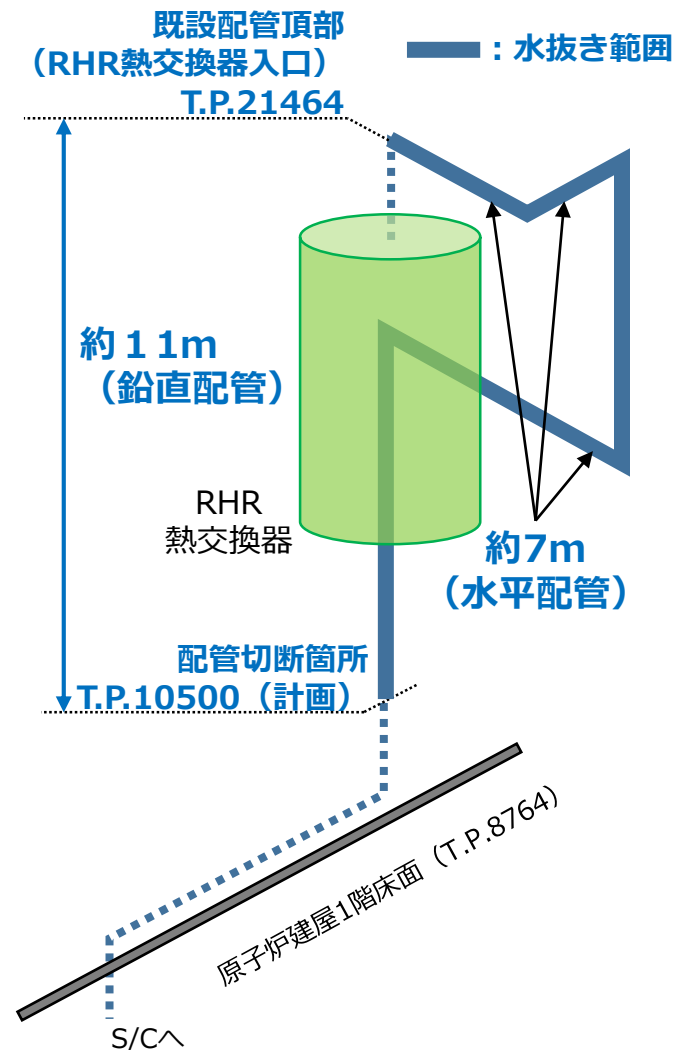
6. PCV取水設備の工事<既設配管水抜き作業の補足>

<既設配管の水抜き範囲および排水量>

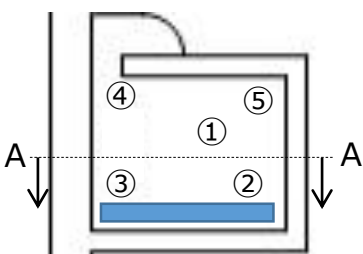
- 既設配管の切断に際しては、RHR系の系統水を排水する必要があるが、その水抜き範囲は配管切断箇所から既設配管頂部までの約3m³を想定。

<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。



A-A
(既設配管の配置)



①：床ファンネル
■：既設配管

	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

(mSv/h)

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>

<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。

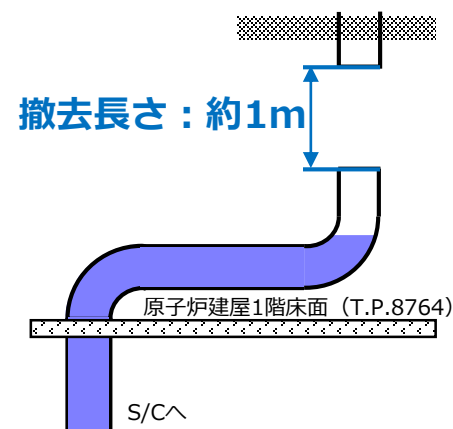
	対象作業	廃棄物	廃棄物量	表面線量※1	保管場所
①	低線量エリア（廃棄物処理建屋）への設備設置のための干渉物撤去	干渉物（既設タンク・配管類）	6m ³	5～30mSv/h	固体廃棄物貯蔵庫
②	取水配管挿入のための既設配管切断	配管の保温材および鋼材	4m ³	5～30mSv/h	固体廃棄物貯蔵庫
③	配管およびケーブル敷設のための、原子炉／廃棄物処理／タービン建屋壁面の穿孔	建屋壁材（コンクリートガラ）	1m ³	0.1～1mSv/h	一時保管エリア



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

なお、本廃棄物は実施計画Ⅲ 2.1.1.3.b.(a)の貯蔵能力に記載の想定保管量（約395,400m³）に含まれており、保管場所の容量に影響は無い見込み。27

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〉

- 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。
- 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。

※1：吸着塔発生量の根拠は参考20を参照。

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Ⅱ 2.5.2.1.2(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Ⅱ 2.5.2.1.2(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〉

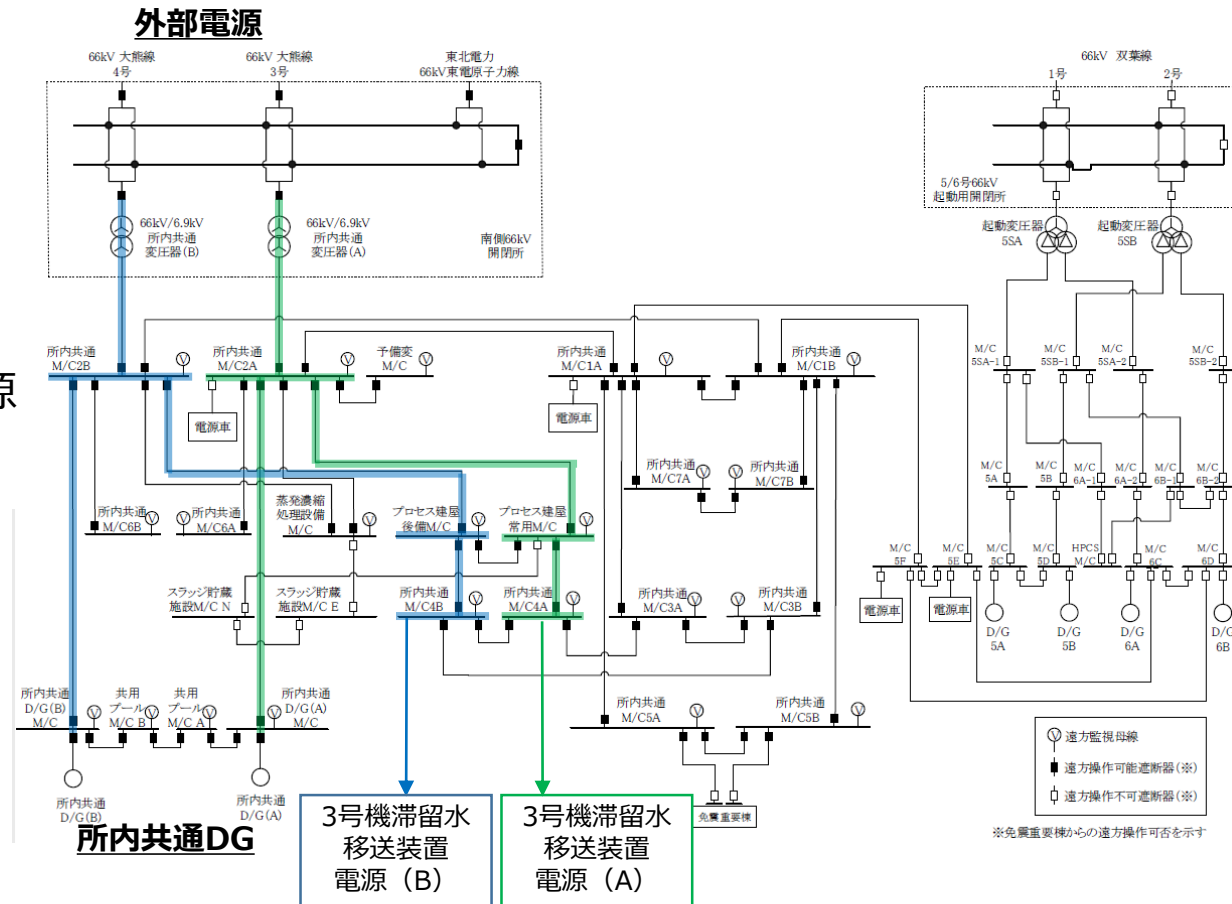
〈実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋〉

(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。

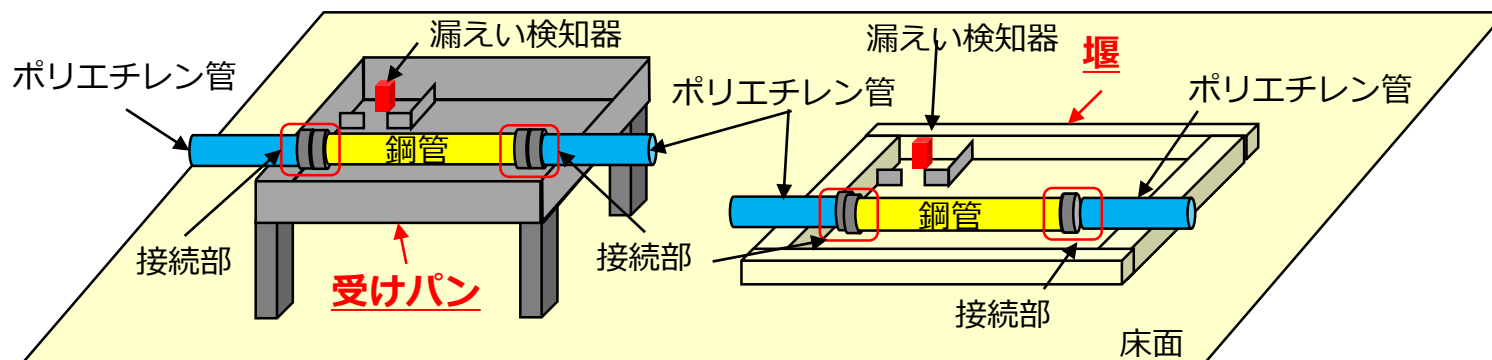


<実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋>

(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。



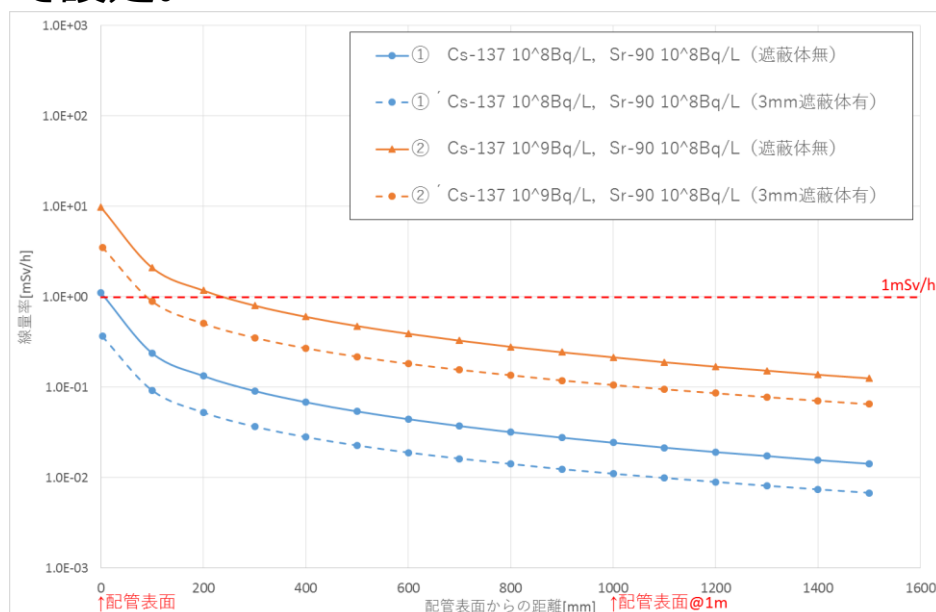
8. その他〈放射線遮へいに対する考慮〉

〈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 of 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： $10^8 \sim 10^9$ Bq/L，Sr-90： 10^8 Bq/L）での線量変化（遮へい有無含む）を示す。

〈実施計画Ⅱ章2.49.1.3（申請中）からの抜粋〉

（6）誤操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

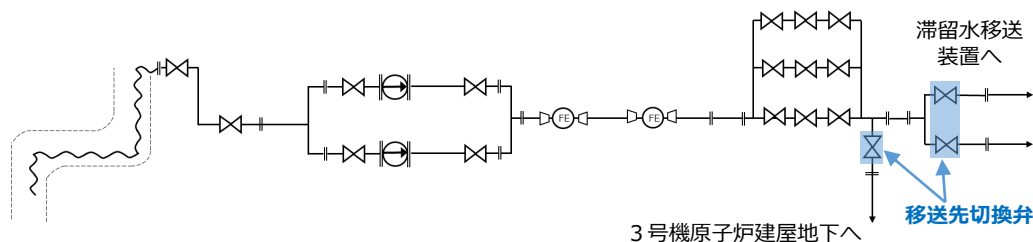
- 制御盤にて行うPCV取水設備の手動操作が対象であり、例えば電動弁の開閉操作を含む。

〈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。

〈移送先の誤選択防止の対策〉

- PCV取水設備の移送先の切替えは手動弁であるため、切り替えは現場にて実施。
- 移送先の切替えは、事前に定められた手順書に基づき、二人一組で現場の弁と設備図書を参照し実施することで、移送先の誤選択を防止する計画。



〈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。

<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。

- PCV取水設備は、主に取水配管，取水ポンプ，電動弁，水位計，電源盤，電気・計装ケーブルにて構成されており，建屋毎の機器配置および火災対策（次頁）は以下の通り。

	原子炉建屋	廃棄物処理建屋	タービン建屋	サービス建屋 (電気品室)
取水配管	○	○	—	—
取水ポンプ	—	○	—	—
水位計，電動弁	○	—	—	—
電源盤	—	—	—	○
電気・計装ケーブル	○	○	○	○

〈原子炉建屋，廃棄物処理建屋，タービン建屋〉

- 難燃性の電気・計装ケーブルを使用する等，可燃性材料を可能な限り排除し**火災発生の防止**を図る。なお，耐圧ホース等の可燃性材料を使用する場合，不燃性または難燃性材料で養生し，**火災の発生防止**および**影響低減**を図る。
- 設備近傍には消火器を設置し，万が一，火災発生時には発見後速やかに**初期消火**を実施。

〈サービス建屋（電気品室）〉

- 原子炉建屋等と同様に，難燃性の電気ケーブルを使用し，可燃性材料を可能な限り排除し**火災発生の防止**を図る。
- 設備近傍には消火器を設置し，万が一，火災発生時には発見後速やかに**初期消火**を実施。
- 電源盤からの火災リスクを考慮し，火災検知器※¹による**検知**を行う。万が一，火災が発生した場合は，発見後速やかにパッケージ型消火設備にて**初期消火**を実施。

※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。



パッケージ型消火設備
のイメージ

8. その他<火災>

<PCV取水設備の火災対策の補足>

- 本設備にて使用する可燃性材料は、耐圧ホース（数メートル）等の一部に限られており、当該部は不燃性または難燃性材料にて養生する計画。
- 建屋内の広範に渡り敷設する電気・計装ケーブルは難燃性材料を選定。
- 本設備近傍には、滞留水移送装置等の火災でも使用する複数の消火器が設置しており、万が一、火災が発生した場合、これらの消火器を使用。
- 設備の設置面積※1を考慮した本数の消火器（10型消火器）を設置していると想定。
- サービス建屋（電気品室）は火災検知器が設置されており、免震棟にて火災の検知が可能。

※1：廃棄物処理建屋における本設備の設置範囲（約700m²）に必要な消火能力は、10型消火器が2本相当。
タービン建屋における本設備の設置範囲（約1000m²）に必要な消火能力は、同様に2本相当。



※2：配管・ケーブルルートはイメージであり、現場状態に合わせ敷設を予定。

〈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、定期的に取り水ポンプが起動し、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。

なお、耐圧・漏えい確認は、製造者による耐圧試験の試験条件1.0MPaの範囲内である最高使用圧力の1.5倍（0.75MPa）にて実施。

〈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、 $1/2S_d$ に相当する $1/4S_s$ を用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法）を実施。

- 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※1、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。

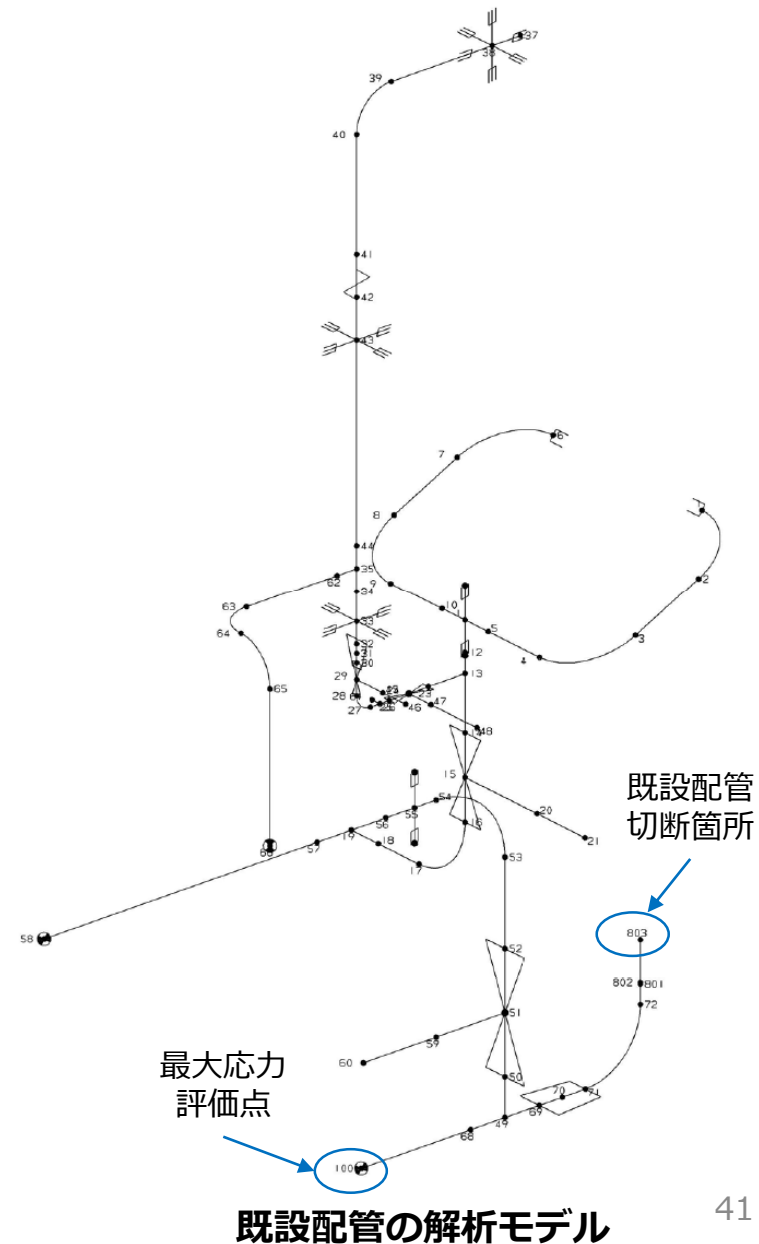
※1：柔構造の機器については、Ss地震動による地震力と静的地震力（水平震度0.72、鉛直震度0.6）のいずれか大きい方の地震力を使用し評価を実施。

