

## 2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

### 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

#### 2.1.1 基本設計

##### 2.1.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

##### 2.1.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる機能を有すること。
- (3) 原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。
- (4) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- (5) 常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

##### 2.1.1.3 設計方針

###### 2.1.1.3.1 新設設備の設計方針

- (1) 構造強度及び機能の維持
  - a. 原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる設計とする。
  - b. 原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。
  - c. 原子炉注水系は，異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。
  - d. 原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。
  - e. 原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。
  - f. 原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。
- (2) 注水状態の監視
  - a. 原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3) 漏えい監視

- a. 原子炉注水系は、設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。
- b. 原子炉注水系は、漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4) 異常時への対応機能

- a. 原子炉注水系は、外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は、母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても、注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。
- c. 原子炉注水系は、地震、津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5) 火災防護

- a. 早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.1.1.3.2 既設設備の設計方針

(1) 耐震性

原子炉注水系の既設設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。

(2) 系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度が  $100^{\circ}\text{C}$  未満であること。

2.1.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料－1 参照）

原子炉注水系は、処理水及びろ過水を水源とし、電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（1号機は給水系、炉心スプレイ系、2、3号機は給水系、炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い、燃料の崩壊熱を除去する。

水源には、ろ過水タンク、処理水バッファタンク、純水タンク、復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を備え、ポンプは常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST炉注水ポンプにより構成する。また、原子炉への注水ラインは、処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン、処理水バッファタンクからタービン建

屋内炉注水ポンプを介する注水ライン，純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ライン，各号機のC S TからC S T炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

## (2) 注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は，事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ3台（1～3号共用），タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ6台及びC S T炉注水ポンプ6台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため，事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下，D/Gという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの3台（1～3号共用），純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ3台（1～3号共用）の計6台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており，手動で起動・停止を行う。注水ポンプは，燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－3に示す）。

## (3) タンク

原子炉注水系の水源は，建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の2種類がある。処理水を水源としているタンクは，処理水バッファタンク及びC S Tがあり，ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク，純水タンクがあり，水源に対し多様性を有している。

また，処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが，処理装置の不具合等により，処理水の供給がとぎれた場合に備え，ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお，ろ過水タンクへのろ過水の供給量は，崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは1～3号機共用として運用するが，複数のタンクがあり，またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため，十分な多様性及び独立性を有している。

## (4) 原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは、ポンプ定格流量にて注水した場合においても、有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また、耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては、許容された半径を満足する様に配置するとともに、ホース類の敷設にあたっては、温度上昇による強度への影響を考慮し、道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

#### (5) 電源

常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプの電源は、異なる送電系統で2回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも、所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のD/Gを有し、外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

#### (6) その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、原子炉注水専用の消防車を3台配備する。水源については、上記のタンクその他、原水地下タンクを利用できる他、これらの水源が使用できない場合も、海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては、注水する処理水の水質管理を行うと共に、窒素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料-4参照）。

また、原子炉注水系の凍結防止対策としては、保温材の取り付け、水抜き、ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては、現場、免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し、これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また、タンク、または配管等からの微小漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが、漏えいリスクが低いPE管への設備変更、土嚢による系外放出防止対策を実施すると共に、巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として、原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示、接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

### 2.1.1.6 自然災害対策等

#### (1) 津波

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、津波等

により万が一、複数設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

## (2) 火災

原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプのD/G用燃料タンク内に危険物が存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

### 2.1.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2参照）

#### (1) 構造強度

原子炉注水系は、技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

また、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料の設備を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等をおこなうことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視をおこなうことで、健全性を確保する。

#### (2) 耐震性

原子炉注水系は、耐震設計審査指針上のSクラス相当の設備と位置づけられるが、新設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また、既設設備については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリ

ティを有する材料を使用するなどし、可能な限り耐震性を確保する。

#### 2.1.1.8 機器の故障への対応

##### 2.1.1.8.1 機器の単一故障

###### (1) ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

###### (2) 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電源切替には数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

