

2. 原子炉格納容器窒素封入設備

2.1. 概要

2.1.1 現状及び中期的見通し

現状、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉格納容器については、放射性物質の放出を防止する機能が失われており、同時に格納容器内雰囲気の不活性に維持することについても困難な状況である。

そのなかで接近が可能であった格納容器内につながる既設配管（1号機：不活性ガス系配管、2号機：可燃性ガス濃度制御系配管、3号機：原子炉格納容器漏えい率検査用配管）の健全性を目視にて確認し、これらの配管と仮設備とを組み合わせ、原子炉格納容器内雰囲気を不活性とする原子炉格納容器窒素封入設備を構成している。

原子炉格納容器窒素封入設備の構成は、図2-1に示すように、窒素ガス分離装置と窒素封入ライン（ヘッダー、弁、圧力計、流量計等）からなる。原子炉格納容器内は冷却水の放射線分解によって継続的に水素及び酸素が発生しており、原子炉冷温停止時には蒸気の発生が収まるため、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が高まり、可燃限界に達する懸念がある。このため、水素爆発を防止することを目的に、原子炉格納容器内につながる既設配管へ仮設の窒素封入ラインを接続し、窒素ガス分離装置より窒素を封入することで原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界以下に保つものとする。

平成23年10月17日時点での原子炉格納容器への窒素封入量は、1号機は28m³/h、2号機は13m³/h、3号機は14m³/hであり、これにより原子炉格納容器内雰囲気は水素濃度が低い不活性な雰囲気に保たれていると評価している。また、時間の経過に伴って、燃料の崩壊熱は減衰し、必要な窒素封入量は減少していく方向であるため、今後3年間にわたり原子炉格納容器窒素封入設備にて格納容器内雰囲気を不活性に維持することが可能である。

2.1.2 基本的対応方針及び中期的計画

原子炉格納容器窒素封入設備は、以下を基本的対応方針とする。

- a. 原子炉格納容器内の雰囲気を水素の可燃限界以下に維持できる機能を有すること。
- b. 原子炉格納容器への窒素の封入状況を適切に監視できる機能を有すること。
- c. 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。
- d. 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

原子炉格納容器窒素封入設備は以上の基本対応方針を満足するが、窒素供給の信頼性をさらに向上させるため、1号機ドライウェル酸素濃度計装ラックへの予備配管の接続を計画中である。（表2-1参照）

原子炉格納容器窒素封入設備は、保守管理を適切に行うことで継続的な運用が可能であると考えられることから、中期的方針としては保守管理を基本とし、今後、必要に応

じて改善を行っていくこととする。

2.1.3 異常時の評価

現在、原子炉格納容器への窒素封入は継続的に行われており、窒素の供給が停止してから格納容器内雰囲気の水素の可燃限界に至るまでは最短でも約5日程度と評価している。そのため、機器の単一故障や複数の設備が同時に機能喪失した場合においても、水素の可燃限界に至る前に対策を取れることを確認した。

2.2. 設計方針

原子炉格納容器窒素封入設備は、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（水素濃度：4%以上）に至らないよう継続的に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。

2.2.1. 窒素ガス供給機能

原子炉格納容器窒素封入設備は、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。

2.2.2. 逆流防止機能

原子炉格納容器窒素封入設備は、窒素封入ラインから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。

2.2.3. 構造強度

原子炉格納容器窒素封入設備は、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。

2.2.4. 監視機能

原子炉格納容器窒素封入設備は窒素封入流量、窒素封入圧力などの主要なパラメータが監視できる設計とする。

2.2.5. 多重性・多様性

原子炉格納容器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。

2.2.6. 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。

2.2.7. 格納容器内雰囲気監視機能

原子炉格納容器内の雰囲気が不活性に維持されていることを確認できるよう適切な監視装置を設置する。ただし、原子炉格納容器内雰囲気を監視できない場合は、把握できるパラメータによって適切な評価を行う。

2.2.8. 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。

2.3. 主要設備

2.3.1. 系統構成

原子炉格納容器窒素封入設備の系統概略図を図2-1に示す。情報棟前(OP.10,000)に窒素ガス分離装置を2台設置(1台常用、1台予備)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新事務本館東側駐車場(OP.35,000)にディーゼル発電機駆動(以下、D/Gという。)の高台窒素ガス分離装置を設置する。主要設備構成を以下に記載する。

