

1. 原子炉格納容器

1.1. 原子炉格納容器ガス管理設備

1.1.1. 概要

1.1.1.1. 現状および中期の見通し

現状、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉格納容器は、原子炉圧力容器の圧力バウンダリを格納し放射性物質の漏えいを制限する機能を失っており、地震、津波に起因する炉心損傷による高い放射線環境により、復旧の見通しが立っていない状態である。また、上述の環境のため、原子炉格納容器の損傷状態ならびに原子炉格納容器から放出される放射性物質の濃度及び量を確認できていないことから、原子炉格納容器ガス管理設備を設置する。

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器から漏洩する放射性物質の放出量を低減させるため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量と同程度のガス量を抽出し放出管理することにより、原子炉格納容器内の圧力を大気圧程度にする設備である。また、当該設備は、当該設備内でのガス採取等による未臨界の確認、ならびに水素濃度測定による原子炉格納容器内の不活性雰囲気の確認の手段の一つとしても期待できる。

2号機原子炉格納容器ガス管理設備は、平成23年10月28日に運用を開始し、当該設備による放出放射エネルギーは、約 3×10^3 Bq/h(平成23年11月30日時点)となっている。これは、「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」の進捗状況(11月17日)における2号機からの放出量の評価値(約 1×10^7 Bq/h)に比べ、十分に低い。また、未臨界確認のための当該設備内のガス採取ができているほか、当該設備の水素濃度は0.5%(平成23年11月30日時点)と可燃限界以下で安定している。

一方、1・3号機の原子炉格納容器ガス管理設備については、準備を進めているところである。今後、放射性物質の放出量は、原子炉格納容器ガス管理設備の設置及び原子炉温度の低下に伴い、更に低減していく見通しである。

1.1.1.2. 基本的対応方針および中期の計画

原子炉格納容器ガス管理設備は、以下を基本的対応方針とする。工事工程表を表1.1-1に示す。

- a. 環境に放出される放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できること。
- b. 原子炉格納容器から外部へ抽気・放出される放射性物質の量・濃度及び必要なパラメータを監視できること。
- c. 系統内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できること。

1.1.2. 設計方針

1.1.2.1. 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって、想定される事象に対して、環境に放出される放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

1.1.2.2. 監視機能

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内から外部へ抽気・放出される放射性物質の量・濃度及び必要なパラメータを監視できる設計とする。

また、当該設備は、異常時において異常の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータについて、予想変動範囲内での監視が可能であり、必要なものについては記録が可能である設計とする。

1.1.2.3. 不活性雰囲気維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は、当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

1.1.2.4. 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は、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及び基準によるものとする。

1.1.2.5. 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器、フィルタ及び駆動電源は、多重性又は多様性及び独立性を備え、定期的に機能確認が行える設計とする。

1.1.2.6. 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また、地震、津波等の発生を考慮しても、放射性物質の放出抑制機能が再開可能である設計とする。

1.1.2.7. 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は、水素爆発により、原子炉格納容器に影響を与えないよう、適切に対応するものとする。

1.1.2.8. 火災防護

火災の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。

1.1.3. 主要設備

1.1.3.1. 系統構成

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備の系統概略図を図 1.1-1～3 に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は、排気ファン、除湿機（1号機：空調機、2・3号機：放熱器）、電気ヒータ、フィルタユニット、放射線モニタ及び流量計等で構成され、原子炉格納容器よりガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に、ガスの放出流量及び放射性物質の濃度を測定し、一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは、再循環し、再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として、除湿機により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ、電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方、原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーは、ガス抽出量に比例する。したがって、原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素封入量と同程度のガスを抽気することで、原子炉格納容器からの漏えいを抑制するとともに、抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで、環境に放出される放射性物質の濃度及び量を合理的に低減させる。当該設備の運転は、原子炉格納容器圧力として大気圧程度を想定している。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは、1系列 100%容量を2系列とすることで、多重性を有する設計とする。

(添付資料-1、2)

(2) 監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器から抽出したガスの温度、当該設備から放出するガスの流量及び放射性物質の濃度、ならびに水素濃度及び酸素濃度を監視できる設備を設ける。運転データは現場盤等に表示されるが、ウェブカメラ等により免震重要棟においても確認できるものとする。

なお、原子炉格納容器ガス管理設備は、出口側を大気開放しており、当該設備内のガスが大気側に押し出される構成となっていることから、圧力管理は実施しない。

(3) 電源

原子炉格納容器ガス管理設備の電源構成図を図 1.1-4 に示す。動的機器、フィルタ及び放射線モニタは2系統を有し、各々異なる仮設MCCより受電する。仮設MCCは異なる仮設M/Cから受電することとし、独立性を有する電源構成とする。

また、仮設M/Cへの給電は複数の外部電源から行い、外部電源喪失時には5号機及び6号機非常用D/Gから受電可能とするものとし、多重性、多様化を有する設計としている。

(4) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は、フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により、セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお、気体状の放射性物質（希ガス）は、セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため、放射能の減衰設備は設けていない。（添付資料-3）

また、弁開閉操作により、フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより、大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(5) その他

原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」を参考に、水平下り勾配とする等、水素の滞留を防止する。加えて、窒素を注入できる構成とし、当該設備を可燃限界以下に抑制する。（図1.1-1～3参照）

また、当該設備内に予備座を設けることにより、気体の採取ができる構成とする。

原子炉格納容器ガス管理設備以外の原子炉格納容器からの放出については、ダスト濃度測定等により確認するものとする。

1.1.4. 設備の構造強度

1.1.4.1. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統が無いが、その用途から、換気空調系に類似すると考える。当該設備は、技術基準に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 以上に該当することから、排気ファン等の機器についてはクラス3 機器相当、配管・ダクト等については放射線管理設備に属するダクトとしてクラス4 配管相当と位置付けられる。

クラス3 機器及びクラス4 配管の構造・強度は、「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設定したものであり、非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス3 機器相当やクラス4 配管相当での評価を行い、非金属材料等については、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できるものとし、評価を行う。

1.1.4.2. 主要設備の構造強度

(1) 排気ファン

排気ファンは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(2) フィルタユニット

フィルタユニットは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(3) 除湿機（放熱器）

除湿機（放熱器）は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 3 機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(4) 配管類（鋼管、鋼板ダクト、ダクトホース、フレキシブルホース）

配管類は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス 4 配管相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

（添付資料－ 4、 5）

1.1.5. 耐震性

1.1.5.1. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統が無いが、その用途から、換気空調系である C クラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

1.1.5.2. 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を準用し、静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、C クラス相当の耐震性を有するものと評価する。この他、フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

（添付資料－ 4、 5）

1.1.6. 主要仕様

原子炉格納容器ガス管理設備の主要仕様を表 1.1-2～7 に示す。

1.1.7. 運用

1.1.7.1. 運転管理

(1) 通常運転時の監視

a. 放射性物質の放出監視

免震重要棟内にある監視室に設置したモニタで放射線モニタ（排気計測用）及び流量計を確認し、傾向に変化がないことを監視する。

b. 設備の運転状態の確認

免震重要棟内にある監視室に設置したモニタで原子炉格納容器ガス管理設備の運転パラメータ（抽出ガス温度、放射線モニタ（排気計測用）、流量等）を確認し、設備の運転状態に問題がないことを確認する。

c. 設備の不活性雰囲気維持の確認

免震重要棟内にある監視室に設置したモニタで水素濃度計及び酸素濃度計を確認し、可燃限界以下であることを確認する。酸素濃度計がない場合において水素濃度が 2.5%以上となり、さらに水素濃度の上昇傾向が継続する場合には、必要に応じて、予備ノズル等を用いて酸素濃度の確認を行う。

(2) フィルタユニットの管理

現場にて放射線モニタ（フィルタユニット表面計測用）及びフィルタ差圧計を確認し、フィルタの交換を行う。

(3) 地震後の確認

地震発生後に原子炉格納容器ガス管理設備の監視パラメータを確認し、地震による設備の損傷がないことを確認する。パラメータに異常が確認された場合は巡視点検を行い、設備に損傷がないことを確認する。

また、震度 5 弱以上の場合は、原子炉格納容器ガス管理設備に対して巡視点検を行い、地震による設備の損傷がないことを確認する。

(4) 原子炉格納容器内窒素封入設備停止時

原子炉格納容器内窒素封入設備が停止した場合に、原子炉格納容器ガス管理設備の運転を継続していると、ドライウェル圧力が低下する。ドライウェル圧力が負圧になると、大気中の酸素が原子炉格納容器へ流入することから、ドライウェル圧力を確認し、原子炉格納容器ガス管理設備についてはガス抽出量を減少または停止させる。

(5) 火災防護

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

1.1.7.2. 異常時の措置

原子炉格納容器ガス管理設備が停止しても、原子炉の冷却に影響を与えるものではなく、また原子炉の冷却状態に変化がなければ放射性物質の異常な放出とはならないと考えられる。しかしながら、当該設備は、原子炉格納容器内の監視手段の一つとしても利用することから、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。具体的な異常時の措置を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備の機器の単一故障

原子炉格納容器ガス管理設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、排気ファン、除湿機、電気ヒータ、フィルタユニット及び駆動電源の多重化を実施しており、切替により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能としている。単一故障としては、具体的には以下に示す状況を想定している。

a. 排気ファン、除湿機、電気ヒータ、フィルタユニットの故障

排気ファン、除湿機、電気ヒータ、フィルタユニットが故障した場合は、予備機への切替を行う。

b. 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源については、仮設M/Cを複数の外部電源により多重化することから、電源切替を行い、原子炉格納容器ガス管理設備を運転する。

c. 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については、排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから、放射性物質の濃度の高いガスの漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は、原子炉格納容器ガス管理設備を停止し、速やかに配管類の取替を行う。

d. 放射線モニタ（排気計測用）、水素濃度計の故障

放射線モニタ（排気計測用）は、2チャンネルの連続運転とし、1台故障時においても放射性物質の濃度を計測可能とする。また、水素濃度計についても、2

チャンネルの連続運転とし、1台故障時においても当該設備内の水素濃度を計測可能とする。

(2) 原子炉格納容器ガス管理設備の監視パラメータ異常

a. 放出する放射性物質の濃度及び量

放出する放射性物質の濃度及び量を監視し、傾向に変化があった場合は、運転パラメータの確認を行い、必要に応じ、再循環量を調整し放射性物質の濃度の低減を図る等の対応をとる。

b. 設備の運転状態

抽出ガス温度が高温となった場合や排気ファンが故障した場合等は、免震重要棟内にある監視室内に警報が発報する。警報発報時には、運転パラメータの確認や巡視点検を行い、異常からの復旧を図る。

c. 水素濃度及び酸素濃度

水素濃度 3%以上かつ酸素濃度 4%以上（可燃限界：水素濃度 4%以上かつ酸素濃度 5%以上）となった場合は、原子炉格納容器ガス管理設備内を不活性雰囲気にするため、原子炉格納容器内窒素封入設備の流量増加、または原子炉格納容器ガス管理設備の停止、隔離及び当該設備への窒素封入等の適切な対応をとる。

(3) 原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震、津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。

原子炉格納容器ガス管理設備が停止しても、原子炉の冷却等に影響を与えるものではなく、また原子炉の冷却状態に変化がなければ放射性物質の異常な放出とはならないと考えられる。しかしながら、当該設備は、原子炉格納容器内の監視手段の一つとしても利用することから、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

1.1.7.3. 保守管理

原子炉格納容器ガス管理設備は、動的機器や外部電源の多重化を実施しているため、これらの機器の単一故障により機能が喪失した場合でも、切替作業等による運転再開が可能であり、また定期的な機能確認も可能である。

保守管理については作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、フィルタ交換時に機器の状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応することとする。なお、保守管理を行うにあたっては、異常の確認後に速やかに対応ができるように、必要な予

備品、消耗品等を準備しておくこととする。

1.1.8. 添付資料

- 添付資料－1 原子炉格納容器ガスサンプリング結果に基づく抽出ガスの放射性物質の濃度条件について
- 添付資料－2 原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて
- 添付資料－3 2号機 原子炉格納容器ガス管理システムから放出された希ガスによる被ばく評価結果について
- 添付資料－4 1号機原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について
- 添付資料－5 2・3号機原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

以上

表 1.1-1 原子炉格納容器ガス管理設備 工事工程表

		平成23年度				
		11月	12月	1月	2月	3月
1号機	原子炉格納容器ガス管理設備	準備・設置工事				
2号機	原子炉格納容器ガス管理設備		放射線モニタ(排気計測用) ^{※1} ・水素濃度計 ^{※1} ・酸素濃度計 ^{※2} 設置工事			
			希ガスモニタ ^{※2} 設置工事			
3号機	原子炉格納容器ガス管理設備	準備・設置工事				

※1 運用開始時に多重化されていないことから、追加設置するもの。

※2 運用開始時に設置されていないことから、設置するもの。

表 1.1-2 1号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要仕様

(1) 排気ファン	
種 類	遠心式
容 量	250 m ³ /h (1台あたり)
台 数	2台
負荷容量	3.7 kW (1台あたり)
(2) フィルタユニット	
種 類	高性能粒子フィルタ
効 率	単体 99.97%以上 総合 99.9%以上
基 数	4基
(3) 電気ヒータ	
種 類	電気式
容 量	4 kW (1台あたり)
台 数	2台
負荷容量	4 kW (1台あたり)
(4) 凝縮配管室空調機	
冷却能力	28 kW (1台あたり)
台 数	4台
負荷容量	15.8 kW (1台あたり)
(5) 放射線モニタ (排気計測用)	
検出器種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹
ch 数	2 ch
(6) 放射線モニタ (フィルタ表面計測用)	
検出器種類	半導体検出器
計測範囲	10 ⁻³ ~10 mSv/h
ch 数	2 ch

(7) 希ガスモニタ

検出器種類	Ge 半導体検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2$ Bq/cm ³
ch 数	2 ch

(8) 流量計

検出器種類	オリフィス式
計測範囲	0~30 m ³ /h
台 数	1 台

(9) 水素濃度計

検出器種類	熱伝導式
計測範囲	0~5 %
ch 数	2 ch

(10) 酸素濃度計

検出器種類	隔膜ガルバニ電池式
計測範囲	0~25 %
ch 数	2 ch

表 1.1-3 1号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要配管仕様

名 称	仕 様	
①既設取合（格納容器冷却系配管） から PCV ガス凝縮配管入口まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	165.2 mm 7.1 mm STPT370 0.35 MPa 100 °C
②PCV ガス凝縮配管	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	165.2 mm 7.1 mm STPT410 0.35 MPa 100 °C
③PCV ガス凝縮配管出口から排気フ ァン入口まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	89.1 mm / 165.2 mm 5.5 mm / 7.1 mm STPT370 0.35 MPa 100 °C
④排気ファン出口から大気放出ま で	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	34.0 mm / 60.5 mm / 89.1 mm / 165.2 mm 4.5 mm / 5.5 mm / 5.5 mm / 7.1 mm STPT370 0.35 MPa 100 °C
⑤再循環ライン分岐から合流点（フ ィルタユニット上流）まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5 mm / 114.3 mm / 165.2 mm 5.5 mm / 6.0 mm / 7.1 mm STPT370 0.35 MPa 100 °C

表 1.1-4 2号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要仕様

(1) 排気ファン	
種 類	遠心式
容 量	1000 m ³ /h (1 台あたり)
台 数	2 台
負荷容量	5.5 kW (1 台あたり)
(2) フィルタユニット	
形 式	高性能粒子フィルタ、活性炭フィルタ
効 率	単体 (HEPA) 99.97%以上、(活性炭) 99%以上 総合 99%以上
基 数	2 基
(3) 放熱器	
種 類	空冷式
容 量	24.94 kW (1 基あたり)
材 料	銅チューブ (C1220T)、アルミフィン
基 数	4 基
負荷容量	0.4 kW (1 基あたり)
(4) 電気ヒータ	
種 類	電気式
容 量	1.95 kW/h (1 台あたり)
台 数	2 台
負荷容量	2 kW (1 台あたり)
(5) 放射線モニタ (排気計測用)	
検出器種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ~10 ⁵ s ⁻¹
ch 数	2 ch
負荷容量	7.0 kW (A系)、8.0 kW (B系) 7.2 kW (ヒータ制御箱 1、ヒータ制御箱 2)
(6) 放射線モニタ (フィルタユニット表面計測用)	
検出器種類	半導体式検出器

計測範囲	0.1 mSv/h～1 Sv/h
ch 数	2 ch
負荷容量	0.2 kW

(7) 希ガスモニタ (仕様については検討中)