<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 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%



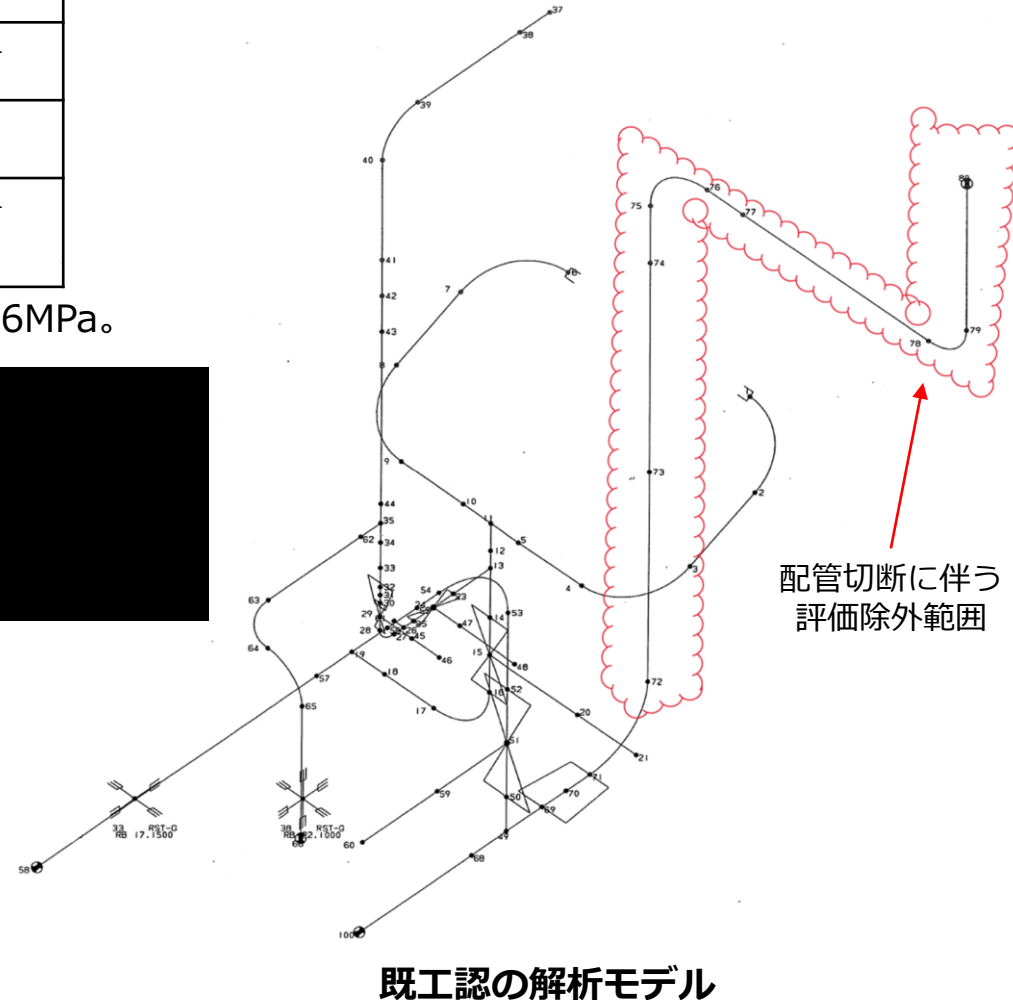
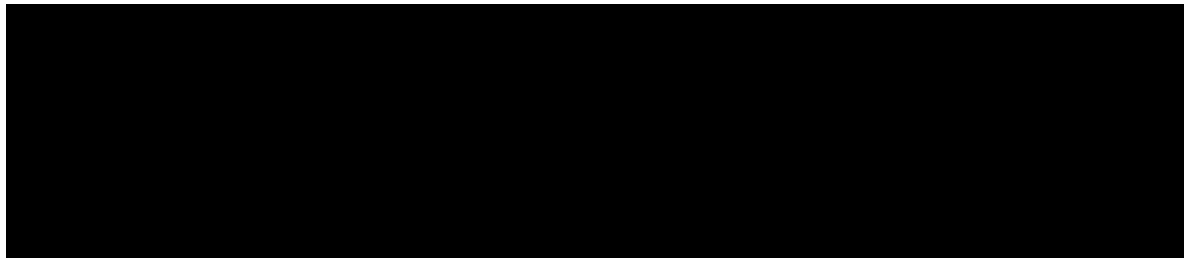
8. その他〈耐震性〉

- 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。



〈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%

〈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	122	MPa
	【参考】引張	0.72	0.6	4	158	MPa
	【参考】せん断			4	122	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）	56	45	26	44	21	31	25	23
許容応力（MPa）	215							
【参考】算出応力（MPa）	113	84	35	60	29	43	33	30

8. その他〈耐震性〉

〈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	—	481	7700	N
	せん断			315	7800	N
流量計 スキッド	引張			<0	—	N
	せん断			89	7800	N
取水ポンプ スキッド	【参考】引張	0.72	0.6	1768	7700	N
	【参考】せん断			514	7800	N
流量計 スキッド	【参考】引張			271	7700	N
	【参考】せん断			177	7800	N

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）。

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	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧で保持した後, 同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。	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧に耐え, 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。

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	最高使用圧力の水圧に耐え、漏えいが無いことを確認する。	確認圧力に耐え、かつ異常の無いこと。 また、耐圧部からの漏えいが無いこと。

※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。

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	最高使用圧力の1.5倍の水圧で保持した後、同圧力に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も確認する。	最高使用圧力の1.5倍の水圧に耐え、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〉

- PCV取水設備の保安に関する職務は、本設備の特性を考慮し下記の通り分担。なお、実施計画の現行の記載および本申請に伴う変更内容は参考21を参照。

〈機械設備〉

- PCV (S/C) から取水することを考慮し、原子炉圧力容器・格納容器注水設備などPCVに係る機械設備を所管する燃料デブリ取り出しプログラム部が設計、建設・設置、保守管理を担当。

〈電気設備〉

- PCV取水設備は滞留水移送装置電源から給電することを考慮し、当該電源を所管する組織が所管。なお、設計は電気技術グループ、建設・設置は電気設備建設グループ、保守管理は電気設備保守グループが担当。

〈計装設備〉

- 取水した水を滞留水移送装置に移送することを考慮し、当該設備を所管する組織が所管。なお、設計は計装技術グループ、建設・設置、保守管理は水処理計装設備グループが担当。

〈運転〉

- PCV (S/C) から取水することを考慮し、原子炉圧力容器・格納容器注水設備などPCVに係る設備を運転する1～4号当直が運転管理を担当。

- これまでの面談等の結果を踏まえ、当初申請した実施計画のうち、下記項目について補正を実施。
 - 2.49.1.1 設置の目的
 - 2.49.1.3 設計方針
 - 2.49.1.5 主要な機器
 - 2.49.1.6 自然災害対策等
 - 2.49 添付資料－1
 - 2.49 添付資料－2
 - 2.49 添付資料－3
 - 別紙26

9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

	当初申請した実施計画の内容	面談等を踏まえた実施計画の補正内容
2.49.1.1 設置の目的	3号機原子炉格納容器内取水設備（以下、原子炉格納容器内取水設備）は、残留熱除去系配管(A)を経由し、原子炉格納容器内の内包水を取水することを目的とする。	3号機原子炉格納容器内取水設備（以下、原子炉格納容器内取水設備）は、残留熱除去系配管(A)を経由し、原子炉格納容器内の内包水を取水することを目的とし、 原子炉格納容器内の水位を原子炉建屋1階床下に低下させることを目標とする。
2.49.1.3 設計方針 (4) 放射性物質の漏えい防止	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。	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。 e. 残留熱除去系配管(A)切断箇所の養生に設けるベントラインは、3号機原子炉建屋地下まで敷設することにより、万一、残留熱除去系配管(A)内部の水位が上昇しても、切断箇所の養生における漏えいの防止を図る。
2.49.1.3 設計方針	(6) 誤動作の防止に対する考慮	(6) 誤 操 作の防止に対する考慮
2.49.1.5 主要な機器	原子炉格納容器内取水設備は、主に取水ポンプ、配管、水位計で構成する。 なお、配管（耐圧ホース）および水位計は、原子炉格納容器のサプレッションチェンバーに接続する残留熱除去系配管(A)内に挿入し、原子炉格納容器内の内包水を取水する。	原子炉格納容器内取水設備は、主に取水ポンプ、配管、水位計で構成する。 なお、 配管（耐圧ホース）および水位計は、原子炉格納容器のサプレッションチェンバーに接続する 残留熱除去系配管(A)の切断箇所から 挿入し、原子炉格納容器内の内包水を取水する。 残留熱除去系配管(A)の切断箇所については、異物混入防止のため配管スプールを用いた養生を行う。 なお、取水ポンプの運転に伴う残留熱除去系配管(A)内の水位変動に伴う配管内の気圧変動を抑制するため、養生部にベントラインを設ける。

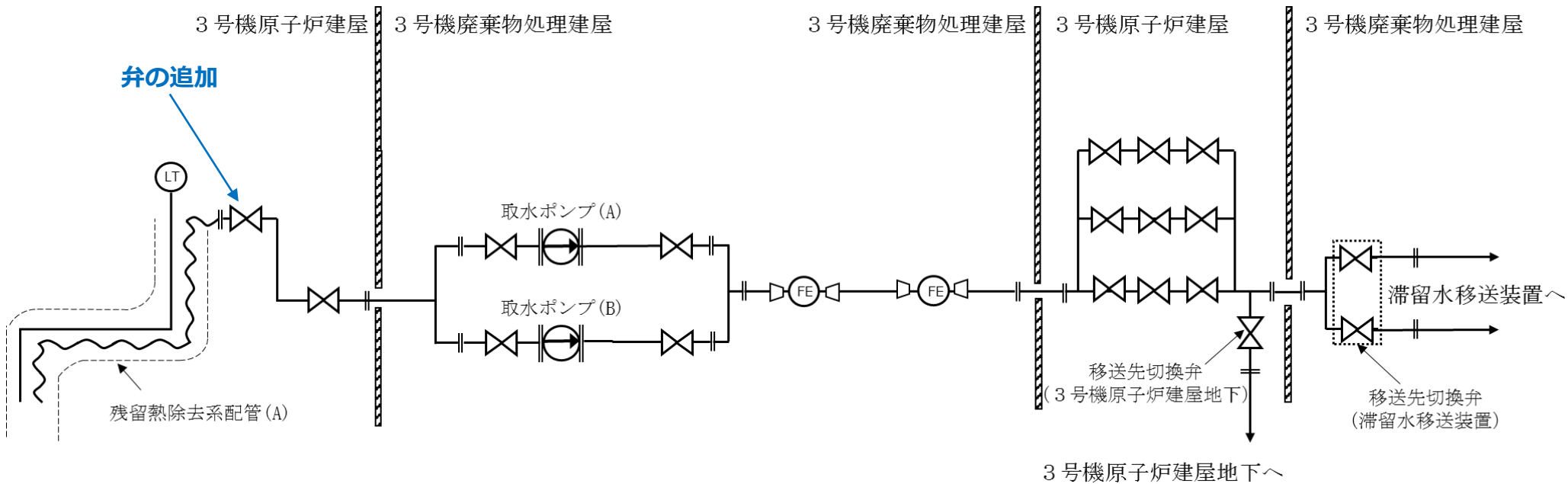
9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

	当初申請した実施計画の内容	面談等を踏まえた実施計画の補正内容
2.49.1.6 自然災害対策等 (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。	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※1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※2による検知が可能な設計とする。 ※1 耐圧ホース等の一部の可燃性材料を不燃性または難燃性材料で養生することを指す。 ※2 電源盤における火災の発生を、火災検知器により検知することを指す。
2.49 添付資料－1	—	取水ポンプの試運転における運用性向上（被ばく低減）を目的として、ろ過水による水張範囲を拡張するため、手動弁を残留熱除去系配管(A)の切断箇所近傍に追設する。これに伴い系統概要に当該弁を追記。
2.49 添付資料－2 および 別紙26	既設設備（残留熱除去系配管(A)）の耐震性については、工事計画認可申請書により確認。 変更①※3	既設設備（残留熱除去系配管(A)）の形状が変化することを考慮し、Bクラス相当（1/4Ssを用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法））の評価結果を追記。
	— 変更②※3	残留熱除去系配管(A)の切断箇所近傍における手動弁追加等に伴い、耐震評価を再実施し現行記載を修正予定。
	— 変更③※3	PCV取水設備および既設設備（残留熱除去系配管(A)）について、静的地震力が水平震度0.72、鉛直震度0.6を用いた静的解析またはSsを用いた動的解析（スペクトルモーダル解析法）の評価結果を追記。
2.49 添付資料－3	—	記載の適正化（耐圧・漏えい確認の具体化）

※3：後述の〈補正後の耐震評価〉にて示す変更箇所と補正内容を紐づけるために番号を設定。

9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

<補正後の系統概要>



<補正後の耐震評価>

添付資料-2

原子炉格納容器内取水設備の構造強度及び耐震性について

原子炉格納容器内取水設備を構成する機器について、構造強度評価及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性の評価を行う。

1. 基本方針

1.1 構造強度評価の基本方針

原子炉格納容器内取水設備の構造強度評価の基本方針は、「2.49.1.7 構造強度及び耐震性」のうち(1)項に示すとおり。

1.2 耐震性評価の基本方針

原子炉格納容器内取水設備の耐震性評価の基本方針は、「2.49.1.7 構造強度及び耐震性」のうち(2)項に示すとおり。

(記載削除)

変更①

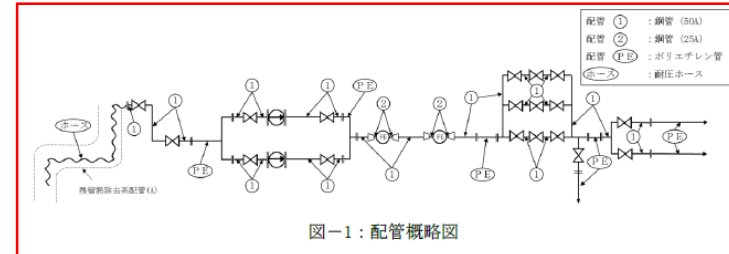
2. 評価方法・結果

2.1 構造強度評価

2.1.1 主配管（鋼管）

評価箇所を図-1に示す。

変更②



2.1.1.1 評価方法

管の必要厚さは、次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

$$\text{管の計算上必要な厚さ} : t = \frac{PD_0}{25\eta + 0.8P}$$

P : 最高使用圧力 (MPa)

D_0 : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率

b. 炭素鋼管管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ： t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

2.1.1.2 評価結果

評価結果を表-1に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表-1: 主配管（鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	必要厚さ (mm)	公称肉厚 (mm)
配管①	50A	40	STPG370	0.96	40	2.4	3.9
配管②	25A	40	STPG370	0.96	40	1.7	3.4

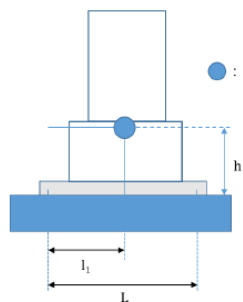
<補正後の耐震評価>

2.2 耐震性評価

2.2.1 取水ポンプ

2.2.1.1 評価方法

取水ポンプの取付ボルトについて強度評価を実施した。取付ボルトに作用する引張力、引張応力、せん断力、せん断応力については以下の式で示される。



- m : 機器の運転時質量
- g : 重力加速度
- h : 据付面から重心までの距離
- L : 支点としている取付ボルトより最大引張応力がかかる取付ボルトまでの距離
- l_1 : 重心と取付ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する取付ボルトの評価本数
- n : 取付ボルトの本数
- A_b : 取付ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度
- C_P : ポンプ振動による震度 (0.21)
- M_P : ポンプ回転により働くモーメント (0)

取付ボルトに作用する引張力 : $F_b = \frac{1}{L} \{ m g (C_H + C_P) h + M_P - m g (1 - C_V - C_P) l_1 \}$

取付ボルトに作用する引張応力 : $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$

取付ボルトに作用するせん断力 : $Q_b = m g (C_H + C_P)$

取付ボルトに作用するせん断応力 : $\tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$

2.2.1.2 評価結果

取付ボルトの応力計算をした結果、算出応力が許容応力を上回っていないことから、取付ボルトについて十分な強度があることを確認した (表-2)。

表-2 : 応力評価結果

機器名称	水平震度	評価項目	算出値	許容値	単位
取水ポンプ	0.36	引張	<0	—	MPa
		せん断	2	122	MPa

変更②

また、以下の条件による評価も実施し、算出応力が許容応力を上回っていないことを確認した (表-3)。

表-3 : 応力評価結果

機器名称	水平震度	鉛直震度	評価項目	算出値	許容値	単位
取水ポンプ	0.72	0.6	引張	4	158	MPa
			せん断	4	122	MPa

変更③

2.2.2 主配管 (鋼管)

2.2.2.1 評価箇所

評価箇所を図-2に示す。主配管はポリエチレン管部及び耐圧ホース部を除き①～⑧の鋼管部により構成されており、当該鋼管部を評価箇所とする。

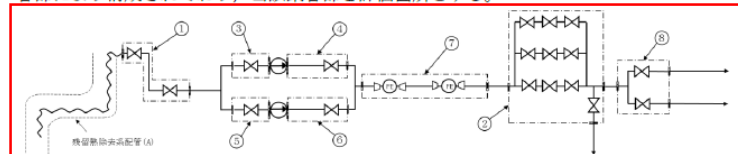


図-2 : 主配管の評価箇所

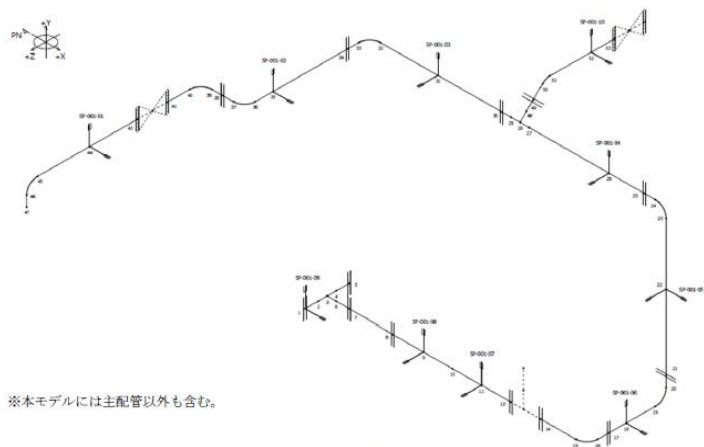
変更②

2.2.2.2 評価方法

主配管の耐震評価については、評価対象に一律の震度を与え地震荷重等を求める静的震度にて解析を行う。ただし、共振のおそれのある配管①、②については、スペクトルモーダル法を用いて解析を行う。主配管の解析モデルを図-3～図-10、評価条件を表-4に示す。