(1) 窒素ガス分離装置

原子炉格納容器窒素封入設備は、旧事務本館情報棟前(OP.10,000)に設置した2台(1台常用、1台待機)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から受電する高台窒素ガス分離装置を新事務本館東側駐車場(OP.35,000)に配置する。

更に、新事務本館東側駐車場(OP.35,000)に設置される処理水バッファタンクバブリング用窒素発生装置とも共用化を図り、不測の事態が生じた場合、交互に窒素を供給できるようタイラインを設置する。

以上の窒素ガス分離装置の他に、窒素供給を補完する設備として、低流量のD/G駆動膜式窒素分離装置を3台配置する。

◎窒素発生能力

常用設備 (70 m³/h : 1台 140 m³/h : 1台 切り替えによる交互運転)

高台配置設備 (500 m³/h : 1 台)

処理水バッファタンクバブリング用設備 (60 m³/h : 1 台)

低流量設備 (約 8 m³/h : 3 台)

◎窒素濃度 99%以上

(封入設備は酸素濃度が設定値 (1%又は0.1%) より高くなった場合、自動で窒素の供給を停止し、その後酸素濃度が設定値 (1%又は0.1%) 以下となった段階で供給を再開する設計とする。)

◎窒素封入圧力 0.5MPa [gage]

◎最小窒素封入量 (平成 23 年 10 月 17 日時点※)

1 号機 : 6 m³/h

2 号機 : 9 m³/h

3 号機 : 9 m³/h

※ : 平成 23 年 10 月 17 日時点の崩壊熱から水素発生量を評価し可燃限界以下となる窒素封入量の最小値 (添付資料- 1 参照)

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン

1 号機 : 窒素発生装置より仮設のホースを用いて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の信頼性に懸念があることから、窒素供給の信頼性を向上させるため、ドライウェル酸素濃度計装ラックへの予備配管の接続を計画中。(表 2-1 参照)

2 号機 : 窒素発生装置より仮設のホースを用いて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いる。また、窒素供給の多重性を持たせるため、建屋外 (ヤード) の仮設ホースについては 2 ラインホースを敷設し、プラントに窒素を供給する。

3 号機 : 窒素発生装置より仮設のホースを用いて既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続している。また、窒素の供給の多重性を持たせるため、建屋外 (ヤード) の仮設ホースについては 2 ラインホースを敷設し、プラントに窒素を供給する。

原子炉格納容器窒素封入ラインは、原子炉格納容器内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。

(3) 監視装置

原子炉格納容器窒素封入設備は、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、設計したとおり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する。

これらのパラメータのうち、窒素ガス封入流量および窒素ガス封入圧力については重要免震棟よりウェブカメラを用いた遠隔監視が可能な設備としている。

ただし、監視パラメータのいずれについても、異常時に重要免震棟への警報は発生しないが、機能が停止してから原子炉格納容器内の雰囲気気圧が可燃限界に至るまでには平成23年10月17日時点で最短約5日程度の余裕があり、保安要員による巡視点検を1日に1回以上行うことにより健全性を担保している。(添付資料-2参照)

(4) 電源

原子炉格納容器窒素封入設備の現状の電源構成図を図2-2に示す。当該設備の電源は、仮設1/2号M/C(B)より受電しており、当該M/Cは複数の外部電源から手動による受電切替が可能な設計となっている。

また、高台(OP.35,000)に配置した窒素発生装置には単独のD/Gを有しており、外部電源喪失時にも窒素の供給が可能となっている。

平成24年3月時点での所内電源の増強目標構成図を図2-3に示す。現状、常用の窒素ガス発生装置2台は仮設1/2号M/C(B)より受電しているが、増強後は所内共通M/C1(A)及び同1(B)からそれぞれ独立して受電される予定である。

監視装置電源については、1~3号機 流量計監視カメラ、1、2号機 圧力計監視カメラは仮設1/2号M/C(B)より受電している。3号機 圧力計監視カメラは仮設3/4号M/C(A)より受電している。

(5) 津波対策他

津波等により、原子炉格納容器窒素封入設備に破壊や損傷が生じることを想定し、高台(OP.35,000)に高台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している。

(6) 格納容器内雰囲気気圧の監視

原子炉格納容器ガス管理設備設置前については確認できるパラメータ(窒素ガス濃度、流量、圧力)が事前に評価している条件を満足していることを確認する。原子炉格納容器ガス管理設備設置後は前述のパラメータに加えて1週間に1度程度、水素濃度の確認を行う。

