

# 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2月1日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

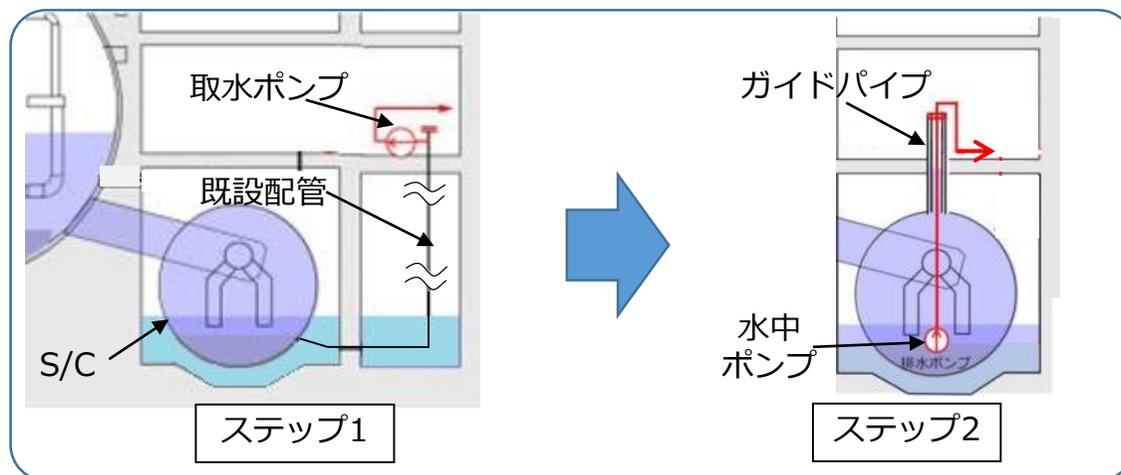
# 1. 実施計画変更申請の背景及び目的(1/2)