(8) 流量計

検出器種類	超音波式
計測範囲	2.5～150 m ³ /h
台 数	2 台
負荷容量	電池式

(9) 水素濃度計

検出器種類	熱伝導式
計測範囲	0～5 vol%
ch 数	2 ch
負荷容量	(5) 放射線モニタに含む

(10) 酸素濃度計 (仕様については検討中)

表 1.1-5 2号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要配管仕様

名 称	仕 様	
①既設取合（可燃性ガス濃度制御系配管）からヘッド入口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	27.2 mm / 60.5 mm 2.8 mm / 3.8 mm SGP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	62.0 mm 1.4 mm テフロン・アラミド繊維 5.2 kPa(100°Cにおいて) 100 °C
②ヘッド入口弁からヘッド出口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5 mm 3.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
③ヘッド出口弁からフィルタユニット入口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	143.0 mm 1.4 mm テフロン・アラミド繊維 5.2 kPa(100°Cにおいて) 100 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125.0 mm 0.6 mm SUS304 1.0 MPa 95 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	267.4 mm 6.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C

名 称	仕 様	
④フィルタユニット入口弁から排気ファンまで	外径	216.3 mm / 267.4 mm / 267.4 mm
	肉厚	6.5 mm / 4.0 mm / 6.5 mm
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	268.0 mm
	肉厚	7.0 mm
	材質	シリコンゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	80 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	250.7mm
	肉厚	0.6 mm
	材質	SUS304
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	60 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	252.8 mm
	肉厚	1.4 mm
	材質	ネオプレンゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	100 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	257.8 mm 角
	肉厚	1.4 mm 角
	材質	ネオプレンゴム
	最高使用温度	100 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	260.0 mm 角
	肉厚	5.0 mm 角
	材質	SUS304
	最高使用温度	180 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	125.0 mm
	肉厚	0.6 mm
	材質	SUS304
	最高使用温度	95 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	60.5 mm
	肉厚	3.5 mm
	材質	SUS304TP
	最高使用温度	180 °C

名 称	仕 様	
⑤排気ファンから大気放出まで (つづき)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
⑥再循環ライン分岐から合流点(フ ィルタユニット上流)まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm 角 SUS304 5.8 kPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	267.4 mm 6.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250.7 mm 0.6 mm SUS304 1.0 MPa 60 °C

表 1.1-6 3号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要仕様

(1) 排気ファン	
種 類	遠心式
容 量	1000 m ³ /h (1 台あたり)
台 数	2 台
負荷容量	5.5 kW (1 台あたり)
(2) フィルタユニット	
形 式	高性能粒子フィルタ、活性炭フィルタ
効 率	単体 (HEPA) 99.97%以上、(活性炭) 99%以上 総合 99%以上
基 数	2 基
(3) 放熱器	
種 類	空冷式
容 量	24.94 kW (1 基あたり)
材 料	銅チューブ (C1220T)、アルミフィン
基 数	4 基
負荷容量	0.4 kW (1 基あたり)
(4) 電気ヒータ	
種 類	電気式
容 量	1.95 kW/h (1 台あたり)
台 数	2 台
負荷容量	2 kW (1 台あたり)
(5) 放射線モニタ (排気計測用)	
検出器種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ~10 ⁵ s ⁻¹
ch 数	2 ch
負荷容量	7.0 kW (A系)、8.0 kW (B系) 7.2 kW (ヒータ制御箱 1、ヒータ制御箱 2)
(6) 放射線モニタ (フィルタユニット表面計測用)	
検出器種類	半導体式検出器

計測範囲	0.1 mSv/h～1 Sv/h
ch 数	2ch
負荷容量	0.2kW

(7) 希ガスモニタ (仕様については検討中)

(8) 流量計

検出器種類	超音波式
計測範囲	2.5～150 m ³ /h
台 数	2 台
負荷容量	電池式

(9) 水素濃度計

検出器種類	熱伝導式
計測範囲	0～5 vol%
ch 数	2 ch
負荷容量	(5) 放射線モニタに含む

(10) 酸素濃度計 (仕様については検討中)

第 1.1-7 表 3号機原子炉格納容器ガス管理設備 主要配管仕様

名 称	仕 様	
①既設取合（可燃性ガス濃度制御系配管）からヘッダ入口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	27.2 mm / 60.5 mm 2.8 mm / 3.8 mm SGP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	62.0 mm 1.4 mm テフロン・アラミド繊維 5.2 kPa(100°Cにおいて) 100 °C
②ヘッダ入口弁からヘッダ出口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5 mm 3.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
③ヘッダ出口弁からフィルタユニット入口弁まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	143.0 mm 1.4 mm テフロン・アラミド繊維 5.2 kPa(100°Cにおいて) 100 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125.0 mm 0.6 mm SUS304 1.0 MPa 95 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	267.4 mm 6.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C

名 称	仕 様	
④フィルタユニット入口弁から排気ファンまで	外径	216.3 mm / 267.4 mm / 267.4 mm
	肉厚	6.5 mm / 4.0 mm / 6.5 mm
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	180 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	268.0 mm
	肉厚	7.0 mm
	材質	シリコンゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	80 °C
④フィルタユニット入口弁から排気ファンまで	外径	250.7mm
	肉厚	0.6 mm
	材質	SUS304
	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	60 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	252.8 mm
	肉厚	1.4 mm
	材質	ネオプレンゴム
	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	100 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	257.8 mm 角
	肉厚	1.4 mm 角
	材質	ネオプレンゴム
⑤排気ファンから大気放出まで	最高使用圧力	5.2 kPa
	最高使用温度	100 °C
	最高使用温度	100 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	260.0 mm 角
	肉厚	5.0 mm 角
	材質	SUS304
⑤排気ファンから大気放出まで	最高使用圧力	5.8 kPa
	最高使用温度	180 °C
	最高使用温度	180 °C
⑤排気ファンから大気放出まで	外径	125.0 mm
	肉厚	0.6 mm
	材質	SUS304
⑤排気ファンから大気放出まで	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	95 °C

名 称	仕 様	
⑤排気ファンから大気放出まで (つづき)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	139.8 mm 2.0 mm SUS304TPD 1.0 MPa 180 °C
⑥再循環ライン分岐から合流点(フ ィルタユニット上流) まで	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm 角 SUS304 5.8 kPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	267.4 mm 6.5 mm SUS304TP 1.0 MPa 180 °C
	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250.7 mm 0.6 mm SUS304 1.0 MPa 60 °C

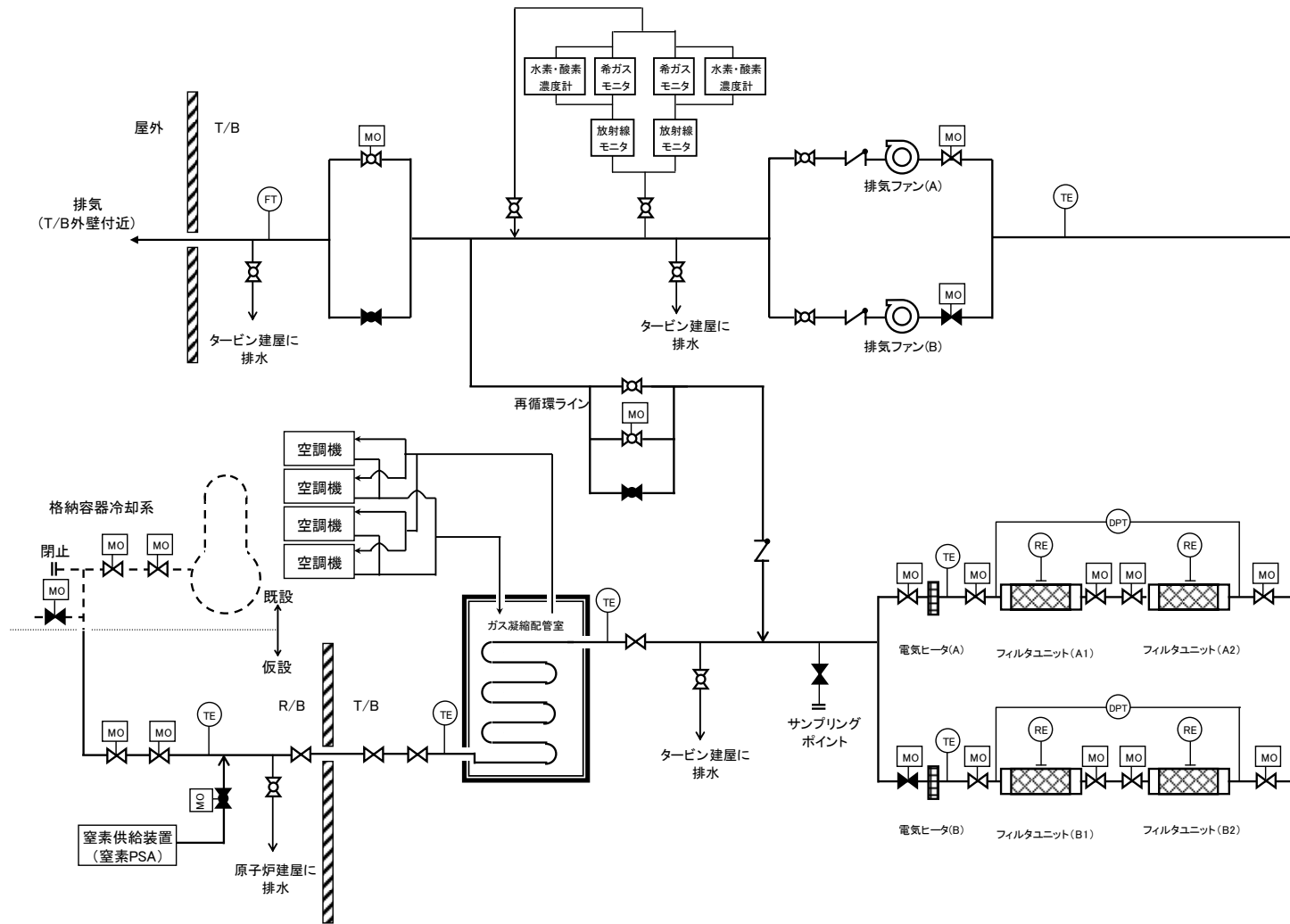


図 1.1-1 1号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図

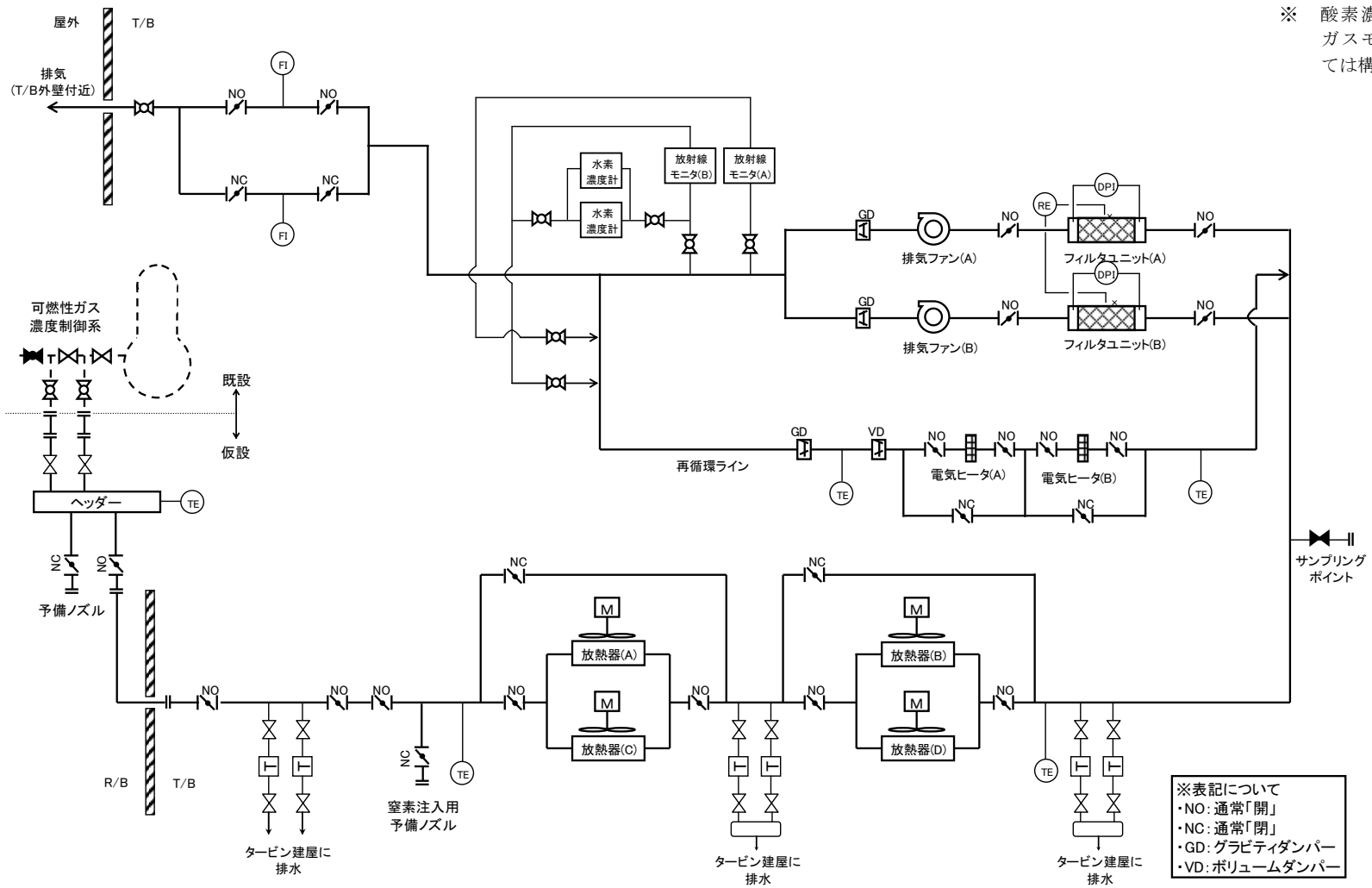
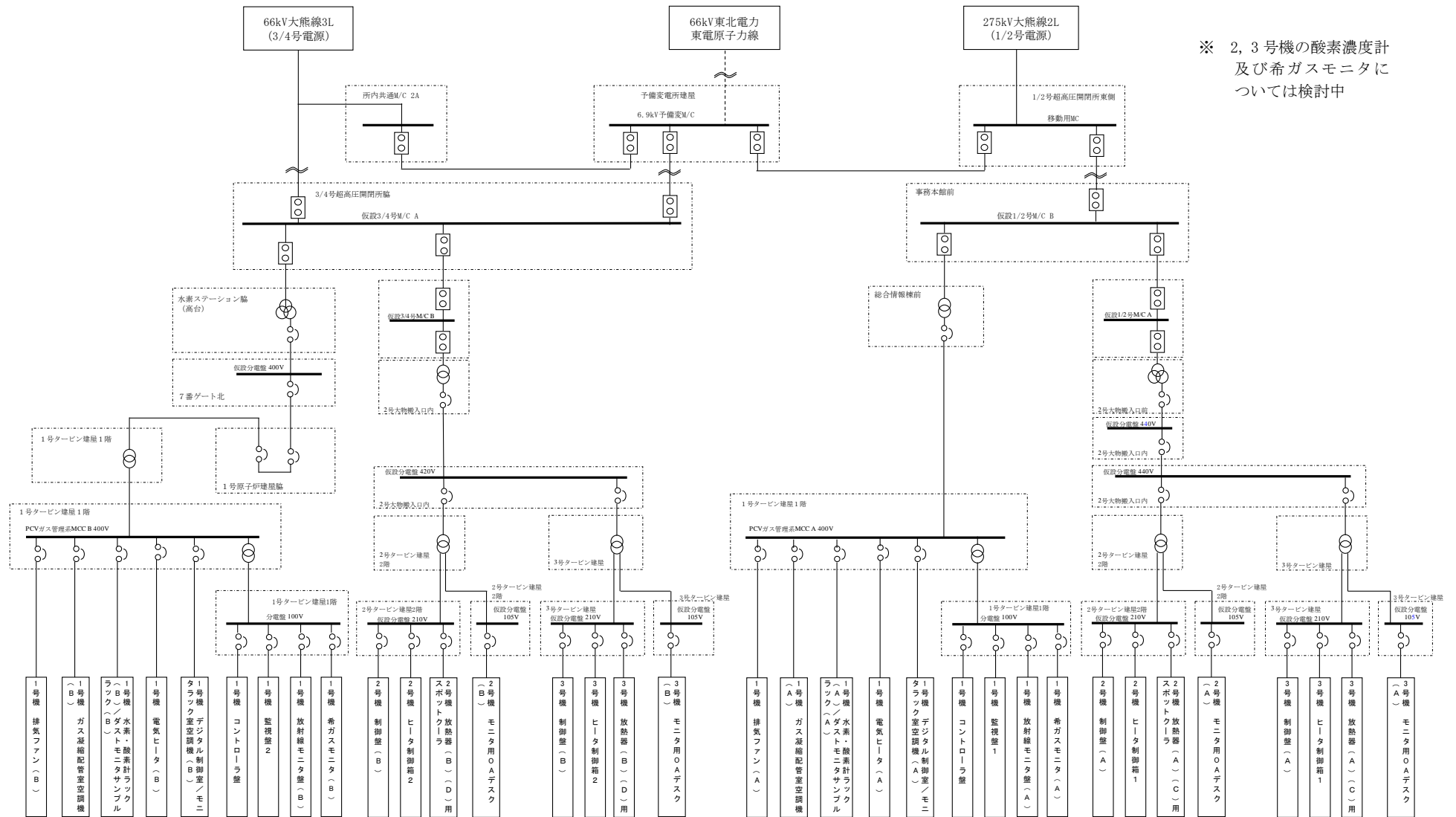