###### (3) 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、万が一バッファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は、純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため、原水地下タンクを水源とし、予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

###### (4) 原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

##### 2.1.1.8.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、地震、津波等により万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。消防車は、事務本館海側駐車場、ろ過水タンク脇、厚生棟横にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他、事務本館山側駐車場に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するも

の、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定しており、想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては、仮に注水停止が3時間を超える長時間にわたる場合を想定しても、1プラント当たり10m<sup>3</sup>/hの注水流量で冷却可能であると評価されており、現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には、蒸気が急速に凝縮する可能性があることから、窒素封入が行われていることを確認するとともに、温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

#### 2.1.1.8.3 異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し、原子炉注水が停止した場合について、評価を実施した（添付資料－5参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は、過渡相当事象（注水停止1時間）で約 $9.3 \times 10^{-7}$  mSv、事故相当事象（注水停止7時間）で約 $4.3 \times 10^{-6}$  mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

想定を大きく超える、シビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 $2.1 \times 10^{-5}$  mSvであり、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合は約 $6.3 \times 10^{-5}$  mSvである。また、特定原子力施設から5km、10km地点での年間の実効線量は、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 $1.1 \times 10^{-5}$  mSv、約 $3.6 \times 10^{-6}$  mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 2.1.1.8.4 原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下、炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料－6参照）。

評価の結果、炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内の事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 $3.2 \times 10^{-7}$ /年、外部電源喪失（地震）は、約 $6.1 \times 10^{-9}$ /年、大津波事象は、約 $5.8 \times 10^{-5}$ /年となっている。評価結果の合計値は約 $5.9 \times 10^{-5}$ /年であり、寄与割合は、大津波事象が約99%となった。

## 2.1.2 基本仕様

### 2.1.2.1 主要仕様

#### (1) 常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	113m

#### (2) 非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	113m

#### (3) 純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	37 m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	93m

#### (4) タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

##### 1号機

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	12 m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	70m

##### 2, 3号機

台数	2号機 2 3号機 2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	10m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	70m



(5) C S T 炉注水ポンプ (完成品) (外部電源)

台 数	1 号機 2 2 号機 2 3 号機 2
型 式	単段渦巻ポンプ
容 量	20m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程	70m

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G (完成品)

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G (完成品)

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(8) 処理水バッファタンク

基 数	1
容 量	700m <sup>3</sup>

(9) 復水貯蔵タンク (C S T)

基 数	1 号機 1 2 号機 1 3 号機 1
容 量	1 号機 1893Kl 2 / 3 号機 2448.5Kl

(10) ろ過水タンク

基 数	1
容 量	8000 m <sup>3</sup>

(11) 純水タンク

基 数	2
容 量	2000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(12) 原水地下タンク

基 数	1
容 量	970m <sup>3</sup>

(13) 消防車

基 数	3
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m <sup>3</sup> /h 以上
高压放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m <sup>3</sup> /h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 631 (参考値), 約 371/h (参考値)

表 2. 1 - 1 主要配管仕様

名称	仕様	
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch20S 65A/Sch20S 80A/Sch20S SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 80A/Sch40 150A/Sch40 SUS304TP 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	300A/Sch40 STPT410 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 65A/Sch40 80A/Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 / 200A 相当 / 300A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch20S 65A / Sch20S 80A / Sch40 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A / Sch20 200A / Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 80A / Sch40 100A / Sch40 150A / Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch160 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 65A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A／Sch80 50A／Sch80 STPT410 0.96MPa 66℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 75A 相当 100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

### 2.1.3 添付資料

- 添付資料－1 原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性について
- 添付資料－3 崩壊熱相当の注水量について
- 添付資料－4 炉注入する処理水の水質目標値について
- 添付資料－5 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－6 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価
- 添付資料－7 原子炉注水系に係る確認事項
- 添付資料－8 処理水バッファタンクの基本仕様
- 添付資料－9 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策
- 添付資料－10 処理水バッファタンクの基礎及び堰に関する説明書
- 添付資料－11 原子炉压力容器・格納容器注水設備の配置