## ■ 背景

現状，3号機原子炉格納容器（以下，PCV）及びサブ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。

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

本工事  
範囲

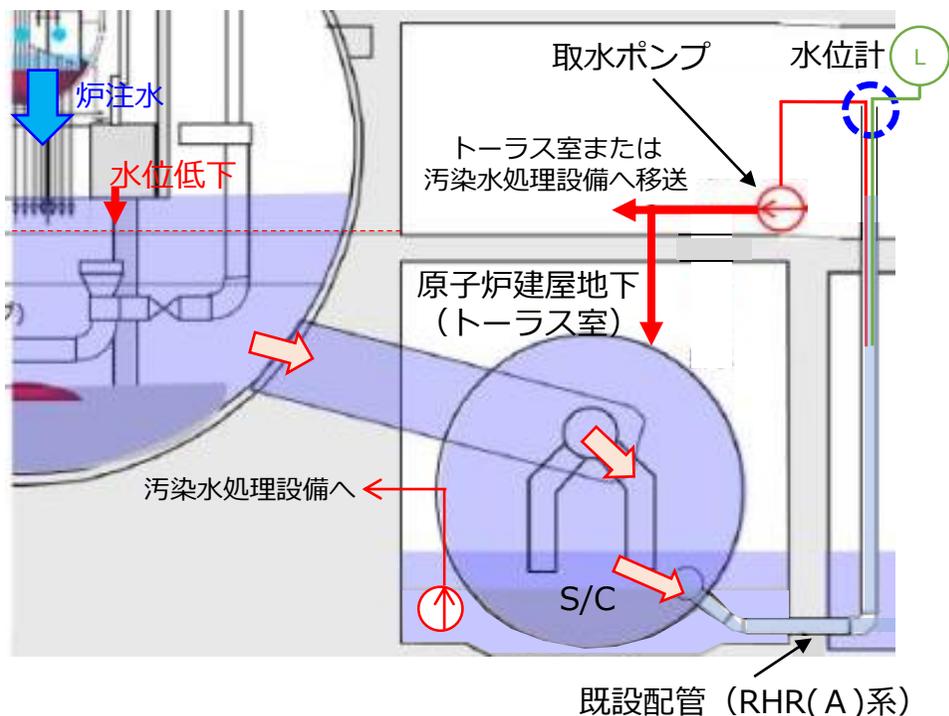


取水イメージ

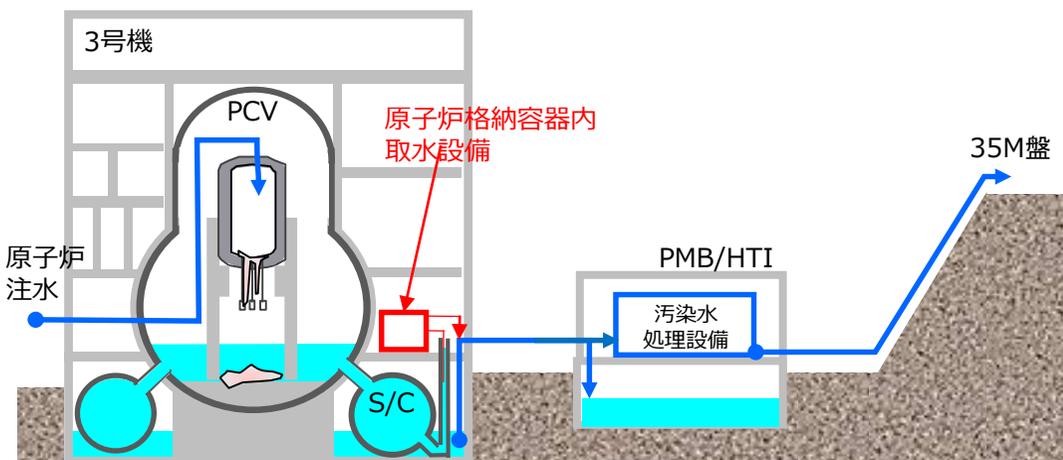
# 1. 実施計画変更申請の背景及び目的(1/2)

## ■ 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，原子炉格納容器内取水設備）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