図 1.1-3 3号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図



※ 2, 3号機の酸素濃度計
及び希ガスモニタに
ついては検討中

図 1.1-4 原子炉格納容器ガス管理設備 電源構成図

原子炉格納容器ガスサンプリング結果に基づく抽出ガスの放射性物質の濃度条件について

1. 概要

平成 23 年 7 月 29 日に 1 号機、8 月 9 日に 2 号機、9 月 14 日に 1 号機の原子炉格納容器（以下、PCV）内ガスサンプリングを実施した。ここで、事故初期の燃料溶融の過程で放出された放射性物質のうち、半減期が長く放射エネルギーが支配的であるセシウム（Cs134：半減期約 2 年、Cs137：半減期約 30 年）の放射性物質の濃度を測定し、得られた結果に基づき原子炉格納容器ガス管理設備における設計用放射性物質の濃度を検討した。その結果、1～3 号機における設計用抽出ガス中の放射性物質の濃度として $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ （Cs134+Cs137）で十分と判断した。

2. サンプリング方法について

(1) 格納容器ガス抽出点について

図 2-1、図 2-2 にガス採取システムの概要図を示す。1 号機、2 号機とも本設の格納容器内酸素分析計ラックに仮設サンプリングラックを接続し、格納容器上部に位置する採取点からガスを採取し、格納容器中部に位置する採取点に戻す系統構成としている。

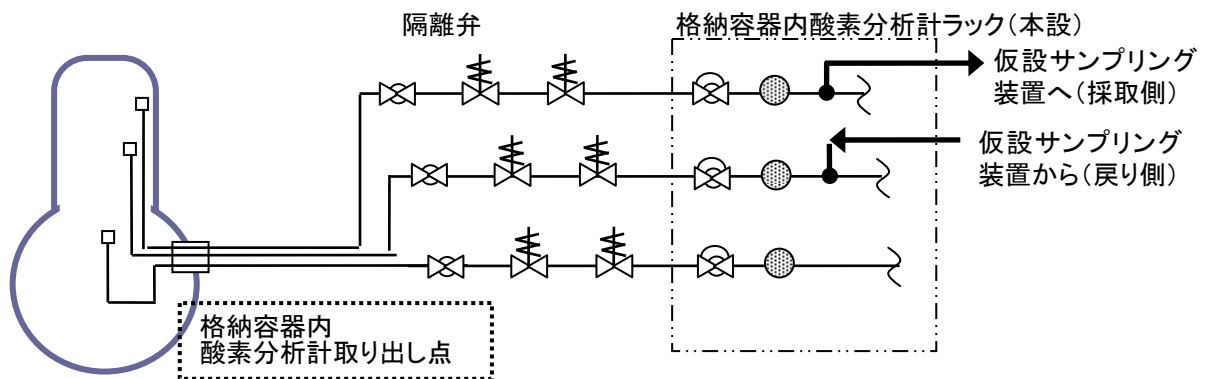


図 2-1 1号機ガスサンプリングにおけるガス採取システム概要図

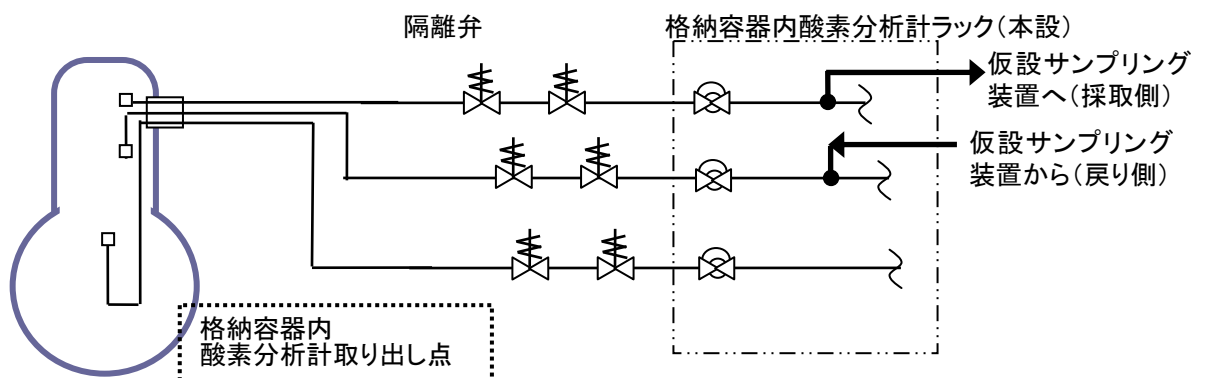


図 2-2 2号機ガスサンプリングにおけるガス採取システム概要図

(2) 仮設サンプリングラックについて

図 2-3、2-4 に仮設サンプリング (TYPE 1、TYPE 2) の概要図を示す。

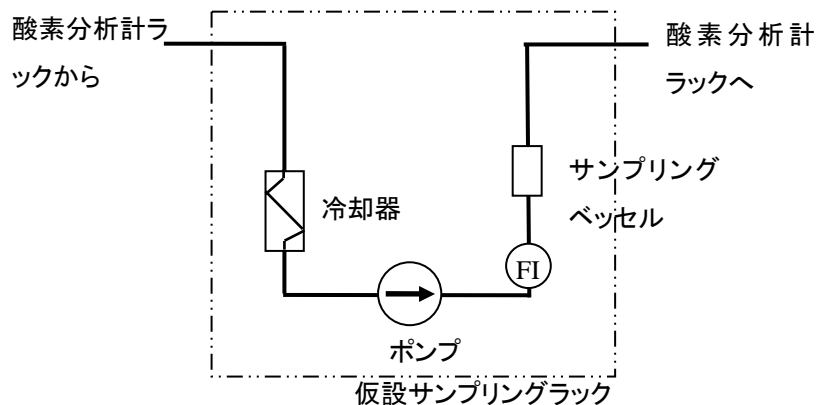


図 2-3 仮設サンプリングラック (TYPE 1) 概要図

TYPE 1 では仮設サンプリングライン内に設置されたサンプリングベッセル (約 10cc) の両端をバルブにて隔離・取り出し、容器移し替え用治具に接続・攪拌 (ここで空気で約 4 倍に希釈) したのち、シリンジで Ge 半導体検出器用ガスバイアル瓶に注入する手順となっている。また、サンプリング前後には窒素パージを行う手順となっている。

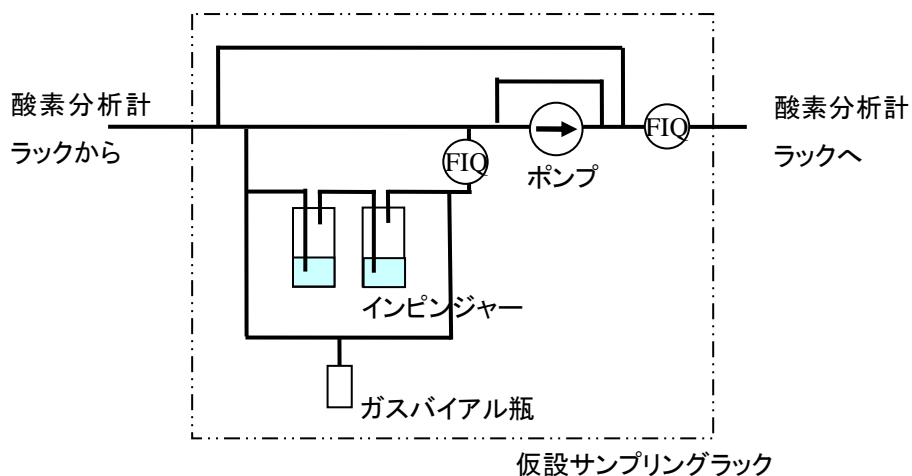


図 2-4 仮設サンプリングラック (TYPE 2) 概要図

TYPE 2 では仮設サンプリングライン内に設置され、予め水を張ったインピンジャー (約 350cc × 2) に通気することで溶解性の放射性物質を補足するとともに、発生し

た凝縮水を採取することができる。また、ガスバイアル瓶をラインに接続し、ガスを採取することができる。また、サンプリング前には窒素パージ及びバイパスラインを用いたブロー運転、サンプリング後に再度窒素パージを行う手順となっている。

(3) ガンマ線核種分析について

採取したガス、凝縮水はそれぞれ、ガスバイアル瓶（約 14.1ml）、マリネリピーカー（約 500ml）に入れ、福島第一 5/6 号ホットラボ内 Ge 半導体検出器を用いてガンマ線分析を行った。半導体検出器の測定エネルギー範囲と分解能はそれぞれ、約 50keV～2.0MeV、約 1.8%であり、測定目的に対して十分な範囲である。

3. 結果

3.1 凝縮水の採取状況について

7月29日に1号機格納容器内ガスをTYPE1の仮設サンプリングラックにて、8月9日に2号機格納容器内ガスをTYPE2の仮設サンプリングラックにて、9月14日に1号機格納容器内ガスをTYPE2の仮設サンプリングラックにて採取した。

7月29日(1号機、TYPE1ラック)のサンプリングでは、0.1L/minで2時間、1.0L/minで約30分通気したが、凝縮水が採取できなかった。これは、ポンプ容量が小さいため、蒸気は仮設サンプリングラックに到達するまでに凝縮、途中の配管最低部に滞留し、採取ポイントまで引ききれなかったと考えられる。

一方、8月9日(2号機、TYPE2ラック)のサンプリングでは、10L/minで通気した際にサンプリング装置入口ホース(テフロンチューブ)内に凝縮水が流れてくる様子を確認(蒸気成分が完全に凝縮し配管内にプラグ状に滞留)した。流量を調整し、インピンジャーにて凝縮水を採取し、ガスバイアル瓶にガスを採取した。

9月14日(1号機、TYPE2ラック)のサンプリングでは、前回1号機で凝縮水が採取できなかったことをうけて、ポンプ容量が大きく凝縮水を採取できる可能性が高いTYPE2の仮設サンプリングラックを用いて再サンプリングを実施した。約10～40L/minで数10分間循環運転をさせたところ、サンプリング装置入口ホース(以下、テフロンチューブ)内に凝縮水が流れてくる様子が確認でき、インピンジャーにて凝縮水を採取し、ガスバイアル瓶にガスを採取した。

3.2 放射性Csの濃度について

表3-1に採取凝縮水中の放射性物質の濃度測定値、表3-2に採取ガス中の放射性物質の濃度測定値を示す。また、得られた結果から、以下の換算式にてPCV内濃度を求めた結果を表3-3に示す。ここで、得られた凝縮水中及びガス中放射性物質の濃度から格納容器内の蒸気中及びガス中放射性物質の濃度に換算し、これらを格納容器内蒸気割合で加重平均をしたものをPCV内放射性物質の濃度としている。

【PCV 内放射性物質の濃度換算式】

PCV 気相部内セシウム濃度 C_{pcv}

$$C_{pcv} = \alpha \times C_1 + (1 - \alpha) \times C_2$$

水蒸気中セシウム濃度 C_1

$$C_1 = \frac{C_{water} \times \rho_{vapor}(T_{pcv})}{\rho_{water}(T_{sample})}$$

ガス中セシウム濃度 C_2

$$C_2 = \frac{C_{sampled\ gas} \times T_{sample}}{T_{pcv}}$$

ここで、

α : 蒸気割合 (= 飽和蒸気圧 / ドライウェル圧力とする)

C_{water} : 採取凝縮水中セシウム濃度 (測定値)

$C_{sampled\ gas}$: 採取ガス中セシウム濃度 (測定値)

T_{pcv} : PCV 内雰囲気温度

T_{sample} : 仮設サンプリングラック雰囲気温度

$\rho_{vapor}(T_{pcv})$: 温度 T_{pcv} における蒸気密度

$\rho_{water}(T_{sample})$: 温度 T_{sample} における水密度 (≈ 1)

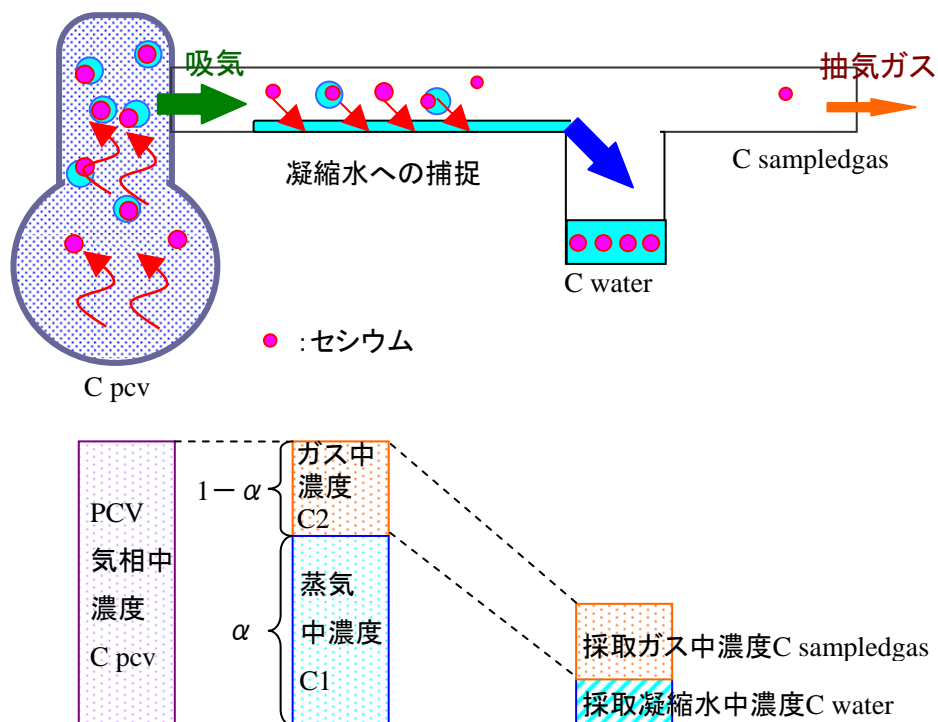


図 3-1 PCV 内濃度への換算模式図

表 3-1 採取凝縮水中放射性物質の濃度 (測定値)

核種 (半減期)		放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)		
		1号機 (9/14) 採取凝縮水	2号機 (8/9) 採取凝縮水	1号機 (7/29) 採取凝縮水
Cs-134 (約 2 年)	1セット目	3.8×10 ²	6.9×10 ²	
	2セット目	3.8×10 ²	3.1×10 ²	
	3セット目	3.4×10 ²	4.9×10 ²	
Cs-137 (約 30 年)	1セット目	4.2×10 ²	7.3×10 ²	
	2セット目	4.4×10 ²	3.2×10 ²	
	3セット目	4.2×10 ²	5.1×10 ²	
サンプリング環境温度		25℃	26℃	

表 3-2 採取ガス中放射性物質の濃度 (測定値)

核種 (半減期)		放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)		
		1号機 (9/14) 採取ガス	2号機 (8/9) 採取ガス	1号機 (7/29) 採取ガス
Cs-134 (約 2 年)	1セット目	2.8	N.D.	1.7×10 ¹
	2セット目	3.9	8.2×10 ⁻¹	
	3セット目	3.6	8.2×10 ⁻¹	
Cs-137 (約 30 年)	1セット目	3.4	7.0×10 ⁻¹	2.0×10 ¹
	2セット目	5.4	9.6×10 ⁻¹	
	3セット目	4.6	N.D.	
サンプリング環境温度		25℃	26℃	26℃

表 3-3 PCV 内放射性物質の濃度 (換算値)

