

2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備

2.2.1 基本設計

2.2.1.1 設置の目的

原子炉格納容器内窒素封入設備は、水素爆発を予防するために、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内に窒素を封入することで不活性雰囲気を維持することを目的とする。

2.2.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気の水素の可燃限界以下に維持できる機能を有すること。
- (2) 動的機器は多重性または多様性及び独立性を備えること。
- (3) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

2.2.1.3 設計方針

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における水の放射線分解による水素と酸素の発生量に対して、水素可燃限界に至らないよう（水素濃度：4%以下）窒素を封入できる設計とする。

そのため、次の設計方針に基づいて設計する。

(1) 窒素ガス供給機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内雰囲気及び原子炉格納容器内雰囲気を可燃限界以下にするために必要な窒素濃度、窒素封入流量、窒素封入圧力を確保する設計とする。

(2) 逆流防止機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素封入ラインから原子炉圧力容器内ガスや原子炉格納容器内ガスが逆流し、屋外に放出されない設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器内窒素封入設備は、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。

(4) 多重性・多様性

原子炉格納容器内窒素封入設備のうち動的機器は多重性を備えた設計とし、定期的に機能確認が行える設計とする。また、原子炉格納容器内への窒素封入ラインは多様性を備えた設計とする。

(5) 異常時への対応機能

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。

さらに、津波等により設備に破壊や損傷が生じた場合であっても、窒素供給が速やかに再開できる設計とする。

(6) 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。

2.2.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気の水素可燃限界以下に保つために必要な封入量以上（添付資料－４）で窒素を封入できること。
- (2) 原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界以下であること。

2.2.1.5 主要な機器

2.2.1.5.1 系統構成

原子炉格納容器内窒素封入設備は窒素ガス分離装置を3台設置（常用1台）し、ヘッダーを介して1～3号機へ窒素を供給しており、窒素ガス分離装置の単一故障によって窒素封入が長期間停止することを防止する。また窒素ガス分離装置の定期的な機能確認を単独で行えるようにするとともに、系統を隔離しての補修作業が可能となるようにする。更に、津波等による損傷対策として高台に非常用窒素ガス分離装置及び専用のディーゼル発電機（以下、D/Gという）を設置する。主要設備構成を以下に記載する。（添付資料－１）

(1) 窒素ガス分離装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は、3台（常用1台）の窒素ガス分離装置をヘッダーを介して連結し、1～3号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ窒素を供給できるように構成される。

また予備としては所内電源系統から独立した専用のD/Gから受電する非常用窒素ガス分離装置を配置する。

(2) 窒素封入ライン

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の両方へ窒素を供給できるラインを設置する。（添付資料－３）

なお、窒素封入ラインは、ガスが逆流するのを防止するため、既設配管との取り合い部に近い位置に逆止弁を設置するとともに、ラインからの漏えいにより全体の圧力が低下し窒素の供給に支障が出ないように、適宜コック弁を設け、漏えい部を適宜隔離できる構造と

する。また、原子炉格納容器への窒素の封入は、原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器に流入することによっても封入されることから、多様性が確保される。

(3) 電源

常用の窒素ガス分離装置Aと窒素ガス分離装置B及びCは、異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することで常用の窒素ガス分離装置のいずれか1台の運転が可能な構成とする。

また、高台に配置した非常用窒素ガス分離装置には専用のD/Gを有しており、全交流電源喪失の場合でも窒素の供給が可能となる設備とする。

(4) 監視装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素ガス濃度、窒素ガス封入流量、窒素ガス封入圧力等のパラメータを監視し、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内へ窒素が適切に封入されていることを確認できる構造とする。

これらのパラメータのうち、窒素ガス封入流量及び窒素ガス封入圧力については免震重要棟にて遠隔監視が可能な設備とする。

2.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策他

津波等により、原子炉格納容器内窒素封入設備に破壊や損傷が生じることを想定し、高台に非常用窒素ガス分離装置を設置し、ホースや取り付け治具についても予備品を準備し、速やかに窒素の供給が再開できるようにする。

(2) 火災防護

原子炉格納容器内窒素封入設備には潤滑油やD/G用燃料等の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。また、補給用潤滑油については施錠管理された危険物倉庫にて保管を行う。

2.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素封入設備は、重要度分類指針上の不活性ガス系設備に相当するクラス3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設定したものであり、耐圧ホース等の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行う。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。(添付資料－ 2)

(2) 耐震性

原子炉格納容器内窒素封入設備は耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の設備と位置づけられることから、原則として一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