<補正後の耐震評価>

変更②



※本モデルには主配管以外も含む。

図-3：配管①の解析モデル

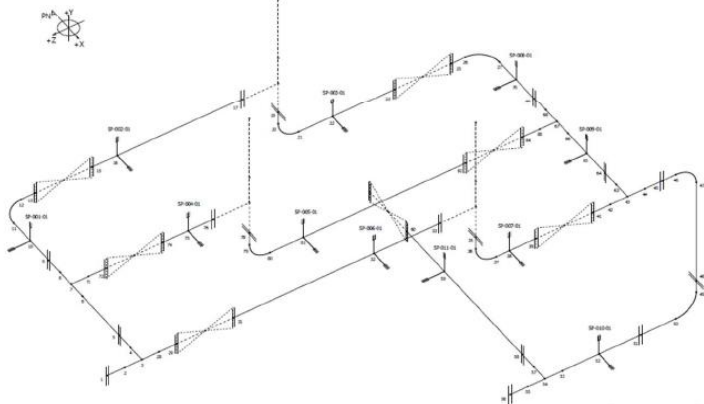
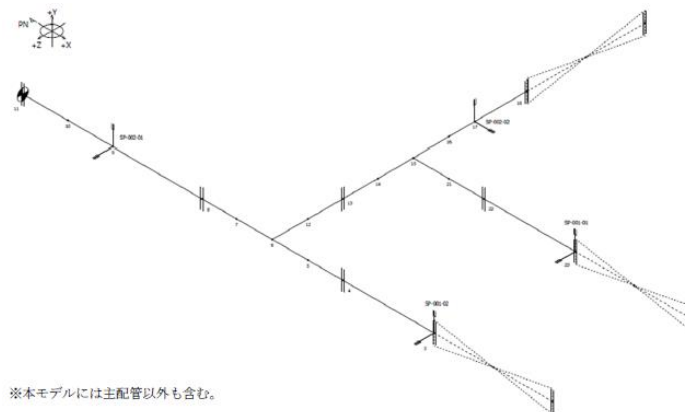


図-4：配管②の解析モデル



※本モデルには主配管以外も含む。

図-5：配管③の解析モデル

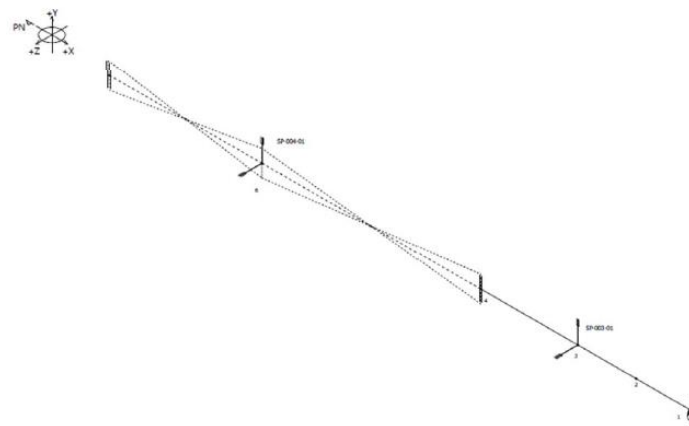
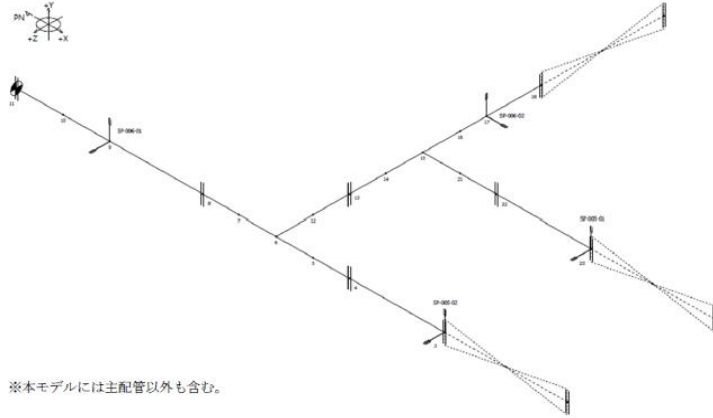


図-6：配管④の解析モデル

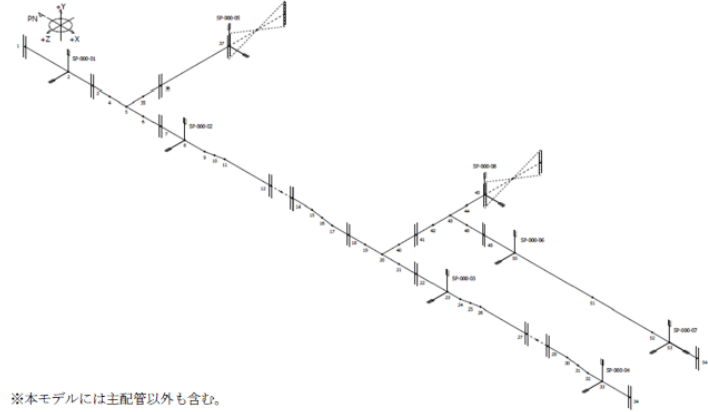
<補正後の耐震評価>

変更②



※本モデルには主配管以外も含む。

図-7：配管⑤の解析モデル



※本モデルには主配管以外も含む。

図-9：配管⑦の解析モデル

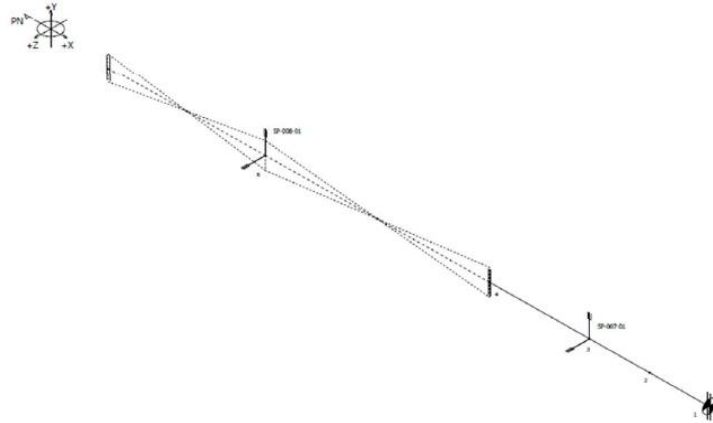


図-8：配管⑥の解析モデル

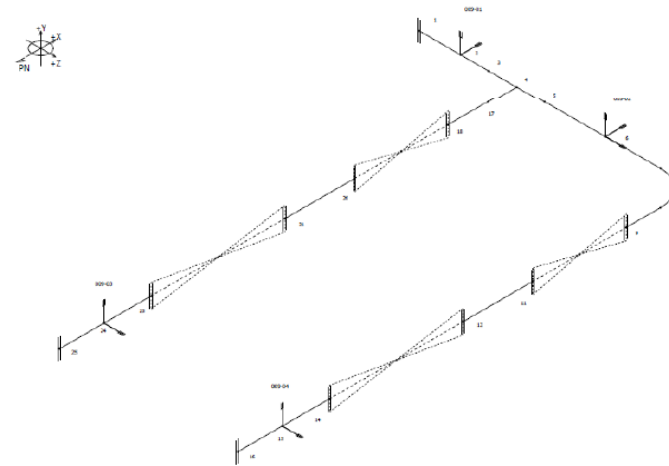


図-10：配管⑧の解析モデル

<補正後の耐震評価>

表-4：主配管の耐震評価における各種条件

配管分類	主配管（鋼管）
配管クラス	クラス3相当
耐震クラス	Bクラス相当
最高使用温度（℃）	40
配管材質	STPG370
配管口径	50A / 25A
Sch.	40
最高使用圧力（MPa）	0.96
減衰定数（%）	2.0

2.2.2.3 評価結果

各応力を計算した結果を表-5に示す。各配管について、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した。

表-5：応力評価結果

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）	56	45	26	44	21	31	25	23
供用状態 Cs における 一次許容応力（MPa）	215							

変更②

また、以下の条件による評価も実施し、各配管について、算出応力が許容応力を上回っていないことを確認した（表-6）。

表-6：応力評価結果

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） ^{※1}	113	84	35	60	29	43	33	30
供用状態 Cs における 一次許容応力（MPa）	215							

※1 配管①、②は基準地震動 S_e（最大加速度 600gal）、配管③～⑧は静的震度（水平：0.72、鉛直 0.6）を用いた評価を実施。

変更③

2.2.3 取水ポンプスキッド及び流量計スキッド

2.2.3.1 評価箇所

評価箇所を図-11に示す。

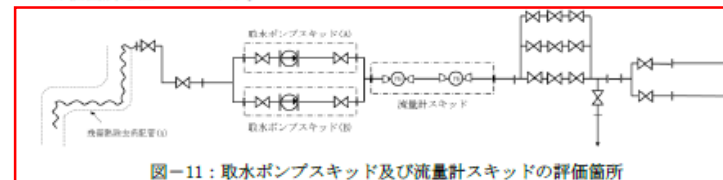
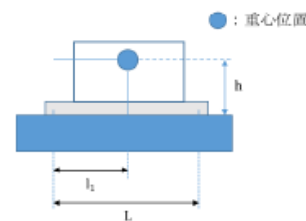


図-11：取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの評価箇所

変更②

2.2.3.2 評価方法

取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの基礎ボルトについて強度評価を実施した。基礎ボルトに作用する引張力、せん断力については以下の式で示される。



- m : 機器の運転時質量
- g : 重力加速度
- h : 据付面から重心までの距離
- L : 支点としている基礎ボルトより最大引張力がかかる基礎ボルトまでの距離
- l_1 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度
- C_P : ポンプ振動による震度 (0.21[※])

※取水ポンプスキッドの場合（流量計スキッドの場合は0）

$$\text{基礎ボルト 1 本毎に作用する引張力: } F_b = \frac{1}{n_f L} (mg(C_H + C_P)h - mg(1 - C_V - C_P)l_1)$$

$$\text{基礎ボルト 1 本毎に作用するせん断力: } Q_b = \frac{1}{n} (mg(C_H + C_P))$$

2.2.3.3 評価結果

基礎ボルトの荷重計算をした結果、算出荷重が許容荷重を上回っていないことから、基礎ボルトについて十分な強度があることを確認した（表-7）。

<補正後の耐震評価>

表-7: 荷重評価結果

機器名称	水平震度	評価項目	算出値	許容値	単位
取水ポンプスキッド	0.36	引張	481	7700	N
		せん断	315	7800	N
流量計スキッド		引張	<0	-	N
		せん断	89	7800	N

変更②

また、以下の条件による評価も実施し、算出荷重が許容荷重を上回っていないことを確認した(表-8)。

表-8: 荷重評価結果

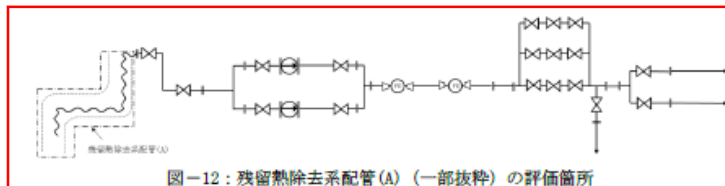
機器名称	水平震度	鉛直震度	評価項目	算出値	許容値	単位
取水ポンプスキッド	0.72	0.6	引張	1768	7700	N
			せん断	514	7800	N
流量計スキッド			引張	271	7700	N
			せん断	177	7800	N

変更③

2.2.4 残留熱除去系配管(A)

2.2.4.1 評価箇所

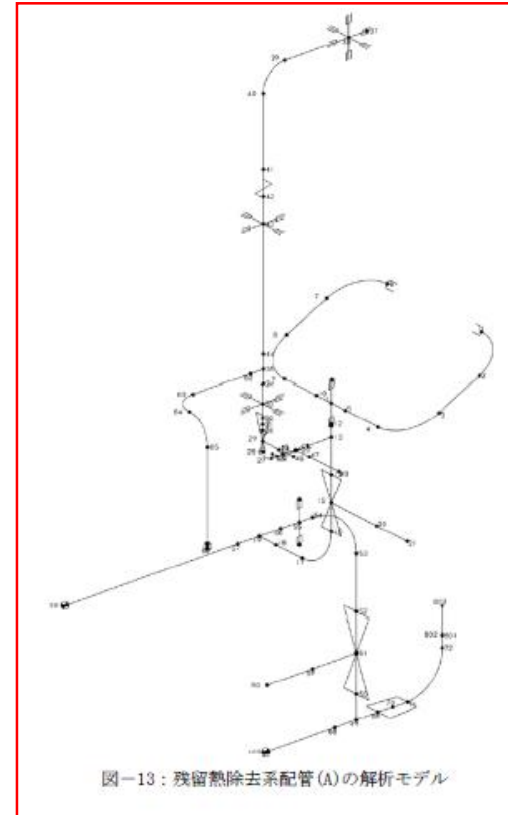
評価箇所を図-12に示す。



変更②

2.2.4.2 評価方法

残留熱除去系配管(A)の耐震評価については、スペクトルモーダル法を用いて解析を行う。残留熱除去系配管(A)の解析モデルを図-13、評価条件を表-9に示す。



変更①

<補正後の耐震評価>

変更①

表-9: 残留熱除去系配管(A)における各種条件

配管分類	残留熱除去系配管(A)
配管クラス	クラス2
耐震クラス	Bクラス相当
最高使用温度(°C)	182
配管材質	SM400B / SM400C / STS410
配管口径	400A / 500A
配管厚さ (mm)	9.5 / 12.7
最高使用圧力(MPa)	3.11
減衰定数(%)	1.0

2.2.4.3 評価結果

応力を計算した結果を表-10に示す。配管について、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した。

表-10: 応力評価結果

配管分類	残留熱除去系配管(A)
算出応力(MPa)	101
供用状態Csにおける一次許容応力(MPa)	198

また、以下の条件による評価も実施し、配管について、算出応力が許容応力を上回っていないことを確認した(表-11)。

表-11: 応力評価結果

配管分類	残留熱除去系配管(A)
算出応力(MPa) ^{※2}	174
供用状態Csにおける一次許容応力(MPa)	198

※2 基準地震動S₂(最大加速度000g_{a2})を用いた評価を実施。

変更②

I 3号機原子炉格納容器内取水設備の構造強度及び耐震性について

1. 主配管(鋼管)の構造強度評価に関わる数値根拠

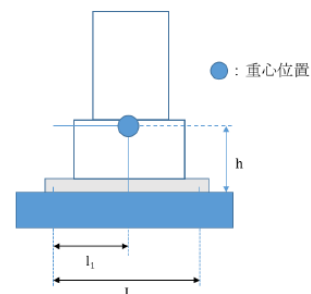
内面に圧力を受ける管の計算上必要な厚さ： $t = \frac{PD_0}{25\eta + 0.8P}$

表-1 主配管(鋼管)の構造強度評価に関わる数値根拠

評価機器	口径	Sch.	材質	P (MPa)	温度 (°C)	D ₀ (mm)	S (MPa)	η	t (mm)
配管①	50A	40	STPG370	0.96	40				
配管②	25A	40	STPG370	0.96	40				

2. 取水ポンプの耐震性評価に関わる数値根拠

- m : 機器の運転時質量
- g : 重力加速度
- h : 据付面から重心までの距離
- L : 支点としている取付ボルトより最大引張応力がかかる取付ボルトまでの距離
- l_1 : 重心と取付ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する取付ボルトの評価本数
- n : 取付ボルトの本数
- A_b : 取付ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度
- C_P : ポンプ振動による震度 (0.21)
- M_P : ポンプ回転により働くモーメント (0)



<補正後の耐震評価>

取付ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{n_f} \{mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1\}$

取付ボルトに作用する引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$

取付ボルトに作用するせん断力： $Q_b = mg(C_H + C_P)$

取付ボルトに作用するせん断応力： $\tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$

変更②, ③

表-2 取水ポンプの耐震性評価に関わる数値根拠 (1/3)

機器名称	m (kg)	g (m/s ²)	h (mm)	L (mm)	l ₁ (mm)	n _f (本)	n (本)	A _b (mm ²)
取水ポンプ		9.80665						

表-2 取水ポンプの耐震性評価に関わる数値根拠 (2/3)

機器名称	水平 震度	F _b (N)	σ _b (MPa)	Q _b (N)	τ _b (MPa)
取水ポンプ	0.36		<0		2

表-2 取水ポンプの耐震性評価に関わる数値根拠 (3/3)

機器名称	水平 震度	鉛直 震度	F _b (N)	σ _b (MPa)	Q _b (N)	τ _b (MPa)
取水ポンプ	0.72	0.6		4		4

変更②



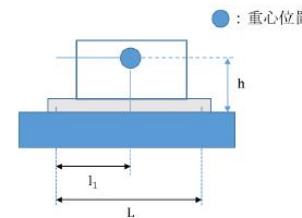
変更②

3. 主配管（鋼管）の耐震性評価に関わる数値根拠

表-3 主配管（鋼管）の耐震性評価に関わる数値根拠

配管No.	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1次固有周期(s)								

4. 取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの耐震性評価に関わる数値根拠



- m : 機器の運転時質量
- g : 重力加速度
- h : 据付面から重心までの距離
- L : 支点としている基礎ボルトより最大引張力がかかる基礎ボルトまでの距離
- l₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度
- C_P : ポンプ振動による震度 (0.21^{*})

*取水ポンプスキッドの場合（流量計スキッドの場合は0）

基礎ボルト1本毎に作用する引張力： $F_b = \frac{1}{n_f L} \{mg(C_H + C_P)h - mg(1 - C_V - C_P)l_1\}$

基礎ボルト1本毎に作用するせん断力： $Q_b = \frac{1}{n} \{mg(C_H + C_P)\}$

<補正後の耐震評価>

変更②

表-4 取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの耐震性評価に関わる数値根拠 (1/3)

機器名称	m (kg)	g (m/s^2)	h (mm)	L (mm)	l_1 (mm)	n_f (mm)	n (本)
取水ポンプスキッド		9.80665					
流量計スキッド		9.80665					

表-4 取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの耐震性評価に関わる数値根拠 (2/3)

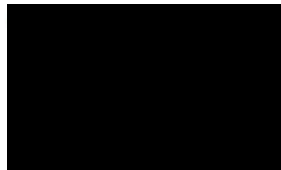
機器名称	水平震度	F_b (N)	Q_b (N)
取水ポンプスキッド		481	315
流量計スキッド	0.36	<0	89

表-4 取水ポンプスキッド及び流量計スキッドの耐震性評価に関わる数値根拠 (3/3)