核種 (半減期)		放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)		
		1号機 (9/14)	2号機 (8/9)	1号機 (7/29)
Cs-134 (約 2 年)	合計 (加重平均) *	1.6	4.4×10 ⁻¹	4.7~6.0※
Cs-137 (約 30 年)	合計 (加重平均) *	2.0	4.6×10 ⁻¹	5.5~6.9※
D/W 温度		85℃	107℃	96℃
D/W 圧力		124kPaa	127kPaa	133kPaa
蒸気割合		約 47%	約 100%	約 66%

*) 1セット目~3セット目の各採取凝縮水量で加重した平均値

※) 1号機 (7/29) は凝縮水が取れなかったため、ここでは1号機 (9/14) での実績を基に、凝縮水中放射性物質の濃度を Cs-134、Cs-137 についてそれぞれ実績値の 1/10~10 倍として 40~4000Bq/cm³ と仮定したときの値を記載している。

今回実施した1、2号機のサンプリング結果から、以下の知見が得られた。

- ・ ガス積算流量と採取凝縮水量から求めた蒸気割合は2号機で約90%、1号機で約22%であり、1号機と2号機での凝縮水の採取状況を比較すると、凝縮水の採取量から1号機のPCV内の蒸気量が少ないと考えられ、これはプラントパラメータ(D/W温度、圧力)の差、すなわち1号機の方がD/W温度が低く飽和蒸気圧が低い蒸気割合も小さくなることと整合する結果となっている。
- ・ 凝縮水中濃度と採取ガス中濃度の濃度比について、2号機(8/9採取)は約600、1号機(9/14採取)は約100という結果が得られた。この差はPCV内の蒸気割合の差によって、Csの存在形態(水蒸気の粒の表面に吸着または溶解し凝集した水溶液滴状)及び配管内での凝縮水発生量に違いが出ているためと考えられる。
- ・ 1号機の7月29日と9月14日のサンプリング結果を比較すると、7月より9月のセシウム濃度が低い結果となっているが、これは7月から9月にかけてD/W温度(代表としてベローシール部)が10℃程度下がったことにより、CsOHの蒸気圧は4～5倍低下しPCV内の沈着物からのセシウムの放出量が減少したためと推測される。

4. 原子炉格納容器ガス管理設備における設計放射性物質の濃度

4.1 原子炉格納容器ガス管理設備における設計放射性物質の濃度

今回のサンプリング結果から得られたPCV内セシウム濃度(1号機:約3.6Bq/cm³(9/14採取)、約10.2～12.9Bq/cm³(7/29採取)、2号機:約1.0Bq/cm³(8/9採取))から、PCV内雰囲気温度(PCV内蒸気割合)をパラメータとしたときの抽気ガス中セシウム濃度のシミュレーション結果を図4-1に示す。ここで、濃度比(=凝縮水中濃度/抽気ガス中濃度)は保守的に0としている。これは水蒸気中に含まれていた放射性セシウムが凝縮水に移行せずに全て排気ガスに含まれるという仮定であり、以下の点から保守的な扱いとなる。

- ・ 放射性セシウムは水溶性であり、蒸気粒の表面に吸着されたのち溶解して水溶液滴になり、液滴同士が衝突、凝集して成長した状態で存在し、これらは蒸気の凝縮とともに凝縮水へ移行すると考えられること。
- ・ 今回のサンプリング結果では濃度比として100程度が得られていること、また、PCV内蒸気割合が高くなるほど濃度比も高くなる傾向が得られていること。

以上のように、放射性セシウムが凝縮水に移行しないと仮定した場合の排気ガス中濃度は、図4-1に示すように最も高いケース(1号機の7月の測定値)でも100Bq/cm³程度である。

また、1号機の7月と9月のサンプリング結果を比較すると、9月の測定値が低い結果となっているが、7月29日からD/W温度(代表としてベローシール部)が10℃程度下

がっており、セシウムなどの代表的な化学形態である CsOH の蒸気圧が 4～5 倍下がることを鑑みると PCV 内の沈着物からのセシウムの放出量が減少したためと推測される。従って、原子炉格納容器ガス管理設備が稼働する今後の冷温停止状態においては 100Bq/cm³ を大きく超えるような追加放出はなく、原子炉格納容器ガス管理設備における設計濃度として 100Bq/cm³ とすることは妥当であると考えられる。

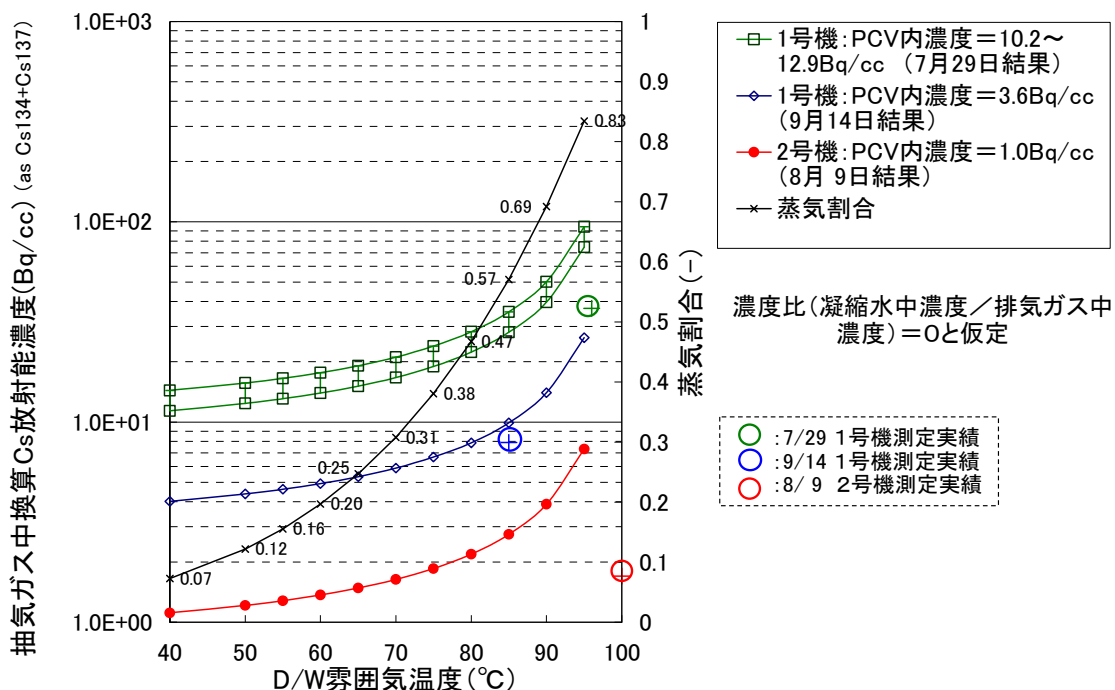


図 4-1 抽気ガス中セシウム濃度のシミュレーション結果

4.2 3号機の類似性について

事故初期の燃料溶融の過程で放出された Cs は、沈着や沈降等のメカニズムにより大部分が原子炉压力容器や原子炉格納容器、炉内構造物などに沈着、若しくは液相に移行していると考えられる。また、原子炉格納容器気相部及び液相部から相当の漏えいが示唆されていることから、格納容器気相部に存在する Cs は漏えいガスに伴い放出されていると考えられる。また、PCV 内の気相に存在する Cs は、主に沈着物等の再蒸発による追加放出によるものと考えられ、燃料の冷却状態を維持することによってその放出は抑制される。

3号機は炉心への注水を継続することにより RPV 温度、PCV 温度は減少し、安定して推移していることから 1、2号機と比べて特異的に大きくなるとは考えにくい、原子炉格納容器ガス管理設備の稼働開始時には、分岐配管より格納容器内部のガスをサンプリングし、放射性物質濃度を評価することとする。

以上

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて

1. 概要

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内のガスを抽出し、放射性物質を除去してから放出することで、環境へ放出される放射エネルギーを低減させる設備である。ここでは、当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※1を評価した。

その結果、放出する放射性物質の量は、1～3号機合計で、抽出した放射性物質の量の3千分の一以下になると評価した。

※1 フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

2. 評価条件

(1) 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると、図1に示すモデルとなる。なお、原子炉格納容器より抽出したガスは、除湿機により、ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが、ここでは保守的に、放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。

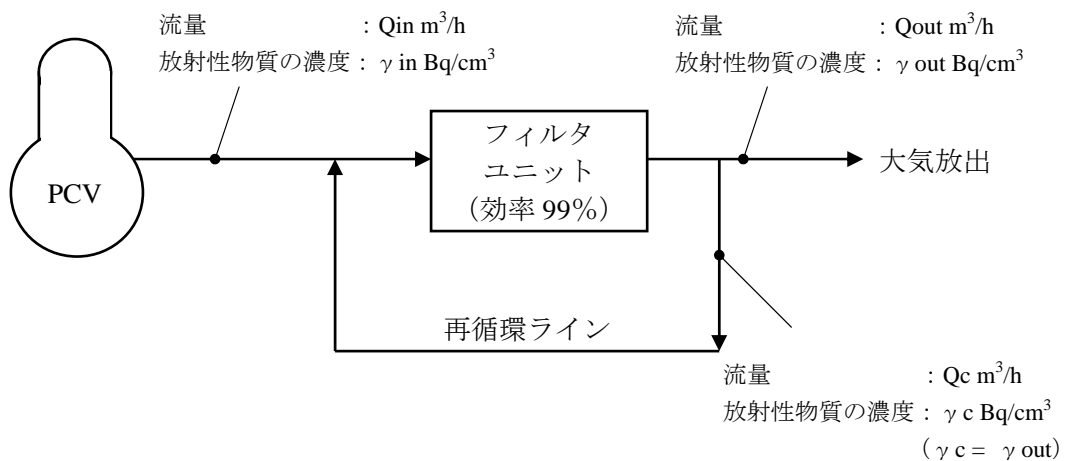


図1. 評価モデル

図1より、フィルタ前後の放射エネルギーの釣り合いは、下式となる。

$$(Q_{in} \cdot \gamma_{in} + Q_c \cdot \gamma_c) \cdot \frac{100 - 99}{100} = Q_{out} \cdot \gamma_{out} + Q_c \cdot \gamma_c \quad \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

図1より $\gamma_c = \gamma_{out}$ とし、上式を大気放出側の放射性物質の濃度 γ_{out} についてまとめると、下記で示される。

$$\gamma_{out} = \frac{1}{100 \cdot Q_{out} + 99 \cdot Q_c} \cdot Q_{in} \cdot \gamma_{in} \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

(2) 評価条件

評価条件を表1に示す。抽出側のガス流量 Q_{in} は、流量が大きいほど、評価上厳しくなる。また、原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して、原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから、抽出側のガス流量 Q_{in} は、抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって、流量 Q_{in} は、運転範囲を考慮し高温の 95°C とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度 γ_{in} については、添付資料-1「原子炉格納容器ガスサンプリング結果に基づく抽出ガスの放射性物質の濃度条件について」の通り、高濃度の 100 Bq/cm^3 とした。放出側の流量 Q_{out} については、放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると、放出時の放射性物質の濃度も高くなることから、保守的な条件として、放出ガス温度は冬場に 5°C に低下するとした。

3. 評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表2に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は、1～3号機合計で、抽出する放射エネルギー $3.83 \times 10^{10} \text{ Bq/h}$ を、 $1.2 \times 10^7 \text{ Bq/h}$ (3千分の一以下) に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から、1号機で $1/200$ 程度、2・3号機で $1/750$ 程度になるものと評価した。この1号機と2・3号機の違いは、排気ファンの仕様の違いによるものであり、排気ファンの容量に比例して再循環量 (流量 Q_c) が増加することから、放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス (流量 Q_{in}) の希釈割合が大きくなるためである。

4. 参考 (2号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績)

2号機原子炉格納容器ガス管理設備における試運転実績 (平成23年10月28日) は、放出放射エネルギー $1.47 \times 10^4 \text{ Bq/h}$ 、当該設備全体の効率 99.96% であり、表2の評価結果を十分に上回っている。(フィルタ入口側濃度 約 2.8 Bq/cm^3 、フィルタ出口側濃度 約 $9.23 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$)

以上

表 1. 評価条件

	1号機	2号機	3号機	備考
流量 Q_{in}	123 m ³ /h (15 Nm ³ /h)	130 m ³ /h (16 Nm ³ /h)	同左	抽出ガス温度 95℃条件
放射性物質の濃度 γ_{in}	100 Bq/cm ³	100 Bq/cm ³	同左	
流量 Q_{out}	15.3 m ³ /h (15 Nm ³ /h)	16.4 m ³ /h (16 Nm ³ /h)	同左	大気放出ガス温度 5℃条件
流量 Q_c	234.7 m ³ /h	983.6 m ³ /h	同左	排気ファン流量による (1号機 250m ³ /h、2、 3号機 1,000m ³ /h)
(参考) 抽出する放射性物 質の量 $Q_{in} \times \gamma_{in}$	1.23×10^{10} Bq/h	1.30×10^{10} Bq/h	同左	1～3号機合計 3.83×10^{10} Bq/h

表 2. 評価結果

	1号機	2号機	3号機	備考
原子炉格納容器ガス管理設備か ら放出される放射性物質の濃度 γ_{out}	0.497 Bq/cm ³	0.132 Bq/cm ³	同左	—
原子炉格納容器ガス管理設備か ら放出される放射性物質の量 $Q_{out} \cdot \gamma_{out}$	7.6×10^6 Bq/h	2.2×10^6 Bq/h	同左	1～3号機合計 1.2×10^7 Bq/h
原子炉格納容器ガス管理設備全 体の効率 $\left\{ \left(1 - \frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}} \right) \cdot 100 \right\}$	99.503 %	99.868 %	同左	—

以上

2号機 原子炉格納容器ガス管理設備から放出された
希ガスによる被ばく評価結果について

2号機原子炉格納容器ガス管理設備の出口の測定結果から、希ガスの放出による被ばく評価を行った。評価は、原子炉設置許可申請書 添付書類六に示す事故時安全評価に使用した相対濃度を用いて、この濃度で1年間放出が続くと仮定して算出したものである。

なお、計算に用いる原子炉格納容器ガス管理システム出口の放射性物質の濃度については、チャコールフィルタにて採取した測定結果とガスサンプリングにて測定した結果から捕集倍率を求め、それぞれの核種に乗ずることにより、放射性物質の濃度評価値とした。

その結果、年間被ばく線量は敷地境界の最大で約0.0001ミリシーベルト/年であり、法令の濃度限度1ミリシーベルト/年に比べても十分低いと評価される。

なお、年間の1～3号機格納容器からのセシウムによる年間被ばく線量評価値（11/17 道筋会見時 約0.1ミリシーベルト/年）に比べても十分低いと評価される。

(計算結果)

検出核種	測定データ CHフィルタ (11/2)	捕集倍率	放射性物質の濃度 評価値	換気流量	γ線実効エ ネルギー	相対線量 (0.5MeV換 算)D/Q	敷地境界に おける実効 線量ける実 効線(最大値)	
	濃度(Bq/cm3)						m3/h	MeV
Kr-85	5.3E-01	1.8E+03	9.5E+02	14	0.0022	2.4E-19	1.2E-01	
Xe-131m	6.1E-04	1.8E+03	1.1E-00	14	0.02	2.4E-19	1.3E-03	
Xe-133	-	1.8E+03	-	14	0.045	2.4E-19	-	
Xe-135	1.7E-05	1.8E+03	3.1E-02	14	0.25	2.4E-19	4.6E-04	
合計							0.12	μSv/年
(計算式)							0.00012	mSv/年

$$\text{実効線量}(\mu\text{Sv}/\text{年}) = \text{放射性物質の濃度評価値} \times 10^6 \times \text{換気流量} \times \gamma\text{線実効エネルギー} / 0.5(\text{MeV}) \\ \times \text{相対線量} \times 10^6 \times 8760(\text{時間}/\text{年})$$

以上

1号機原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

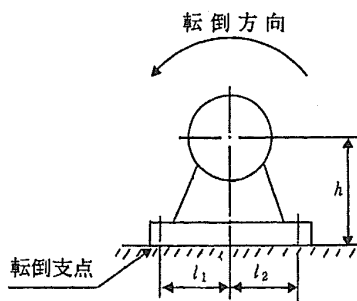
1. 排気ファンの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

排気ファンについては、工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し、異常がないことを確認しており、排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

(2) 耐震性

排気ファンの耐震性評価として、「JEAG4601(1987年度)」を準用し、ファン基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については、共用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当りでの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。



- C_H : 水平方向設計震度
- C_p : ファン振動による震度
- M_P : ファン回転により働くモーメント
- l_1 : 軸心と基礎ボルト間の距離
- l_2 : 軸心と基礎ボルト間の距離($l_1 \leq l_2$)
- d : 基礎ボルトの呼び径
- n : 基礎ボルトの本数
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- h : 据付面から重心までの距離
- W : 据付面に作用する重量
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積

$$\text{ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{W(C_H + C_p) \cdot h + M_P - W(1 - C_p) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q_b = W(C_H + C_p)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