具体的には、「建築設備耐震設計・施工指針(2005年版)」を参考とし、静的震度(1.2Ci)に基づく主要機器の転倒評価を行い、窒素ガス分離装置について静的震度(1.2Ci)に対する評価で問題ないことを確認する。なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震Sクラス相当の静的震度(3.6Ci)に対する評価も行い、転倒しないことを確認する。

その他にも主要な設備への固縛の実施や、フレキシビリティを有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。また、フレキシビリティのない設備の取り付け部等については、地震後の設備点検にて異常のないことの確認を行う。(添付資料－ 2)

2.2.1.8 機器の故障への対応

2.2.1.8.1 機器の単一故障

(1) 窒素ガス分離装置故障

現在使用している窒素ガス分離装置が故障した場合は、現場にて待機状態となっている窒素ガス分離装置の起動を行い、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 2時間程度) ※

(2) 電源喪失

窒素封入設備の電源は多重化されており、片側の電源が喪失した場合、予備機側に切り替えることで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入を再開する。

(所要時間(目安): 2時間程度) ※

変圧器や所内母線の故障など電源切換に長時間を要する場合は、予め待機している専用のD/Gを持つ非常用窒素ガス分離装置を起動することで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 3時間程度) ※

(3) 窒素供給ラインの損傷

窒素供給ホースが破損した場合は、予備品のホースと交換する。

(所要時間 (目安) : 8 時間程度) ※

※ : 所要時間 (目安) とは復旧作業の着手から完了までの時間 (目安) である。

2.2.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台に用意しているディーゼル駆動の非常用窒素ガス分離装置と予備のホース及び取り付け治具を用いて原子炉压力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉压力容器及び原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから、これらの容器内の雰囲気の水素の可燃限界に至るまでは最短でも 100 時間程度 (添付資料-5) であることから、原子炉压力容器及び原子炉格納容器の水素爆発を防止することは可能であると考えている。

2.2.1.8.3 水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入

高濃度の水素滞留が確認された機器については、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行う。(添付資料-6)

2.2.2 基本仕様

(1) 窒素ガス分離装置 A (外部電源) (完成品)

台数	1
容量	140m ³ /h (Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	121kVA

(2) 窒素ガス分離装置 B (外部電源) (完成品)

台数	1
容量	120m ³ /h (Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	75.6kVA

(3) 窒素ガス分離装置 C (外部電源) (完成品)

台数	1
容量	120m ³ /h (Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	111kVA

(4) 非常用窒素ガス分離装置 (専用D/G電源) (完成品)

台数 1
容量 500m³/h (Normal)
窒素純度 99.0%以上

(5) 非常用窒素ガス分離装置用 専用D/G (完成品)

台数 2
容量 15kVA 以上
力率 約 0.8 (遅れ)
電圧 約 200V
周波数 50Hz
タンク容量 50 l 以上
(発電機 75%負荷時における消費量 3.8 l/h (参考値))

表 2.2-1 主要ホース仕様

名称	仕様	
【窒素封入ライン】 (ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	50A 相当 合成ゴム 1.0MPa
(ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	25A 相当 合成ゴム 1.0MPa