## 2. 実施計画の主な変更内容の概要(1/2)

### ■ 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
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

## 2. 実施計画の主な変更内容の概要(2/2)

### ■ 第Ⅲ章 特定原子力施設の保安

#### 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

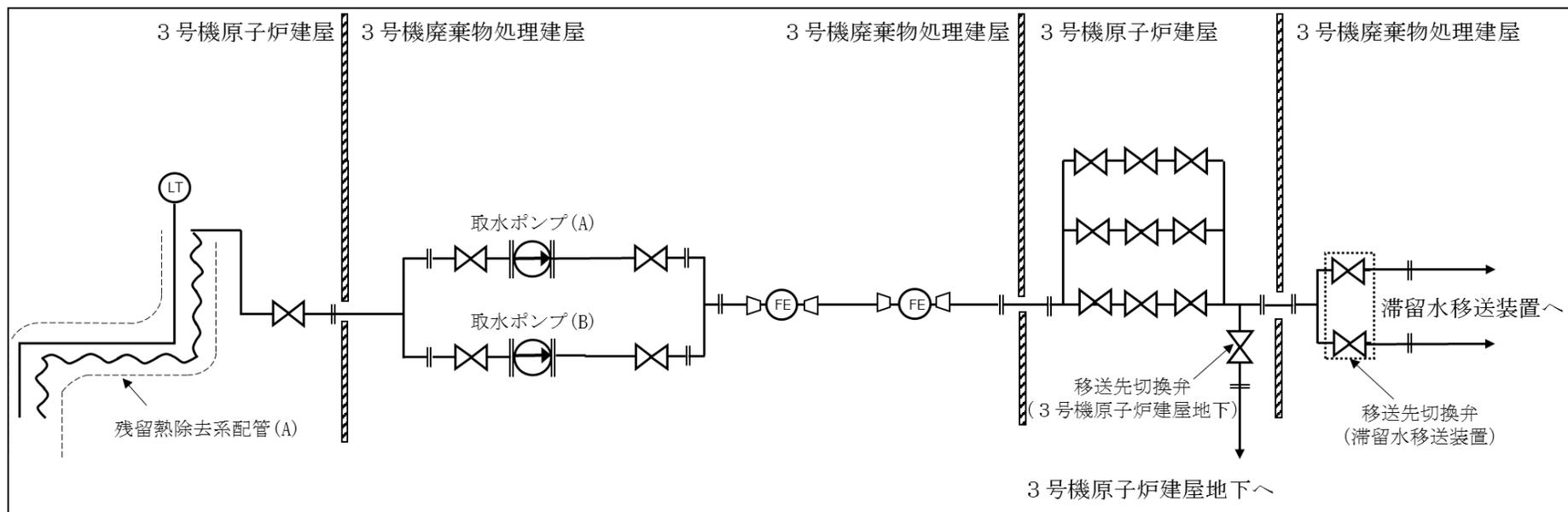
変更箇所	変更内容
第3章 第5条	原子炉格納容器内取水設備設置に伴う変更

### ■ 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

### 3. 系統概要

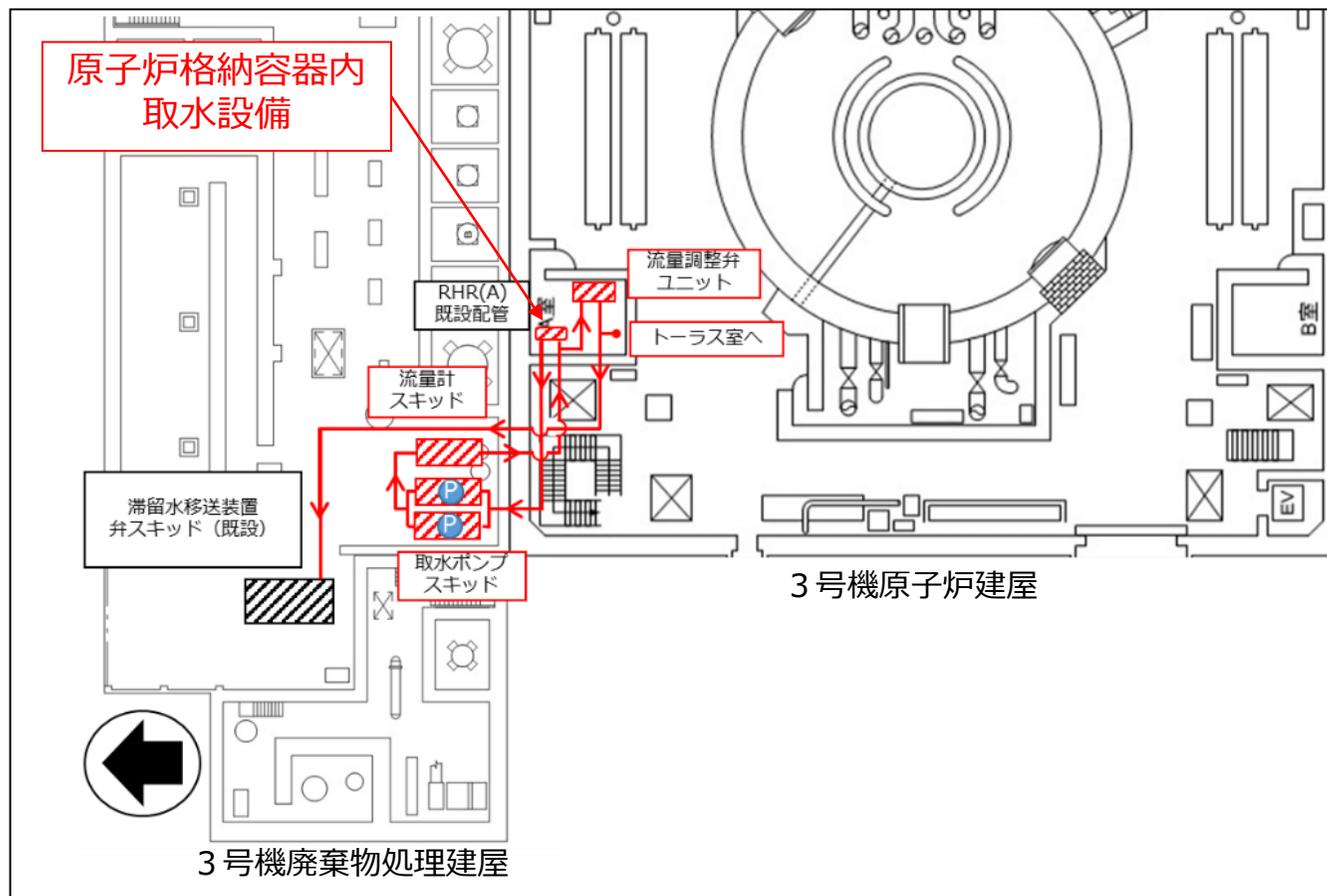
- 3号機PCV(S/C)に接続する残留熱除去系配管 (A) (以下, RHR (A) ) の既設配管に耐圧ホースを挿入し, 取水ポンプによりPCV(S/C)内の水を取水。
- 取水した水は3号機原子炉建屋地下または滞留水移送装置へ移送し, 汚染水処理設備で処理。



原子炉格納容器内取水設備系統概要図

## 4. 設置箇所

- RHR(A)系既設配管が設置されている3号機原子炉建屋から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、原子炉格納容器内取水設備を設置。



設備配備概略図※

※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. 設備仕様 (1/2)

### ■ 取水ポンプ (完成品)

台数 : 2 (うち予備は1台)

容量 : 5m<sup>3</sup>/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℃

## 5. 設備仕様 (2/2)

### ■ 主配管 (移送先切換弁～各移送先)

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

■ 「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）」のうち、関連する下記事項に適合する記載箇所及び内容を説明する。

- 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

## 6-1. 作業者の被ばく線量の管理等(1/2)

- 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

## 6-1. 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

## 6-2. 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」

・ 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 $2 \times 10^5$ 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 $2 \times 10^5$ Gyに達する時間は $2 \times 10^5$ 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

## 6-2. 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

---

- 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

## 6-2. 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

# 7. 実施計画第Ⅲ章第1編の変更について

■ 原子炉格納容器内取水設備設置に伴う変更を以下に示す。

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<b>及び</b>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<b>及び</b>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、<b>3号機原子炉格納容器内取水設備</b>、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>

# 7. 実施計画第Ⅲ章第2編の変更について

## ■ 原子炉格納容器内取水設備設置に伴う変更を以下に示す。

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<b>及び</b>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<b>及び3号機原子炉格納容器内取水設備</b>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、<b>3号機原子炉格納容器内取水設備</b>、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>

# 【参考】スケジュール案

■ 設備運用開始は2021年度内を予定。