表-1 排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A、 B	引張	5	174
		せん断	2	133

2. フィルタユニットの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

フィルタユニットについては、最高使用圧力 0.35MPa に対し、工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し、破損等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601(1987年度)」を準用し、1.(2)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、共用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-2参照)。

表-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A、 B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

3. 管の構造強度および耐震性

(1) 構造強度

配管については、「設計・建設規格(2005年版)」に基づき、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、十分な構造強度を有していると評価している(表-3参照)。

表-3 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	4.5	0.5
	5.5	0.5
	6.0	0.5
	7.1	0.5

(2) 耐震性

a. 評価条件

配管は、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については地震により管軸方向は動かないものとし、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は、0.21Gとする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$S_s = \alpha S_w \quad (1)$$

S_s : 地震による応力

α : 水平方向震度

S_w : 自重による応力

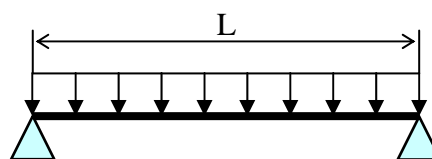
ここで、
$$S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力

L : サポート支持間隔

Z : 断面係数

w : 等分布荷重



両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また、崩壊制限に「JEAG4601（1984年度）」を準用し、供用状態Dの場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (2)$$

S_p : 内圧による応力

S_w : 自重による応力

S_s : 地震による応力

S : 内圧、自重、地震による応力

α : 水平方向震度

従って、上記(2)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、

配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 S_w が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

- ・内圧による応力 $S_p=10$ MPa、許容応力を STPT370 (100°C) の $0.9S_u=315$ MPa とし、(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (3)$$

- ・継手がある場合には、応力係数も存在する。応力係数を 3 とし、以下となる。

$$S = S_p + (1 + \alpha)S_w \times 3 = 156 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (4)$$

以上

2・3号機原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

1. 排気ファンユニットの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

排気ファンについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（鉚アンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（2、3号機：0.21G）による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。

表-1 排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震 C クラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2、3	A	引張	作用しない	200
		せん断	158	200
	B	引張	作用しない	200
		せん断	167	200

ボルトに作用するせん断力： $Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$

ボルトに作用する引張力： $F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$

C_H ：水平方向設計震度

m ：機器の運転時質量

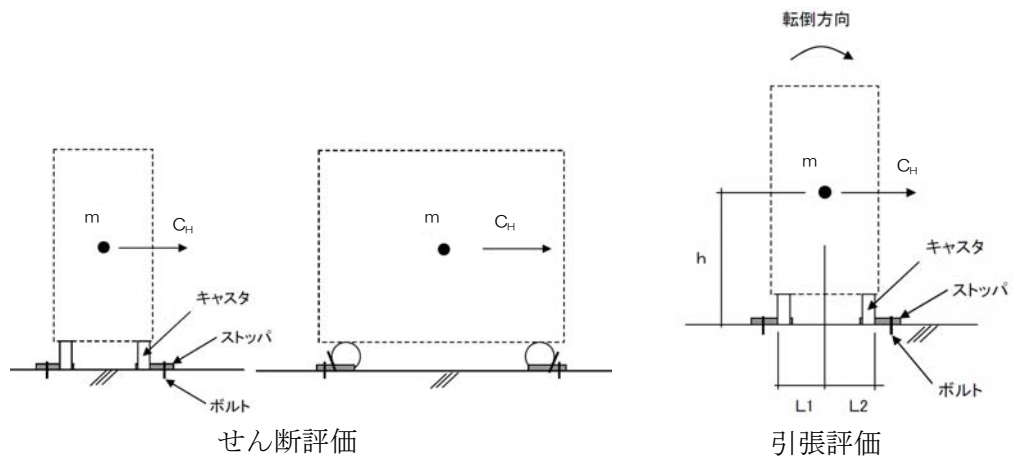
h ：重心高さ

L_1 、 L_2 ：重心とボルト間の水平距離($L_1 \leq L_2$)

n_f ：評価上引張力を受けるボルト本数

n ：評価上せん断力を受けるボルト本数

g ：重力加速度



b. キャスタ乗り上げ評価

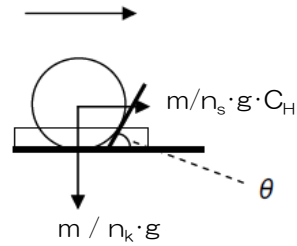
キャストが回転する方向に対し、地震力によりキャストがストップ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り越え最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャストの乗り越えは発生しないことを確認した (表-2 参照)。

表-2 排気ファンユニットのキャスト乗り上げ評価結果

号機	系統	ストップ角度	乗り越え最大角度
2、3	A、B	60°	約 23°

乗り越えないためのストップ角度： $\theta \geq \tan^{-1} \left(\frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left(\frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$

乗り上げ方向



C_H : 水平方向設計震度
 n_k : キャスタ数量
 n_s : 乗り上げ荷重を受け止めるストッパの最小数量

キャスタ乗り上げ評価

2. フィルタユニットの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

フィルタユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ(車輪止め)で防止し、ストッパをボルト(鉚アンカ)で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、1.(2)と同様、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2、3号機:0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-3参照)。

表-3 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2、3	-※	引張	作用しない	200
		せん断	169	200

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-4 参照）。

表-4 フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2、3	—※	60°	約 23°

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

3. 放熱器ユニットの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

放熱器ユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、放熱器ユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（鉚アンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、1. (2)と同様、ボルトの強度が確保されること、及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力(2、3号機：0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5 参照）。

表-5 放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2、3	A、B	引張	作用しない	200
		せん断	149	200

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約37°と計算され、実際の据え付け角度60°より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-6 参照）。

表-6 放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2、3	A、B	60°	約37°

4. 管の構造強度および耐震性

4.1. 鋼管及び鋼板ダクト

(1) 構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては、「設計・建設規格(2005年版)」を準用し、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する（表-7 参照）。

表-7 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	2.0	0.5
	2.8	0.5
	3.5	0.5
	3.8	0.5
	4.0	0.6
	6.5	0.6
角型	5.0	0.8

(2) 耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

4.2. ダクトホース

(1) 構造強度

ダクトホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

ダクトホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

4.3. フレキシブルホース

(1) 構造強度

フレキシブルホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

フレキシブルホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

以上

1.2. 原子炉格納容器内の監視

1.2.1. 概要

1.2.1.1 現状及び中期の見通し

現在、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉格納容器は、原子炉への注水を継続することにより燃料を冷却し、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器内への窒素封入を継続することにより水の放射線分解で発生する水素濃度を抑制している。また、原子炉格納容器内ガスの核分裂生成物の分析によって、原子炉格納容器内の放射性物質濃度の確認（1、2号機）や未臨界維持の確認（2号機）を行っている。このような現状を踏まえて、以下の項目が原子炉格納容器内の監視項目として挙げられる。

- a. 原子炉格納容器内の冷却状態
- b. 原子炉格納容器内の不活性雰囲気維持
- c. 原子炉格納容器内の気体状放射性物質濃度
- d. 原子炉格納容器内の未臨界維持

原子炉格納容器内の冷却状態については、原子炉注水系の監視と原子炉格納容器内の温度計と圧力計によって監視されている。温度計については、事故後の過酷条件下で一定の影響を受けているものの、事故後の状態変化に対応した挙動を示していること、また、その信頼性は冷温停止状態での監視に支障を及ぼす程度ではないことを確認している。圧力計については、順次、仮設計器の設置や計器校正を実施しているところであり、1号機は校正を行い、2、3号機は校正未実施であるが窒素封入圧力計との比較により正しい値を示していることを確認している。なお、3号機の指示値はほぼ大気圧を示している状況である。

原子炉格納容器の不活性雰囲気維持については、格納容器内雰囲気モニタで水素濃度を直接測定できていないものの、窒素封入を維持することによって水素濃度が抑制されていることを監視しており、また、2号機においては原子炉格納容器ガス管理設備によって排気ガス中の水素濃度を監視している。

原子炉格納容器の気体状放射性物質濃度については、1号機と2号機においては原子炉格納容器のガスサンプリングによって測定した実績があり、2号機においては原子炉格納容器ガス管理設備によって監視を行っている。また、原子炉格納容器からの放射性物質の放出状況については、モニタリングポストや原子炉建屋上部のダスト濃度測定によって監視している。

原子炉格納容器内の未臨界維持については、原子炉圧力容器周辺温度の連続的な監視を基本として、原子炉格納容器ガス管理設備稼働後は放射線検出器により短半減期希ガスを連続的に監視する計画としている。同検出器設置までは、原子炉格納容器ガス管理設備の分岐配管からのガスサンプリングで短半減期希ガスを定期的に監視し

ている。

時間の経過に伴って燃料の崩壊熱の減衰とともに放射線の総エネルギーも減少し、冷却状態等の維持に必要な注水量や窒素封入量は減少する方向であるため、今後3年間にわたり冷却状態等の原子炉格納容器内の監視を、現状の設備を用いて実施することは可能であると考えられる。

1.2.1.2 基本的対応方針及び中期的計画

原子炉格納容器内の監視は、以下を基本的対応方針とする。

- a. 原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できること
- b. 原子炉格納容器内の不活性雰囲気維持を適切に監視できること
- c. 原子炉格納容器内の気体状放射性物質濃度を適切に監視できること
- d. 原子炉格納容器内の未臨界の維持を適切に監視できること

なお、原子炉格納容器の抽気設備以外からの気体状放射性物質の放出状況の適切な監視については、原子炉建屋上部や開口部等におけるダスト濃度測定によってその放出状況を監視することとしている。

今後は現状の設備に加えて、原子炉格納容器ガス管理設備による監視を追加する計画としている。また、現時点で実施できていない原子炉圧力容器の水位計の校正などについては、作業環境が整い次第実施することとしている。

1.2.2. 監視方針

1.2.2.1 原子炉格納容器内の冷却状態

原子炉格納容器内の燃料は原子炉への注水を継続することによって冷却されており、冷却状態の監視は原子炉格納容器内の温度計によって連続的に行い、原子炉格納容器内温度に全体的に著しい温度上昇傾向がないことを確認する。（「原子炉圧力容器・格納容器注水設備」参照）

また、冷却状態の補足的な確認手段として原子炉格納容器の圧力、水位、原子炉圧力容器の水位についても監視していくこととする。

1.2.2.2 原子炉格納容器内の不活性雰囲気維持

原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する水素濃度は窒素封入によって抑制されている。水の放射線分解は崩壊熱の減衰とともに放射線の総エネルギーも減少し、また、燃料の冷却状態が維持されていれば水ジルコニウム反応による追加的な水素発生の可能性はないことから、原子炉格納容器内の水素濃度の変動は小さい。従って、窒素封入が維持されていることを監視することで、原子炉格納容器内の水素濃度が抑制されていることを確認する。

さらに、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は排気口部に設置される水素濃度計及び酸素濃度計によって、原子炉格納容器内ガスの水素濃度及び酸素濃度を監視し可燃限界以下であることを確認する。（「原子炉格納容器内窒素封入設備」参照）

1.2.2.3 原子炉格納容器内の気体状放射性物質濃度

原子炉格納容器内の気体状放射性物質濃度は、放出される放射性物質として、半減期や放出されやすさから支配的であるセシウムに着目する。原子炉格納容器ガス管理設備稼働開始時または開始前に、原子炉格納容器内ガスを採取し放射性物質濃度測定を行う。その後は、燃料の冷却状態が維持されていれば状態に大きな変化はないことから、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は排気口部に設置された放射線モニタによって、原子炉格納容器内から放出される放射性物質に異常な上昇傾向がないことを連続的に監視する。

気体状放射性物質として希ガスについては、これまでのガス採取による放射性物質濃度測定において検出されている長半減期希ガス（Kr-85、半減期約 11 年）に着目し、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は、希ガスを検出できる放射線検出器によりその異常な上昇傾向がないことを連続的に監視する計画としている。

1.2.2.4 原子炉格納容器内の未臨界の維持

未臨界の維持の監視としては、原子炉圧力容器周辺温度の連続的な監視を基本として、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は、短半減期希ガスを検出できる放射線検出器によりその有無を連続的に監視する計画としている。同放射線検出器設置までは、原子炉格納容器ガス管理設備の分岐配管からガスをサンプリングすることで 1 週間に 1 回短半減期希ガス発生の有無を確認する。（「原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備」参照）

1.2.3. 監視項目

1.2.3.1 原子炉格納容器内温度

(1) 監視の目的

(a) 冷却状態の確認

原子炉格納容器からの気体状放射性物質の放出は、事故初期の燃料溶融の過程で放出された揮発性の放射性物質が主に原子炉格納容器内の沈着物の再蒸発によって原子炉格納容器内気相部に放出され、蒸気等の漏えいガスまたは原子炉格納容器ガス管理設備の排気に伴って原子炉格納容器外へ放出されているものと考えられる。従って原子炉格納容器からの気体状放射性物質の放出抑制のため、原子炉圧力容器を含む原子炉格納容器内の燃料の冷却状態を維持されていることの確認として、原子炉格納容器内の雰囲気温度を監視する。

(b) 未臨界の維持の確認

未臨界の維持の確認として、原子炉圧力容器周辺温度を監視する。（「原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備」参照）

(2) 監視の状況

① 1号機～3号機

既設の温度計により監視を行っている。

温度計は事故後の過酷条件下で一定の影響を受けているものの、事故後の状態変化に対応した挙動を示していること、また、その信頼性は冷温停止状態での監視に支障を及ぼす程度ではないことを確認している。（「原子炉圧力容器・格納容器注水設備」参照）

(3) 監視方法

(a) 冷却状態の確認

1.2.4 に示す原子炉格納容器内の温度計の指示値を記録計（デジタルレコーダーを含む）により採取し定期的に記録する。ただし、計器不良と判断されたものについては除外する。指示値はデジタルレコーダによる伝送データによって免震重要棟においても確認できる。採取されたデータにより、原子炉格納容器内温度に全体的に著しい温度上昇傾向がないことを確認する。

ここで、温度計は計器の不良や測定位置も考慮し、監視対象として選定された複数個の温度計を相互に比較参照し、総合的に判断する。

(b) 未臨界状態の維持の確認

未臨界の維持の確認として、原子炉圧力容器周辺温度の温度上昇率を監視する。（「原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備」参照）

(4) 計測範囲

原子炉圧力容器・格納容器注水設備の異常時の評価においては、原子炉注水の流量低下や注水ポンプの電源喪失では検知できない場合を想定し、100℃程度の温度上昇を検知し注水再開の処置をすることとしている。この場合、7時間の注水停止により上部構造材温度は約170℃まで上昇するため、原子炉格納容器内の雰囲気測定する温度計の計測範囲として約200℃程度まで測定できるものとする。

なお、構成部品の耐熱試験を実施した結果、熱電対に関しては仕様を超える環境下でも起電力を発生することを確認している（「原子炉圧力容器・格納容器注水設備」参照）。この場合、必ずしも正確な指示を示さない場合もあると考えられるが、指示を出している限り傾向監視はできると考えられ、複数の計器の指示値を相互に比較参照し、総合的に判断する。

1.2.3.2 原子炉格納容器圧力

(1) 監視の目的

原子炉格納容器圧力は、発生蒸気量及び窒素封入量と原子炉格納容器からの漏えいする気体の量、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は抽気する量とがバランスしたところで、ある圧力を保っている。原子炉格納容器内の冷却状態の補足的な確認手段の一つとして、圧力に異常な上昇傾向がないことを監視する。

(2) 監視の状況

① 1号機

既設の原子炉格納容器圧力計（現場指示計・免震重要棟モニタ）にて監視を行っている。既設計器のうち、現場圧力指示計は震災以降に校正を行っており、正しい値を示していると考ええる。また、免震重要棟モニタについても現場指示計との比較により正しい値を示していると考ええる。

② 2／3号機

既設の原子炉格納容器圧力計（免震重要棟モニタ）にて監視を行っている。既設計器は校正を実施していないが、震災後に設置した窒素封入圧力計から圧力損失分を差し引いた値との比較により、正しい値を示していると考ええる。

(3) 監視方法

1.2.4 に示す原子炉格納容器圧力計の指示値を記録計（デジタルレコーダーを含む）により採取し定期的に記録する。ただし、計器不良と判断されたものについては除外する。指示値はデジタルレコーダによる伝送データによって免震重要棟においても確認できる。ここで、圧力計は計器の不良や計測範囲、校正実施の有無も考慮して監視対象計器を選定する。採取されたデータにより、原子炉格納容器内の圧力の変動状況を確認する。