2.2.3 添付資料

添付資料-1 系統概略図

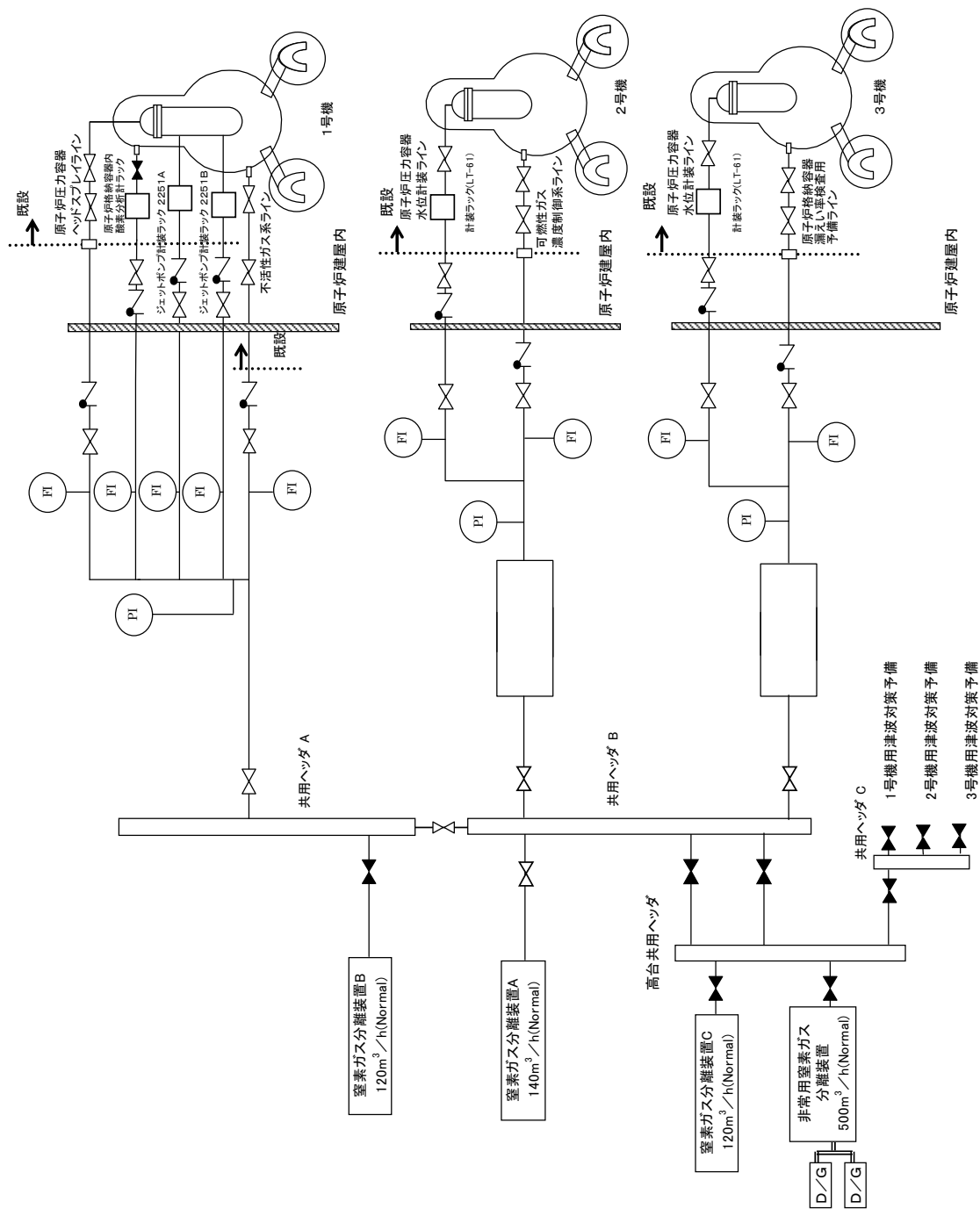
添付資料-2 構造強度及び耐震性について

添付資料-3 窒素封入ラインの構成

添付資料-4 水素発生量の評価について

添付資料-5 窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料-6 サプレッションチェンバ内の不活性化について



図一 1 原子炉格納容器内窒素封入設備 系統概略図

構造強度及び耐震性について

1. 窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置に用いる容器の一部については、圧力容器構造規格の第二種圧力容器構造規格を適用しており、JIS B 8265（圧力容器の構造—一般事項）の規格計算を行い、必要板厚を満足することを確認する。

表—1 に板厚計算の結果を示す。当該機器は必要板厚を満足しており、原子炉格納容器内窒素封入設備の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していることを確認した。

表—1 第二種圧力容器 板厚計算結果

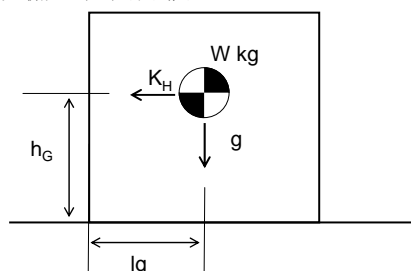
設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.17	12
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.49	6
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.69	9
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭槽	胴板	3.51	4.5
		半楕円形鏡板	2.75	4.5
		平ふた板	11.94	22
	空気槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
	吸着槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
		平ふた板	17.67	24
	製品槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5

設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
非常用 窒素ガス 分離装置	活性炭槽	胴板	4.07	6
		皿形鏡板	4.27	5
	吸着槽	胴板	4.39	6
		半楕円形鏡板	4.19	5
	製品槽	胴板	3.77	6
		皿形鏡板	3.94	5

(2) 耐震性

窒素ガス分離装置 (A), (B), (C) 及び非常用窒素ガス分離装置については、「建築設備耐震設計・施工指針 (2005年版)」を参考とし、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の地震力 ($1.2C_i = 0.24$) にて設備が転倒しないことの評価を行う。