機器名称	水平震度	鉛直震度	F_b (N)	Q_b (N)
取水ポンプスキッド	0.72	0.6	1768	514
流量計スキッド			271	177

変更③

ここで、メカニカルアンカの許容荷重は、各種合成構造設計指針・同解説より下記の通り設定した。



$P_1 = 7700N$
 $V_0 = 7800N$

5. 残留熱除去系配管(A)の耐震性評価に関わる数値根拠

表-5 残留熱除去系配管(A)の耐震性評価に関わる数値根拠

1次固有周期(s) [Redacted]



変更①

9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

<主配管（鋼管）の確認に関する当初申請の内容>

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。

<主配管（鋼管）の確認に関する面談等を踏まえた補正内容>

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	最高使用圧力の1.5倍の水圧 で保持した後， 同圧力 に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。	最高使用圧力の1.5倍の水圧 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。

9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

<主配管（ポリエチレン管）の確認に関する当初申請の内容>

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。

<主配管（ポリエチレン管）の確認に関する面談等を踏まえた補正内容>

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	最高使用圧力の水圧に耐え、漏えいが無いことを確認する。	確認圧力に耐え、かつ異常の無いこと。 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。

9. 面談等を踏まえた実施計画の補正

<主配管（耐圧ホース）の確認に関する当初申請の内容>

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。

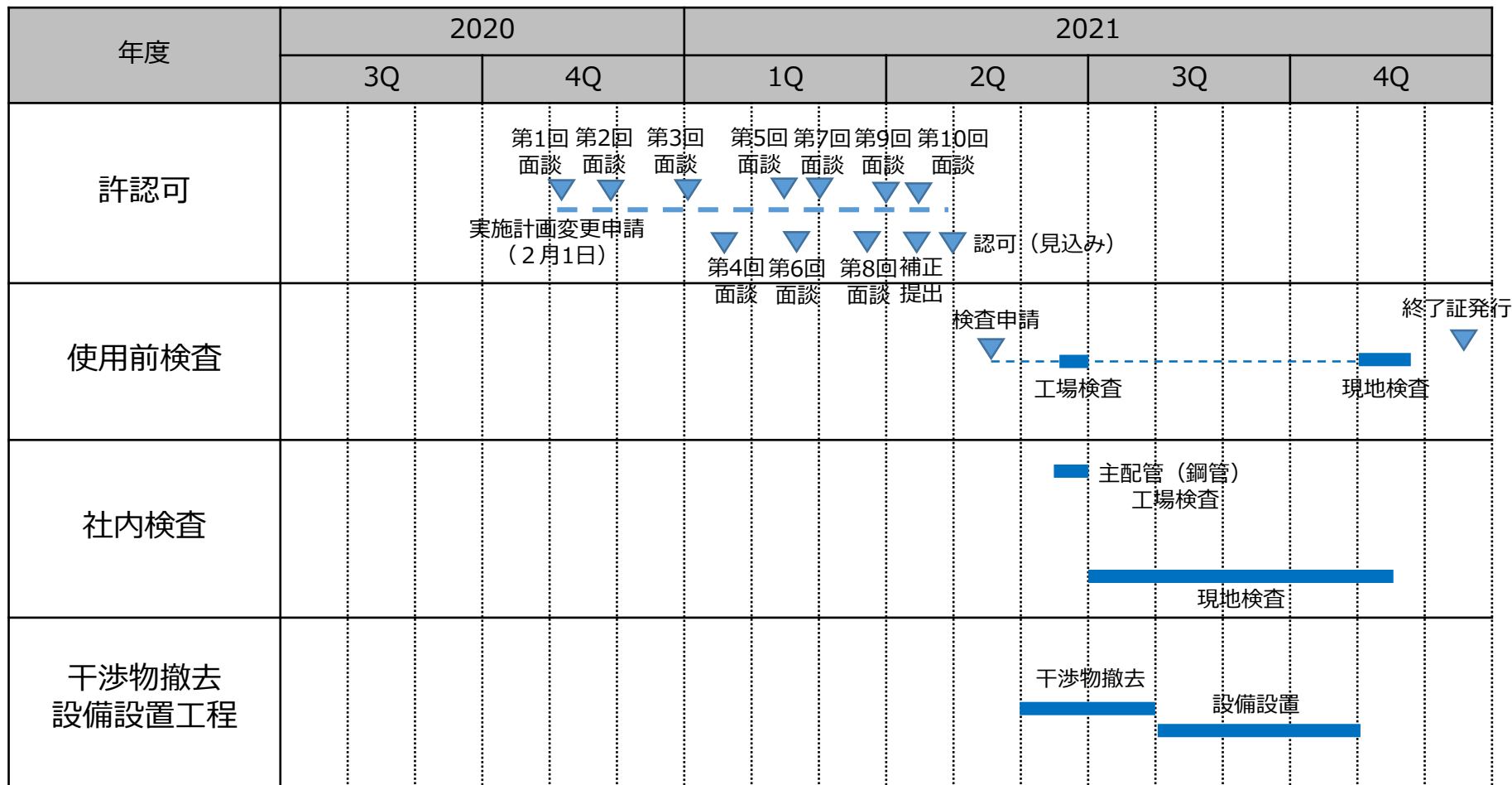
<主配管（耐圧ホース）の確認に関する面談等を踏まえた補正内容>

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	最高使用圧力の1.5倍の水圧で保持した後、同圧力に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も確認する。	最高使用圧力の1.5倍の水圧に耐え、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。

10. 今後のスケジュール



参考資料

- 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】

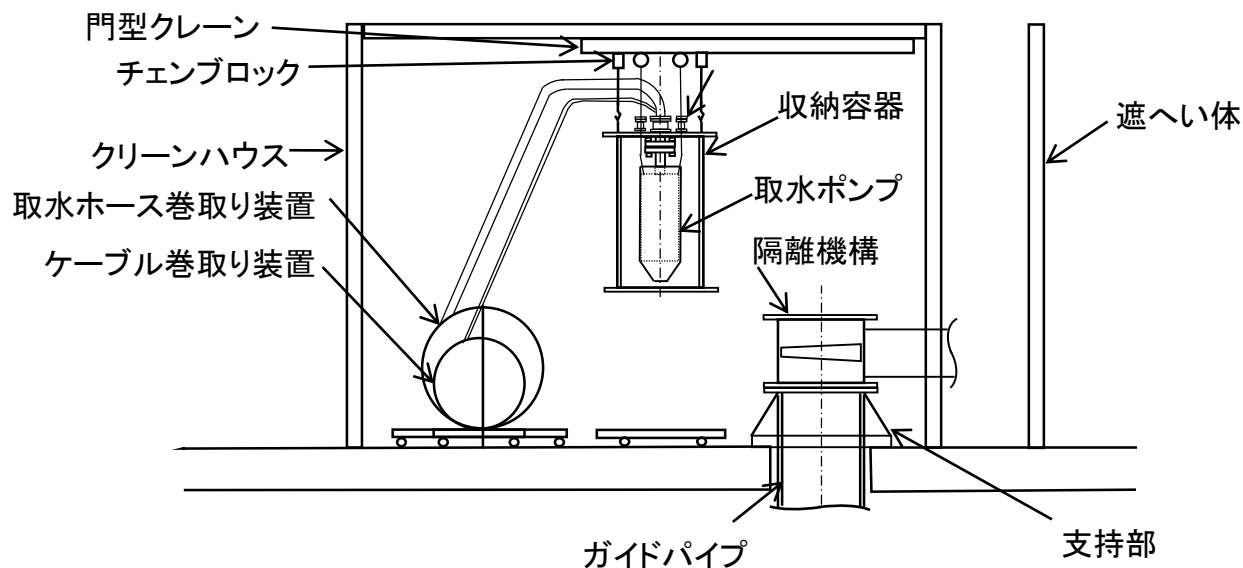
PCV取水設備の設置・運用後，S/C内包水の放射能濃度を建屋地下滞留水と同程度まで低減し，炉注水量以上の取水が可能となった後，PCV水位低下を計画。

【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。

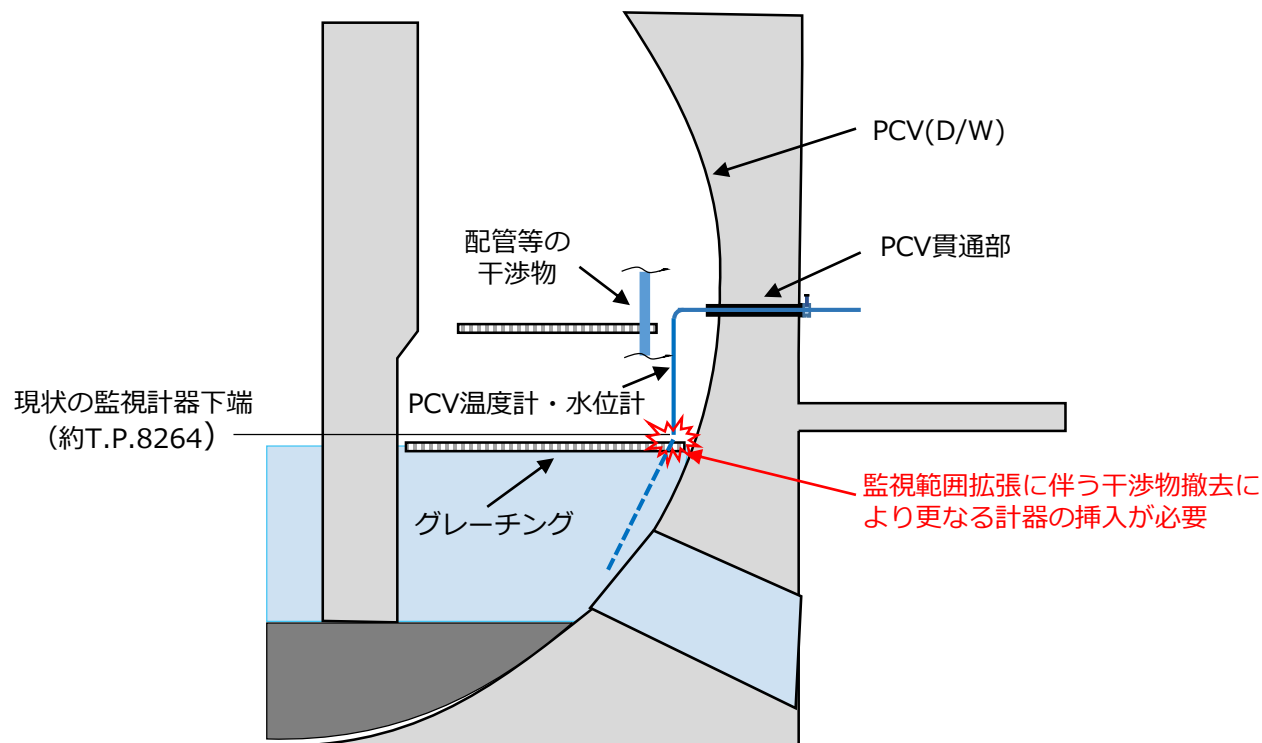
		2020年度	2021年度	2022年度	2023年度	2024年度～	備考	
【ステップ1】 原子炉建屋1階床下まで水位低下	PCV内取水設備の設置	[Bar]						
	【ステップ1-1】 S/C内のインベントリ低減			[Bar]			2020年に実施したS/C内包水のサンプリング結果から，期間は最大で1年程度を想定。	
	【ステップ1-2】 原子炉建屋床下まで水位低下				[Bar]			
【ステップ2】 ガイドパイプによるS/C水位低下	現場適用の成立性確認	[Bar]					国の補助事業の結果を基に，3号機原子炉建屋内における現場適用の成立性を検討。	
	現場適用性の課題抽出/整理	[Bar]						
	PCV水位低下時の安全性確認	[Bar]						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		[Bar]					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		[Bar]					
	水位低下設備の設置/運用					[Bar]		

- 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

- 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

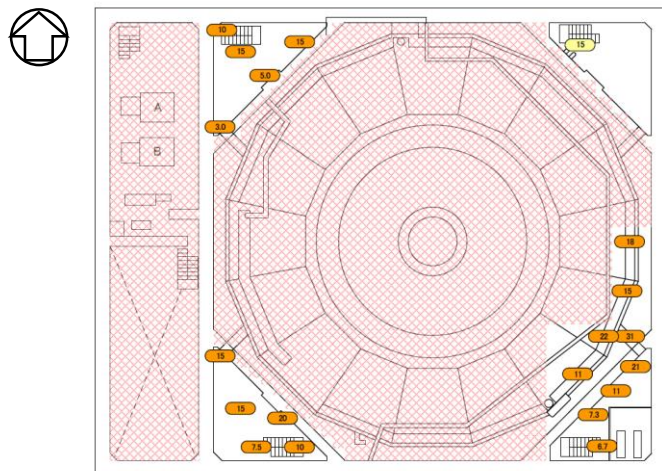
- 補助事業はガイドパイプ設置に関する要素技術開発のみを対象としており、現場の干渉物撤去や線量低減等の現場適用性の検討を行う必要があります、それらの成立性も踏まえ、具体的なガイドパイプの配置や設備設計を実施。

【干渉物撤去】

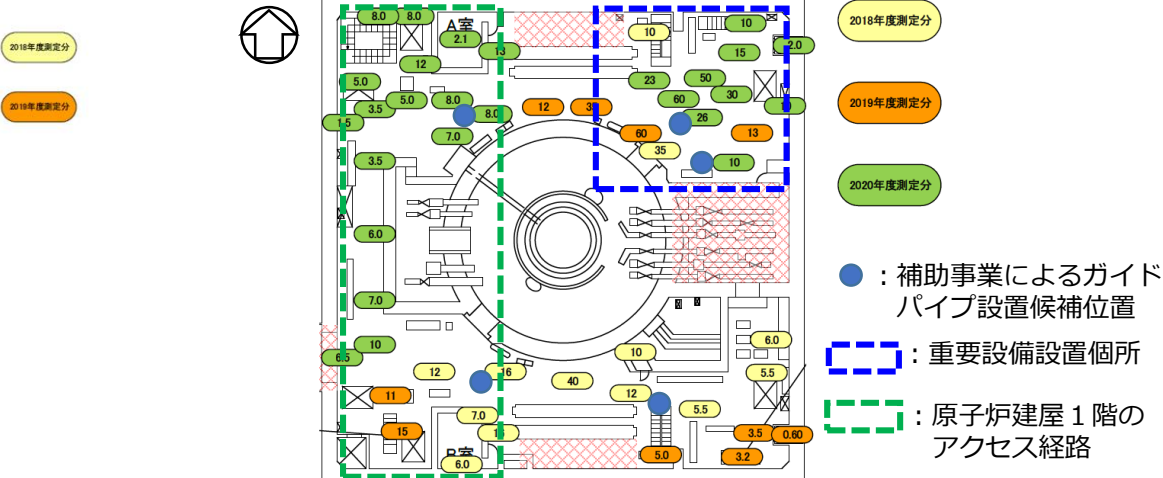
- ガイドパイプ設置前に、**原子炉建屋(1階, 地下階)の配管・サポート等の干渉物撤去/回収**が必要。地下階は高線量環境のため、干渉物を**遠隔で撤去/回収する装置製作・検証が必要**。
- **装置製作・検証**に資する**地下階の現場調査**を今後実施していく（調査前の線量低減も必要）。
- 設備搬入・設置・メンテナンスの経路・エリア確保も考慮し、原子炉建屋1階に敷設している**炉注設備, 窒素封入, ガス管理設備の配管・ホース等の移設**も考慮することが必要。

【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。

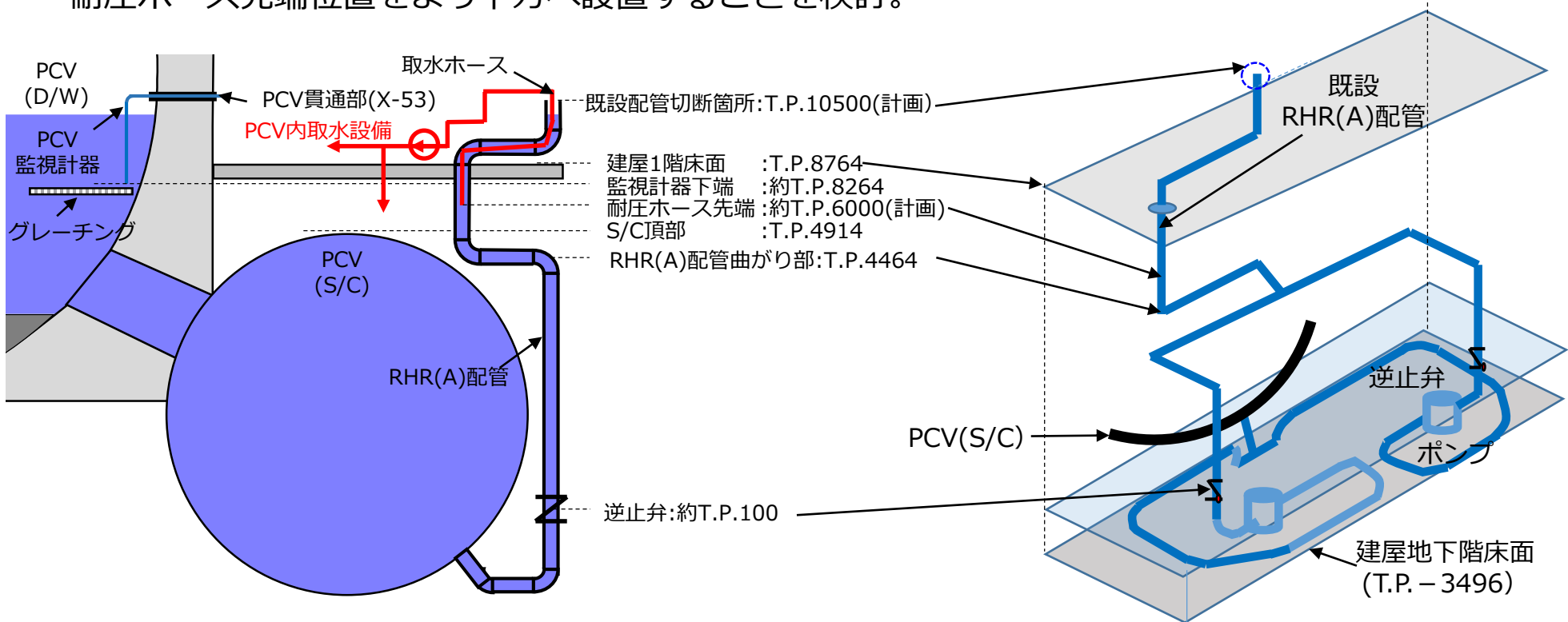


原子炉建屋地下階の環境線量(単位:mSv/h)