(4) 計測範囲

原子炉格納容器内の雰囲気温度や蒸気の発生・凝縮量、窒素封入量やガス管理設備による抽気量の増減、注水量変化に伴う格納容器内水位の変動、格納容器からの漏えい量の変動によって、原子炉格納容器内の圧力は変動するが、通常、原子炉格納容器の空間体積に対して気体の変化量は大きくないため、その変動は緩やかなものである。従って、計測範囲はこれまでの測定実績から 150kPaa 程度までとする。

なお、異常時として原子炉への注水が停止することを想定すると、燃料温度が

上昇し蒸気発生量が増加するが、このような異常は温度の監視によって検知される。原子炉格納容器圧力については、原子炉格納容器の漏えい状態に応じた応答が現れると考えられ、参考として傾向を監視する。

1.2.3.3 原子炉圧力容器水位

(1) 監視の目的

原子炉圧力容器内の注水状況の把握のため、また、圧力容器の冠水が確認できれば冷却状態の傍証のひとつとして有効であるため、原子炉圧力容器水位を監視する。ただし、現状注水量に対して漏えい量が大きく、燃料域に水位が形成される見通しがないが、この場合でも、原子炉圧力容器周辺温度が 100℃以下であれば、十分に除熱されている状態と考えられる。

(2) 監視の状況

① 1号機

既設の原子炉水位計（燃料域）に加え、震災後に設置した仮設差圧計（現場指示計）の指示値を換算することで監視している。

既設の原子炉水位計ならびに震災後に設置した計器は 5 月に校正済みであり、信頼性の高い値を示していると考えている。

11 月現在の 1 号機の原子炉水位はダウンスケール（燃料有効頂部－300cm 以下）である。

② 2号機

既設の原子炉水位計（燃料域）にて監視している。計器校正を実施しておらず絶対値の信頼度は低いものの、傾向監視は実施できている状況である。

水位については、6 月に既設原子炉水位計に仮設計器を設置し、水位計の計装配管および基準面器への水張りを実施した際の瞬時値、およびその後の推移よりおおよそ燃料有効頂部－500cm 以下と推定された。また、水張り後に原子炉格納容器内計装配管中の水が蒸発したと思われる挙動を示した。さらに、10 月に水位計の計装配管および基準面器への水張りを実施したが、基準面器側は一定の値を示したものの原子炉側の原子炉格納容器内計装配管中の水が蒸発したと思われる挙動を示した。

既設水位計の校正は実施できていない状況であるが、今後は作業環境が整ったのち校正を実施することとしている。

③ 3号機

既設の原子炉水位計（燃料域）にて監視している。計器校正を実施しておらず絶対値の信頼度は低いものの、傾向監視は実施できている状況である。

計器校正については、作業場所の放射線量が極めて高く、現在実施不可能

な状況であるが、今後は作業環境が整ったのち校正を実施することとしている。

(3) 監視方法

1.2.4 に示す原子炉圧力容器水位計の指示値を記録計（デジタルレコーダーを含む）により採取し定期的に記録する。指示値はデジタルレコーダによる伝送データによって免震重要棟においても確認できる。ここで、水位計は計器の不良や校正実施の有無も考慮して監視対象計器を選定する。採取されたデータにより、原子炉圧力容器内の水位の状況を確認する。

(4) 計測範囲

原子炉圧力容器水位計のうち最も低いレベルまで計測できる燃料域水位計（1号機：燃料有効頂部基準－300～500cm、2、3号機：燃料有効頂部基準－370～500cm）とする。

1.2.3.4 原子炉格納容器水位

(1) 監視の目的

原子炉格納容器内の冷却状況の把握のため、また、原子炉格納容器水位がドライウエル床面以上に形成されていることを確認することは格納容器底部の冷却状態の傍証のひとつとして有効であるため、格納容器水位の傾向を監視する。

なお、必ずしも格納容器水位の形成が確認されるわけではないが、燃料が圧力容器から格納容器に落下して格納容器底部で堆積している場合でも、原子炉圧力容器へ注入された冷却水は最終的には格納容器底部に達して燃料の冷却が行われ、十分に除熱されている状態と考えられる。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の取り出し配管が水没しないよう監視する。

(2) 監視の状況

① 1号機

窒素封入圧力と格納容器圧力の差圧換算による監視を行っている。

11月現在の水位はダウンスケール（OP.6,700以下）である。

なお、窒素封入圧力計については、現在原子炉圧力容器への窒素封入ラインの増設に伴い新たに計器の取り付けを計画しており、取り付け後、平成23年12月中旬より監視を再開することとしている。（表1-2-1）

② 2号機

RHRポンプの吐出圧力と格納容器圧力の差圧換算による監視を行っている。しかしながら、注水量の増減に対して明確に追従した指示値を示してい

ることが確認できておらず、RHRポンプの吐出圧力計について配管内で溜ったエア等が指示値に影響を及ぼしている可能性が考えられている。エア一抜き作業は高線量環境下で困難であるため、今後代替手段について検討していくこととする。

③ 3号機

圧力抑制室の圧力と格納容器圧力の差圧換算により監視を行っている。

絶対値の信頼度は低いですが、注水量の増減に対して追従した指示値を示していることから傾向監視ができており、11月現在の水位は OP.11,000～13,000 付近で安定的に推移している。

(3) 監視方法

1.2.4 に示す原子炉格納容器の水位計算の基となる圧力計指示値を記録計により採取し、換算式によって水位を評価する。指示値はデジタルレコーダによる伝送データやウェブカメラによって免震重要棟においても確認できる。絶対値の信頼度は低いことから参考値として定期的に記録し、原子炉格納容器内の水位の状況を確認する。

(4) 計測範囲

原子炉格納容器の水位を計測する計器がないことから、代替として圧力計指示値の換算によって水位を推定している。水位換算によって推定できる水位の範囲は1.2.4 に示す通りであり、推定範囲以上に水位が形成されればドライウエルの床面に水位が形成されていることが確認できる。

1.2.3.5 原子炉格納容器内雰囲気ガス濃度

(1) 監視の目的

原子炉格納容器内ガスの水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃限界以下であることを確認する。

(2) 監視の状況

① 1号機

原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度計及び酸素濃度計により計測する計画としている。

② 2号機

原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度計により計測している。また、酸素濃度計を増設し計測する計画としている。

③ 3号機

原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度計及び酸素濃度計により計測する計画としている。

(3) 監視方法

1.2.4 に示す水素濃度計及び酸素濃度計の指示値を記録計により採取し定期的に記録する。指示値は伝送データやウェブカメラによって免震重要棟においても確認できるものとする。採取されたデータにより、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界以下であることを確認する。ただし、酸素濃度については原子炉格納容器ガス管理設備における外気のインリークの影響があるため、原子炉格納容器内の酸素濃度としては参考扱いとする。

(4) 計測範囲

異常時として窒素封入が停止することを想定すると、窒素封入停止時においても水素の可燃限界に至る前に窒素封入が再開できるとしている。また原子炉注水停止時に窒素封入が停止した場合でも、原子炉冷却が促進される状況下において水素の急激な燃焼を防止することを目的として、水素・酸素濃度が可燃限界に達する懸念が顕在化する前に原子炉格納容器に窒素を封入することとしており（「原子炉格納容器内窒素封入設備」参照）、水素濃度計の計測範囲として可燃限界値（4%）まで測定できるものとする。

酸素濃度については原子炉格納容器ガス管理設備における外気のインリークの影響も考慮した範囲まで測定できるものとするを計画している。

1.2.3.6 気体状放射性物質濃度

(1) 監視の目的

原子炉格納容器内の放射性物質濃度を把握するため、放出される放射性物質として、半減期や放出されやすさから支配的であるセシウムに着目し、粒子状放射性物質濃度を監視し、異常な上昇傾向がないことを確認する。また、これまでのガス採取による放射性物質濃度測定において検出されている長半減期希ガス（Kr-85、半減期約 11 年）に着目し、気体状放射性物質濃度を監視し、異常な上昇傾向がないことを確認する。

(2) 監視の状況

(a) 粒子状放射性物質

① 1号機

仮設サンプリングラックにて原子炉格納容器内のガスの放射性物質濃度を計測した（7月、9月）。その後は原子炉への注水が継続的に実施され、冷却

状態が維持されていることから、大きな変動はないものと考えられる。

また、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時の放射線モニタ（排気計測用）により排気ガスの放射性物質濃度を連続的に計測する計画としている。

① 2号機

仮設サンプリングラックにて原子炉格納容器内のガスの放射性物質濃度を計測した（8月）。また、原子炉格納容器ガス管理設備稼働開始時に分岐配管より原子炉格納容器内のガスをサンプリングし、放射性物質濃度を計測したが、大きな変動は生じていない。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線モニタ（排気計測用）により排気ガスの放射性物質濃度を連続的に計測している。

② 3号機

原子炉格納容器ガス管理設備の稼働開始時に分岐配管より格納容器内部のガスをサンプリングし、放射性物質濃度を計測する計画としている。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線モニタ（排気計測用）により排気ガスの放射性物質濃度を連続的に計測する計画としている。

(b) 長半減期希ガス

① 1号機

仮設サンプリングラックにて原子炉格納容器内のガスの放射性物質濃度を計測した（7月、9月）が、希ガスは検出限界未満であった。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより長半減期希ガス核種（Kr-85）を連続的に計測する計画としている。

① 2号機

仮設サンプリングラックにて原子炉格納容器内のガスの放射性物質濃度を計測した（8月）。また、原子炉格納容器ガス管理設備稼働開始時に分岐配管より原子炉格納容器内のガスをサンプリングし、放射性物質濃度を計測した。バイアル瓶に採取したガス中濃度として $10\sim 1000\text{Bq/cm}^3$ 程度の Kr-85 が観測されている。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより長半減期希ガス核種（Kr-85）を連続的に計測する計画としている。

② 3号機

原子炉格納容器ガス管理設備の稼働開始時に分岐配管より格納容器内部のガスをサンプリングし、放射性物質濃度を計測する計画としている。

また、原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより長半減期希ガス核種（Kr-85）を連続的に計測する計画としている。

(3) 監視方法

(a) 粒子状放射性物質

原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は、1.2.4 で示す放射線モニタ（排気計測用）の指示値を監視モニタにより採取し定期的に記録する。指示値は伝送データやウェブカメラによって免震重要棟においても確認できるものとする。採取されたデータにより、粒子状放射性物質濃度の変動を確認する。

(b) 長半減期希ガス

原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は、1.2.4 で示す希ガスモニタにより測定される Kr-85 の放射性濃度（検出限界放射能濃度）を、モニタ設備により採取し定期的に記録する。指示値は伝送データやウェブカメラによって免震重要棟においても確認できるものとする。採取されたデータにより、長半減期希ガス濃度の変動を確認する。

(4) 計測範囲

(a) 粒子状放射性物質

原子炉格納容器ガス管理設備に設置される放射線モニタ（排気計測用）の計測範囲は粒子状放射性物質濃度の変動の確認として十分な範囲を有するものとする。

一方、異常時として原子炉への注水が停止し燃料温度が上昇することを想定すると、原子炉内の燃料温度が上昇し、核分裂生成物が環境に再放出される可能性があるが、このような異常は温度の監視によって検知される。放出放射能については、継続して原子炉格納容器ガス管理設備で監視する。ただし、当該設備は、抽出ガス温度が約 100°C になる前に運転を停止することから、設備停止後は、原子炉建屋上部や開口部等におけるダスト濃度測定やモニタリングポストによってその放出状況を監視する。

(b) 長半減期希ガス

長半減期希ガスである Kr-85 については、事故初期の燃料溶融の過程で放出され格納容器内で残留していたものが検出されていると考えられる。Kr-85 は格納容器内からの排気に伴い減少する方向であること、再臨界によって生成される量は短半減期希ガスに比べて非常に小さいことから、格納容器内ガスサンプリング等の測定実績を超えるような上昇がないことを検知できるものとする。

1.2.3.7 未臨界の維持（短半減期希ガス）

(1) 監視の目的

再臨界の監視として、短半減期希ガス（主に Xe-135、半減期約 9 時間）の発生の有無を確認する。

(2) 監視の状況

① 1号機

原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより希ガス核種（主に Xe-135）を連続的に計測する計画としている。

② 2号機

原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより希ガス核種（主に Xe-135）を連続的に計測する計画としている。ただし、希ガスモニタ設置前までは、原子炉格納容器ガス管理設備の分岐配管からガスを採取し、5/6号ホットラボの Ge 半導体検出器により希ガス核種の有無を定期的に確認している。

③ 3号機

原子炉格納容器ガス管理設備の希ガスモニタにより希ガス核種（主に Xe-135）を連続的に計測する計画としている。ただし、希ガスモニタ設置前までは、原子炉格納容器ガス管理設備の分岐配管からガスを採取し、5/6号ホットラボの Ge 半導体検出器により希ガス核種の有無を定期的に確認する計画としている。

(3) 監視方法

原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は、1.2.4 で示す希ガスモニタにより測定される Xe-135 の放射性濃度（検出限界放射能濃度）を、モニタ設備により採取し定期的に記録する。指示値は伝送データやウェブカメラによって免震重要棟においても確認できるものとする。採取されたデータにより、短半減期希ガス濃度の発生の有無を確認する。

再臨界の監視については、以下の点を考慮して再臨界の判定基準を設け、また、原子炉格納容器ガス管理設備稼働時は 1.2.4 で挙げた希ガスモニタからの出力値に対して警報にて知らせることができるものとする。

- (a) 低出力状態が長い間維持される再臨界シナリオを仮定し、生成される希ガスがデブリから放出されたとして、それが継続した場合の短半減期希ガス濃度を検知できる基準とすること。ここで想定する出力レベルとして被ばくりスクを考慮して十分小さいものであること。（「原子炉圧力容器・格納容器ホ

ウ酸水注入設備」)

(b) (a) で設定した基準値に対して、放射線検出器の検出限界値の実績を基に、さらに低レベルまで検出可能な場合は、適切に基準値を設定すること。

(c) 自発核分裂により常時放出される Xe-135 (評価値 $10^{-2} \sim 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$) と識別できること。(「福島第一原子力発電所2号機の格納容器からのXe135の検出について」(平成23年11月4日、東京電力株式会社))

(4) 計測範囲

前述の再臨界の判定基準の考え方(3)(a)で設定した基準を検知できる検出限界を有するものとする。

1.2.4. 主要仕様

監視項目で用いる計測器の主要仕様を表1-2-2から表1-2-4に、設置場所を図1-2-1から図1-2-6に示す。原子炉格納容器ガス管理設備に設置される計測器については「1.1. 原子炉格納容器ガス管理設備」図1.1-1から図1.1-3に示す。

以上

表 1-2-1 1号機窒素封入圧力計設置 工事工程表


		平成 23 年度				
		11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
1 号 機	原子炉格納容器内 窒素封入設備		計器設置工事 			

表 1-2-2 1号機計測器主要仕様 (1)

(1) 原子炉格納容器内温度計 (計器仕様値)

(原子炉圧力容器温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-1 (No. 1~42)

(原子炉格納容器内原子炉蒸気系温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-1 (No. 43~49)

(原子炉格納容器内雰囲気温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~200℃
計測場所	図 1-2-1 (No. 50~64)

(2) 原子炉格納容器圧力計 (計器仕様値)

(アクシデントマネジメント用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~1MPaa
計測場所	図 1-2-2 (No. 1)

(常時監視用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~600kPaa
計測場所	図 1-2-2 (No. 2)

(インタロック用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	-10~20kPag
計測場所	図 1-2-2 (No. 2、4)

(仮設窒素封入圧力用)

形 式	ブルドン管
計測範囲	検討中
計測場所	図 1-2-2 (No. 5)

原子炉圧力容器への窒素封入ラインの増設に伴い、新たに計器の取り付けを計画中

表 1-2-2 1号機計測器主要仕様 (2)

(3) 原子炉格納容器水位	
換算方法	窒素封入吐出圧力と D/W 圧力の差から窒素封入口にかかる水頭圧を水位に換算
計測範囲	0P. 6, 700 (窒素封入口レベル) 以上
計測場所	図 1-2-2
(4) 原子炉圧力容器水位計 (燃料域)	
形式	差圧式
計測範囲	-300~+500cm (燃料有効頂部基準)
(5) 水素濃度計 (原子炉格納容器ガス管理設備)	
検出器種類	熱伝導式
計測範囲	0~5 %
(6) 酸素濃度計 (原子炉格納容器ガス管理設備)	
検出器種類	隔膜ガルバニ電池式
計測範囲	0~25 %
(7) ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備 放射線モニタ (排気計測用))	
検出器種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$
(8) 希ガスモニタ (原子炉格納容器ガス管理設備)	
検出器種類	Ge 半導体検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{ Bq/cm}^3$ (Xe-135)