・設備の転倒評価



- K_H 水平方向設計震度
- W 機器重量
- g 重力加速度
- h_G 据付面から重心までの距離
- l_g 転倒支点から機器重心までの距離

$$\text{地震によるモーメント} : M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$$

$$\text{自重によるモーメント} : M_2 = W \times g \times l_g$$

表一2に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず、必要な耐震性を有していることを確認した。

表一2 窒素ガス分離装置 転倒評価結果 (耐震Cクラス相当の静的震度)

設備名称	地震によるモーメント M_1 [N·m]	自重によるモーメント M_2 [N·m]	評価
窒素ガス分離装置 (A)	4920	14023	転倒しない
窒素ガス分離装置 (B)	3602	9169	転倒しない
窒素ガス分離装置 (C)	7259	15877	転倒しない
非常用窒素ガス分離装置	24172	85219	転倒しない

なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震Sクラス相当の静的震度 (3.6Ci=0.72) での転倒評価も行い、転倒しないことを確認した。表-3に転倒評価の結果を示す。

表-3 非常用窒素ガス分離装置 転倒評価結果 (耐震Sクラス相当の静的震度)

設備名称	地震によるモーメント M ₁ [N・m]	自重によるモーメント M ₂ [N・m]	評価
非常用窒素ガス分離装置	72515	85219	転倒しない

2. ゴムホース

(1) 構造強度

ゴムホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、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

ゴムホースは、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。

3. 既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン (既設配管) の耐震性は以下の表-3の通り。

表-3 窒素封入ライン (既設配管) の耐震性

	原子炉圧力容器	原子炉格納容器
1号機	原子炉圧力容器頂部冷却系 (耐震Sクラス) ジェットポンプ計装ラック (耐震Sクラス)	不活性ガス系 (耐震Cクラス)
2号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	可燃性ガス濃度制御系 (耐震Sクラス)
3号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン (耐震Sクラス)

2/3号機については、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Sクラス配管より窒素が供給されており、耐震上問題はない。

1号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Cクラス設備である不活性ガ

ス系より行われているため、大きな地震が発生した場合、既設配管の影響が懸念される。しかし、原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Sクラスであることから、原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。これらの既設封入ラインは東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものである。

なお、既設設備の強度、耐震性等については以下の工事計画認可申請書等による。

- ・ 1号機 原子炉圧力容器頂部冷却系
建設時第7回工事計画認可申請書（43公第13412号 昭和44年4月7日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第503号 昭和45年7月2日届出）
工事計画認可申請書（53資庁第10621号 昭和53年9月25日認可）
工事計画認可申請書（平成20・08・26原第10号 平成20年9月10日認可）
- ・ 1号機 ジェットポンプ計装ラック
福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書（平成22・03・25原第9号
平成23年2月7日認可）
- ・ 2号機 原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第14回工事計画認可申請書（46公第11145号 昭和46年8月17日認可）
建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第685号 昭和47年9月28日届出）
工事計画認可申請書（53資庁第13643号 昭和54年1月5日認可）
- ・ 3号機 原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第11回工事計画認可申請書（47公第8267号 昭和47年9月28日認可）
建設時第26回工事計画軽微変更届出書（総官第459号 昭和49年7月11日届出）

窒素封入ラインの構成

1. 1号機

(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器ヘッドスプレイラインのテストラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 34, 000 の位置より窒素を封入している。

また，既設のジェットポンプ計装ラックのドレンラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 16, 800, 18, 400, 25, 700 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の不活性ガス系配管の安全弁のフランジ部に接続しており，原子炉格納容器の OP. 7, 290 の位置より窒素を封入している。不活性ガス系配管には空気作動弁が使用されており，これに付随する電磁弁について，設置場所（トールス室）における蒸気の影響により故障する可能性が否定できない。そのため，窒素供給の信頼性を向上させる事を目的に，既設の原子炉格納容器内酸素分析計ラックへの予備ラインを設置している。

2. 2号機

(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の可燃性ガス濃度制御系 A 系の配管テストタップに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 380 の位置より窒素を封入している。