## 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の準拠規格及び基準、漏えい発生防止対策、自然災害対策、環境条件対策等について具体的な安全確保策を以下の通り定め、実施する。

### 1. 準拠規格及び基準

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

### 2. 構造強度及び耐震性（添付資料－ 2 参照）

#### （1）構造強度

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」上、非常用炉心冷却設備に相当するクラス 2 機器と位置付けられ、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、JSME 規格という。）」、日本工業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用、または、これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。また、JSME 規格で規定される材料の JIS 規格の年度指定は、技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。さらに、JSME 規格に記載のない非金属材料（ポリエチレン管）については、現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが、これらの機器については、日本水道協会規格（JWWA 規格）や配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC 規格）、製品の試験データ等を用いて設計を行う。

#### （2）耐震性

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の S クラス相当の設備と位置付けられ、「JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準じた構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準については、実態にあわせたものを採用する。

ポリエチレン管は、材料の可撓性により耐震性を確保する。

### 3. 放射性物質の漏えい防止に対する考慮

#### （1）漏えい発生防止

- a. 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。また、処理水バッファタンクは、水位の検

出器を設け、タンク水位を免震重要棟集中監視室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

- b. 処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を基本とする。また、処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。
- c. 鋼管もしくはポリエチレン管の継手部は、溶接構造もしくは融着構造を基本とする。また、堰が設置されない配管や弁の継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置し、シール材又は発泡剤の充填を実施する。
- d. 使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良による大規模な漏えいの発生を防止する。

## (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 処理水バッファタンクは、漏えい拡大防止として堰を設ける。堰の容量は、処理水バッファタンクからの想定漏えい量を全量受けきれものとする（添付資料-10参照）。
- b. 処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造となる場合には、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、取合いがフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。
- d. 処理水バッファタンク接続配管から漏えいが確認された場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
- e. 処理水バッファタンクは、水位の検出計を設け、受入時の溢水を防止すると共に水位状況を監視し、漏えい検知に努める。また、巡視点検により漏えいの有無を確認する。処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造部は、ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから、漏えい検知のため、架空化により視認性を向上させ、巡視点検により漏えいの有無を確認する。

## (3) 放射線遮へいに対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の表面線量当量率の表示により注意喚起することで、放射線従事者の被ばく低減を図る。

## (4) 敷地境界における実効線量

処理水バッファタンクが敷地境界における実効線量に対して与える影響は、最も近い



敷地境界評価地点 No. 71 において約  $1.0 \times 10^{-7}$  mSv/y 未満であり、線量評価上有意な値ではない。

#### 4. 自然災害対策

##### (1) 津波

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、アウターライズが到達しないと考えられる高さ以上の場所に設置する（設置位置は添付資料-11参照）。

アウターライズ津波を上回る津波が発生した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

##### (2) 台風・竜巻

台風・竜巻により処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の損傷が予見される場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、内包水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

##### (3) 豪雨

処理水バッファタンクは、タンク頂部マンホール、管台の上向きの開口部について、容易に雨水が侵入しない構造とする。また、タンクのベント配管については、開口部が下向きになるように設置することで、雨水の侵入を防止する。

##### (4) 火災

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、火災発生を防止するため、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用する。

#### 5. 環境条件対策

##### (1) 腐食

処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を用いる。処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を用いる。処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は予備の設備であり、定例試験時を除き内包水は静止しているため、腐食の速度は遅く、腐食の影響は少ないと考えられる。

##### (2) 凍結

処理水バッファタンク接続配管は、凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付けて凍結防止を図る。

### (3) 生物汚染

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の内包水は、処理装置を経由した処理水またはろ過水であるため、有意な生物腐食の懸念はない。