(7) 火災防護

原子炉格納容器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している。また、補給用潤滑油については適切な場所にて保管を行う。

2.4. 設備の構造強度

原子炉格納容器窒素封入系は、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。（添付資料-3、4参照）

2.5. 耐震性

原子炉格納容器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付けられることから、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った。この結果、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した。

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-3、4参照）

2.6. 主要仕様

原子炉格納容器窒素封入設備の主要仕様を表2-2に、配管仕様を表2-3に示す。

2.7. 運用

2.7.1 運転管理

(1) 設備の運転状態の監視

原子炉格納容器窒素封入設備の運転状況（窒素ガス濃度、窒素ガス封入流量、窒素ガス封入圧力、ドレンの排出状況など）を監視することにより、設備の運転状態に問題がなく必要な性能が維持されていることを確認する。格納容器ガス管理システム設置後は水素濃度の監視を併せて行い、原子炉格納容器内の雰囲気の不活性であることを確認する。

当該設備には潤滑油や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こととする。また、巡視等を行うことで火災の早期検知に努める。

(2) 窒素封入量について

平成 23 年 10 月 17 時点での最小窒素封入量は 1 号機：6m³/h，2 号機：9m³/h，3 号機：9m³/h であるが，窒素封入量を多くすることで格納容器内の水素濃度をより低く維持し、装置が停止した際の時間的余裕が増すことから、窒素封入量は最小窒素封入量より余裕を持って設定する。

平成 23 年 10 月 17 時点では 1 号機：28m³/h，2 号機：13m³/h，3 号機：14m³/h とする。原子炉格納容器ガス管理システム導入時に 1 号機の窒素封入量を 12m³/h に変更する。

(3) 地震後の巡視点検

原子炉格納容器窒素封入設備は、耐震 C クラスの耐震性を有しており、かつ設計以上の震度に対しては設備の固縛や仮設ホースのフレキシビリティにより、耐震性を確保しているが、震度 5 弱を超えるような地震が発生した場合は、地震後に設備に対して巡視点検を行い、異常のないことの確認を行う。

2.7.2 異常時の措置

(1) 機器の単一故障

原子炉格納容器窒素封入系の主要な設備は多重化を行っており、単一故障については切換することによって対応が可能である。ただし、仮設ホースの一部については予備品との取替にて対策を実施する。

a. 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）※

b. 電源喪失

原子炉格納容器窒素封入系の電源は仮設 1 / 2 号 M / C (B) から供給されているが、当該 M / C は複数の外部電源から手動による受電切換が可能であることから、電源切換に長時間を要しない場合は、電源の切換操作により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）※

電源切替に長時間を要する場合は、予め待機しているディーゼル発電機を持つ窒素ガス分離装置を起動することで、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）※

c. 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、予備品の仮設ホースと交換する。
(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。

平成23年10月17日時点において、原子炉格納容器内雰囲気の水素の可燃限界に至るまでには、最短で約5日程度の時間的余裕がある。このことから、他に緊急度の高い復旧作業がある場合は、そちらを優先して実施する。本設備の復旧作業は事前の準備が整い次第、速やかに実施する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波等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格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから、原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至るまでは最短でも約5日程度であることから、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。

(3) 原子炉注水が停止した場合の対応について

原子炉注水系の機能が喪失し、冷却材が沸騰する状態となった場合、原子炉格納容器内は水蒸気雰囲気となっており、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内で水の放射線分解によって発生した水素・酸素の濃度は極めて低く抑えられていることから、原子炉格納容器内での急激な水素燃焼の発生はない。

しかし、原子炉注水系の機能が復旧し、原子炉の冷却を急激に促進すると、蒸気発生が減少する一方、水の放射線分解による水素・酸素発生は継続するため、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が高まり、可燃限界に達する懸念がある。そのため、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。

なお、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内で水の放射線分解によって発生した水素は、沸騰状況においても、単位時間当たりの発生濃度を窒素封入により4%以下にしている状況である。そのため、原子炉格納容器内が沸騰状態から急激に冷却されたとしても、蒸気の発生が急激に消滅する前に窒素封入を実施することにより、水素の濃度は可燃限界以下を維持できる。

2.7.3 保守管理

原子炉格納容器窒素封入設備は、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、切替作業により原子炉格納