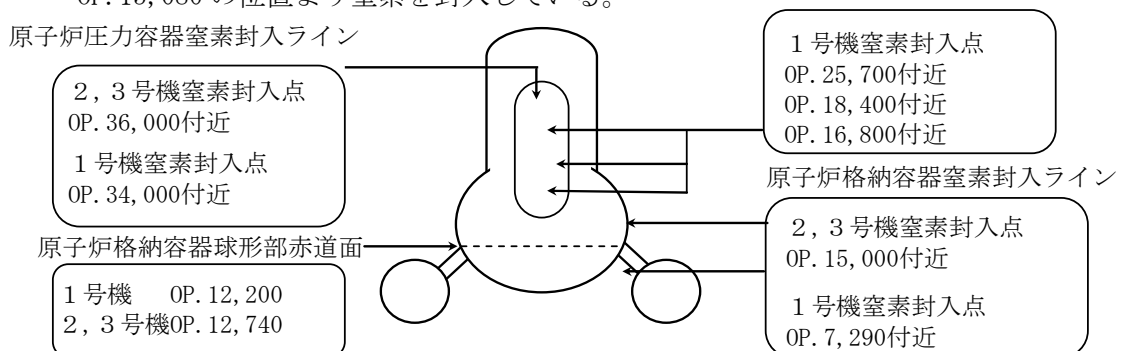
3. 3号機

(1) 原子炉压力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉压力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉压力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 080 の位置より窒素を封入している。



図一1 窒素封入ライン概略図

水素発生量の評価について

事故初期の水—ジルコニウム反応により発生した水素は既に原子炉格納容器から漏えいし、現状は水の放射線分解により発生している水素が滞留していると考えられることから、水の放射線分解により発生する水素発生量を下式により評価する。

$$M = P_0 \times (P_t / P_0) \times E \times G / 100 \times \text{換算係数}$$

ここで、

M：可燃性ガス発生割合 (lbmol/h)

P₀：原子炉熱出力 (MWt)

P_t：崩壊エネルギー (MWt)

P_t/P₀：事故後の原子炉出力割合 (崩壊エネルギー) (MWt/MWt)

E：エネルギー吸収率 (γ線, β線) (—)

G：エネルギー 100eV あたりの水の分解量 (G 値) (分子/100eV)

換算係数：82.2 (eV・lbmol/MW・h・分子) ※¹

※1：1 lbmol=22.4/2.205 m³(Normal)

評価に使用する核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率は表—1のとおりとする。

表—1 核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率

核分裂生成物	存在位置	存在割合	エネルギー吸収率
ハロゲン	原子炉格納容器液相中	100%	100%
	それ以外	0%	—
固形分※ ²	原子炉格納容器液相中	10%	100%
	それ以外	90%	10%

※²：原子炉格納容器液相中に存在する固形分は、CsI 等の水溶性の固形分とし、液相中に存在するデブリ等の固形分は、それ以外として扱う。

評価に使用する G 値は、水中によう素が存在すると水素と酸素の再結合を阻害する効果があること、及び水素燃焼が懸念されるのは崩壊熱の減少により蒸気発生が停止する状態 (非沸騰状態) であることを考慮して、保守的に水素の G 値を 0.25 分子/100eV※³とする。

※³：原子炉設置変更許可申請書

平成24年12月7日現在での水素濃度を4%以下にするために必要な各号機の窒素封入量の評価結果を表-2及び図-1～図-3に示す。崩壊熱は、核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コードORIGENを用いた評価である。

表-2 窒素封入量の評価結果

		平成24年 12月7日	平成25年 10月17日	平成26年 10月17日
1号機	崩壊熱 (MW)	約0.3	約0.2	約0.1
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約0.1	約0.1	約0.05
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約3	約2	約2
2号機	崩壊熱 (MW)	約0.3	約0.2	約0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約0.1	約0.1	約0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約4	約3	約2
3号機	崩壊熱 (MW)	約0.3	約0.2	約0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約0.1	約0.1	約0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約4	約2	約2

