

## 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少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、当該の設備が 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（OP. 35,000）、ろ過水タンク脇（OP. 40,800）、厚生棟横（OP. 23,000）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（OP. 36,900）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) (OP:35,000)

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) (OP:35,000)

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) (OP:10,000)

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 (OP:10,200)

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 (OP:9,000)

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) CST炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台数	1号機 2 (OP:10,200)
	2号機 2 (OP:9,000)
	3号機 2 (OP:9,000)
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）（OP:35,000）

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）（OP:23,000）

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（完成品）（OP:35,000）

基数	1
容量	1000m <sup>3</sup>

(9) 復水貯蔵タンク（CST）

基数	1号機 1 (OP:10,300)
	2号機 1 (OP:10,400)
	3号機 1 (OP:10,400)
容量	1号機 1893Kl
	2 / 3号機 2448.5Kl

(10) ろ過水タンク (OP:40,800)

基 数	1
容 量	8000 m <sup>3</sup>

(11) 純水タンク (OP:10,000)

基 数	2
容 量	2000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(12)原水地下タンク (OP:40,800)

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 63l (参考値), 約 37l/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℃
(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 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

名称	仕様	
(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℃
(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℃

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	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CST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CST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

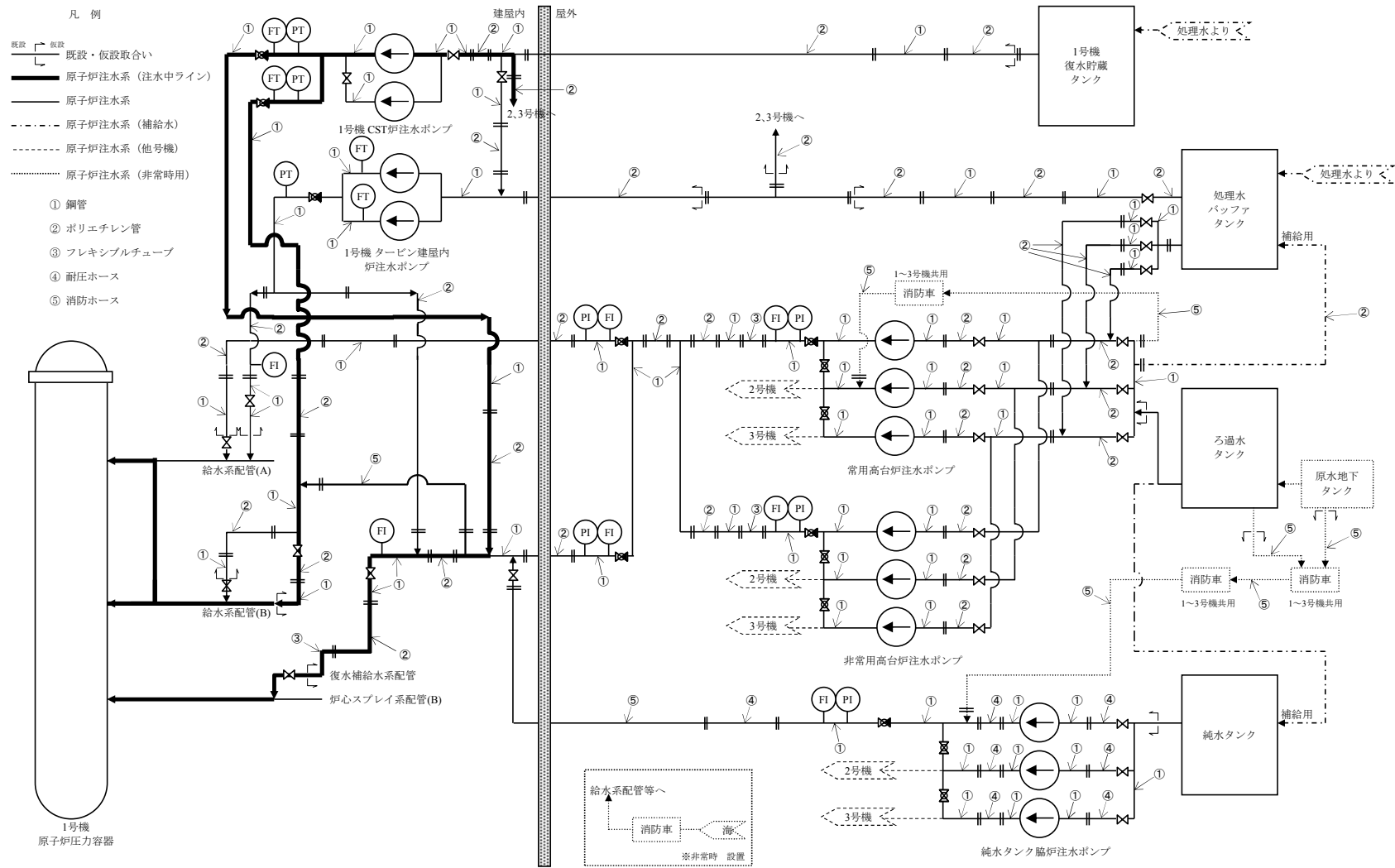


図-1 1号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図

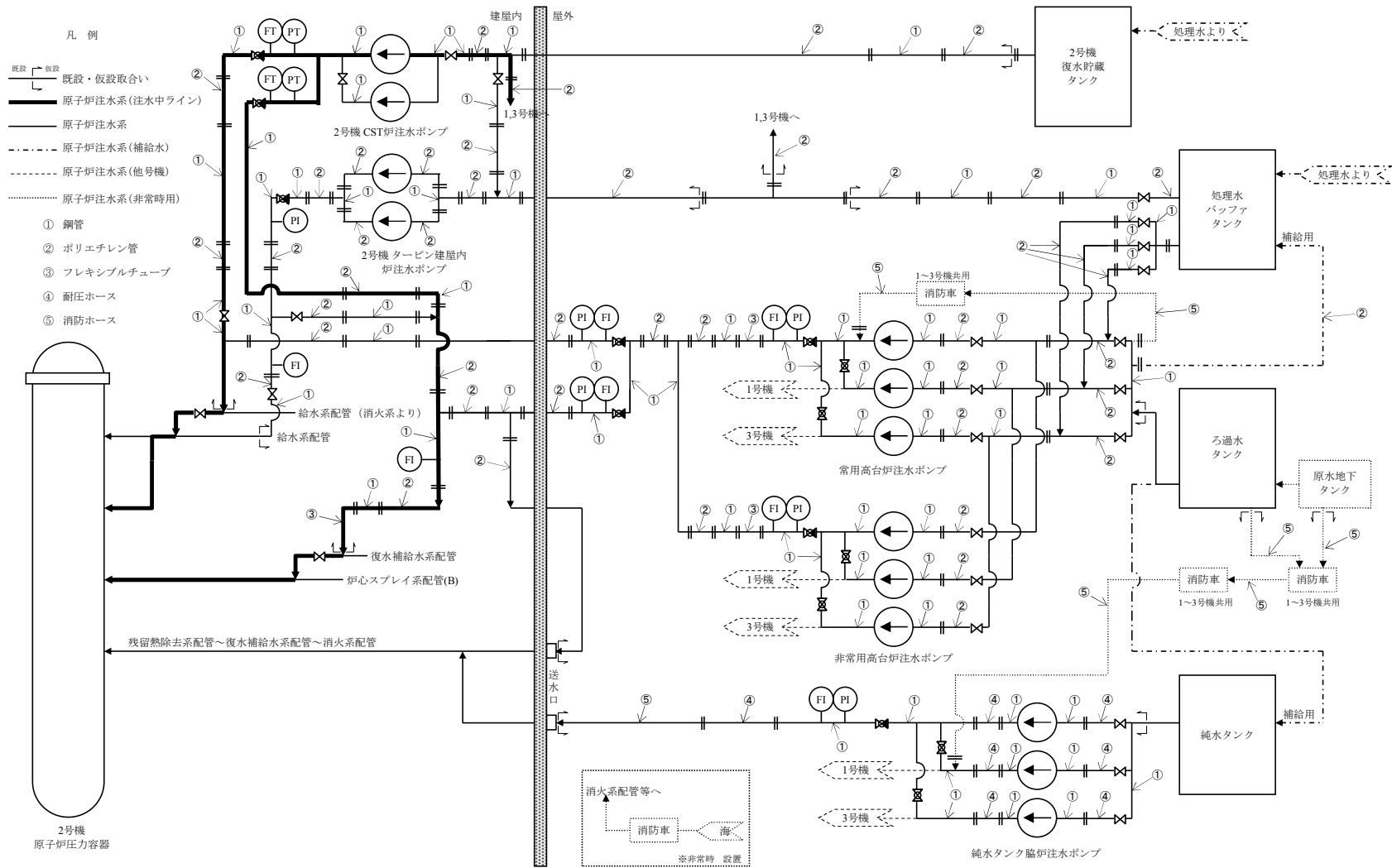


図-2 2号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図





## 原子炉注水系に係る確認事項

原子炉注水系の構造強度・耐震性及び機能・性能等に関する確認事項を表－ 1 に示す。

表－ 1 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	主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	主要寸法について確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	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	確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることについて確認する。 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、かつ構造物の変形がないこと。 耐圧部から漏えいがないこと。
機能	通水確認	通水されていることを確認する。	通水されていること。