容器への窒素封入の再開が可能である。また、仮に複数の機器の同時故障等の何らかの理由で速やかな再開ができない場合でも、窒素封入の停止後、原子炉格納容器内雰囲気の水素の可燃限界に至るまでには最短でも約5日の時間的余裕がある。

このように、原子炉格納容器窒素封入設備については運転継続性の要求は高くないと考えられることから、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、巡視点検等の運転管理を行う中で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を行うこととする。

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。

また、高台窒素ガス分離装置については、構成する設備の健全性を定期的に確認することとする。

2.8. 添付資料

添付資料－1 水素発生量の評価結果について

添付資料－2 窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料－3 原子炉格納容器窒素封入設備 設計・施工に伴う重要度分類の考え方について

添付資料－4 原子炉格納容器窒素封入設備の構造強度および耐震性について

表 2-1 1号機 窒素供給配管追設工事工程

	平成23年			平成24年
	10月	11月	12月	1月
1号機 窒素供給配管 追設工事				
	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>			

表 2-2 原子炉格納容器窒素封入設備主要仕様

(1) 窒素ガス分離装置 A (外部電源)	
台 数	1
容 量	70m ³ /h
窒素純度	99.9%以上
電気容量	75.6kVA
(2) 窒素ガス分離装置 B (外部電源)	
台 数	1
容 量	140m ³ /h
窒素純度	99.0%以上
電気容量	121kVA
(3) 高台窒素ガス分離装置 (D/G 電源)	
台 数	1
容 量	500 m ³ /h
窒素純度	99.0%以上
(4) 高台窒素ガス分離装置用 D/G	
台 数	1
容 量	20kVA
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周波数	50Hz
タンク容量	65 l (参考消費量 7 l/h)
(5) 膜式窒素分離装置 A, B, C (D/G 電源)	
台 数	3
容 量	8 m ³ /h (1 台あたり)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	13.2kW

(6) 膜式窒素分離装置用 D/G

台数	1
容量	125kVA
力率	約 0.8 (遅れ)
電圧	約 200V
周波数	50Hz
タンク容量	900 l (参考消費量 20.6 l/h)

(7) 処理水バッファタンク バブリング用 窒素ガス分離装置 (外部電源)

台数	1
容量	60 m ³ /h
窒素純度	99.0%以上
電気容量	47kW

表 2-3 主要配管仕様

名 称	仕 様	
①膜式窒素分離装置から共用ヘッダ A まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	19.0mm 29.0mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.0MPa
②窒素ガス分離装置 A から共用ヘッダ A まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25.4mm 36.2mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.0MPa
③窒素ガス分離装置 B から共用ヘッダ B まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25.7mm 36.5mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.5MPa
④共用ヘッダ A から 1 号機 窒素封入点 (AC 系配管) まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	50.8mm 68.0mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.0MPa
⑤共用ヘッダ B から 2 号機 窒素封入点 (可燃性ガス濃度制御系の弁間漏えい試験用タップ) まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25.4mm 34.4mm 以上 ゴム (JIS K6332) 1.0MPa
⑥共用ヘッダ B から 3 号機 窒素封入点 (原子炉格納容器漏えい率試験用予備タップ) まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25.4mm 34.4mm 以上 ゴム (JIS K6332) 1.0MPa
⑦処理水バッファタンク バブリング用 窒素ガス分離装置から共用ヘッダ B まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25.4mm 37.5mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.0MPa
⑧高台共用ヘッダから共用ヘッダ B まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	25mm 34.5mm ゴム (JIS・メーカー規格) 1.0Mpa
⑨高台窒素ガス分離装置から共用ヘッダ C まで	内径 外径 材質 最高使用圧力	50.8mm 73.0mm ゴム (JIS・メーカー規格) 2.0Mpa