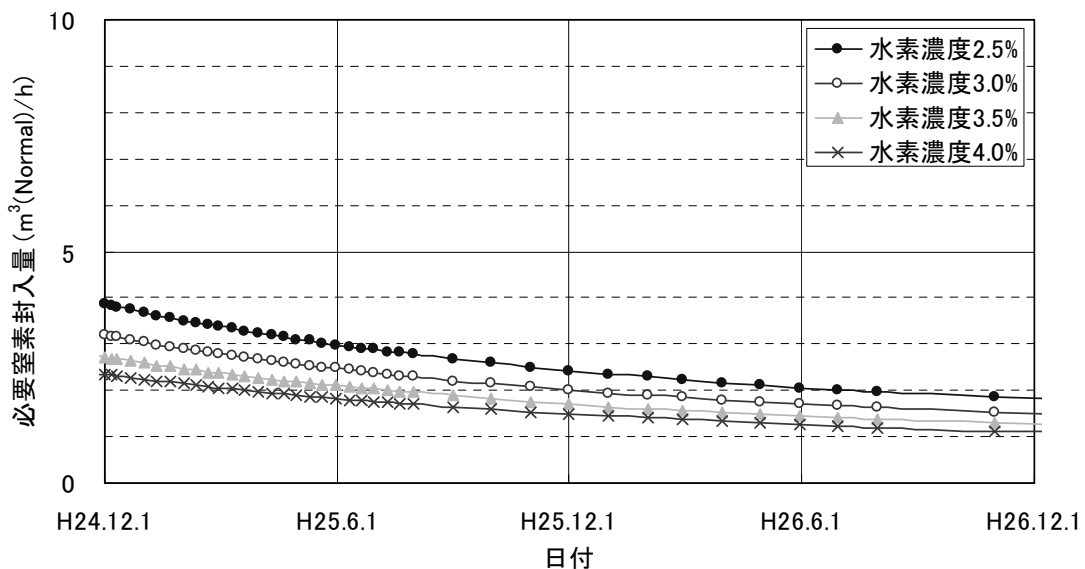


図-1 福島第一原子力発電所第1号機 必要窒素封入量の推移

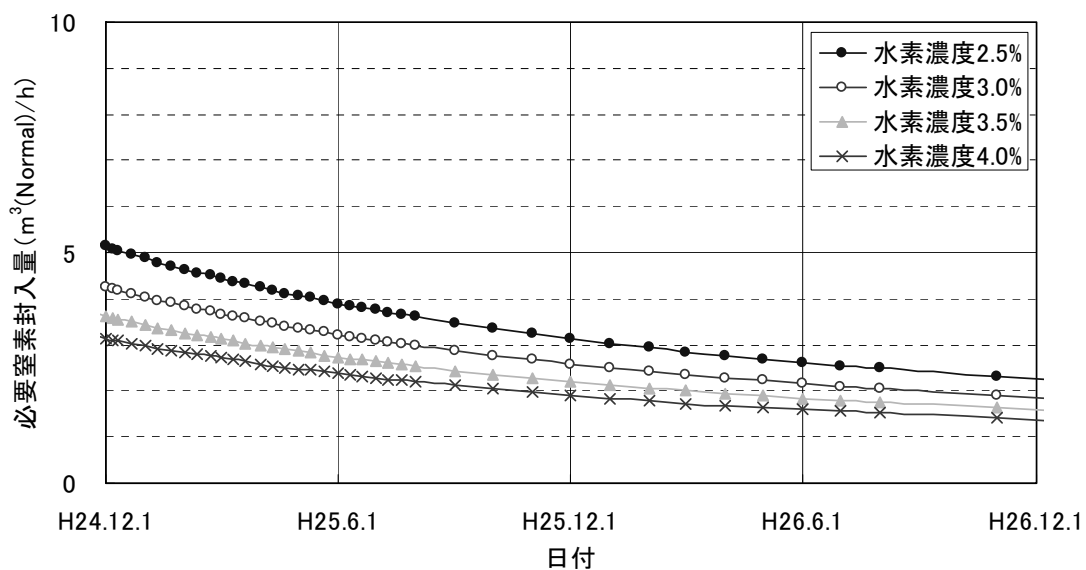


図-2 福島第一原子力発電所第2号機 必要窒素封入量の推移

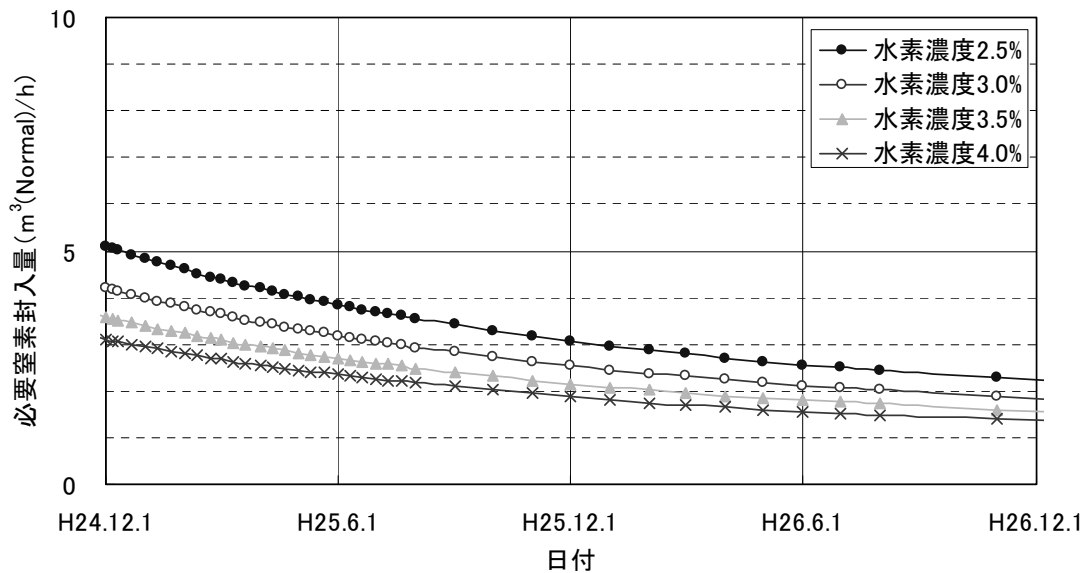


図-3 福島第一原子力発電所第3号機 必要窒素封入量の推移

窒素封入停止時の時間余裕について

原子炉压力容器及び原子炉格納容器は、窒素封入により、不活性な雰囲気中に保たれている。しかしながら、原子炉压力容器または原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合、水の放射線分解により発生する水素により、原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至ることが想定されることから、下式により、窒素の供給を復旧するまでの時間余裕を評価する。

$$T = V \times (4\% - C_{H_2}) / 100 / M_{H_2}$$

T：時間余裕 (h)

V：原子炉格納容器気相部体積 (m³) または原子炉压力容器気相部体積 (m³)

C_{H₂}：原子炉格納容器内または原子炉压力容器内の初期水素濃度 (%)

M_{H₂}：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量 (m³/h)

水の放射線分解により単位時間あたりに発生する水素及び酸素、並びに、単位時間あたりに封入される窒素により、原子炉格納容器気相部または原子炉压力容器気相部が平衡状態にあるとして、初期水素濃度を設定する。

また、評価に使用する原子炉格納容器体積及び原子炉压力容器体積は、空間体積を小さく想定するほど厳しくなることから、評価結果が保守的になるよう表－1の通りとする。

表－1 原子炉格納容器及び原子炉压力容器気相部体積について

	1号機	2号機	3号機
原子炉格納容器気相部体積	約 1,900	約 2,600	約 2,600
原子炉压力容器気相部体積 (燃料頂部－5mの体積)	約 200	約 420	約 420

※ 原子炉格納容器の水位は、空間体積を小さく見積もるため、原子炉格納容器球部の赤道面にあることとしている。

また、1号機は、注水量を変更した際の原子炉压力容器付近の温度変化が小さく、原子炉格納容器雰囲気の温度と同等であったことから、燃料の大部分が原子炉格納容器に存在すると推定される。念のため、1号機は、50%が原子炉压力容器内に残っているとして評価を実施している。

2・3号機は、注水量を変更した際の原子炉压力容器付近の温度変化が大きく、燃料の大部分が原子炉压力容器に残っていると推定されるため、100%が原子炉压力容器内に残っているとして評価を実施している。

平成 24 年 12 月 7 日現在での原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を表一 2 に、原子炉圧力容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を、表一 3 に示す。なお、原子炉格納容器の初期水素濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備で測定される水素濃度に相当するものであるが、実際の測定値は本評価より小さい値である。これは、水素発生量の本評価手法（G 値の設定等）が保守的であることを示している。

