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14日



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

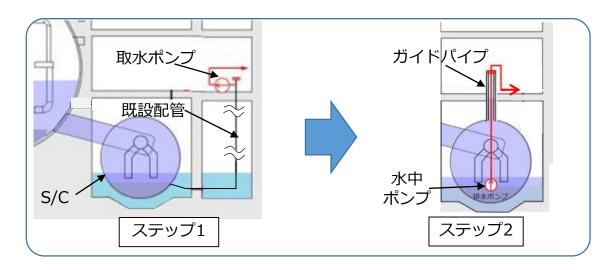
1. 実施計画変更申請の概要 < 背景>



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	本申請 範囲
	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	

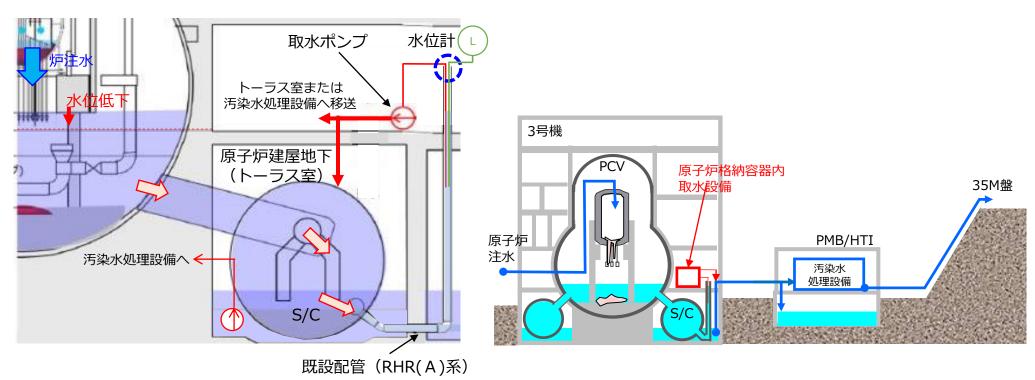


取水イメージ

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 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>



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。

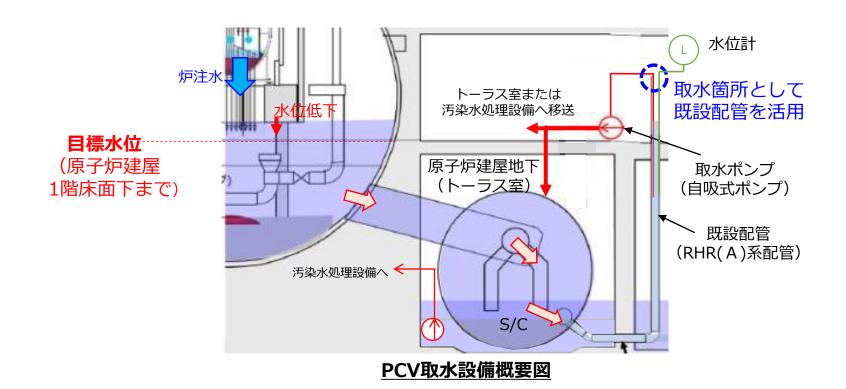
福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集

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。



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。

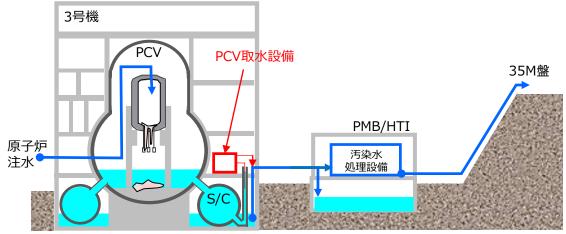
□ 水位計測 : 取水箇所の水位が計測可能であること。

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。

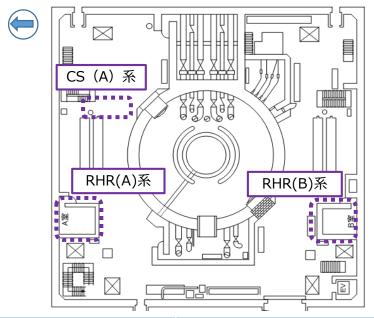


PCV取水設備概要図

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性も考慮し、滞留水移送でも実績があるバブラー式を採用。
- ※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	8

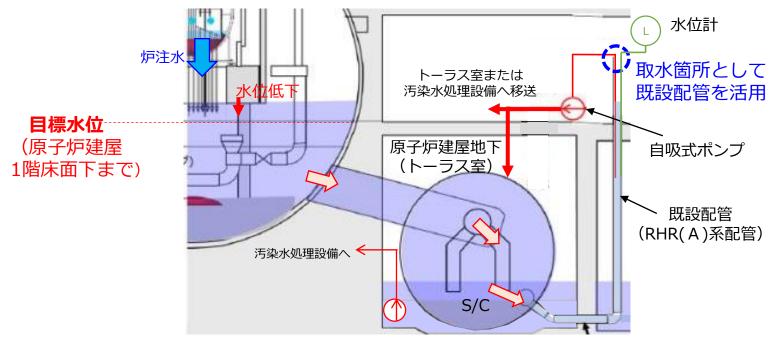
3. PCV取水設備に求めるべき機能 < 移送方法>



- 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。

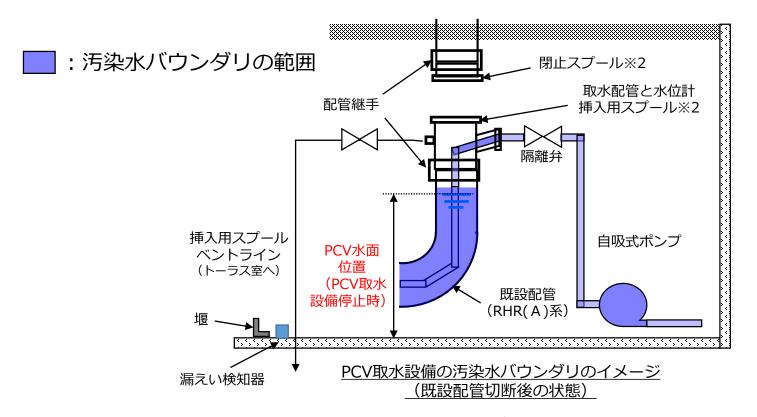


PCV取水設備概要図(ステップ1)

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, 新たなバウング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)。



※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。

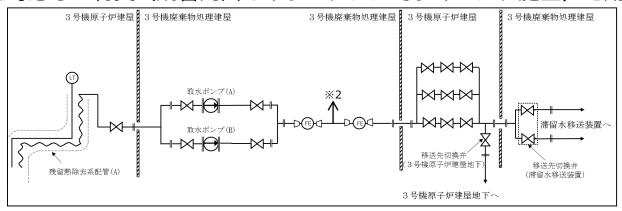
4. PCV取水設備の主要機器の仕様



- 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。
 - ②配管の什様※1

※1:実施計画(要目表)における記載は参考9を参照。

- □ 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※1。
- □ 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