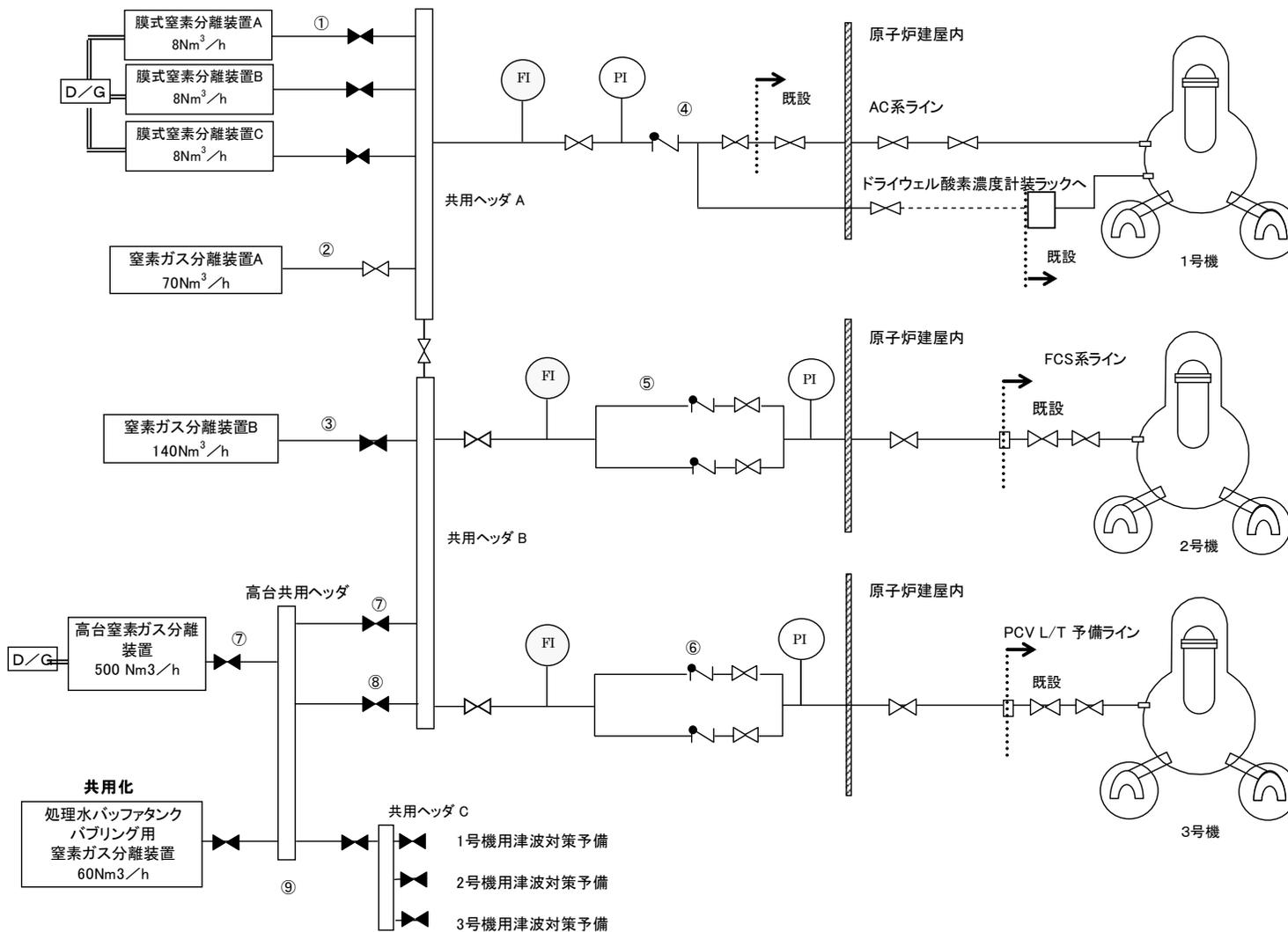


図 2-1 原子炉格納容器窒素封入設備系統概略図

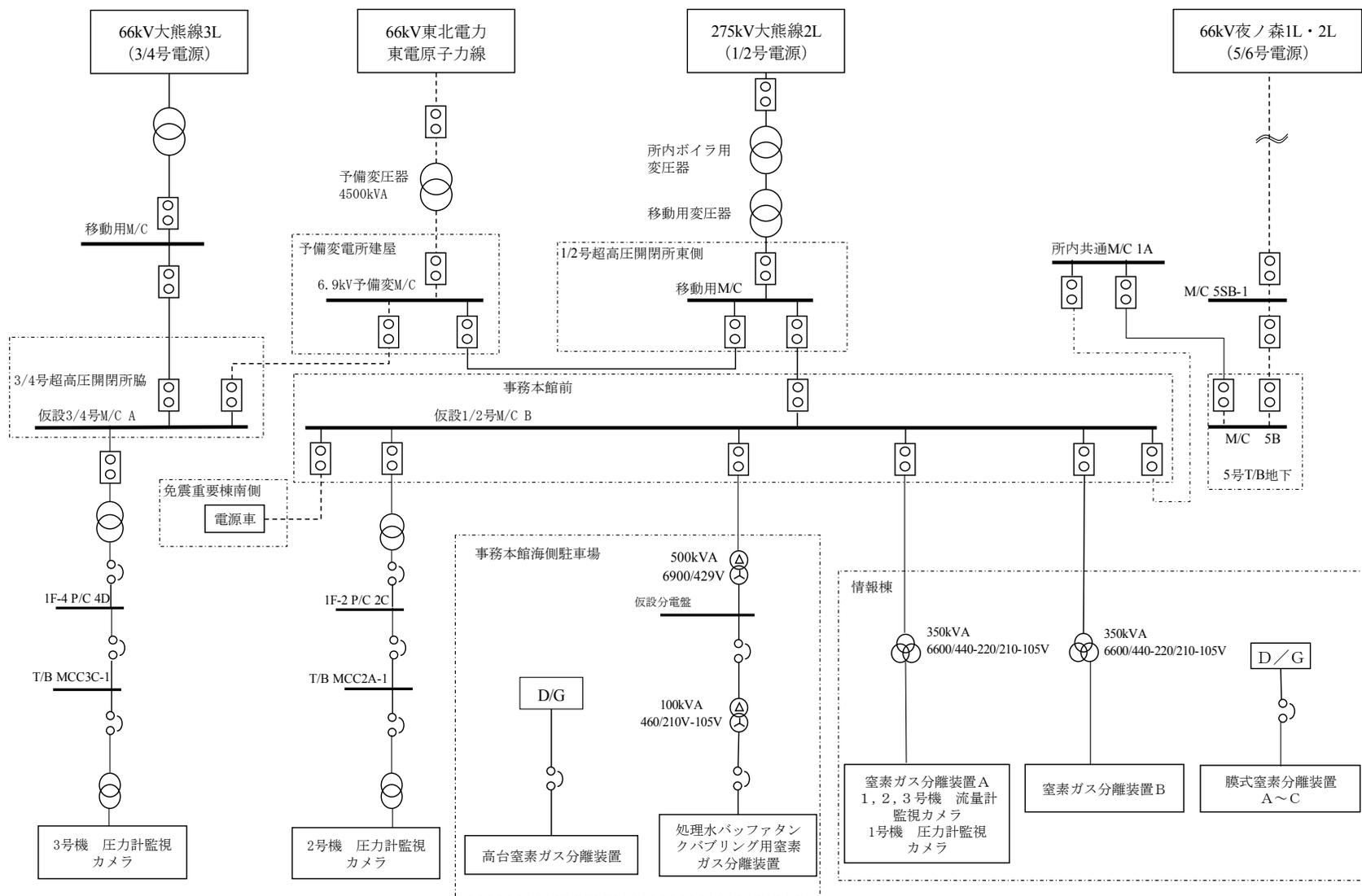


図 2-2 原子炉格納容器室素封入設備 電源構成図

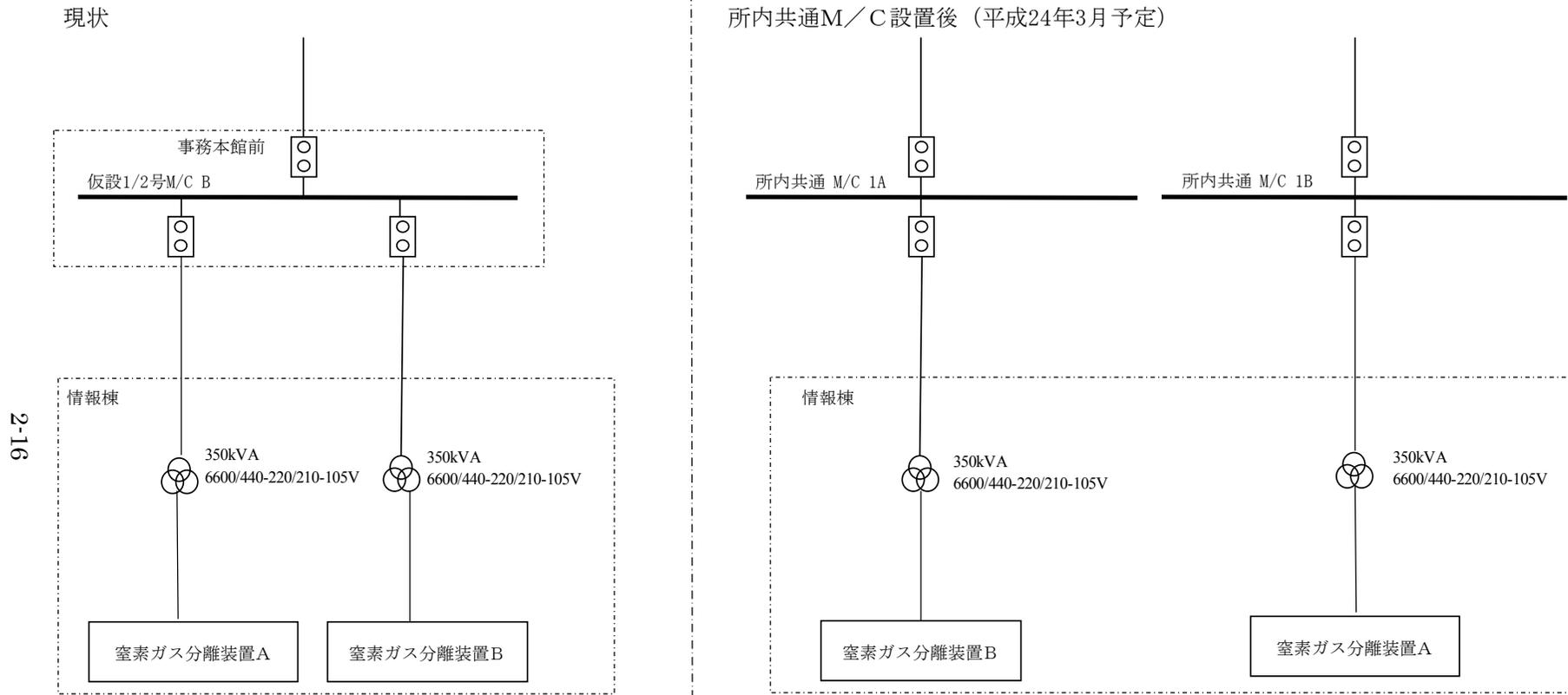


図 2-3 原子炉格納容器窒素封入設備 電源構成図（今後の予定）

水素発生量の評価結果について

1. はじめに

事故初期に発生した水－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（以下、PCV）から漏えいし、現状は水の放射線分解により水素が発生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評価する。

なお、評価手法は、「福島第一原子力発電所第2号機原子炉格納容器への窒素封入に係る報告の徴収について（報告）」および「福島第一原子力発電所第3号機原子炉格納容器への窒素封入に係る報告の徴収について（報告）」と同様である。