表一 2 原子炉格納容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.10	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 (m ³ (Normal)/h)	34	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.3	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (日)	約 29	約 26	約 26

表一 3 原子炉圧力容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.05	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 (m ³ (Normal)/h)	13	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.4	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (時間)	約 141	約 101	約 103

サブプレッションチェンバ内の不活性化について

1. 概要

1号機及び2号機において、サブプレッションチェンバ圧力又はドライウエル圧力の変動に連動して、原子炉格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及び Kr-85 放射能濃度の上昇が観測されている。これを受けて、メカニズムの検証のため実施した1号機サブプレッションチェンバ内への窒素封入によって、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に残留していた水素及び Kr-85 が、ドライウエルに間欠的に放出されていたことを確認している。

サブプレッションチェンバ内の雰囲気については、Kr-85 放射能濃度が高いことから事故初期の水ジルコニウム反応によって発生した水素が、当時サブプレッションチェンバ内にも放出されたと考えられる。仮にサブプレッションチェンバ内の気相部に漏えいがなく現在まで閉空間が形成されていれば、高濃度の水素を含む残留ガスが存在することとなる。この場合でも、1号機で確認されたとおり、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く、可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。しかしながら、将来サブプレッションチェンバにアクセスする際には、水素濃度を可燃限界以下にしておく必要があることから、高濃度の水素残留が確認された場合には、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行うこととしている。