※1:流量計の設置部のみ25A

※2:サンプリング装置へ

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ー式水位計を用いる。 11

4. PCV取水設備の主要機器の仕様

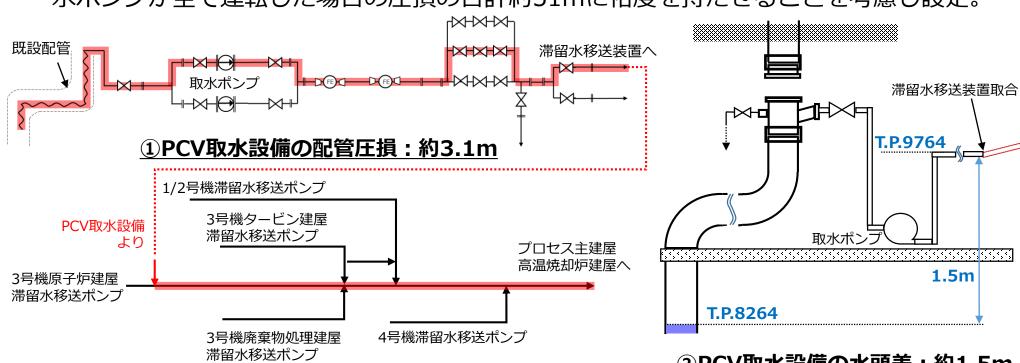


<定格容量の設定根拠>

■ 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。



③滞留水移送装置の配管圧損:約46m[※]

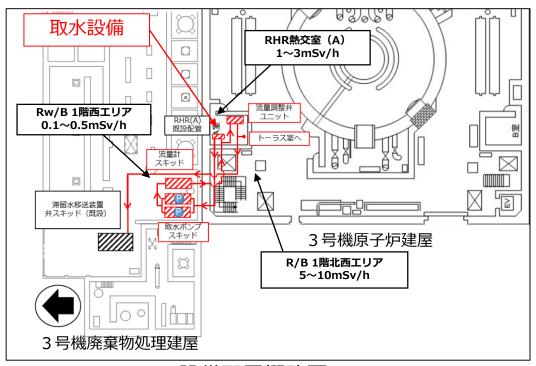
②PCV取水設備の水頭差:約1.5m

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※

5. PCV取水設備設置後の運用 < 概要>

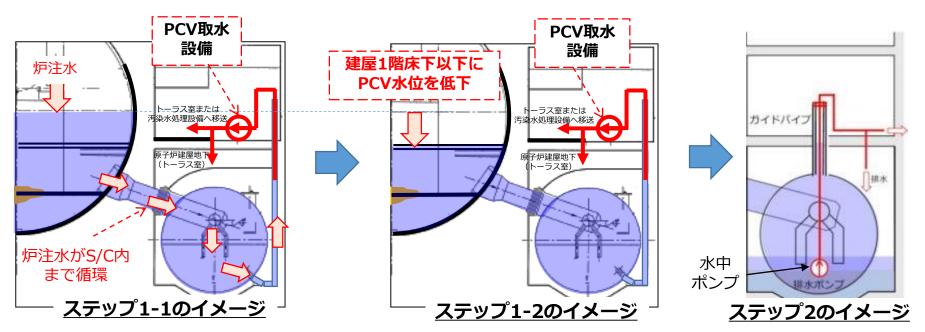


■ PCV取水設備の運用については、S/C内包水が建屋地下滞留水と比べ高濃度(参考10)であることを鑑み、初期はS/C内包水の放射能濃度の低下を行い、その後にPCV水位低下を行う計画。

【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。

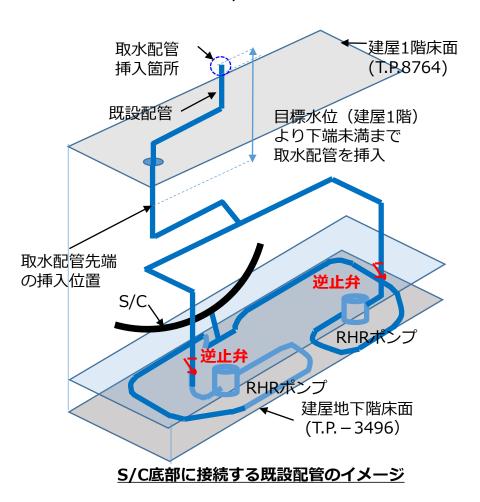
【ステップ1-2(建屋1階床下までの水位低下)】 取水・移送量を原子炉注水量以上に増加させ,**PCV水位を原子炉建屋1階床面以下に低下**。

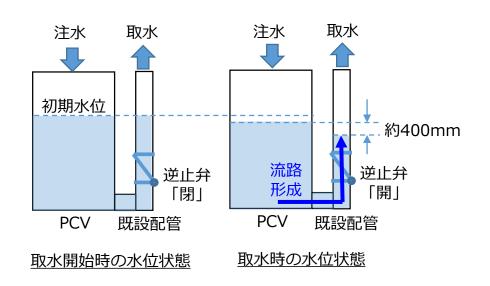


5. PCV取水設備設置後の運用<留意事項>



- 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11)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。