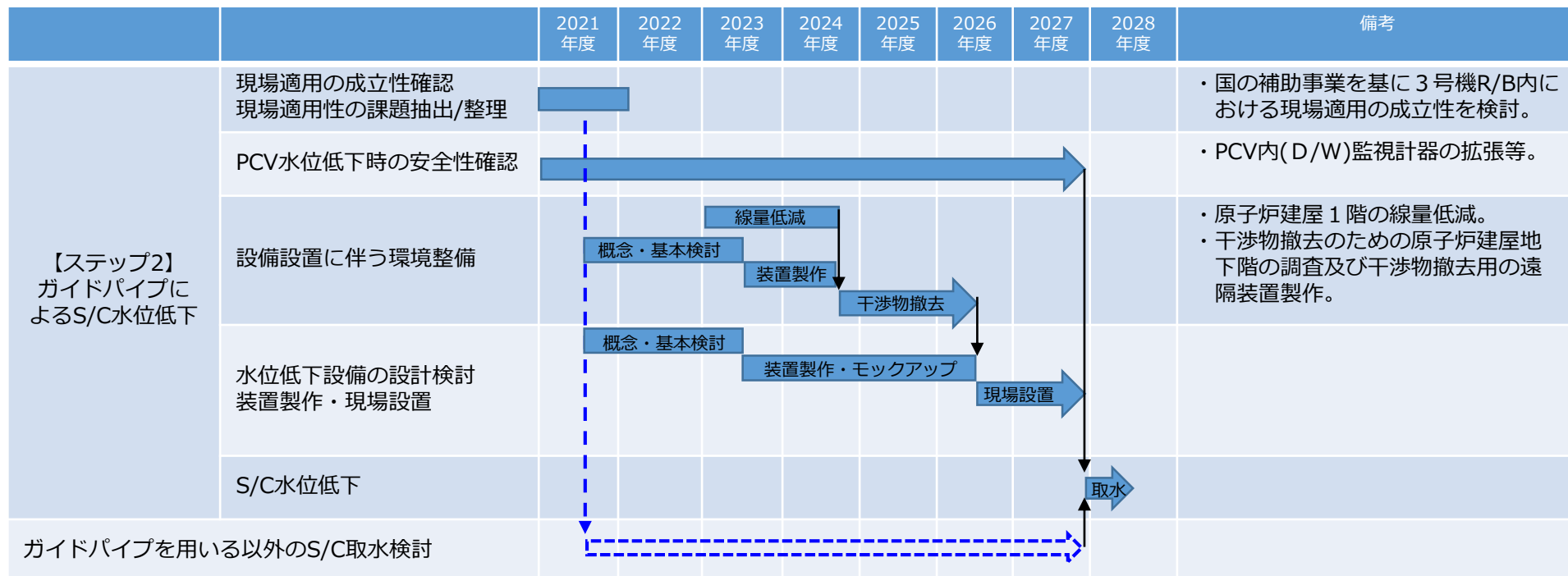


原子炉建屋1階の環境線量(単位:mSv/h)

- 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、既設配管の切断箇所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。



- 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)

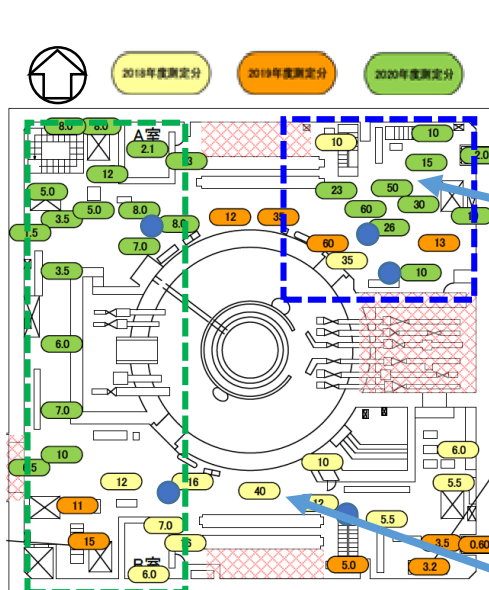
- 現状PCV水位の高い3号機について、減肉腐食による劣化を考慮しても、S/Cは2031年までは基準地震動(600Gal)に耐えうることを確認。
- S/Cの耐震性を向上させる対応として、S/C水位低下とS/C脚部補強を想定。
 - S/C水位低下には、S/C内へのアクセスに用いるガイドパイプ等の技術開発が必要であるが、2031年までにS/C水位を低下できる見込みがあり、耐震性向上も見据え、水位低下を進めて行く。
 - S/C脚部にモルタルを打設する耐震補強は、水位低下のバックアッププランとし、上記対策の状況等に応じて2027年を目途に切替要否を判断。

時系列		2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031	2031~	
耐震評価	弾塑性解析(600Gal)	2031年まで裕度あり														
耐震性 向上対策	ガイドパイプを用いた水位低下	技術開発・詳細設計・設備設置				S/C水位低下										
	ドレン弁による水位低下	上記対策状況に応じて実施										各対策状況に応じて実施				
	S/C脚部の耐震補強											脚部補強				

- 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。

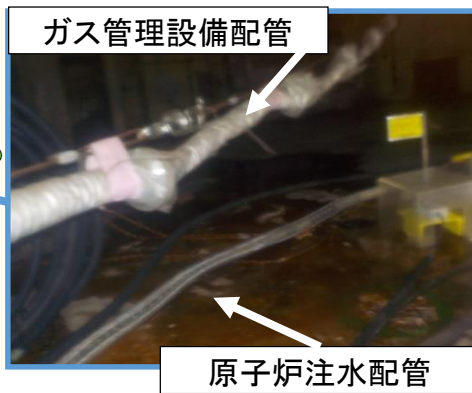
	ガイドパイプを用いた水位低下	地下階の既設配管から自吸式ポンプによる取水	地下階の既設配管へ分水栓取付け	ステップ1実施後に既設配管(地上部)を用いた取水
イメージ図				
耐震向上の有効性 (水位低下範囲)	○ (S/C下部)	△ (S/C中心～下部)	△ (S/C中心～下部)	△ (S/C頂部)
成立性	△ (確認中)	未定 (新規技術開発要)	未定 (新規技術開発要)	△ (左記の地下階における取水点構築との干渉性等の確認要)
実施可能時期	2027年以降	未定	未定	未定
安全・運用上の懸念	・ポンプによる水位制御により、プラント状態に応じた対応が可能	・ポンプによる水位制御が可能だが、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

- 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、設備設置に必要な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
 緑枠 : 原子炉建屋1階のアクセス経路
 青枠 : 重要設備設置個所

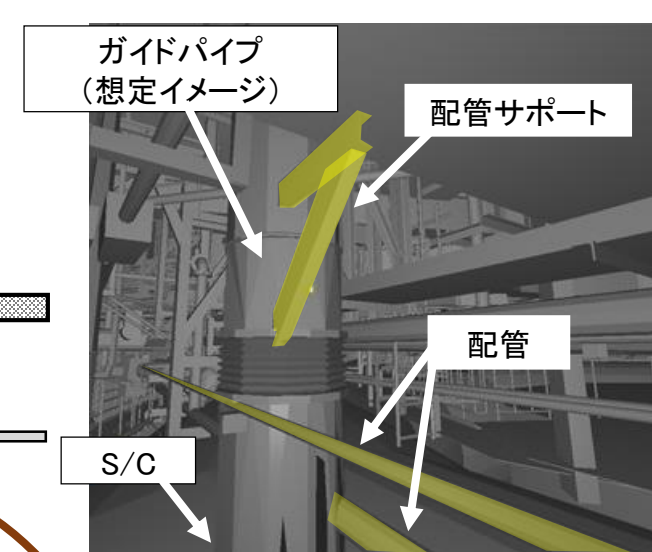
原子炉建屋1階の環境線量
(単位:mSv/h)



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

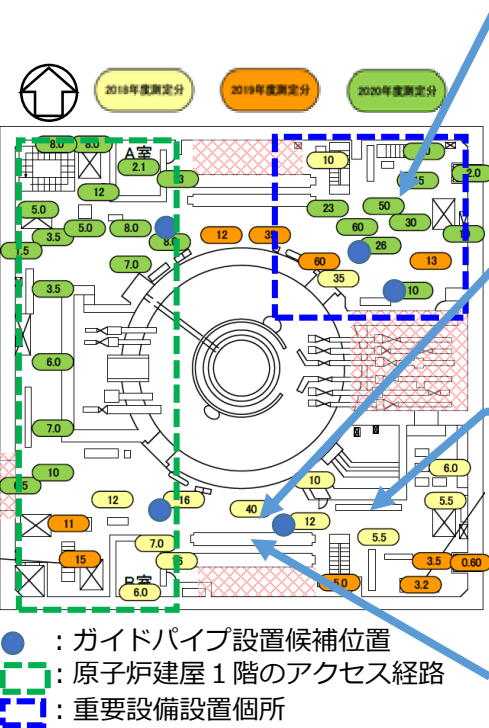


原子炉建屋地下階の干渉物撤去のイメージ図

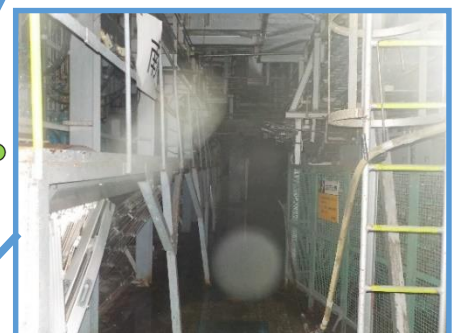


ガイドパイプ設置候補箇所地下階の干渉物(配管・サポート等)イメージ図

- S/C取水設備の設置箇所はR/B 1階の北東/南東エリアを想定しているが、雰囲気線量が高く、当該エリアの線量低減を行った上で、干渉物撤去及びS/C取水設備設置を行う。
- 当該エリアの建屋床/壁の除染（高圧水洗浄等）及び水圧制御ユニット（HCU）等の近傍の線源撤去または遮へい設置による線量低減を検討。
- 設備設置・搬入・メンテナンスに係る干渉物として、配管/ダクト/ケーブルトレイ/サポート類/電源盤等を抽出。PCVガス管理設備の配管等の重要設備は移設を検討。



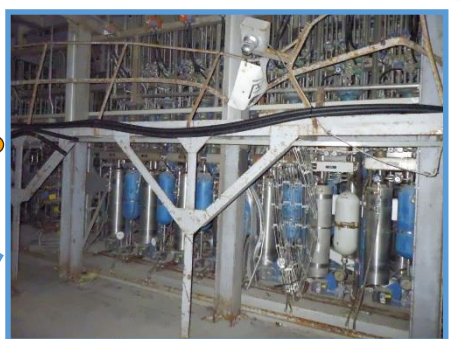
原子炉建屋1階の環境線量
(単位:mSv/h)



搬入経路確保に伴う干渉物



移設対象の重要設備



近傍の線源（HCU等）



電源盤等の干渉物

設備設置・搬入エリアの線量低減
(建屋床/壁の除染, 線源撤去/遮へい)



配管, ダクト, 電源等の系統隔離
(必要に応じ残水処理/端部処置)



落下/飛散防止のため固定/養生の処置



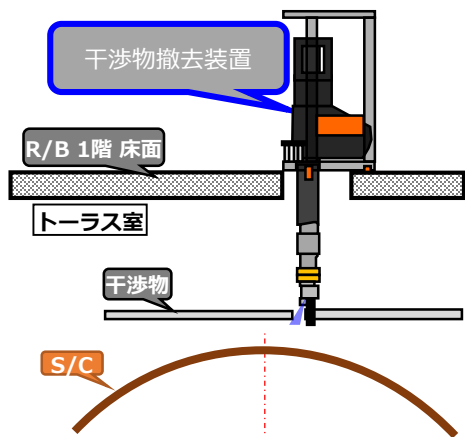
干渉物の撤去/回収、重要設備の移設



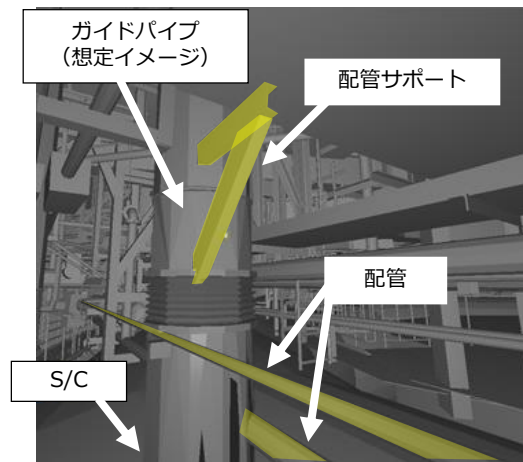
S/C取水設備の設置
(地下階の遠隔作業装置の設置含む)

原子炉建屋地上階の作業フロー

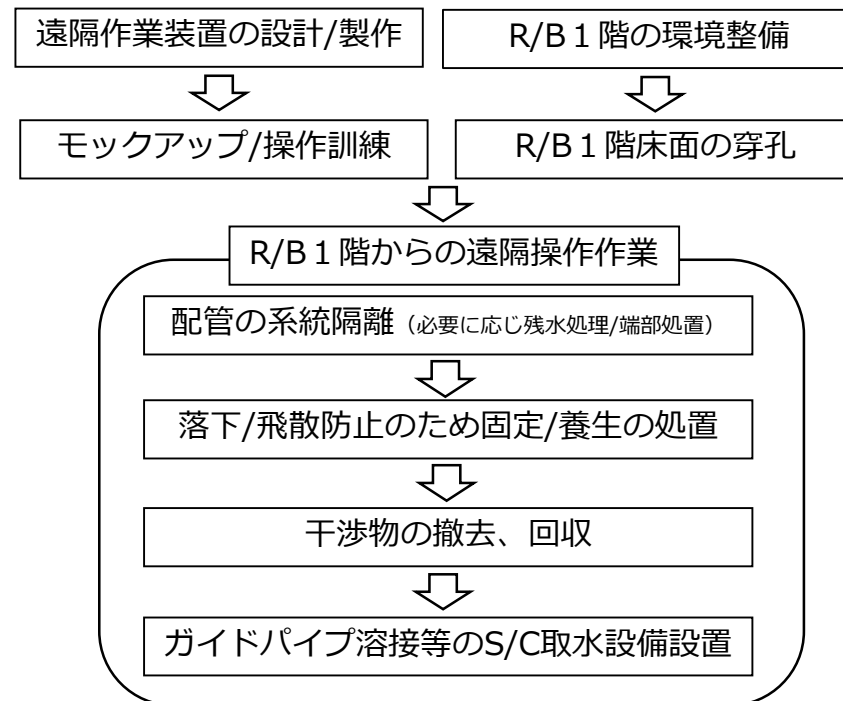
- R/B地下階は環境線量が高い（10mSv/h以上）ため、R/B 1階床面を穿孔した孔を經由し、遠隔操作で干渉物撤去及びガイドパイプの設置を行う計画。
- 干渉物として原子炉冷却材浄化（CUW）系の配管，サポート類，ケーブルトレイ，グレーチング等を抽出。干渉物内の残水処理/端部処置及び落下防止のための固定/養生等の事前処置を含め，工法検討中。
- 今後3Dレーザースキャン等による位置，形状の詳細調査を行い，干渉物の対象及びその撤去工法を精査していくが，R/B 1階の環境整備，遠隔操作装置の製作及びモックアップ等が必要であり，時間を要する見込み。



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



原子炉建屋地下階の作業フロー

- 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。

- 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

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

- 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

■ 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

■ 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

■ 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

■ 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、定期的に取り水ポンプが起動し、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

■ 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 2×10^5 Gy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 2×10^5 Gy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、 10^5 Gy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 10^5 Gy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

- 誤操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) 誤操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

- 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

- 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

- 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

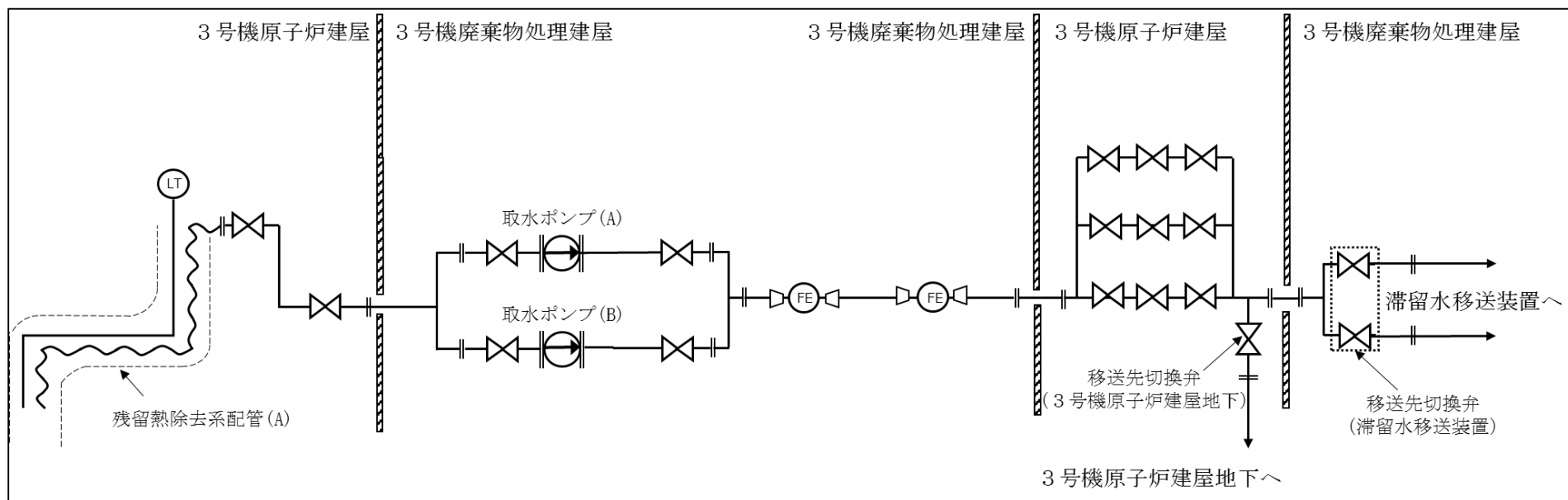
■ PCV取水設備設置に伴う実施計画第Ⅲ章第1編の変更内容を以下に示す。

変更前	変更後
<p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>(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。</p> <p>(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。</p>

■ 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
<p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>(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。</p> <p>(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。</p>

- 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

- 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。

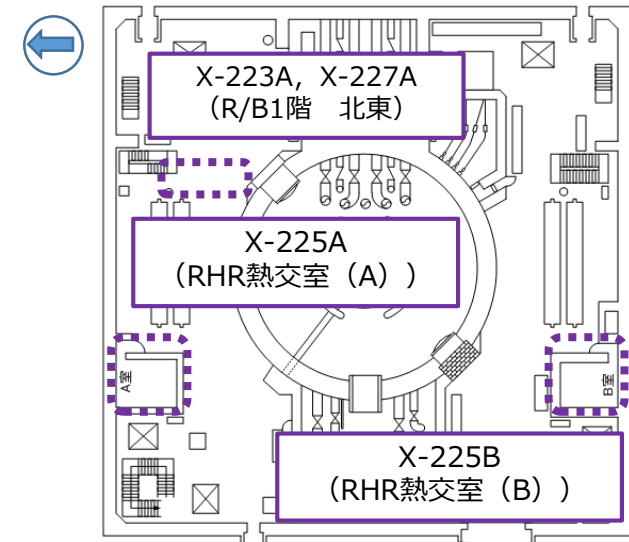
- **S/C既設配管の口径**

- ⇒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」状態の弁や流路を障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系ポンプサクシオンA	RHR熱交換器室（A）
X-225B	RHR	RHR系ポンプサクシオン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ポンプサクシオン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