2. 水素発生量の評価条件

(1) 評価式

水の放射線分解による水素発生量は次式で計算される。

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

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）(MW/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）※

※：1kmol=1/2.205 lbmol

(2) 評価条件

◇ 事故後の原子炉出力割合（崩壊エネルギー）

- 事故後、希ガスはPCV外に全量放出されたものとし、残りの核分裂生成物がPCV外に放出されず放射線分解に寄与するものとする。
- エネルギー吸収率の観点から核分裂生成物の分布としてPCV液相中とそれ以外の分布を考慮する。ただし、水溶性のCsI等については全てPCV液相中に存在するものと仮定。

◇ エネルギー吸収率

- エネルギー吸収率は、発生する放射線の自己遮へいの効果を考慮し設定する。
- PCV液相中の核分裂生成物のエネルギー吸収率については、水溶性以外の粒子状のものが存在することも想定され自己遮へいの効果もあると考えられるが保守的に100%に設定。

- PCV 液相中以外の核分裂生成物のエネルギー吸収率については、PCV 液相中以外の核分裂生成物のうち溶融落下し分散したデブリは電力共同研究の成果(※1)より、デブリ径が大きくなるにしたがってエネルギー吸収率が下がると評価されていることから、自己遮へいを考慮し 10%に設定。
(※1)シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（平成 12 年 3 月）
- エネルギー吸収率の高い PCV 液相中の存在割合を切り上げすることで、保守的な評価条件とした。
- 炉心の状態に関する解析結果と本評価条件での存在割合の関係、及びエネルギー吸収率は次表のとおり。