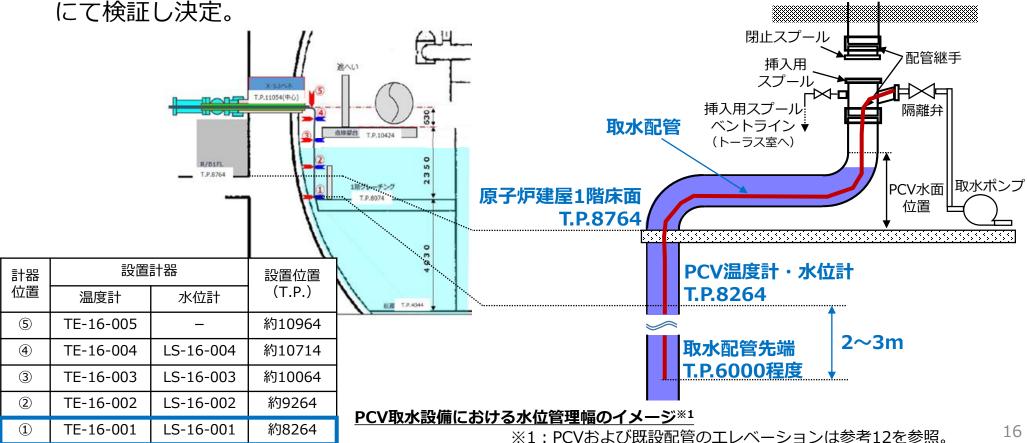
既設配管内の逆止弁を開いて PCVからの流路を形成するイメージ

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

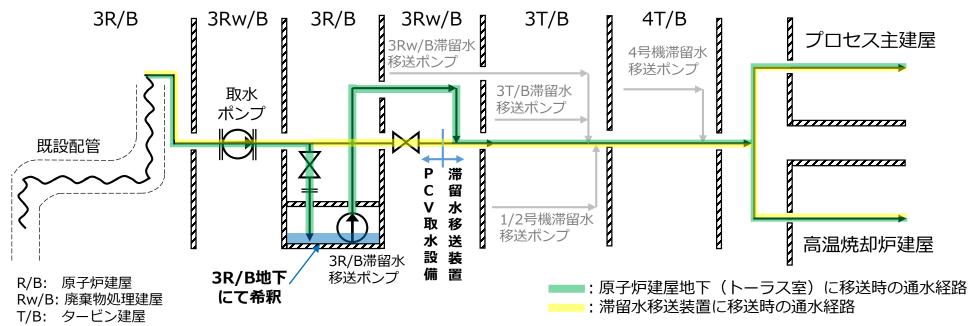


5. PCV取水設備設置後の運用<運用初期の移送先>



- 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。

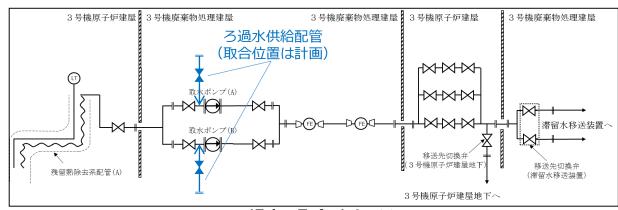


PCV取水設備における通水経路のイメージ

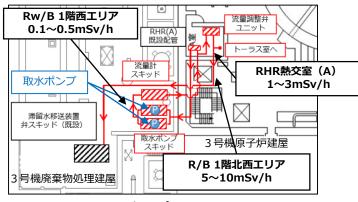
5. PCV取水設備設置後の運用 < 取水ポンプ交換時の配慮事項>



- 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

6. PCV取水設備の工事<作業概要と総被ばく線量>

前回面談 資料修正

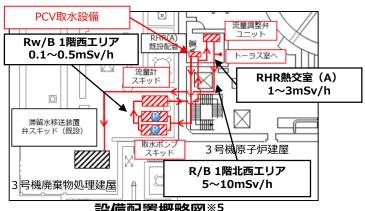


- PCV取水設備※1の工事は、設備設置場所を確保するための干渉物撤去、取水配管設置のための既設配管切断、複数の建屋に設備を設置するための建屋壁面の穿孔等を計画。
 - ※1:本設備における工事範囲は参考13。
- 工事における総被ばく線量は約1.1人・Sv^{※2}を計画しており,高線量エリアでの作業は可能な限り 遠隔装置を使用することで,被ばく線量を抑制^{※3}。 ※2:設備運用後の保守に係る被ばく線量については参考14。

※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15。

	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	_	約100	約460	原子炉建屋作業:
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	2mSv/人/日 その他建屋作業:
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	1mSv/人/日 (作業時間は空間 線量に応じて一人
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	あたり約10〜60分 で計画)

※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



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>



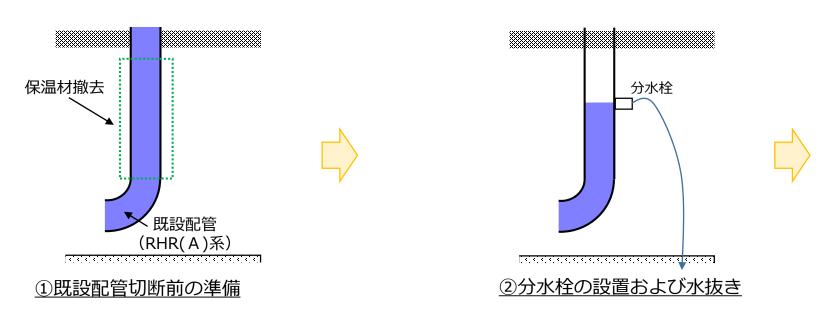
- 既設配管切断作業の主な流れは, 「切断部配管内の水抜き」, 「配管の切断」, 「挿入用 スプール及び閉止スプールの設置」を想定(各作業のステップ図は参考16)。
- 作業時の主な想定リスクは, 作業に伴う被ばく増大及び汚染, 汚染水の漏えい, 配管切断時の火花による火災及び近傍にある他設備の破損を想定。
- それぞれの想定リスクに対する主なリスク低減策(計画)は以下の通り。
 - □作業に伴う被ばく増大及び汚染
 - ・配管外面のサーベイによる濃度推定
 - ・作業モックアップによる時間短縮
 - ・遮へい設置による環境線量の低減
 - ・遠隔監視による被ばく低減
 - ・R装備の着用及び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

※1:分水栓のイメージは参考17を参照。

- □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

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

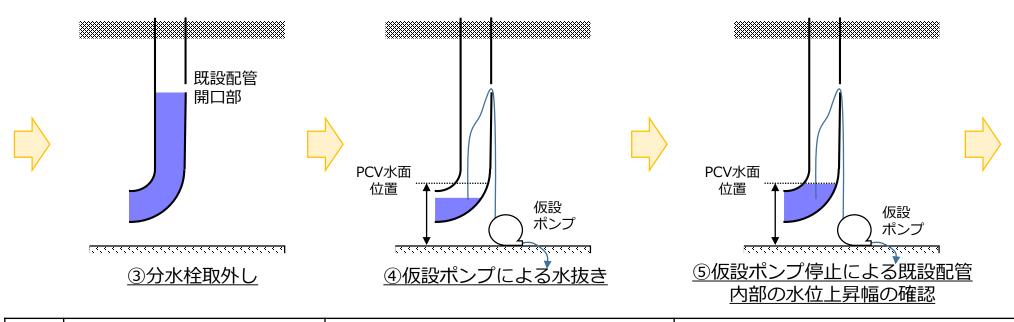




_						
		作業手順	想定リスク	対策 (計画)		
1		作業用足場の設置	・作業に伴う被ばく増大	・遮へい設置による環境線量の低減		
		配管内包水の有無の確認 (UT)	・作業に伴う被ばく増大	・配管外面のサーベイによる濃度推定		
2		配管に分水栓を設置		・作業モックアップによる時間短縮 		
	2	分水栓により配管内包水を原子炉 建屋地下へ排出(排水時間により	・作業に伴う汚染	・R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱 員の配置		
	遠隔での実施を検討)	・汚染水の漏えい	・排水前の分析,排水量調整 ・分水栓及び既設配管を袋等により養生 ・排水は原子炉建屋地下(トーラ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

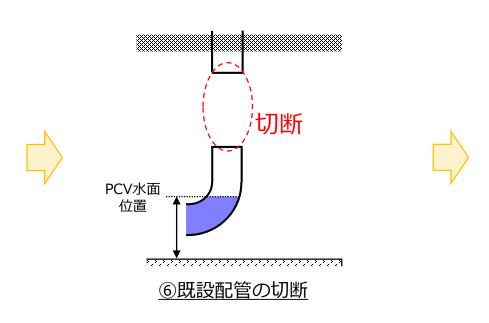


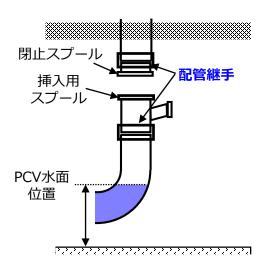


	作業手順	想定リスク	対策(計画)
③ 分水栓の取外し ・ 関		・既設配管開口部からの汚染水漏えい	・既設配管開口部を袋等により養生
	仮設ポンプおよびホースの設置	・ホース挿入時の汚染水漏えい	・既設配管開口部を袋等により養生
4	仮設ポンプにより配管内包水を原子炉建屋地下へ排出し、PCV水面	・作業に伴う汚染	・R装備の着用及び装備着脱に伴う専任着脱 員の配置
	位置より下部まで水位を低下 	・汚染水の漏えい	・排水は原子炉建屋地下(トーラス室)に行 い,内包水の移送を建屋内に限定
(5)	既設配管の水位上昇幅を確認し, PCV水面位置を確認	_	