1号機及び2号機のサブプレッションチェンバ内の窒素封入による不活性化については、1号機は平成24年12月に実施済み、2号機は平成25年上期に実施計画中のものであるが、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度を監視しながら、放出先の水素濃度が可燃限界を超えないような窒素封入量にて実施する。サブプレッションチェンバへの窒素封入系統図を図1、図2に示す。

なお、3号機については、1、2号機のように原子炉格納容器ガス管理設備での水素濃度の上昇は観測されておらず、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に気相部が存在することを確認出来ていないこと、また、仮に水素が残留していても、ドライウエル内の水位が高く、今後とも残留ガスはサブプレッションチェンバ内の閉空間に安定的に封じられると考えられること、及び、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。そこで、3号機については、原子炉建屋内除染の進捗状況等を踏まえ、サブプレッションチェンバ内の閉空間の気相部の水素残留状況について調査することを検討している。

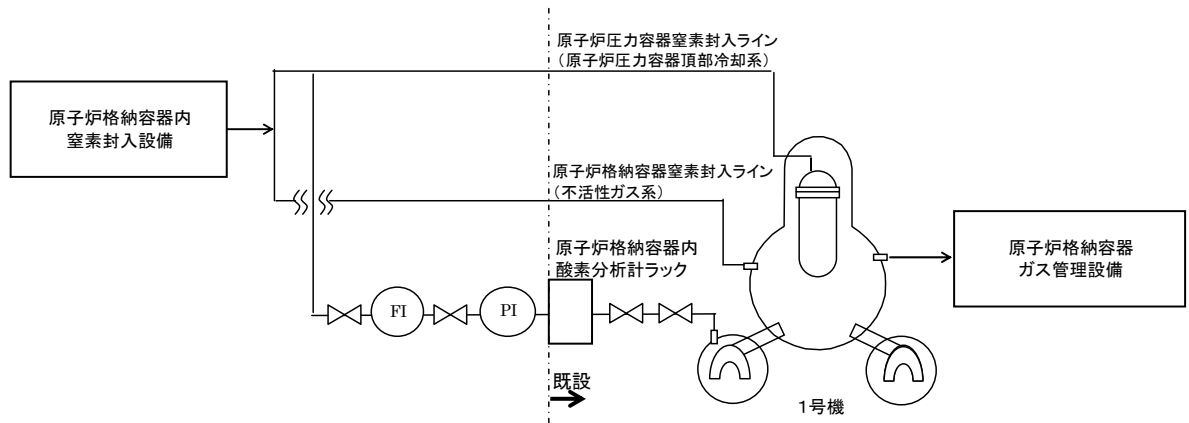


図1 1号機サブプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

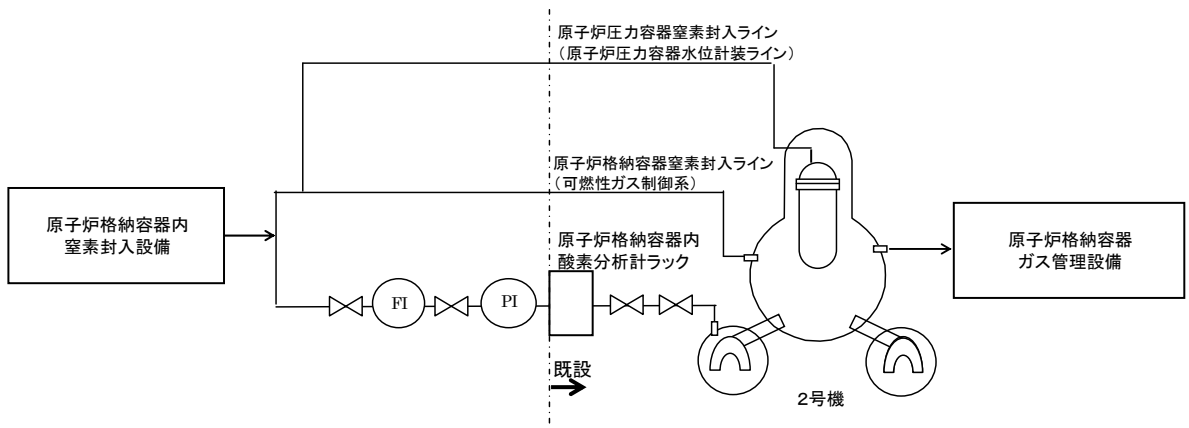


図2 2号機サブプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

2. 工程

	平成25年度			
	4月	7月	10月	1月
2号機 窒素封入作業	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 15px;"></div> <div style="border: 1px solid black; width: 10px; height: 15px;"></div> <div style="border: 1px solid black; width: 10px; height: 15px;"></div> </div>			