### (4) 紫外線防止

処理水バッファタンク接続配管は、紫外線による劣化を防止するため、紫外線防止効果のある保温材を取り付ける。

### (5) 耐放射線性

処理水バッファタンク接続配管のうち、ポリエチレン管については、放射線影響が考えられるが、内包水である処理水は、照射線量率が十分低いため、放射線の影響は軽微と考えられる。なお、ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定した場合、ポリエチレンは、集積線量が  $2 \times 10^5$  Gy に達すると、引張強度は低下せず、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、これに到達する時間は  $2 \times 10^5$  時間 (22.8 年) と評価されるため、数年の使用では影響をうけることはないと考えられる。

## 6. 検査可能性に対する設計上の考慮

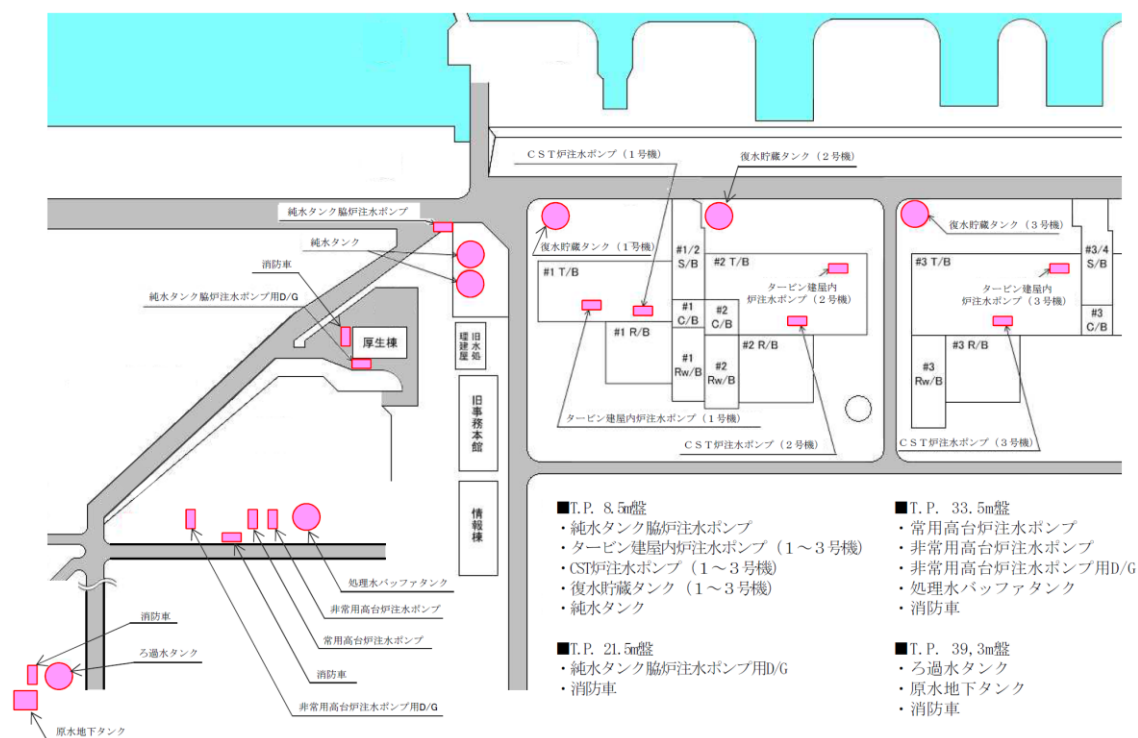
処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、適切な方法で検査ができるよう、漏えい検査・通水検査等が可能な設計とする。