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〉 TEPCO







⑦挿入用スプール及び閉止スプールの取付

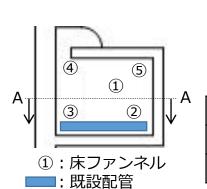
	作業手順	想定リスク	対策(計画)		
	配管切断器具の取付	・作業に伴う被ばくの増大 ・工具落下による設備損傷	・作業モックアップによる時間短縮 ・近傍にある他設備に対する養生		
6	遠隔での既設配管の切断	・配管切断時の火花による火災 ・切断後の配管落下による設備損傷 ・PCV水面位置より下部で配管を切断し,内 包水が継続的に漏えい	・切断時に火花が発生しない器具を使用 ・切断箇所近傍の可燃物除去(養生含む) ・近傍にある他設備に対する養生 ・手順⑤でのPCV水面位置の確認		
7	挿入用スプール及び閉止スプール の取付	・スプール落下による設備損傷	・近傍にある他設備に対する養生		

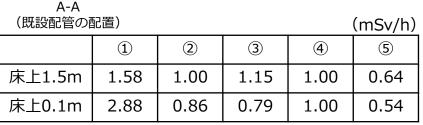
<既設配管の水抜き範囲および排水量>

■ 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。

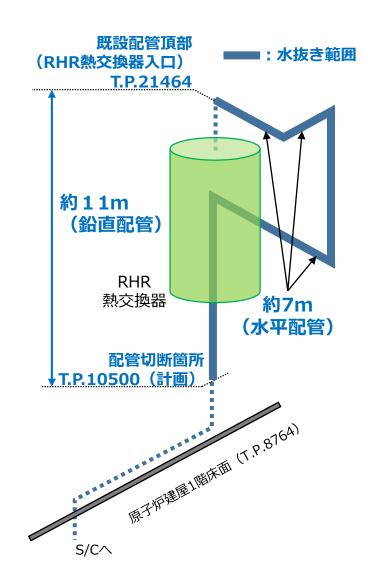
<既設配管内包水の汚染想定>

- 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。





2020年2月測定

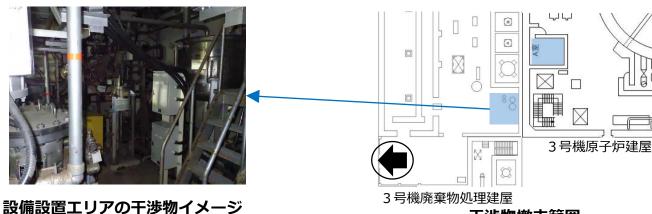


7. PCV取水設備において発生する廃棄物 < 固体廃棄物 >



く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	$5\sim$ 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	$0.1 \sim$ 1mSv/h	一時保管 エリア





撤去長さ:約1m S/C^ 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。

(廃棄物処理建屋)

※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>



- 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18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。

	一時保管 大型廃棄物		2019年度	至近3年吸着塔発生量			PCV取水設備運用後	 保管容量確保
対象	施設の 保管容量	保管庫の 保管容量		の吸着塔発生量/年 の想定値 ^{※4}	の想定年数 ^{※5}			
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

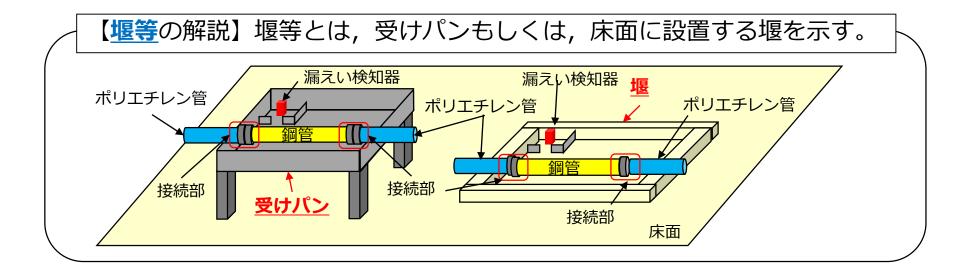
- ※2: セシウム吸着塔と同様の保管先となる, 実施計画 I 2.5.2.1.2(2)/(4)/(5)所載の吸着塔を含む。
- ※3: 第二セシウム吸着塔と同様の保管先となる, 実施計画 II 2.5.2.1.2(2)/(4)/(5)所載の吸着塔を含む。ただし発生済数/発生予測に サブドレン他浄化装置吸着塔は含まない。(※1に含めているため)
- ※4: 2017~2019年度の吸着塔発生量の平均値+2塔/年
- ※5: 保管容量確保の想定年数 = {(一時保管施設+大型廃棄物保管庫)-2019年度末の吸着塔発生量} ÷ 発生量/年の想定値

8. その他 < 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<mark>堰等</mark>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。



8. その他 < 放射線遮へいに対する考慮>

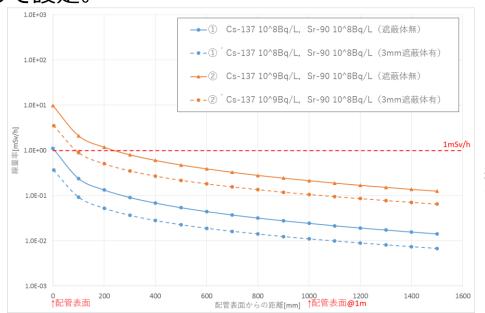


<実施計画Ⅱ章2.49.1.3(申請中)からの抜粋>

(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。



くグラフ補足>

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 <構造強度>



<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<u>耐圧ホース</u>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。

8. その他 < 耐震性>



<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>

新規追加



- 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>

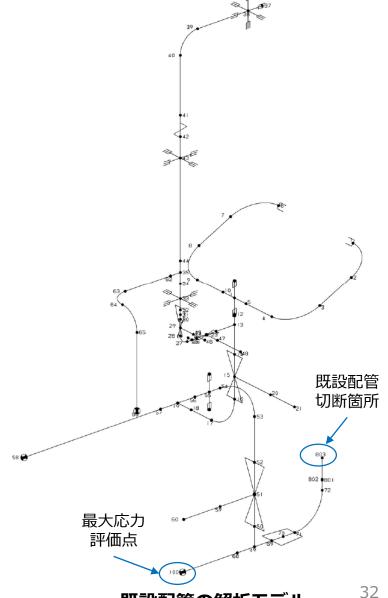


<既設設備(残留熱除去系配管)の耐震評価>

- 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| 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。

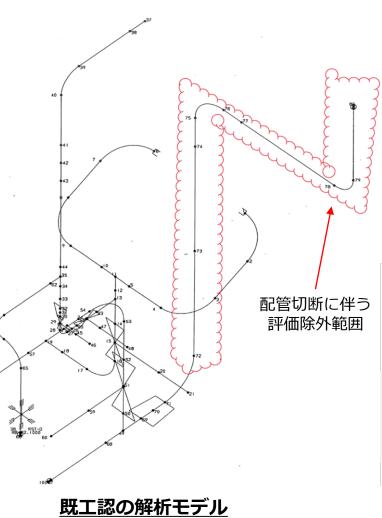
<第69回工事計画認可申請書との差違>

■ 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	0.30	_	2	133	MPa
	【参考】引張	0.72	0.6	3	173	MPa
	【参考】せん断	0.72		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