原子炉格納容器ガス管理設備に設置される計測器の計測場所は「1.1. 原子炉格納容器ガス管理設備」図 1.1-1 に示す。

表 1-2-3 2号機計測器主要仕様 (1)

(1) 原子炉格納容器内温度計 (計器仕様値)

(原子炉圧力容器温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-3 (No. 1~41)

(原子炉格納容器内原子炉蒸気系温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-3 (No. 42~52)

(原子炉格納容器内雰囲気温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~200℃
計測場所	図 1-2-3 (No. 53~77)

(2) 原子炉格納容器圧力計 (計器仕様値)

(アクシデントマネジメント用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~1MPaa
計測場所	図 1-2-4 (No. 1)

(常時監視用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~700kPaa
計測場所	図 1-2-4 (No. 2)

(インタロック用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	-15~30kPag
計測場所	図 1-2-4 (No. 2)

(仮設窒素封入圧力用)

形 式	ブルドン管
計測範囲	0~600kPag
計測場所	図 1-2-4 (No. 4)

表 1-2-3 2号機計測器主要仕様 (2)

- (3) 原子炉格納容器水位
- | | |
|------|---|
| 換算方法 | RHR ポンプ吐出圧力とドライウェル圧力の差から水頭圧を水位に換算 (確認中) |
| 計測範囲 | 0P. 6, 820 (ベント管レベル) 以上 |
| 計測場所 | 図 1-2-4 |
- (4) 原子炉圧力容器水位計 (燃料域)
- | | |
|------|------------------------|
| 形式 | 差圧式 |
| 計測範囲 | -370~+500cm (燃料有効頂部基準) |
- (5) 水素濃度計 (原子炉格納容器ガス管理設備)
- | | |
|-------|-------|
| 検出器種類 | 熱伝導式 |
| 計測範囲 | 0~5 % |
- (6) 酸素濃度計 (仕様については検討中)
- (7) ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備 放射線モニタ (排気計測用))
- | | |
|-------|------------------------------------|
| 検出器種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ |
- (8) 希ガスモニタ (仕様については検討中)

原子炉格納容器ガス管理設備に設置される計測器の計測場所は「1.1. 原子炉格納容器ガス管理設備」図 1.1-2 に示す。

表 1-2-4 3号機計測器主要仕様 (1)

(1) 原子炉格納容器内温度計 (計器仕様値)

(原子炉压力容器温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-5 (No. 1~41)

(原子炉格納容器内原子炉蒸気系温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~300℃
計測場所	図 1-2-5 (No. 42~52)

(原子炉格納容器内雰囲気温度)

形 式	熱電対 (銅-コンスタンタン)
計測範囲	0~200℃
計測場所	図 1-2-5 (No. 53~77)

(2) 原子炉格納容器圧力計 (計器仕様値)

(アクシデントマネジメント用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~1MPaa
計測場所	図 1-2-6 (No. 1)

(常時監視用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	0~700kPaa
計測場所	図 1-2-6 (No. 2)

(インタロック用)

形 式	ダイヤフラム
計測範囲	-15~30kPag
計測場所	図 1-2-6 (No. 2)

(仮設窒素封入圧力用)

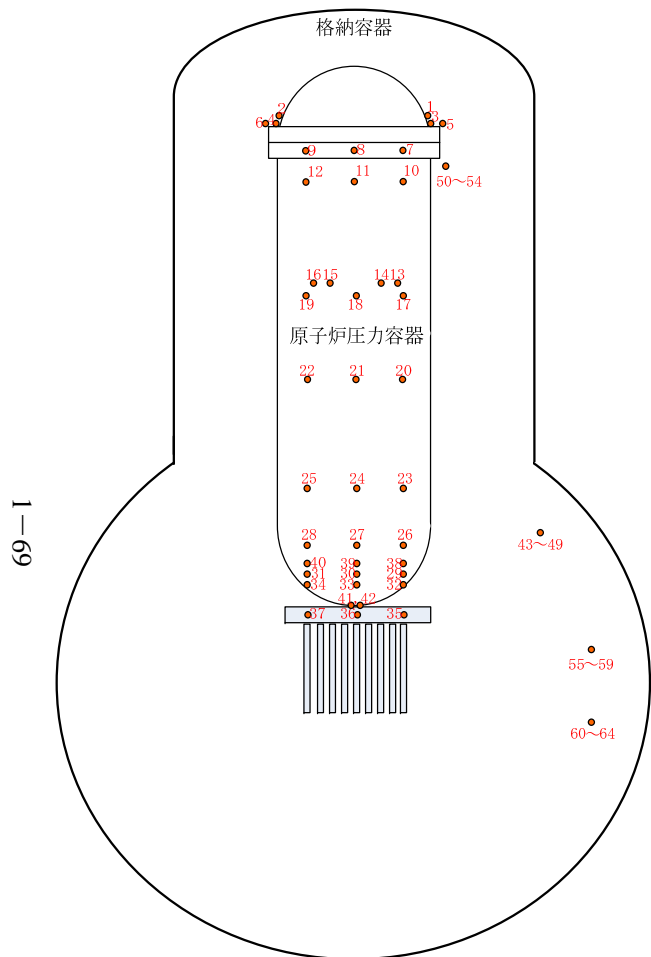
形 式	ブルドン管
計測範囲	0~600kPag
計測場所	図 1-2-6 (No. 4)

表 1-2-4 3号機計測器主要仕様 (2)

- (3) 原子炉格納容器水位
- | | |
|------|--------------------------------|
| 換算方法 | 圧力抑制室の圧力とドライウェル圧力の差から水頭圧を水位に換算 |
| 計測範囲 | 0P. 6, 820 (ベント管レベル) 以上 |
| 計測場所 | 図 1-2-6 |
- (4) 原子炉圧力容器水位計 (燃料域)
- | | |
|------|------------------------|
| 形式 | 差圧式 |
| 計測範囲 | -370~+500cm (燃料有効頂部基準) |
- (5) 水素濃度計 (原子炉格納容器ガス管理設備)
- | | |
|-------|-------|
| 検出器種類 | 熱伝導式 |
| 計測範囲 | 0~5 % |
- (6) 酸素濃度計 (仕様については検討中)
- (7) ダスト放射線モニタ (原子炉格納容器ガス管理設備 放射線モニタ (排気計測用))
- | | |
|-------|------------------------------------|
| 検出器種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ |
- (8) 希ガスモニタ (仕様については検討中)

原子炉格納容器ガス管理設備に設置される計測器の計測場所は「1.1. 原子炉格納容器ガス管理設備」図 1.1-3 に示す。

1 号機

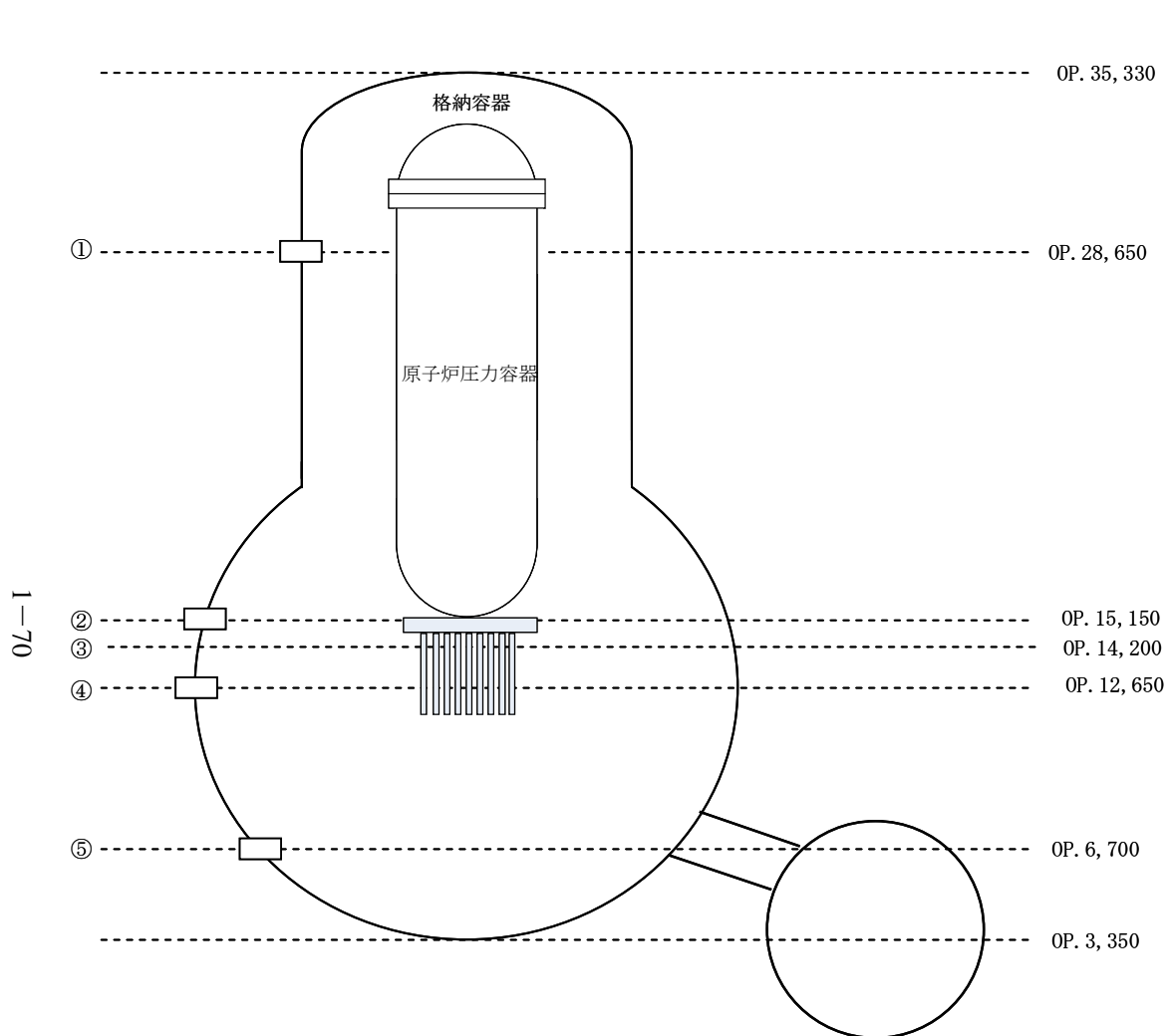


No.	Tag. No.	サービス名称
1	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
2	TE-263-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
3	TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
4	TE-263-66B2	VESSEL HEAD FLANGE
5	TE-263-67A1	VESSEL STUD
6	TE-263-67A2	VESSEL STUD
7	TE-263-69A1	原子炉フランジ
8	TE-263-69A2	原子炉フランジ
9	TE-263-69A3	原子炉フランジ
10	TE-263-69B1	原子炉蒸気
11	TE-263-69B2	原子炉蒸気
12	TE-263-69B3	原子炉蒸気
13	TE-263-69D1	N-4B ノズル END
14	TE-263-69D2	N-4B ノズル END IN BOARD
15	TE-263-69E1	N-4C ノズル END
16	TE-263-69E2	N-4C ノズル END IN BOARD
17	TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL
18	TE-263-69C2	VESSEL BELOW WATER LEVEL
19	TE-263-69C3	VESSEL BELOW WATER LEVEL
20	TE-263-69F1	VESSEL CORE
21	TE-263-69F2	VESSEL CORE
22	TE-263-69F3	VESSEL CORE
23	TE-263-69G1	VESSEL DOWN COMMER
24	TE-263-69G2	VESSEL DOWN COMMER
25	TE-263-69G3	VESSEL DOWN COMMER
26	TE-263-69H1	原子炉 SKIRT COMMER
27	TE-263-69H2	原子炉 SKIRT COMMER
28	TE-263-69H3	原子炉 SKIRT COMMER
29	TE-263-69K1	原子炉 SKIRT JOINT 上部
30	TE-263-69K2	原子炉 SKIRT JOINT 上部
31	TE-263-69K3	原子炉 SKIRT JOINT 上部
32	TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
33	TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
34	TE-263-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD

No.	Tag. No.	サービス名称
35	TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
36	TE-263-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
37	TE-263-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
38	TE-263-69N1	CRDハウジング上端
39	TE-263-69N2	CRDハウジング上端
40	TE-263-69N3	CRDハウジング上端
41	TE-263-69P#1	N-12 VESSEL BOTTOM
42	TE-263-69P#2	N-12 VESSEL BOTTOM
43	TE-261-13A	安全弁-4A
44	TE-261-13B	安全弁-4B
45	TE-261-13C	安全弁-4C
46	TE-261-14A	RV-203-3A(ブローダウンバルブ)
47	TE-261-14B	RV-203-3B(ブローダウンバルブ)
48	TE-261-14C	RV-203-3C(ブローダウンバルブ)
49	TE-261-14D	RV-203-3D(ブローダウンバルブ)
50	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
51	TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
52	TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
53	TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
54	TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
55	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR
56	TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR
57	TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR
58	TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR
59	TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR
60	TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR
61	TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR
62	TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR
63	TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR
64	TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR

図 1-2-1 1 号機原子炉格納容器内温度計取り付け位置

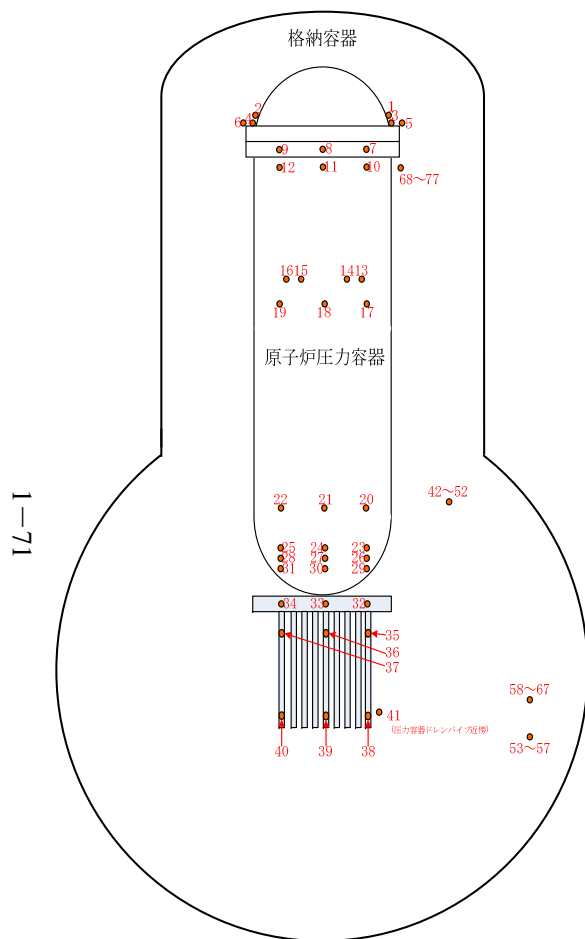
1号機



No.	Tag. No.	項目	備考
①	PT-1600-1638	ドライウェル圧力(A M用)	—
②	PT-1620 PT-1621	ドライウェル圧力(イン タロック用)	—
	PT-1601-69	ドライウェル圧力(常 時監視用)	11月現在の監視対象計 器。 校正を実施した現場指 示計(ドライウェル圧力) との比較により、指示値 を確認。
③	—	原子炉格納容器ガス 管理設備抽気口 (CCS(A)系リングヘッ ダ)	—
④	PT-1620 PT-1621	ドライウェル圧力(イン タロック用)	—
⑤	—	窒素封入口(AC系 パージ入口)	—