## 7. 設備保全に対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、機器の重要度に応じた有効な保全を計画し、実施が可能な設計とする。

原子炉压力容器・格納容器注水設備の配置

原子炉压力容器・格納容器注水設備の配置を図－ 1 に示す。



図－ 1 原子炉压力容器・格納容器注水設備配置図

処理水バッファタンク接続配管の範囲を図-2に示す。処理水バッファタンク接続配管はT. P. 33. 5m 盤に設置する。

T. P. 33. 5m 盤の処理水バッファタンク周辺

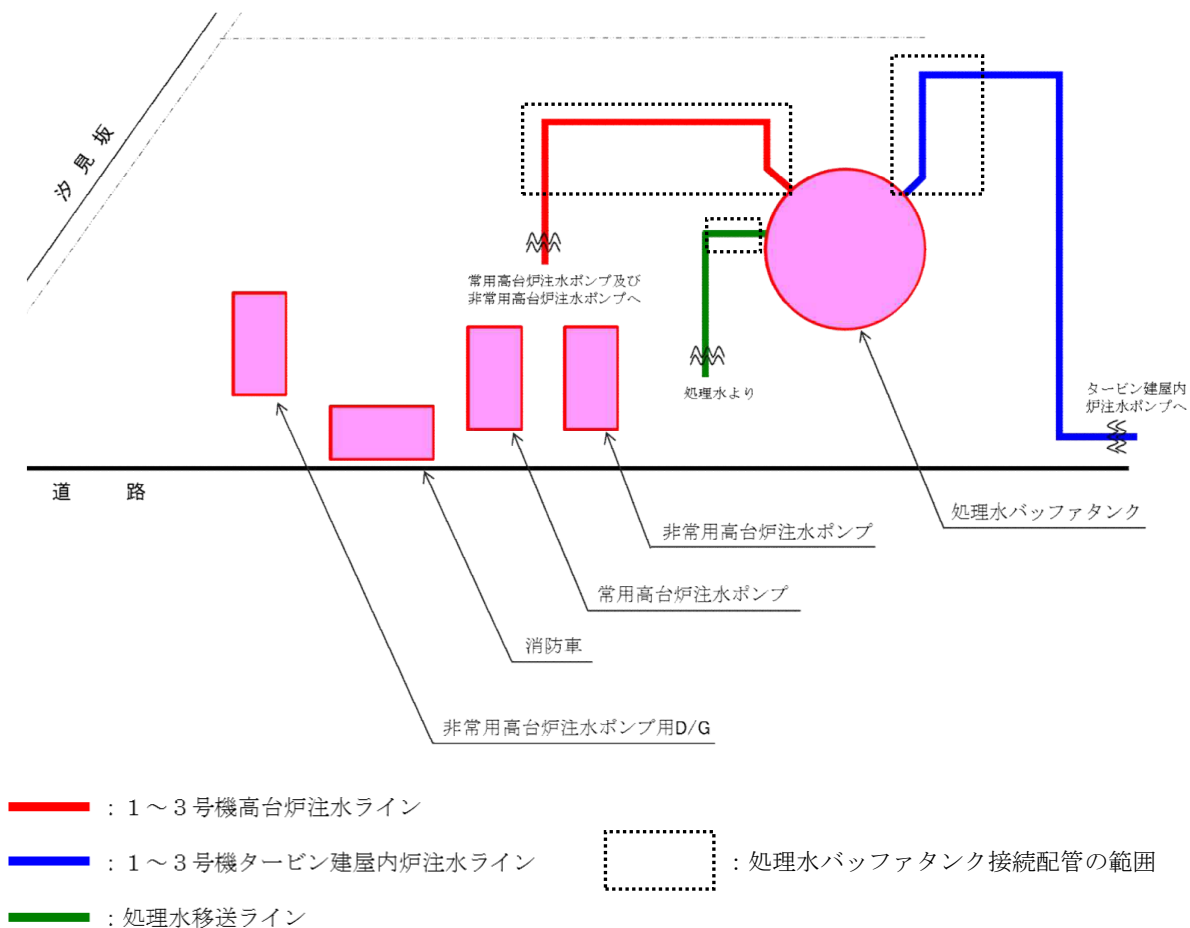


図-2 処理水バッファタンク接続配管の範囲