<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	引張		_	520	7700	N
スキッド	せん断	0.36		283	7800	N
流量計	引張	0.50		<0	_	N
スキッド	せん断			88	7800	N
取水ポンプ スキッド	【参考】引張		0.6	1895	7700	N
	【参考】せん断	0.72		461	7800	N
流量計 スキッド	【参考】引張	0.72		400	7700	N
	【参考】せん断			176	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		
	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。		
構造強度・	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		
耐震性 据刊傩 認 …	機能の指的体態について確認する。	れていること。			
则辰往	漏えい確認	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの	耐圧部からの漏えいがないこ		
	% 1	有無を確認する。	と。		
機能	運転確認※1	定格容量を通水できることを確認す	実施計画に記載した容量を通		
	建 転催認 ***	る。	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)。



		衣一名 唯於事項 (土肥官 (興官))	/
確認事項	確認項目	確認内容	
	L. Lulol and Arra	実施計画に記載した主な材料につい	

確認事項	確認項目	確認内容	判定
村料確認	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。
構造強度・	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。
耐震性	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。

主_ 0 难到事币 ()和答 () ()

【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。

^{※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。



		det els		
確認項目	確認内容	判定		
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}	配管の据付状能について確認する。	実施計画のとおり施工・据付さ		
1/11 1 1 HE MC	HE HOLD TO THE HELD TO SO	れていること。		
		確認圧力に耐え,かつ異常のな		
耐圧・漏え	現場状況を考慮し製造者の指定方法・	いこと。		
い確認※1※2	圧力による漏えい有無を確認する。	また, 耐圧部からの漏えいがな		
		いこと。		
	寸法確認 外観確認** ¹ 据付確認* ¹ 耐圧・漏え	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。 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。 外観確認*1 各部の外観を確認する。 据付確認*1 配管の据付状態について確認する。 耐圧・漏え 現場状況を考慮し製造者の指定方法・		

表-3 確認事項(主配管(ポリエチレン管))

【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。

^{※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。



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		
材料確認寸法確認	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。		
	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。			
構造強度・	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。		
耐震性	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。		
			確認圧力に耐え,かつ異常のな		
	耐圧・漏え	現場状況を考慮し製造者の指定方法・	いこと。		
	い確認※1※2	圧力による漏えい有無を確認する。	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。

【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。

【<u>外観確認</u>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。

^{※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. 実施計画補正の方針

新規追加



■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。

補正内容

- 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

年度	20	20	2021						
+皮	3Q	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q			
許認可	JIIN	第1回 第2回 第3 面談 面談 面談 ▼ ▼ 「施計画変更申請 (2月1日)	回第4回第5回 数 面談 面談 ▼ ▼	認可(見込み)					
使用前検査				認可 検査申記 工場検査開 (十号検査]始	終了証発行 又 現地検査開始 (一号/三号検査)			
干渉物撤去 設備設置工程				干渉牡	勿撤去。 設備設調				



参考資料

参考1-1 PCV水位低下の工程



■ 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。

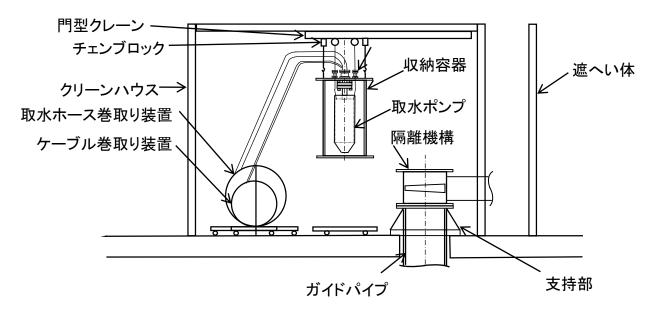
【ステップ2】

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】	PCV内取水設備の設置						
原子炉建屋1階	【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。
床下まで水位低下	【ステップ1-2】 原子炉建屋床下まで水位低下			\			
	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						
【ステップ2】	PCV水位低下時の安全性確認						PCV内(D/W)監視計器の拡張等。
ガイドパイプに よるS/C水位低下	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						



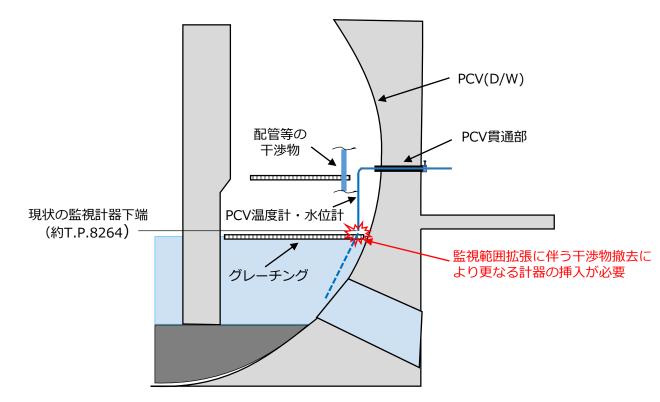
- 原子炉建屋1階床下までの水位低下(ステップ1)の必要性
 - □S/Cと接続するガイドパイプ上部(開口部)は、S/C水位低下後に、PCV気相部と つながるため、隔離機構を設けることが必要。
 - □ガイドパイプを経由し、S/C内に取水ポンプを設置するには、ガイドパイプ上部に 取水ポンプを投入する機構(クレーン、チェンブロック等)を設置することが必要。
 - □ガイドパイプ設置に先立ち, PCV水位をR/B1階床面以下に低下しガイドパイプ(床上)を短くすることにより, **ガイドパイプ設置時の溢水防止, 設備設置及びメンテナンス性向上**を図ることが有効。



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

参考1-2 3号機S/C水位低下に向けた対応(3/3)



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。

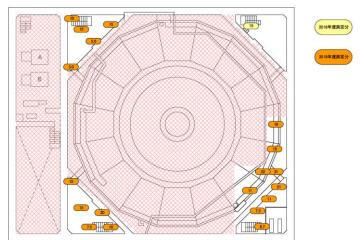
【干渉物撤去】

- □ 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。

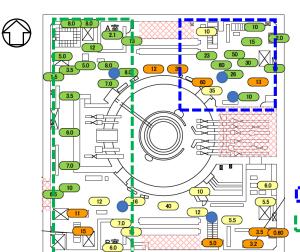
【線量低減】

□ 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)





●:補助事業によるガイド パイプ設置候補位置

: 重要設備設置個所

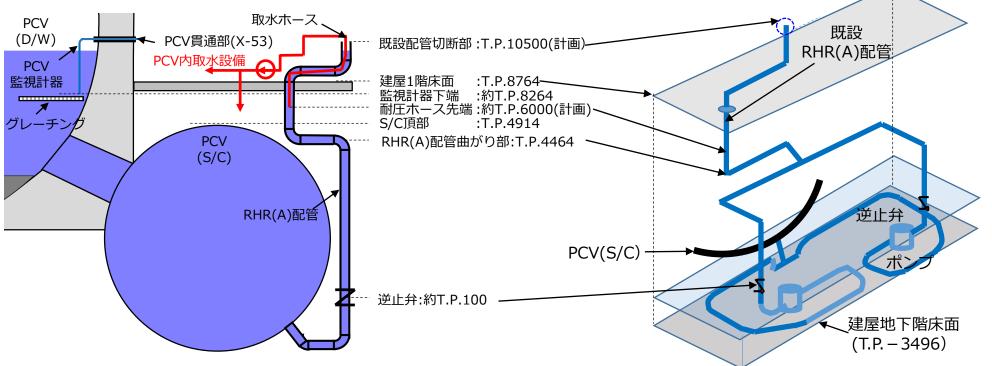
: 原子炉建屋 1 階の アクセス経路

原子炉建屋1階の環境線量(単位:mSv/h)