図 1-2-2 1号機原子炉格納容器内圧力計取り出し位置

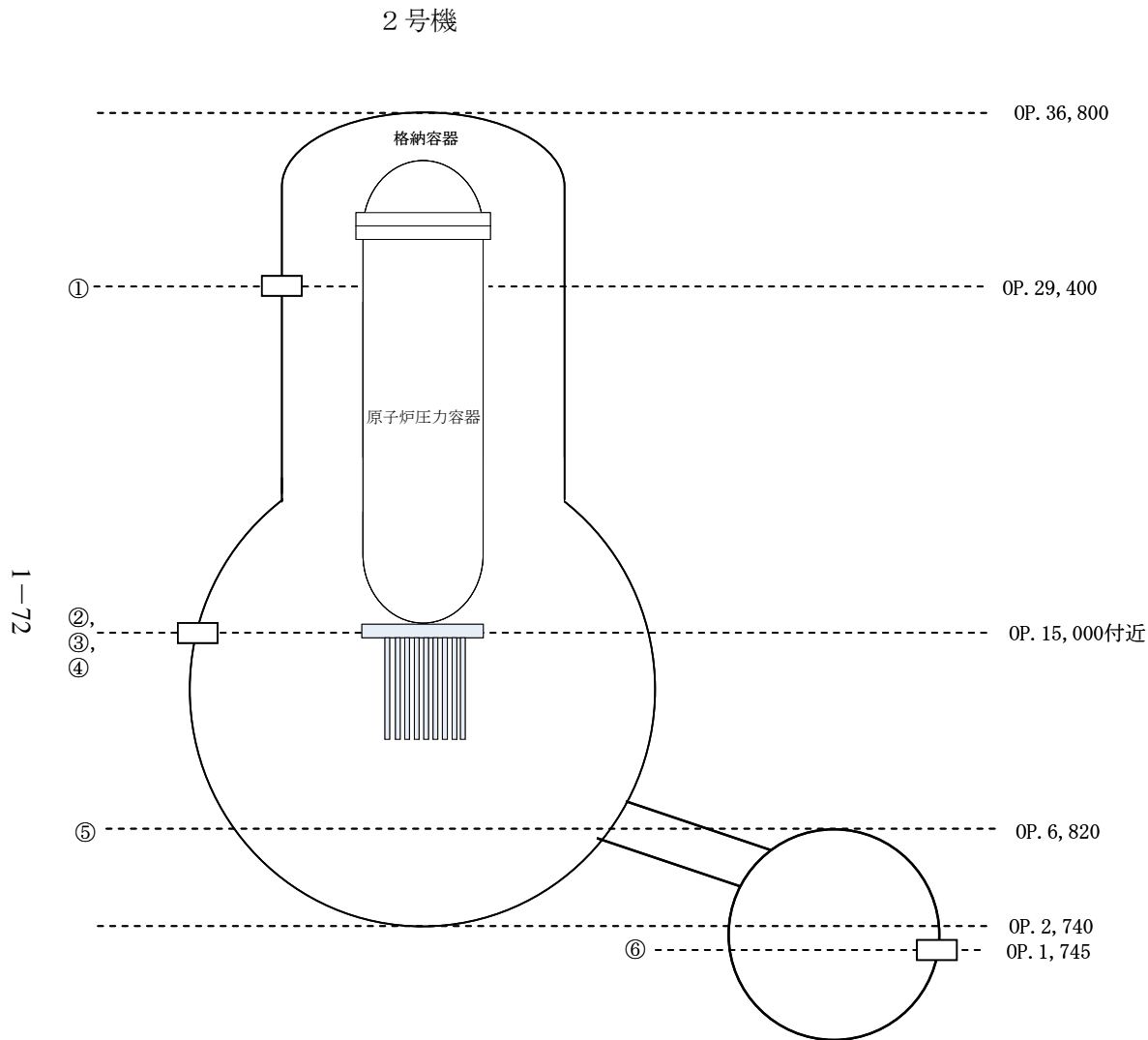
2号機



No.	Tag. No.	サービス名称
1	TE-2-3-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
2	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
3	TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
4	TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE
5	TE-2-3-67A1	VESSEL STUD
6	TE-2-3-67A2	VESSEL STUD
7	TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE
8	TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE
9	TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE
10	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
11	TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
12	TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
13	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END
14	TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD
15	TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END
16	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD
17	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
18	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
19	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
20	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
21	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
22	TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
23	TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
24	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
25	TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
26	TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP
27	TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP
28	TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP
29	TE-2-3-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
30	TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
31	TE-2-3-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD
32	TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
33	TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
34	TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
35	TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
36	TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
37	TE-2-3-69N3	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
38	TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
39	TE-2-3-69P2	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
40	TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING

No.	Tag. No.	サービス名称
41	TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN
42	TE-2-112A	SAFTY VALVES RV 2-70A
43	TE-2-112B	SAFTY VALVES RV 2-70B
44	TE-2-112C	SAFTY VALVES RV 2-70C
45	TE-2-113A	Blowdown Valves A
46	TE-2-113B	Blowdown Valves B
47	TE-2-113C	Blowdown Valves C
48	TE-2-113D	Blowdown Valves D
49	TE-2-113E	Blowdown Valves E
50	TE-2-113F	Blowdown Valves F
51	TE-2-113G	Blowdown Valves G
52	TE-2-113H	Blowdown Valves H
53	TE-16-114A	RETURN AIR DRYWELL COOLER
54	TE-16-114B	RETURN AIR DRYWELL COOLER
55	TE-16-114C	RETURN AIR DRYWELL COOLER
56	TE-16-114D	RETURN AIR DRYWELL COOLER
57	TE-16-114E	RETURN AIR DRYWELL COOLER
58	TE-16-114F#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16A
59	TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16A
60	TE-16-114G#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16B
61	TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16B
62	TE-16-114H#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16C
63	TE-16-114H#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16C
64	TE-16-114J#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16D
65	TE-16-114J#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16D
66	TE-16-114K#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16E
67	TE-16-114K#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16E
68	TE-16-114L#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
69	TE-16-114L#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
70	TE-16-114M#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
71	TE-16-114M#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
72	TE-16-114N#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
73	TE-16-114N#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
74	TE-16-114P#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
75	TE-16-114P#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
76	TE-16-114R#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
77	TE-16-114R#2	RPV BELLOWS SEAL AREA

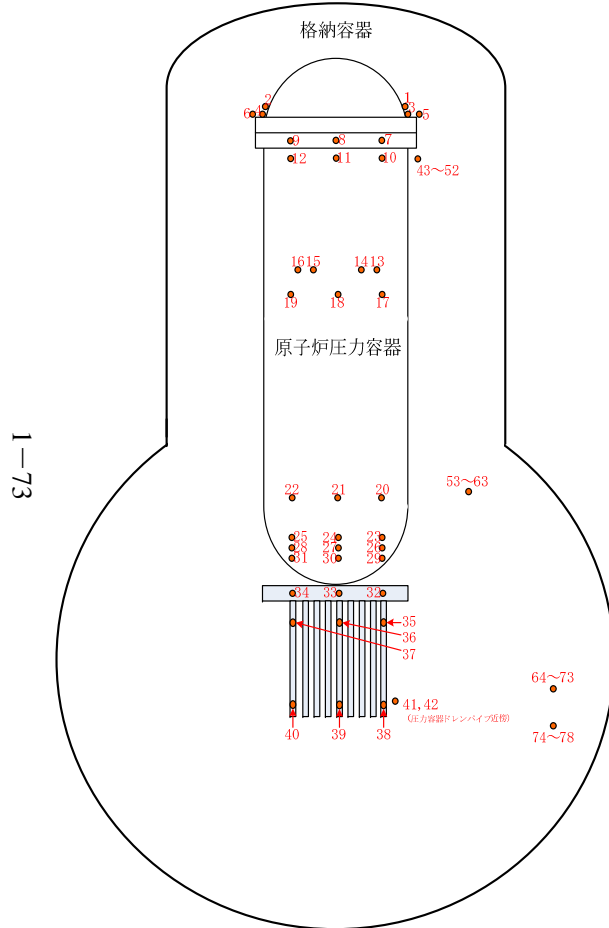
図 1-2-3 2号機原子炉格納容器内温度計取り付け位置



No.	Tag. No.	項目	備考
①	PT-16-171	ドライウェル圧力(AM用)	—
②	PT-5-52	ドライウェル圧力(インタロック用)	11月現在の監視対象計器。 校正を実施した現場指示計(窒素封入吐出圧)との比較により、指示値を確認
	PT-16-102	ドライウェル圧力(常時監視用)	—
③	—	原子炉格納容器ガス管理設備抽気口(FCS(B)系)	—
④	—	窒素封入口(FCS(A)系)	窒素封入圧力計設置
⑤	—	ドライウェルベント管	—
⑥	—	RHR系S/C取り出し口	—

図 1-2-4 2号機原子炉格納容器内圧力計取り出し位置

3号機



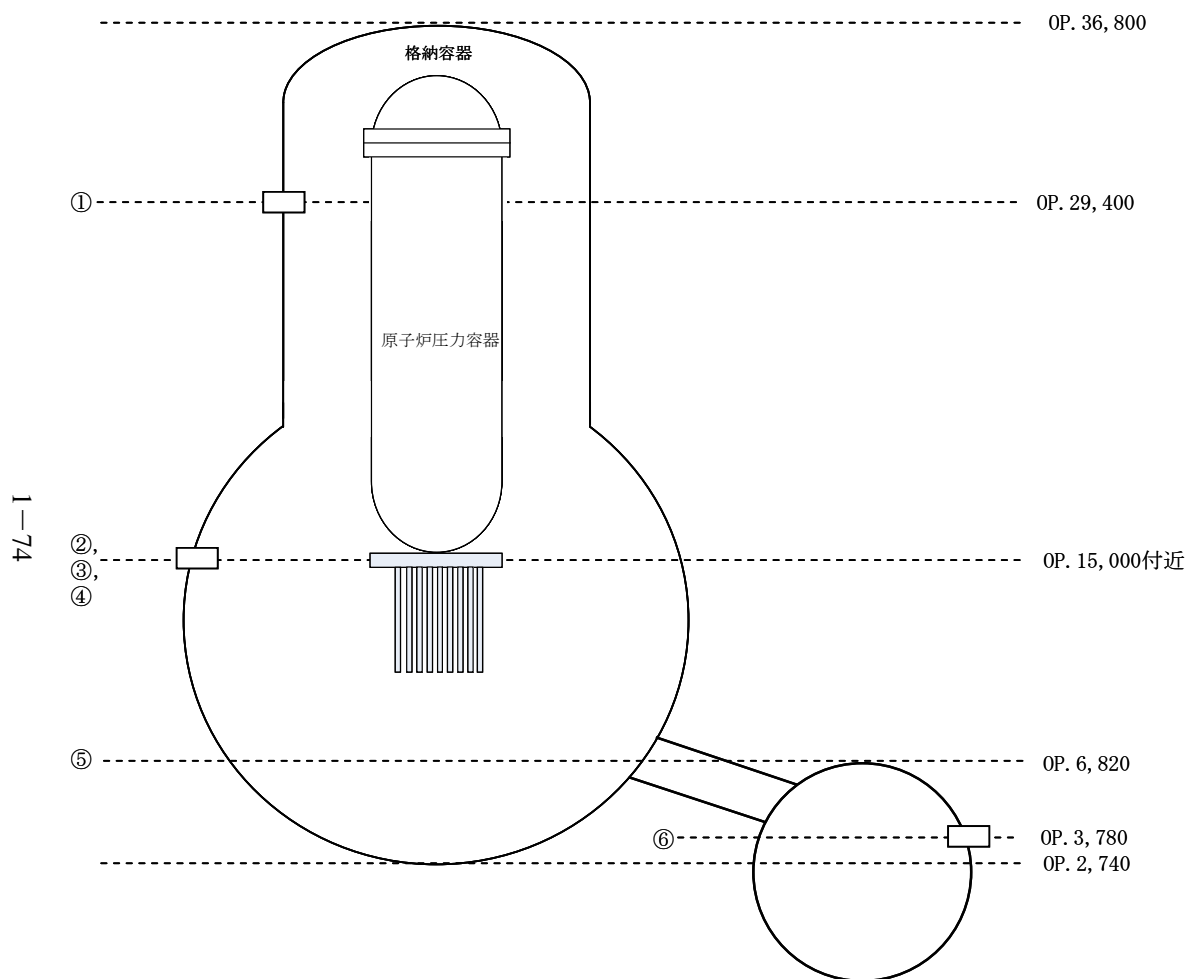
1-73

No.	Tag. No.	サービス名称
1	TE-2-3-66A1	RPV 上蓋フランジ周辺温度
2	TE-2-3-66A2	RPV 上蓋フランジ周辺温度
3	TE-2-3-66B1	RPV 上蓋フランジ温度
4	TE-2-3-66B2	RPV 上蓋フランジ温度
5	TE-2-3-67A1	RPV スタックボルト温度
6	TE-2-3-67A2	RPV スタックボルト温度
7	TE-2-3-69A1	RPV フランジ温度
8	TE-2-3-69A2	RPV フランジ温度
9	TE-2-3-69A3	RPV フランジ温度
10	TE-2-3-69B1	RPV フランジ周辺温度
11	TE-2-3-69B2	RPV フランジ周辺温度
12	TE-2-3-69B3	RPV フランジ周辺温度
13	TE-2-3-69D1	RPV 給水ノズル N4B 温度
14	TE-2-3-69D2	RPV 給水ノズル N4B 温度
15	TE-2-3-69E1	RPV 給水ノズル N4D 温度
16	TE-2-3-69E2	RPV 給水ノズル N4D 温度
17	TE-2-3-69J1	RPV 給水ノズル下部温度
18	TE-2-3-69J2	RPV 給水ノズル下部温度
19	TE-2-3-69J3	RPV 給水ノズル下部温度
20	TE-2-3-69H1	RPV 底部ヘッド上部温度
21	TE-2-3-69H2	RPV 底部ヘッド上部温度
22	TE-2-3-69H3	RPV 底部ヘッド上部温度
23	TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度
24	TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度
25	TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度
26	TE-2-3-69K1	RPV スカート上部温度
27	TE-2-3-69K2	RPV スカート上部温度
28	TE-2-3-69K3	RPV スカート上部温度
29	TE-2-3-69L1	RPV 下部ヘッド温度
30	TE-2-3-69L2	RPV 下部ヘッド温度
31	TE-2-3-69L3	RPV 下部ヘッド温度
32	TE-2-3-69M1	RPV 支持スカートフランジ温度
33	TE-2-3-69M2	RPV 支持スカートフランジ温度
34	TE-2-3-69M3	RPV 支持スカートフランジ温度
35	TE-2-3-69N1	CRD ハウジング頂部温度
36	TE-2-3-69N2	CRD ハウジング頂部温度
37	TE-2-3-69N3	CRD ハウジング頂部温度
38	TE-2-3-69P1	CRD ハウジング底部温度
39	TE-2-3-69P2	CRD ハウジング底部温度
40	TE-2-3-69P3	CRD ハウジング底部温度

No.	Tag. No.	サービス名称
41	TE-2-106	RPV ドレン温度
42	TE-2-112A	安全弁漏えい検出
43	TE-2-112B	安全弁漏えい検出
44	TE-2-112C	安全弁漏えい検出
45	TE-2-113A	逃し安全弁 A 出口温度
46	TE-2-113B	逃し安全弁 B 出口温度
47	TE-2-113C	逃し安全弁 C 出口温度
48	TE-2-113D	逃し安全弁 D 出口温度
49	TE-2-113E	逃し安全弁 E 出口温度
50	TE-2-113F	逃し安全弁 F 出口温度
51	TE-2-113G	逃し安全弁 G 出口温度
52	TE-2-113H	逃し安全弁 H 出口温度
53	TE-16-114L#1	原子炉ペローシール部温度
54	TE-16-114L#2	原子炉ペローシール部温度
55	TE-16-114M#1	原子炉ペローシール部温度
56	TE-16-114M#2	原子炉ペローシール部温度
57	TE-16-114N#1	原子炉ペローシール部温度
58	TE-16-114N#2	原子炉ペローシール部温度
59	TE-16-114P#1	原子炉ペローシール部温度
60	TE-16-114P#2	原子炉ペローシール部温度
61	TE-16-114R#1	原子炉ペローシール部温度
62	TE-16-114R#2	原子炉ペローシール部温度
63	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
64	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
65	TE-16-114G#1	格納容器空調機供給空気温度
66	TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度
67	TE-16-114H#1	格納容器空調機供給空気温度
68	TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度
69	TE-16-114J#1	格納容器空調機供給空気温度
70	TE-16-114J#2	格納容器空調機供給空気温度
71	TE-16-114K#1	格納容器空調機供給空気温度
72	TE-16-114K#2	格納容器空調機供給空気温度
73	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度
74	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度
75	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度
76	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度
77	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度

図 1-2-5 3号機原子炉格納容器内温度計取り付け位置

3号機



No.	Tag. No.	項目	備考
①	PT-16-171	ドライウェル圧力(AM用)	—
②	PT-5-52	ドライウェル圧力(インタロ ック用)	11月現在の監視対象 計器。 校正を実施した現場指 示計(窒素封入吐出 圧)との比較により、指 示値を確認。
	PT-16-102	ドライウェル圧力(常時監 視用)	—
③	—	原子炉格納容器ガス管 理設備抽気口 (FCS系)	計画中
④	—	窒素封入口(PCV L/T 用)	窒素封入圧力計設置
⑤	—	ドライウェルベント管	—
⑥	PT-16-111	圧力抑制室圧力	11月現在の監視対象 計器。

図 1-2-6 3号機原子炉格納容器内圧力計取り出し位置