- 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

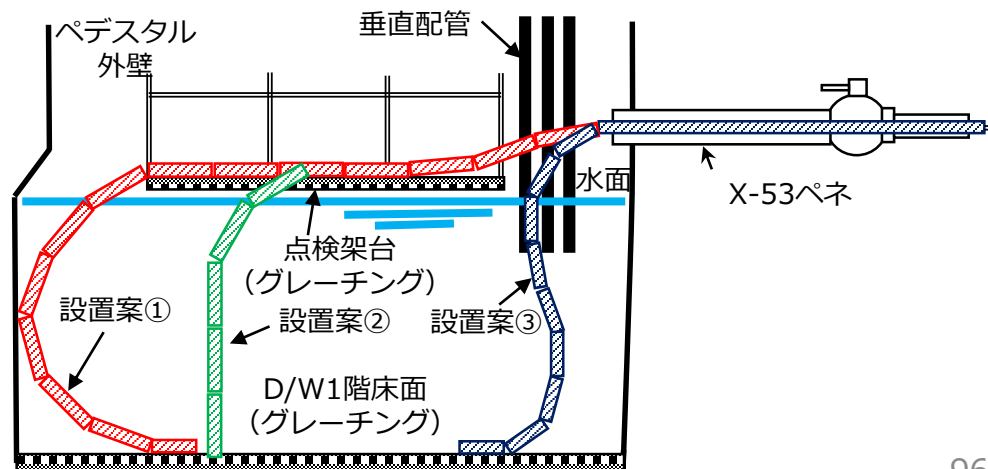
②ペネに隔離機構を設置可能なスペースの有無

- **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

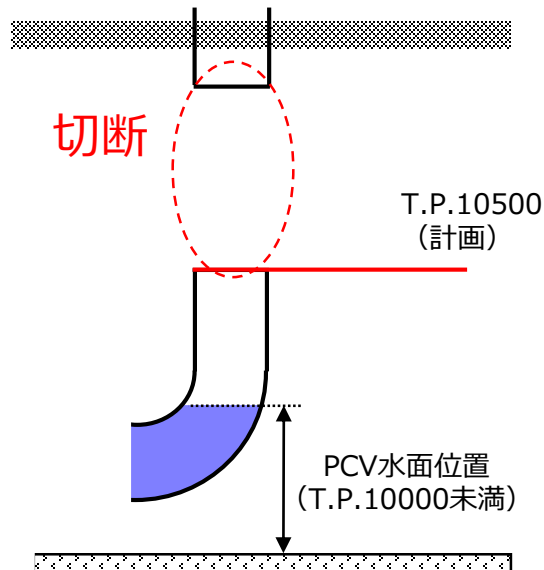
- X-53ペネへの取水配管の挿入は，以下の理由から**挿入困難**と判断。

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。

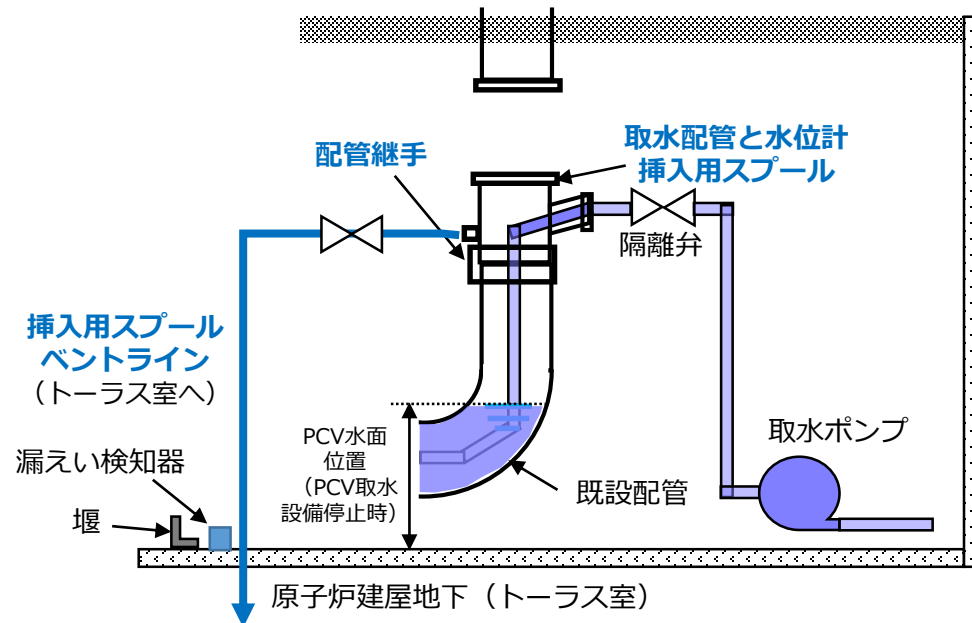


X-53ペネからの挿入イメージ

- 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。
 - 既設配管の切断箇所には、挿入用スプールを設置するが、スプール内部の空気を排出するベントラインは、トラス室に導く構造。



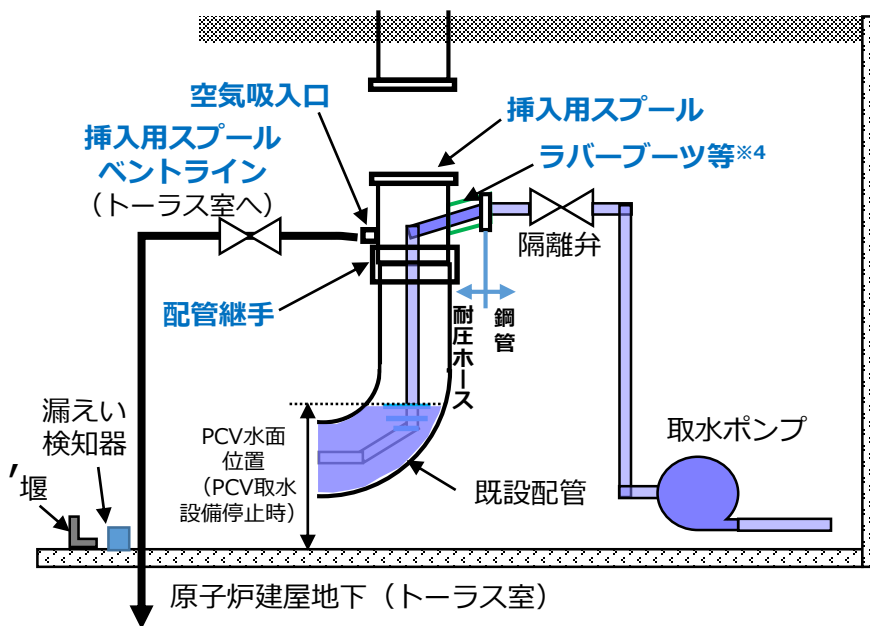
既設配管切断高さ



配管水位上昇時の排水経路

<挿入用スプールの設計要求>

- 既設配管の切断箇所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。
- 取水配管を既設配管に挿入できること※2。
- 既設配管内部の乾燥により生じるダストの飛散を抑制。
- 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に、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。



挿入用スプール

<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1 kPa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。



配管継手
(最高使用圧力：1.0MPa)

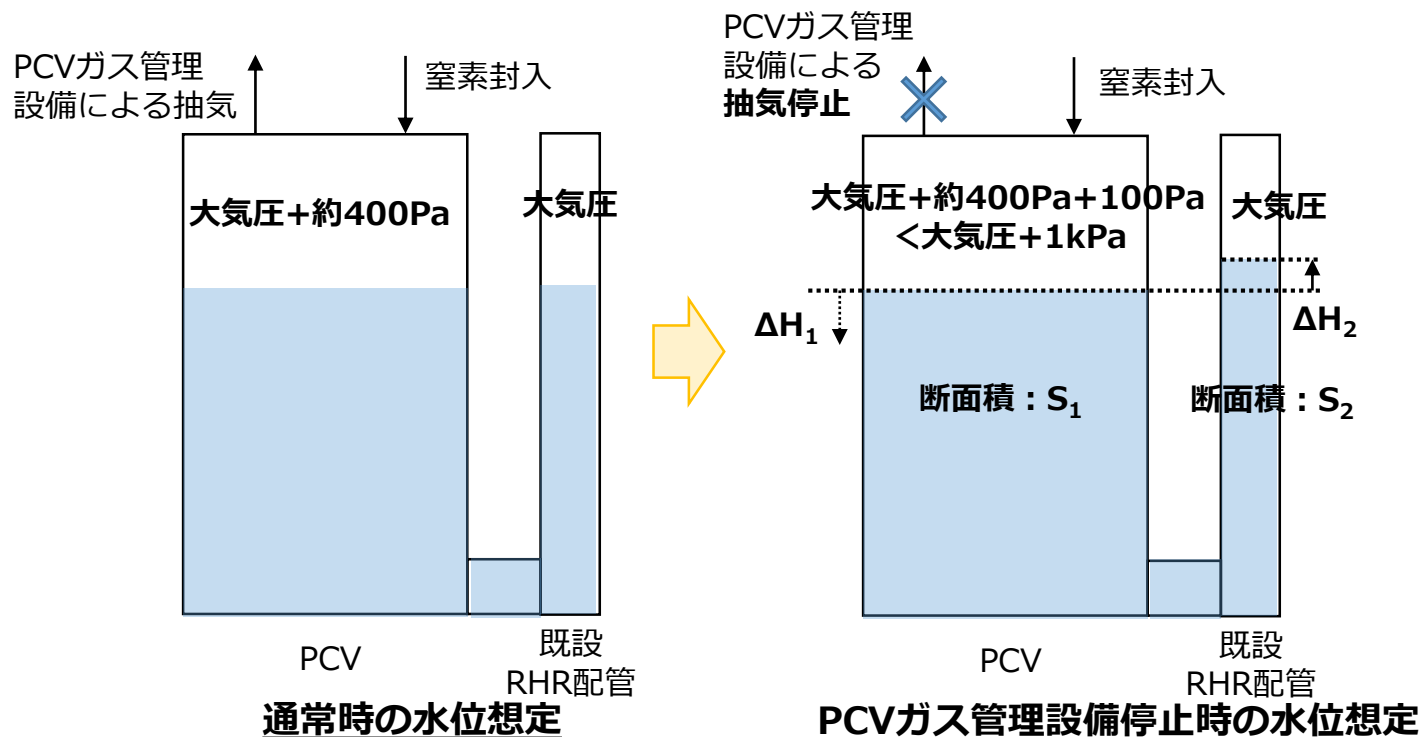
※1：配管継手は3号機PCV温度計・水位計等の設置において使用実績あり。

※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。

※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。

※4：既設配管および挿入用スプールの外部にある耐圧ホースは難燃性または不燃性材料により養生。

- 現状においてPCV圧力が最も上昇するケースは、PCVへの窒素封入が継続した状態でPCVガス管理設備が停止した場合を想定。PCV圧力は、過去のPCVガス管理設備停止時の実績として、500Pa（ゲージ圧）以下であることを確認。
- 上昇後のPCV圧力（ゲージ圧）を保守的に1kPaとしても、既設配管の水位上昇は約10cmであるため、現状水位から既設配管の切断箇所までの高さ（約50cm）の範囲に収まると想定。



<参考式>

$$\Delta P/\gamma = \Delta H = \Delta H_1 + \Delta H_2$$

$$\Delta H_1 \cdot S_1 = \Delta H_2 \cdot S_2 \text{より}$$

$$\Delta P/\gamma = \Delta H_2 (1 + S_2/S_1)$$

$$S_1 \gg S_2 \text{より}$$

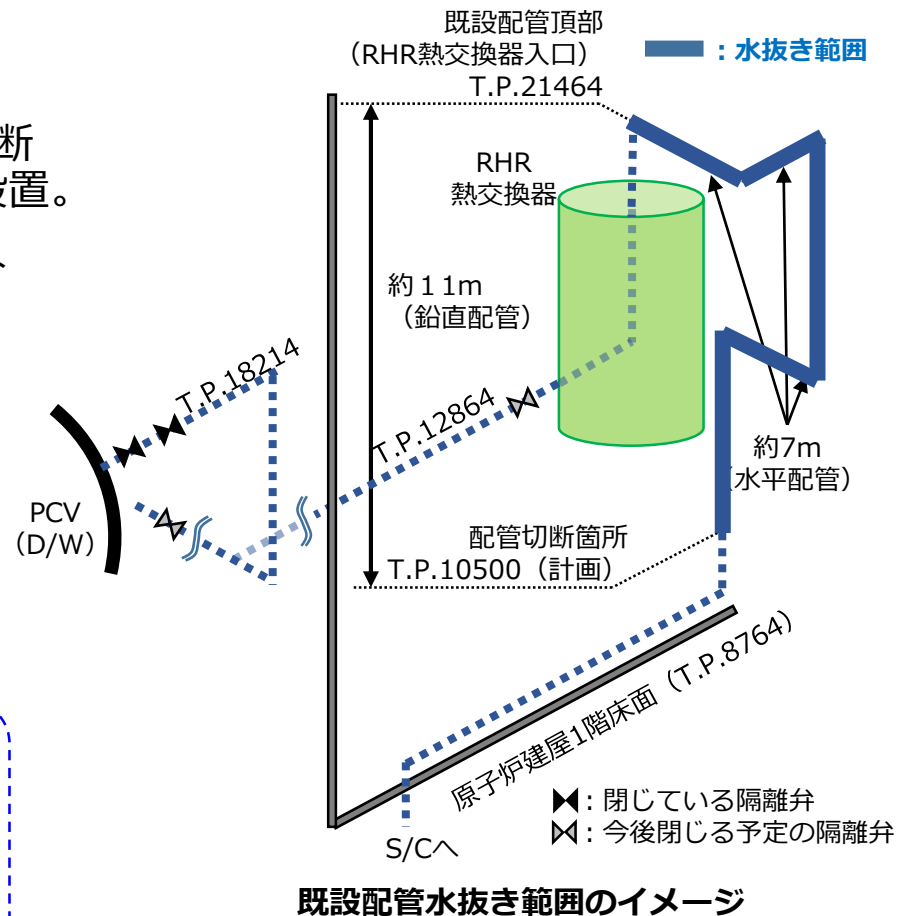
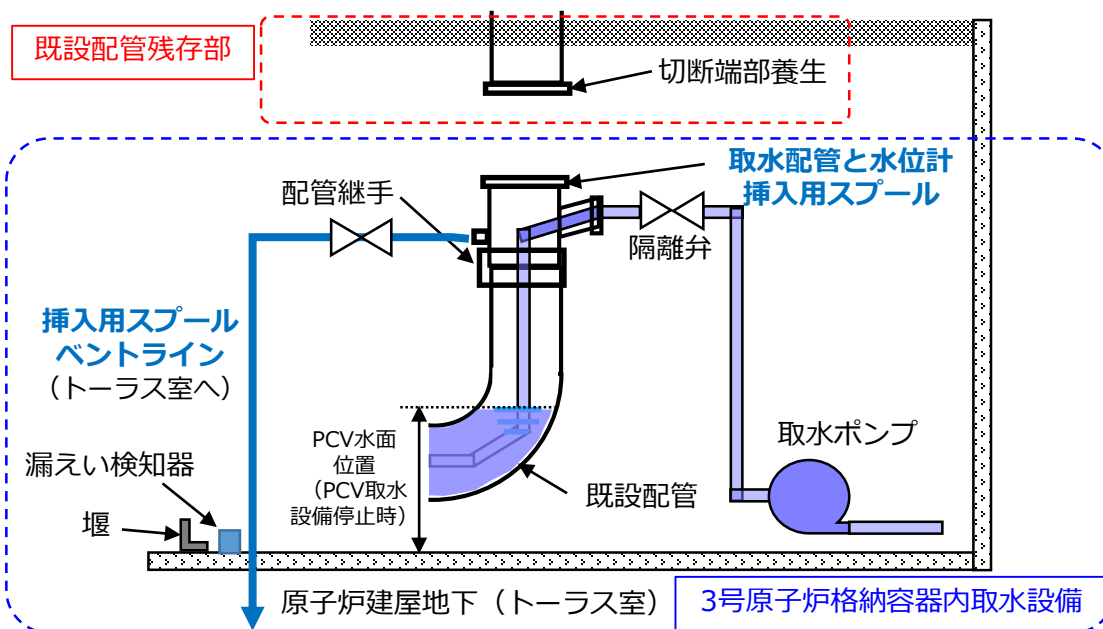
$$\Delta P/\gamma \doteq \Delta H_2$$

$$= 1\text{kPa}/1000\text{kgf/m}^3$$

$$\doteq 102\text{mm}$$

ΔP : PCVと既設配管の圧力差
 (1kPa=101.97kgf/m²)
 γ : 水の比重量 (1000kgf/m³)
 ΔH : 水位変化量 (= $\Delta H_1 + \Delta H_2$)
 H_1 : PCV水位
 H_2 : 既設配管水位
 S_1 : PCV断面積
 S_2 : 既設配管断面積

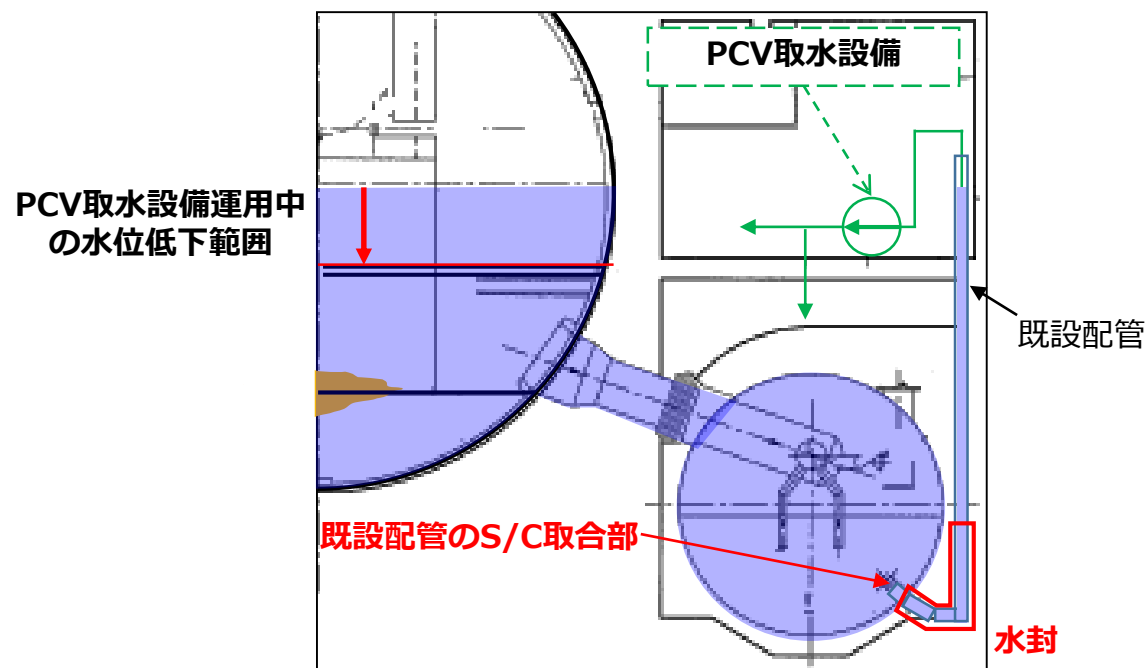
- 3号原子炉格納容器内取水設備を設置するため、干渉する既設配管の残水の水抜きを実施した上で切断。
- 3号原子炉格納容器内取水設備として使用する配管切断箇所に対し、設計要求を満足する挿入用スプールを設置。
- 既設配管残存部に対し、配管内部の乾燥に伴うダスト飛散等の防止を念頭に、養生の措置を実施。
- 既述の通り、残水※¹の水抜きを行うため、当該部に水が継続して入ることはないが※²、地震時の揺れ等に伴って微量の残水が移行することを想定し、ドレン孔の設置も含めた対応を計画。