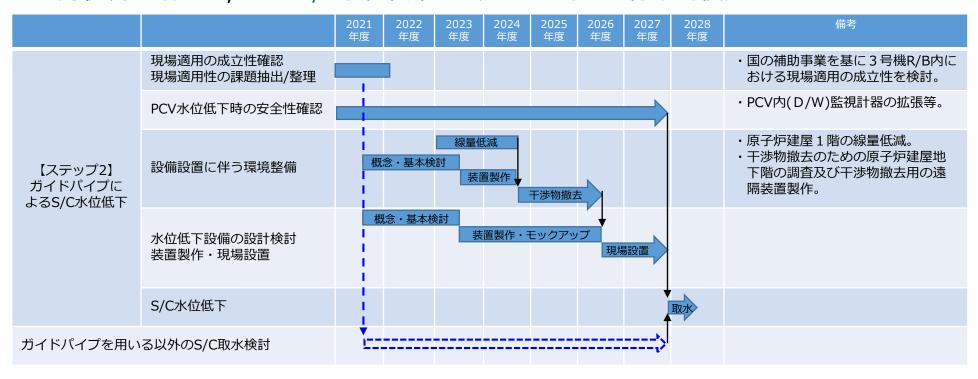
- 既設のRHR(A)配管内への耐圧ホース(監視計器を含む)の挿入範囲は,以下の理由から,制約。
 - □ 耐圧ホースは自吸式ポンプの吸込側(負圧)に位置するため一定の剛性を要し、耐圧ホースの挿入に伴い、 既設配管内面との摩擦が増加し、挿入に要する力が増加。
 - □ 既設配管の模擬設備(実物大)を用い、取水ホースの挿入範囲を確認したところ、配管曲がり部を2箇所経由すると、耐圧ホース挿入は困難となることを確認。
- 耐圧ホース先端位置は、既設配管切断部から配管曲がり部を2箇所経由し、PCV監視計器下端 (T.P.8264)より約2~3m下方とする計画。

■ 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。





- 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)

新規追加



- 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)					20)31年	まで裕	度あり)					
	ガイドパイプを	技術	開発・	詳細設			置			Į.					
	用いた水位低下				対策が て実施			S/C	水位低	E	<i>6</i> 7 ⊥	L & &			
耐震性 向上対策	ドレン弁 による水位低下		,	,								大実施が大力			
	S/C脚部の 耐震補強									•	, 	脚部	補強	\ \	

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

新規追加



- ■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。

	- 104が位とは「プロとに「プログリスに」がたというとという。							
	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	カイドバイブ	E						
耐震向上の有効性 (水位低下範囲)	〇(S/C下部)	△(S/C中心~下部)	△(S/C中心~下部)	△ (S/CJ頁部)				
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				

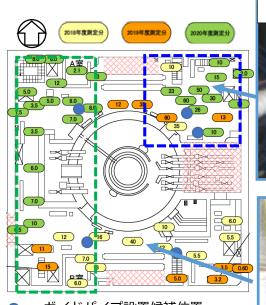
ガス管理設備配管



- 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。

原子炉建屋地下階の

干渉物撤去のイメージ図



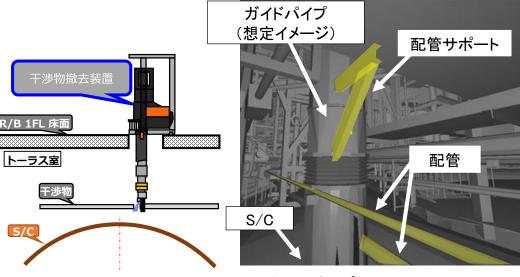
: ガイドパイプ設置候補位置□ : 原子炉建屋1階のアクセス経路

: 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



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



- ■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

参考2-1 作業者の被ばく線量の管理等(2/2)



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>



■ 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」

<u>・記載箇所:2.49.1.3 設計方針 (3) 規格・基準等</u>

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)



■ 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)



■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>



■ 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。

<u>・記載箇所:2.49.1.6 自然災害対策等 (3)火災</u>

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)



■ 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



■ 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2×10⁵Gy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2×10⁵Gyに達する時間は2×10⁵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、10⁵Gy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10⁵Gyに達する時間は10⁵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>



■ 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)



■ 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。

<u>・記載箇所:2.49.1.7 構造強度及び耐震性 (1)構造強度</u>

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 >



■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

(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。
- (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。

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,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, 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。



■ 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

(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。
- (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。

変更後

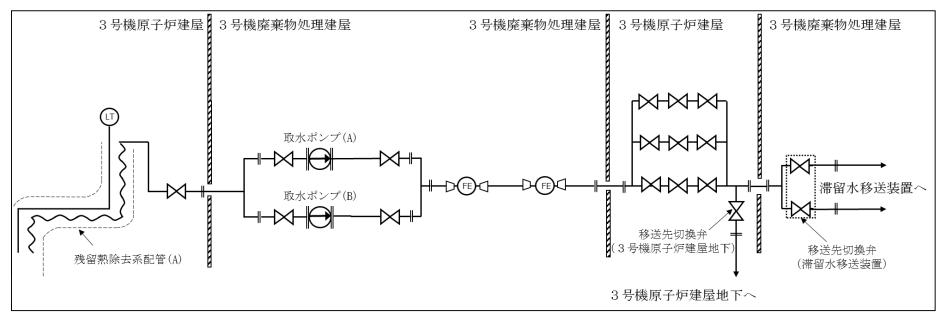
(保安に関する職務)

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,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, 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。



- 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

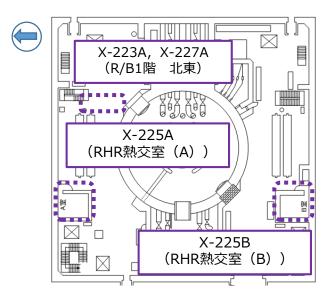
参考5-1 S/C既設配管への取水配管挿入可否の検討



- 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。
 - □ <u>S/C既設配管の口径</u> ⇒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



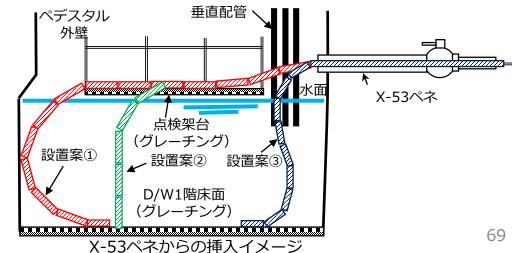
- 取水配管を挿入するPCV貫通孔(ペネ)を以下の条件より、 X-53ペネを抽出。ただし、 PCVガス管理システムにて使用中のペネは除外。
 - □ ペネのレベル (ペネの水没有無) ⇒PCV水位以上のペネ
 - □ <u>ペネ貫通配管の有無と配管の開放状況</u> ⇒ペネに貫通配管がある場合は, PCV内部で配管が開放されているか
 - □ 作業現場の環境(取水配管設置作業が可能であるか)
 - ⇒①高線量環境に設置されたペネは除外
 - ②ペネに隔離機構を設置可能なスペースの有無
 - □ 取水配管を目標レベルまで挿入可能であるか ⇒ D/W内の 2 階床面(グレーチング)より下部

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。

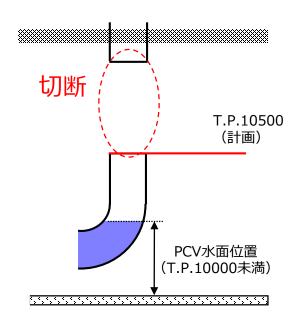


目標レベルまで取水配管を挿入するためには、ペネ近傍の垂直配管を回避する、または、点検架台の開口に取水配管を挿入することが必要であり、遠隔での取水配管の引き回しを実施するため。

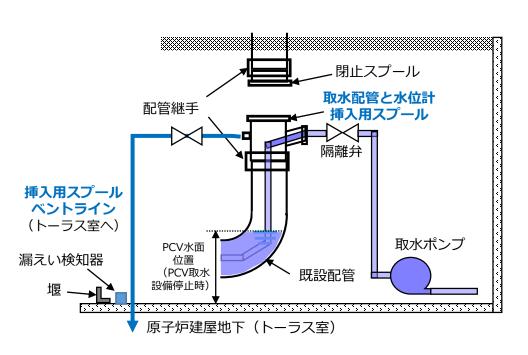




- PCV水位はT.P.10000未満と推定されるが、仮にPCV水位が今後上昇した場合でも、以下の対応により既設配管切断箇所からの漏えいの可能性は低いと判断。
 - □既設配管切断はT.P.10500付近にて計画しており, PCV温度計・水位計の設置誤差(±100mm)を考慮し裕度を有す。
 - □既設配管に水位計を設置し,配管水位を監視しているため,水位上昇の検知は可能。
 - □既設配管切断部には、挿入用スプールを設置するが、当該部に設けたベントラインにより、万が一、PCV水位が上昇した場合もトーラス室に排水が可能であること。



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

新規追加



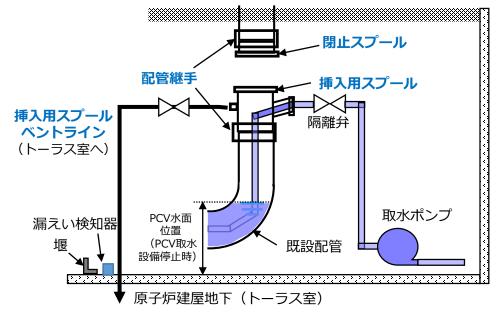
<閉止スプールの設計要求>

- 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使用実績^{※1}がある 配管継手を使用すること。

<挿入用スプールの設計要求>

- 既設配管内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使用実績^{※1}がある 配管継手を使用すること。
- 取水配管を既設配管に挿入できること。
- 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。

※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。



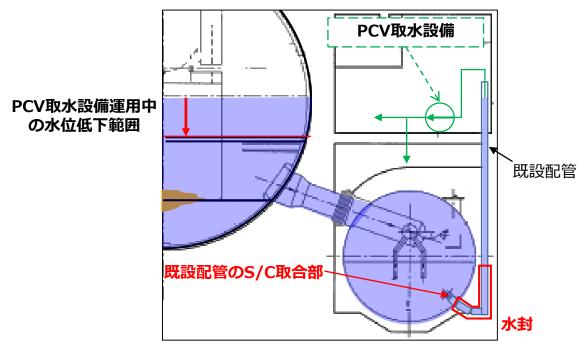
閉止スプールおよび挿入用スプール



配管継手



- 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	呼び径/厚さ	50A/Sch40
移送先切換弁(3号機原子炉建屋		25A/Sch40
地下/滞留水移送装置)まで	材質	STPG370
(鋼管)	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径	50A相当
(ポリエチレン管)	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径	50A相当
(耐圧ホース)	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)	呼び径/厚さ	50A/Sch40
から3号機原子炉建屋地下まで	材質	STPG370
(鋼管)	最高使用圧力	0.96 MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径	50A相当
(ポリエチレン管)	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	呼び径/厚さ	50A/Sch40
滞留水移送装置まで	材質	STPG370
(鋼管)	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℃

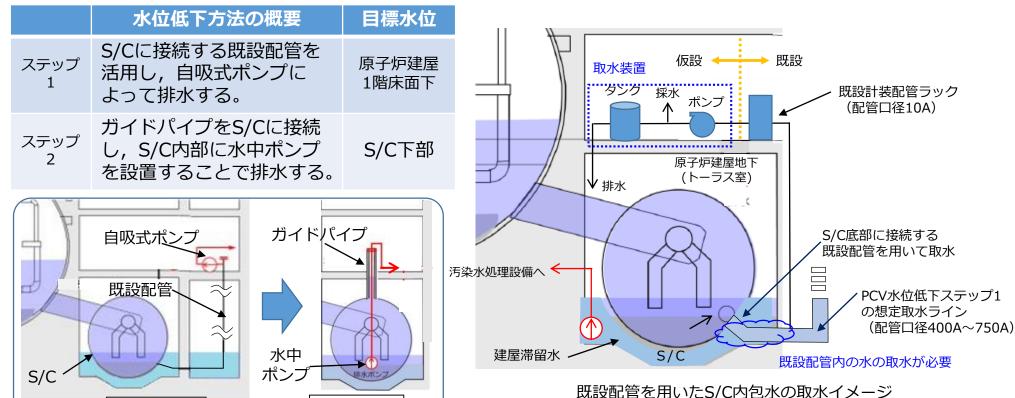
参考10 S/C内包水のサンプリング実施状況(1/2)

ステップ2

ステップ1



- 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。



S/C内包水のサンプリング実施状況(2/2)



- S/C内包水の全a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	
項目	1	S/C内包水	建屋滞留水※1	连连冲田小 夕 区:处连八00款音	機器設計への反映	
全a ^{※2}	Bq/L	<5.73E+00	2.50E+01	無	無	
全β	Bq/L	7.88E+08	3.49E+07			
Sr-90	Bq/L	6.45E+07	7.46E+06	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	遮へい,機器設計 (耐放性)へ反映	
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.16E+06	着性能に影響を及ぼす可能性あり。		
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	_	姓连师田小C四寺(めり,が首はして刊町 。	無	
H-3	Bq/L	1.08E+07	_	無	無	

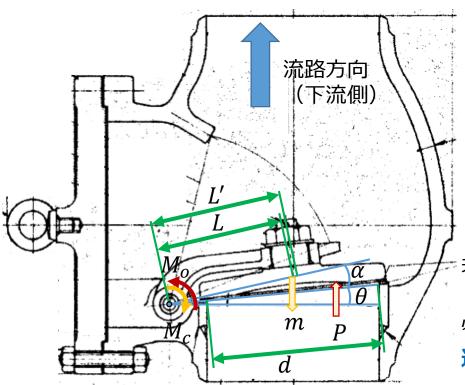
※1:2020年4月~9月までのプロセス主建屋滞留水分析値の平均。

※2:S/C内包水(底部)の全a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 76 分析等を行いつつ対応することを検討予定。

参考11 逆止弁開閉に必要な水頭差の設定根拠



- 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。
 - \square 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/s²)

L:重心距離

 θ : 弁座傾斜角度 \blacksquare

α:重心角度

d:弁座当り面内径

 $L': \mathcal{P}$ ーム中心間距離

ρ:水の密度(998.233kg/m³)