既設配管水抜き範囲のイメージ

※1：既設配管の水源であったS/Cにおける震災前のCo-60等の総放射能濃度は 10^4 Bq/Lオーダー。
 ※2：既設配管には複数の隔離弁があり、既設配管の残水が水抜き後に継続して当該部に移行する可能性は低いと想定。

- 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

■ 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

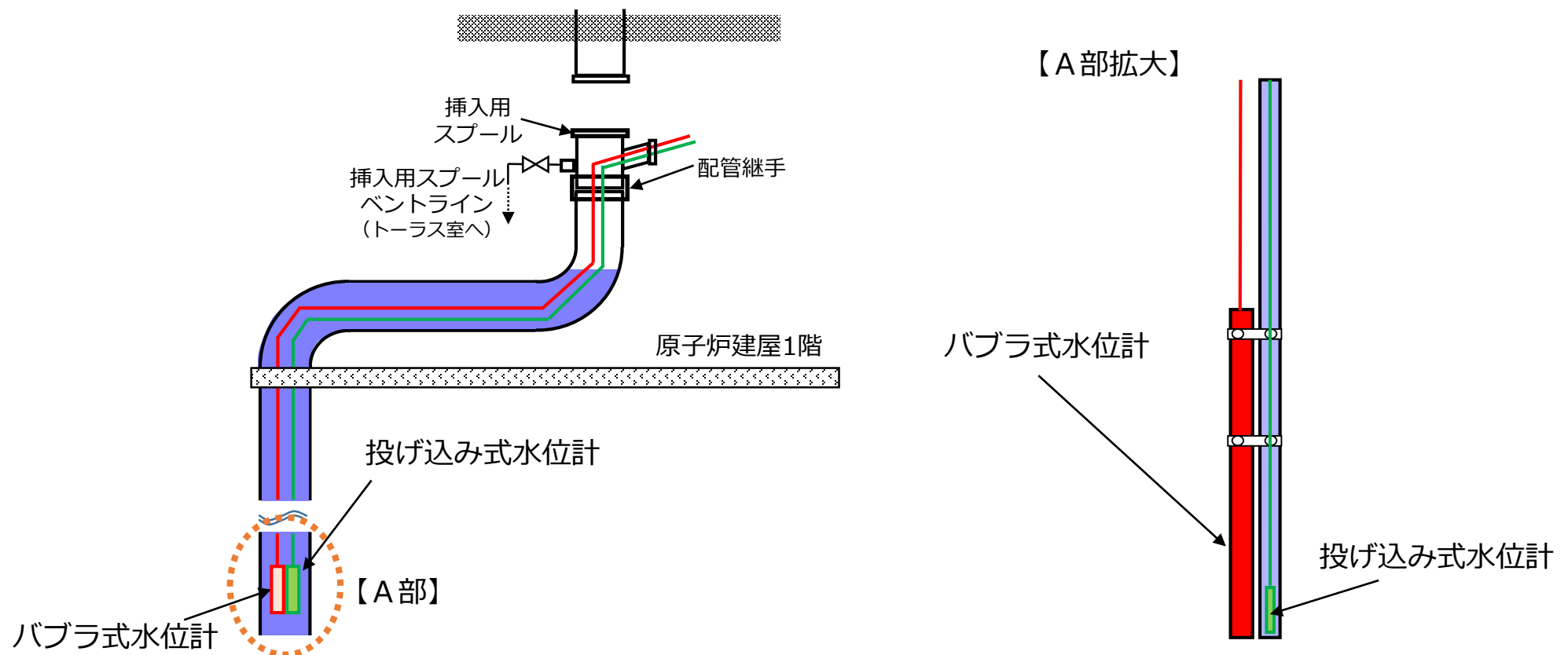
■ 主配管（RHR配管～移送先切換弁）

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℃

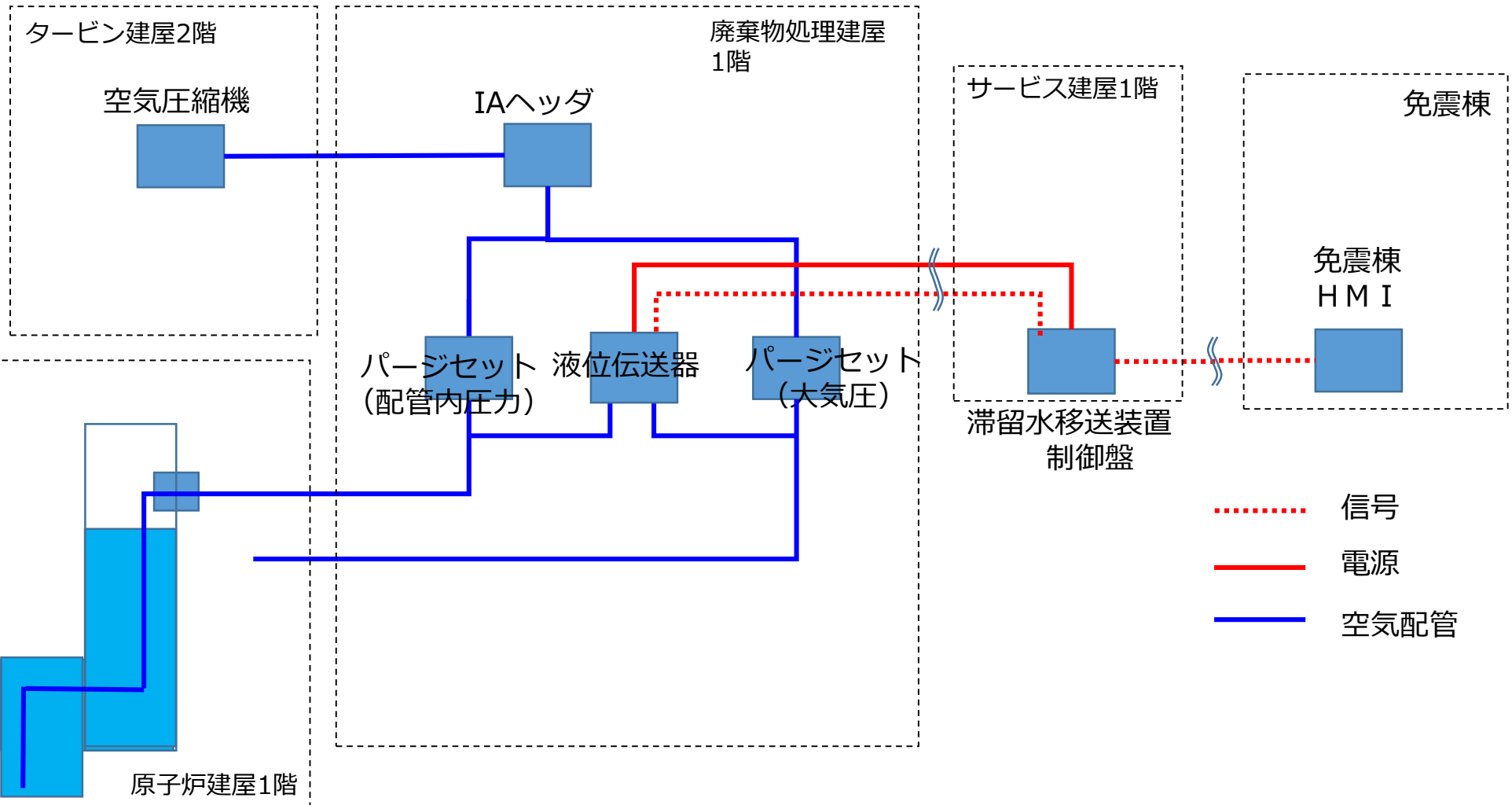
■ 主配管（移送先切換弁～各移送先）

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） （ポリエチレン管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.96 MPa 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） （ポリエチレン管）	呼び径	50A相当
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	ポリエチレン 0.96 MPa 40℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 STPG370 0.96 MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 ポリエチレン 0.96 MPa 40℃

- 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）。

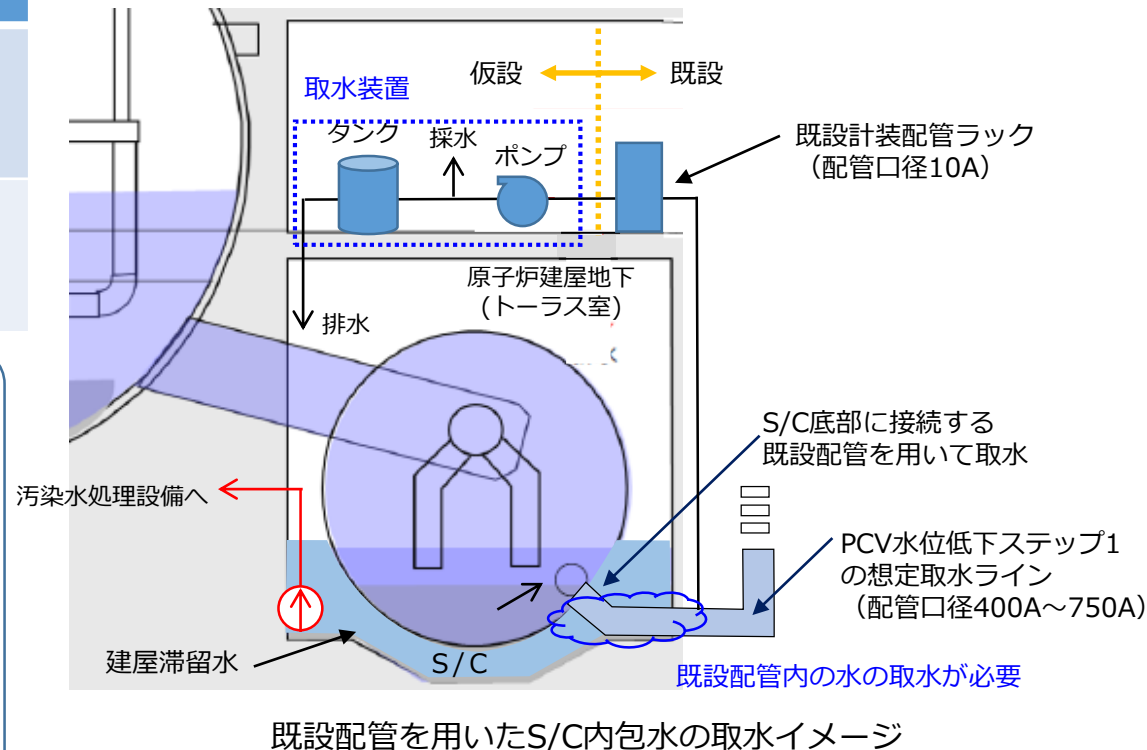
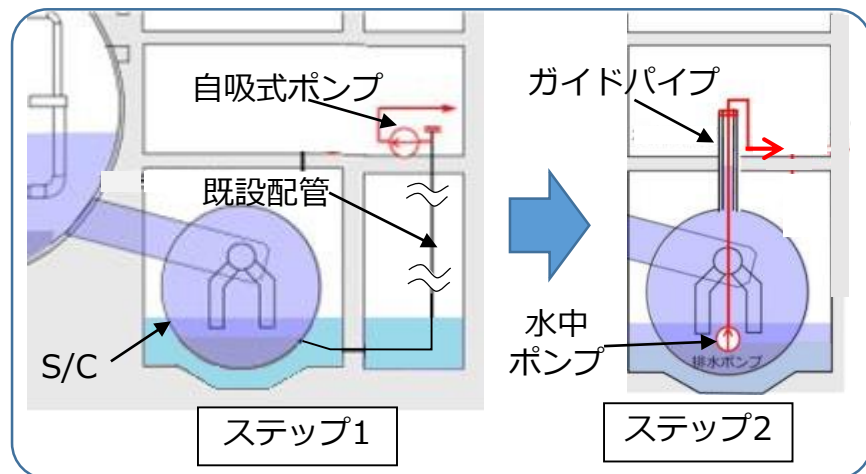


- バブラ式水位計は，空気を供給し，配管内圧力と大気圧の差圧を水位に換算し計測。
- 液位伝送器への電源供給は，滞留水移送装置制御盤より給電。
- 水位は，液位伝送器と滞留水移送装置制御盤を介して免震棟にて監視が可能。



- 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



- 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。

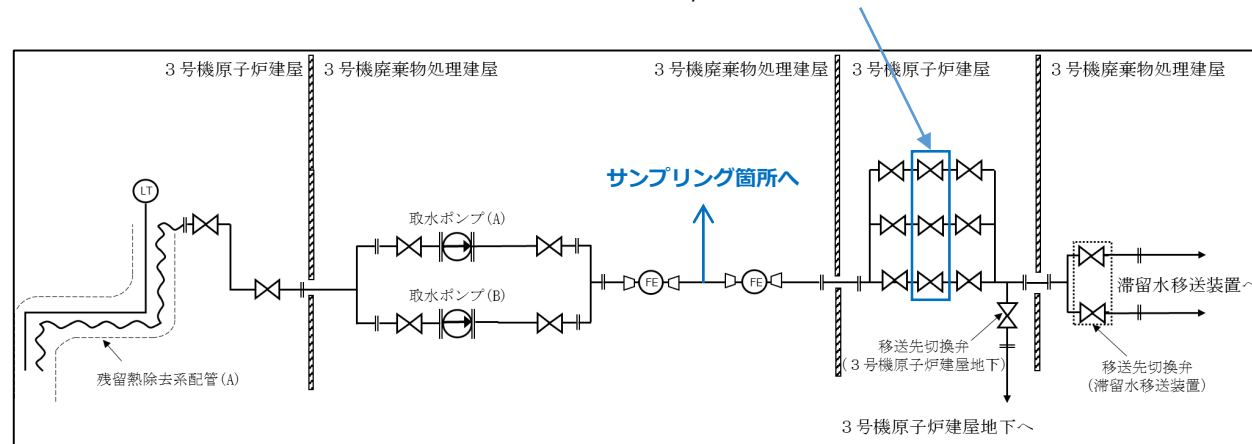
S/C内包水と建屋滞留の性状				建屋滞留水移送・処理への影響	PCV取水設備の機器設計への反映
項目		S/C内包水	建屋滞留水※1		
全α※2	Bq/L	<5.73E+00	2.50E+01	無	無
全β	Bq/L	7.88E+08	3.49E+07	Cs-137等の放射性物質濃度が高いため，汚染水処理設備の運用(吸着塔交換頻度)や吸着性能に影響を及ぼす可能性あり。	遮へい，機器設計 (耐放性)へ反映
Sr-90	Bq/L	6.45E+07	7.46E+06		
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.16E+06		
Cs-137	Bq/L	6.07E+08	2.15E+07		
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。

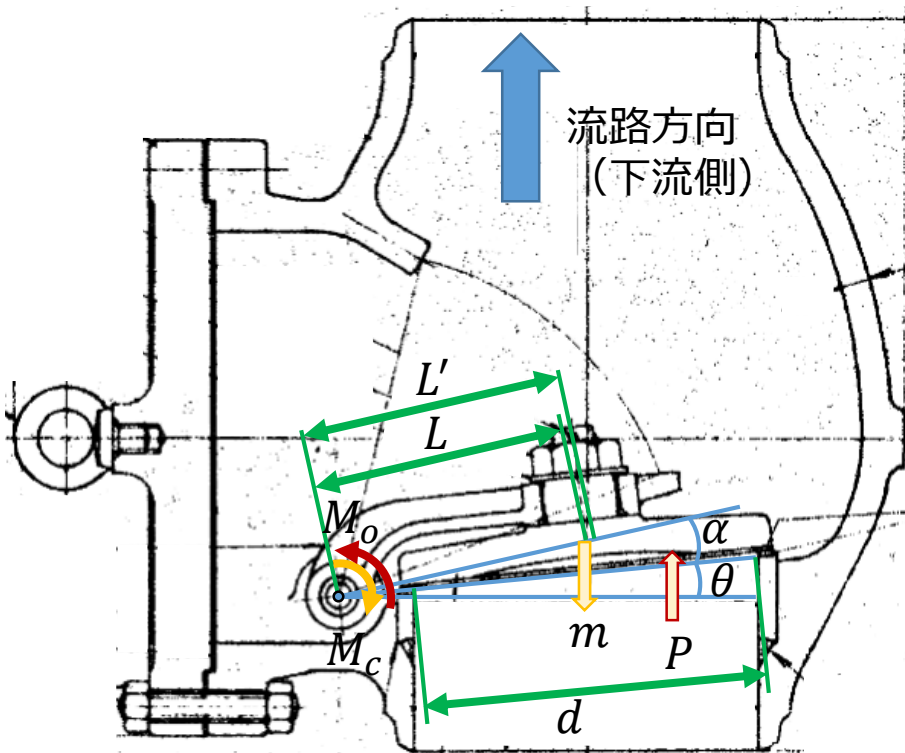
- サンプルングは、S/C内包水の移送量を汚染水処理設備に支障がない量に制限するため、S/C内包水の性状把握を目的として、低線量エリア（3号機廃棄物処理建屋）にて実施する計画。
- サンプルングは、原子炉建屋地下／滞留水移送装置へ移送せず実施することから、当該移送は分析結果を確認してから対応可能（S/C内包水の放射能濃度が建屋滞留水と同程度まで低減した場合、「滞留水移送装置」に切り替える計画）。
- サンプルング作業に伴う被ばく量は、過去に原子炉建屋にて実施したS/C内包水サンプルングの実績から1mSv/人/回未満での実施が可能と想定。

サンプルング時は「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

- 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	■■■■■
g : 重力加速度	(9.80665m/s^2)
L : 重心距離	■■■■■
θ : 弁座傾斜角度	■■■■■
α : 重心角度	■■■■■
d : 弁座当り面内径	■■■■■
L' : アーム中心間距離	■■■■■
ρ : 水の密度	(998.233kg/m^3)