弁体自重による閉方向モーメント:

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

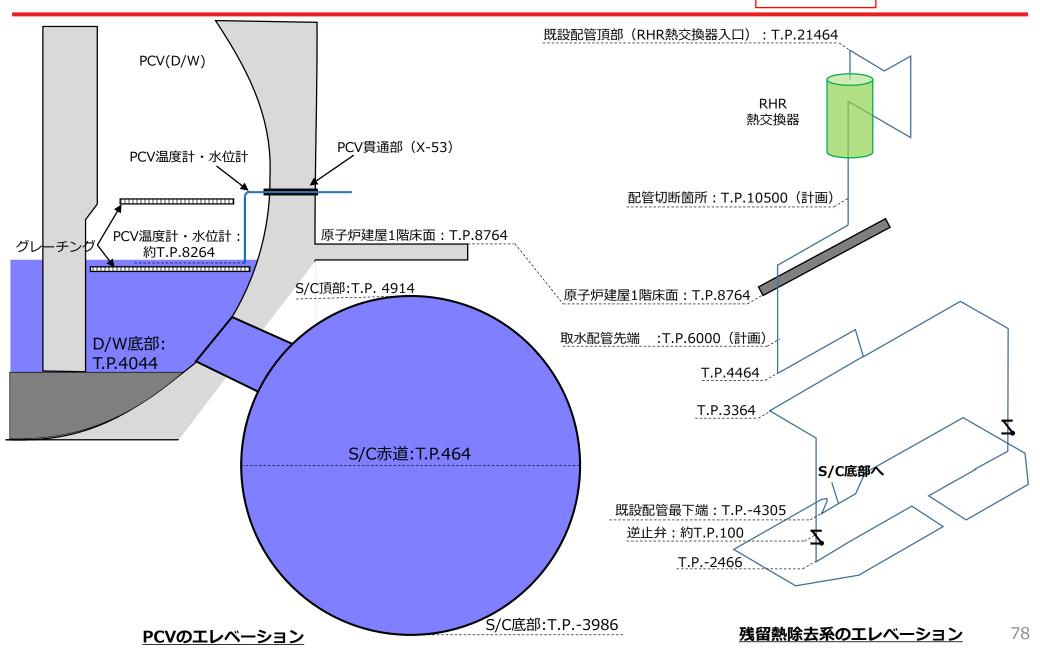
必要入口圧力: $P = \frac{4M_o}{\pi d^2 I'} = 3.758 \text{kPa}$

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

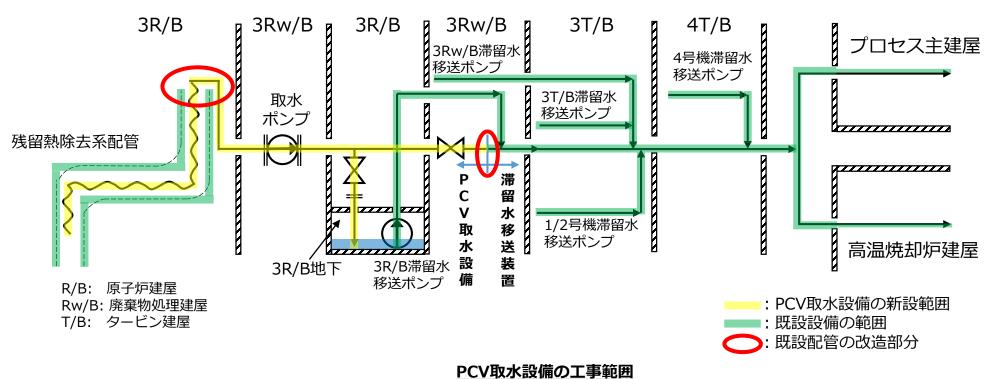
参考12 PCV取水設備に関連するエレベーション







■ 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。



参考14 設備運用後の保守に係る被ばく線量





- 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工 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。
 - □ 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。

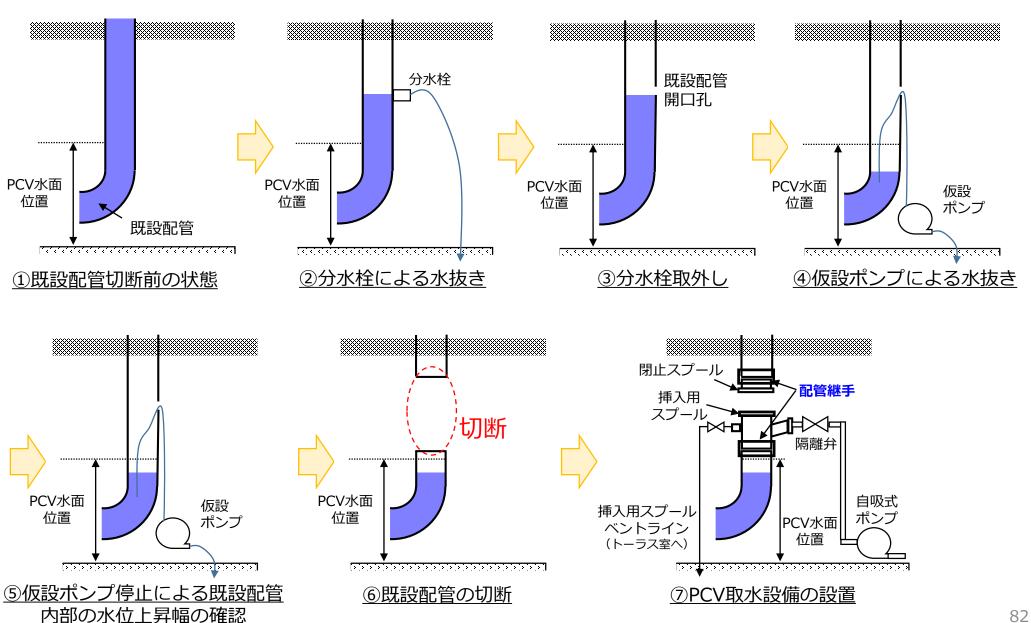


配管継手

使用圧力:~1.0MPa

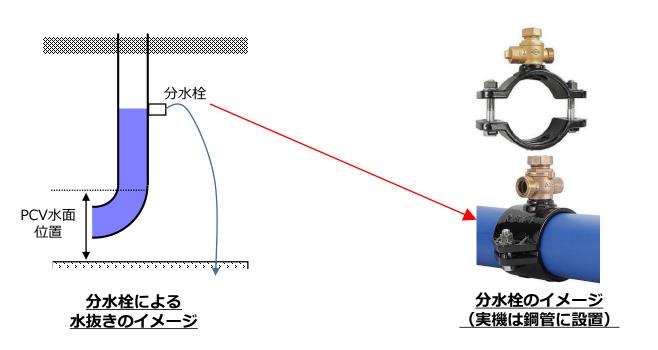
閉止スプール 挿入用スプール 配管継手 取水配管 (耐圧ホース) 挿入用スプール PCV水面 ベントライン 位置 (トーラス室へ) 自吸式ポン (PCV取z 既設配管 (RHR(A)系) 配管切断器具 漏えい検知器 取水用ホースと水位計設置のイメージ (既設配管切断後の状態)







- 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。





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18 水処理二次廃棄物発生量評価の根拠



- 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。

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a	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。