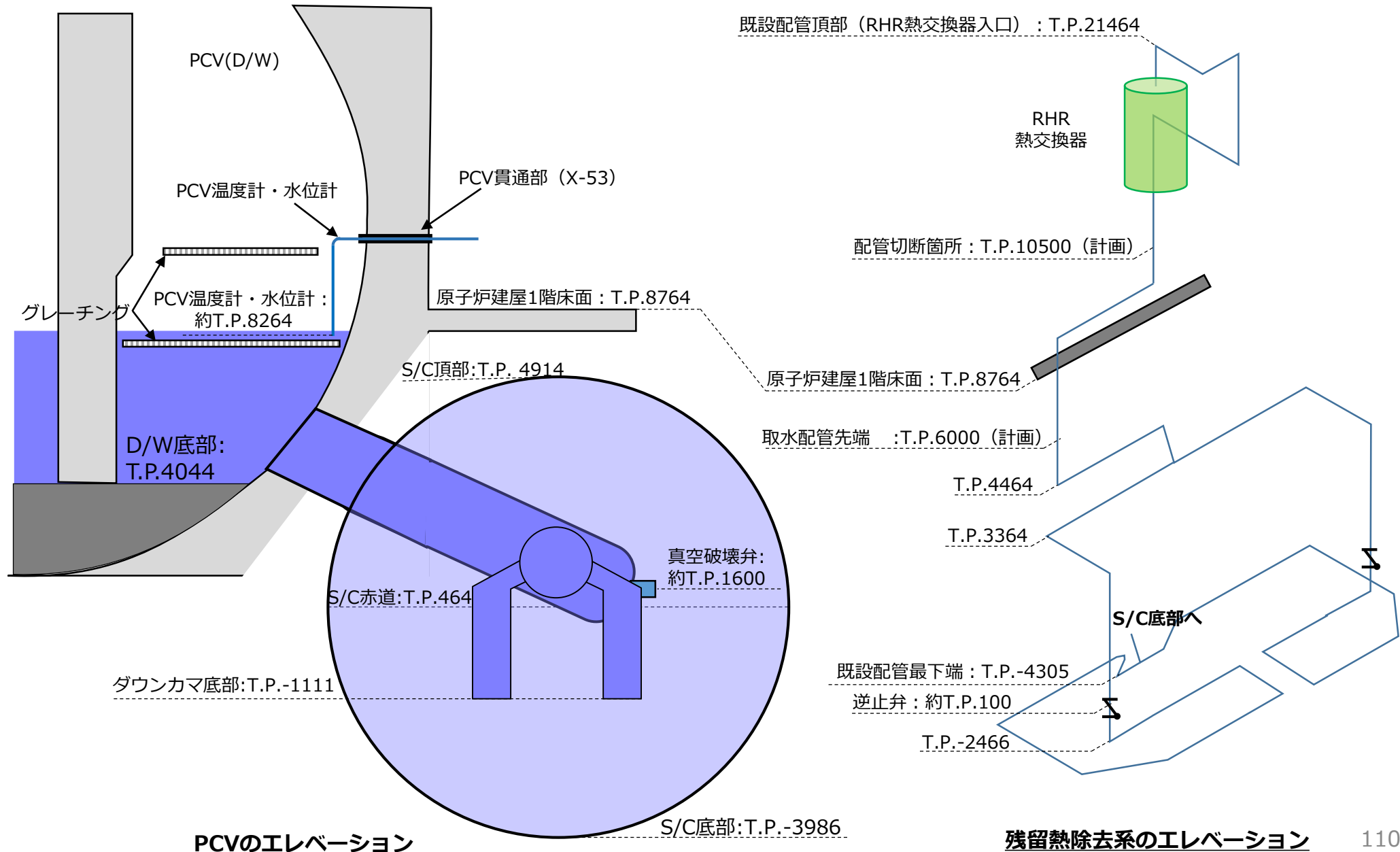
弁体自重による閉方向モーメント：

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

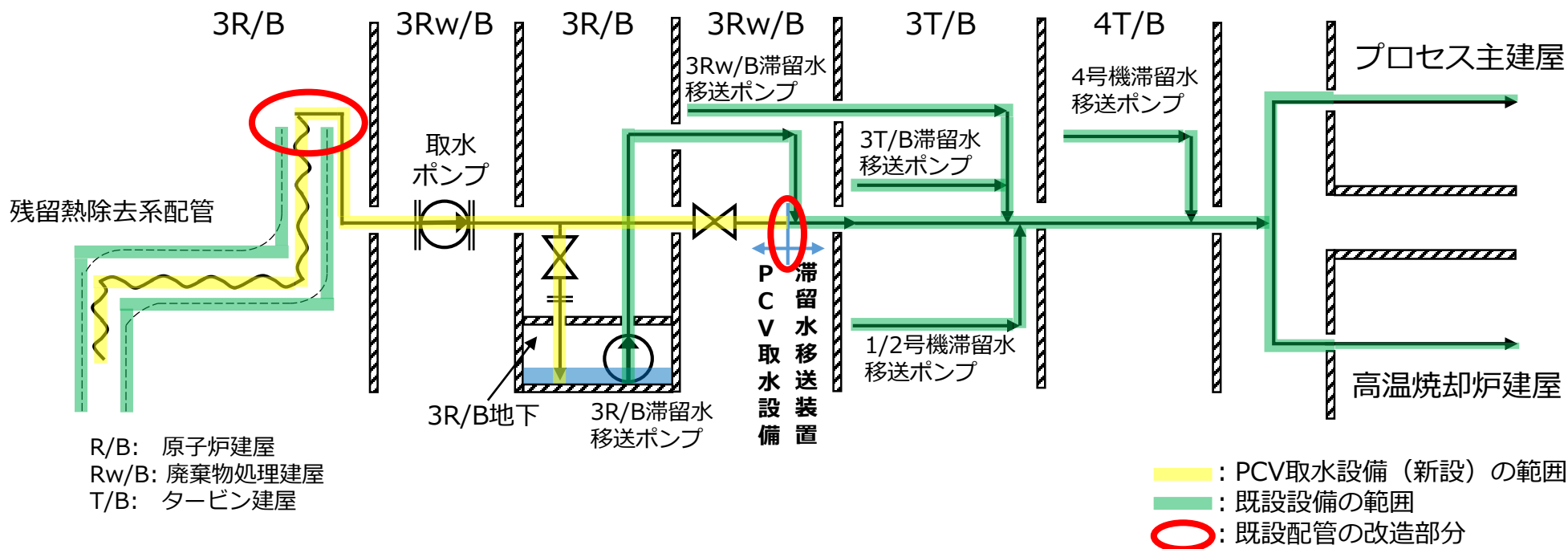
必要入口圧力： $P = \frac{4M_o}{\pi d^2 L'} = 3.758\text{kPa}$

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

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。



- 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

※1：PCV取水設備と滞留水移送装置の取合については、滞留水移送装置の配管にフランジ構造の分岐を設け、PCV取水設備の配管を接続。
 なお、当該部は二重化されており、片系を運用しつつ、もう一方の系統の作業を行う等、建屋滞留水移送に影響を与えない工法を計画。

- 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。

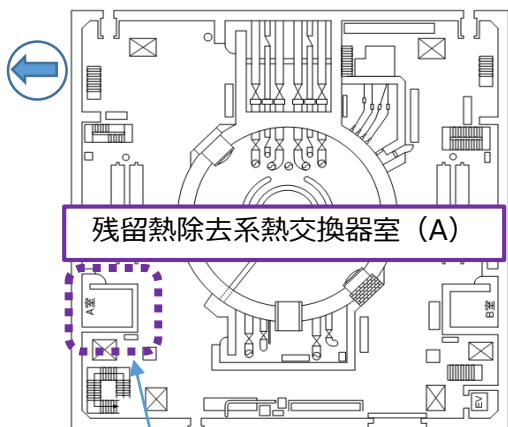
	作業内容	作業場所	被ばく線量※1 (人・mSv)	想定作業人工 (人・日)	計画線量
①	取水ポンプ交換	廃物処理建屋	約80	約400	1mSv/人/日 (作業時間は一人あたり約60分で計画)
②	電動弁交換	原子炉建屋 (RHR熱交換器室)	約100	約200	2mSv/人/日 (作業時間は一人あたり約30分で計画)

※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。

- 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。

※1：切断時に火花の発生が無いコールドカッティングによる切断を計画。本器具は，原子力発電所での使用実績がある。

- 既設配管は配管切断器具※1を用いて遠隔操作で切断。
- 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。



作業エリアの雰囲気線量率

1～3mSv/h

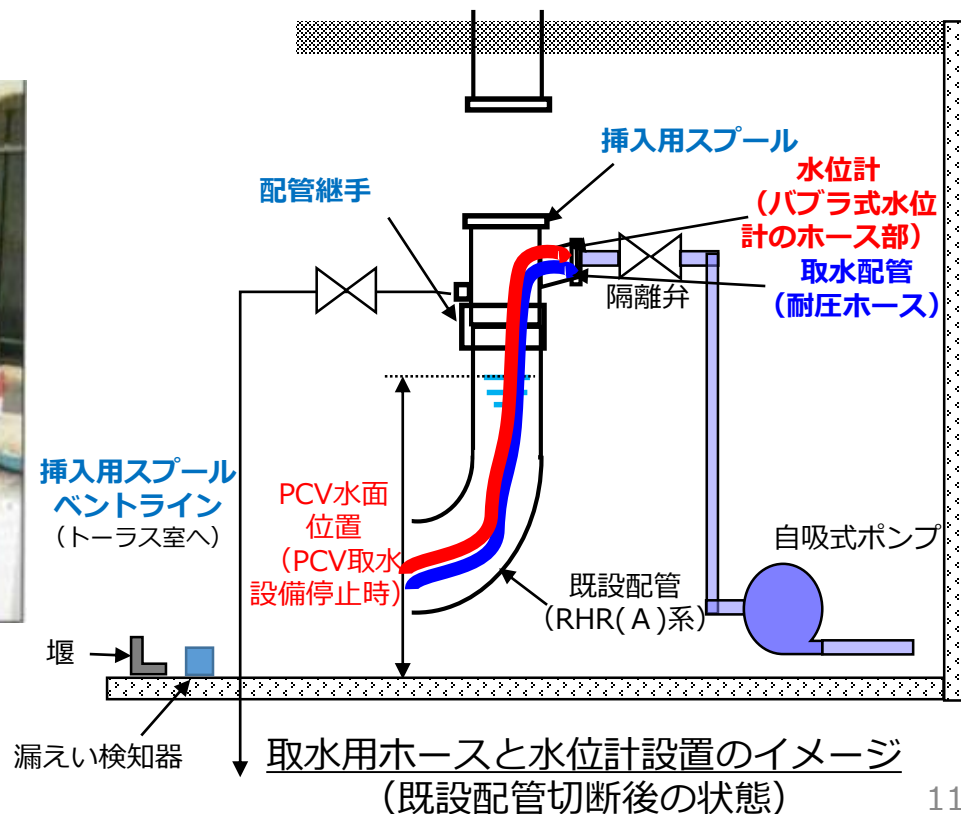


配管継手

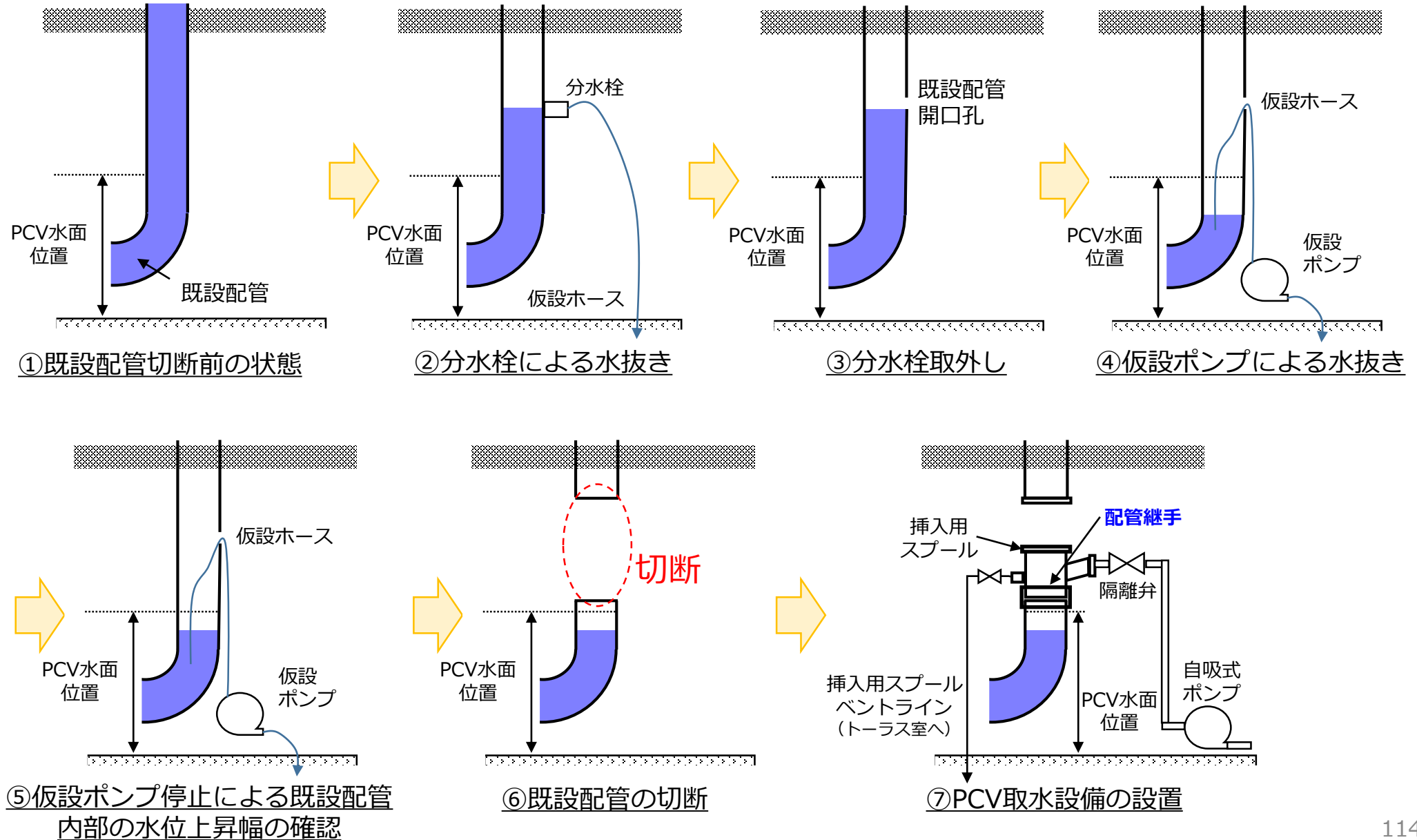
最高使用圧力：1.0MPa



配管切断器具



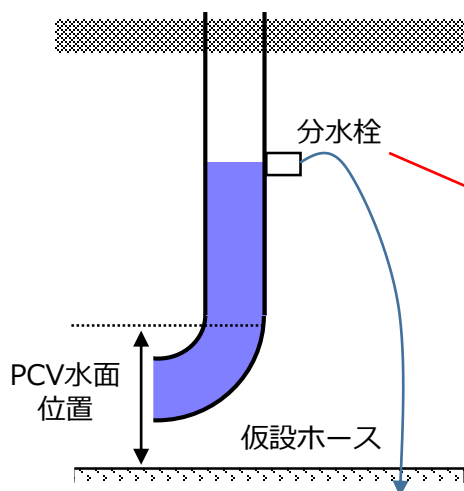
取水用ホースと水位計設置のイメージ
(既設配管切断後の状態)



- 分水栓※1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。

※1：分水栓の最高使用圧力は0.75MPaであり、分水栓に作用する圧力は既設配管の静水頭である約11m（0.11MPa）。

- 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

- 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20m³/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。

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

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。

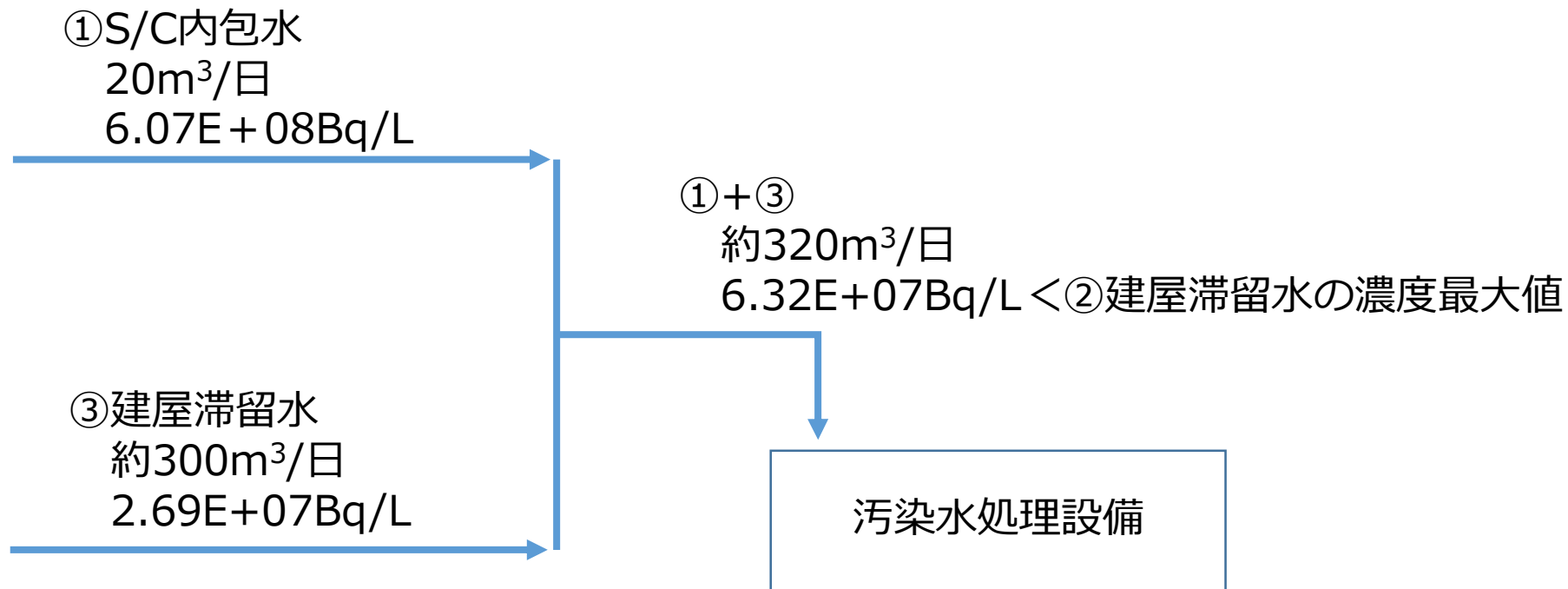
※2：年間の吸着塔発生量は、前スライドにおける2017年度～2019年度の最大発生量（20塔/年）を用いる。

※3：建屋滞留水は約300m³/日（炉注水：216m³/日，地下水流入量：110m³/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。


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。



- 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。

<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。