核分裂生成物	存在位置	存在割合		エネルギー吸収率
		MAAP 解析結果※	評価条件	
ハロゲン	PCV 液相中	90%	100%	100%
	それ以外	10%	0%	—
固形分	PCV 液相中	4%	10%	100%
	それ以外	96%	90%	10%

※ 炉心の状態に関する解析結果（MAAP 解析結果）

5/23 付にて報告した「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心の状態について」に記載されている炉心の状態に関する解析結果を用いた。今回の評価では、原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定した解析（炉内への注水量を厳しめに設定した解析）を用いた。

◇ G 値

水中にヨウ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、水素の G 値を 0.25 分子/100eV(※2)とする。

(※2)原子炉設置変更許可申請書

3. 評価結果

水素濃度を4%以下にする窒素封入量の評価結果を下表および図1～図3に示す。

		平成 23 年 10 月 17 日	平成 24 年 10 月 17 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 0.6	約 0.3	約 0.2	約 0.1
	水素発生量 (kmol/h)	約 0.01 (約 0.2Nm ³ /h)	約 0.005 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.003 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.002 (約 0.05Nm ³ /h)
	必要窒素量 (kmol/h)	約 0.3 (約 6Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 3Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 2Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 2Nm ³ /h 以上)
2 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.9	約 0.4	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (kmol/h)	約 0.02 (約 0.3Nm ³ /h)	約 0.006 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.004 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.003 (約 0.06Nm ³ /h)
	必要窒素量 (kmol/h)	約 0.4 (約 9Nm ³ /h 以上)	約 0.2 (約 4Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 3Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 2Nm ³ /h 以上)
3 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.9	約 0.4	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (kmol/h)	約 0.02 (約 0.3Nm ³ /h)	約 0.006 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.004 (約 0.1Nm ³ /h)	約 0.003 (約 0.06Nm ³ /h)
	必要窒素量 (kmol/h)	約 0.4 (約 9Nm ³ /h 以上)	約 0.2 (約 4Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 2Nm ³ /h 以上)	約 0.1 (約 2Nm ³ /h 以上)

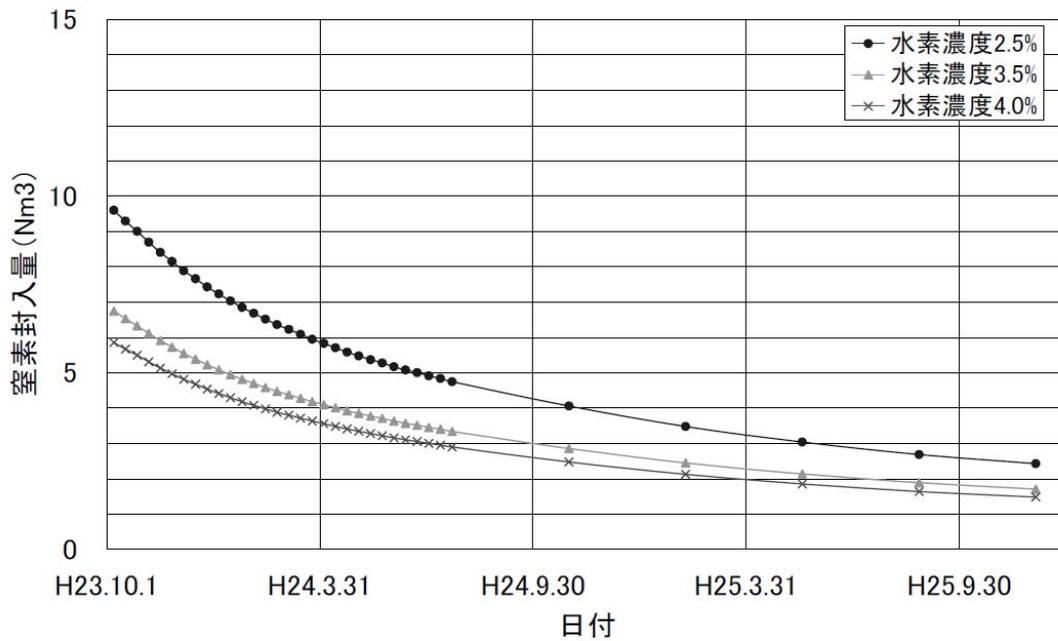


図1 福島第一原子力発電所第1号機 窒素封入量の推移

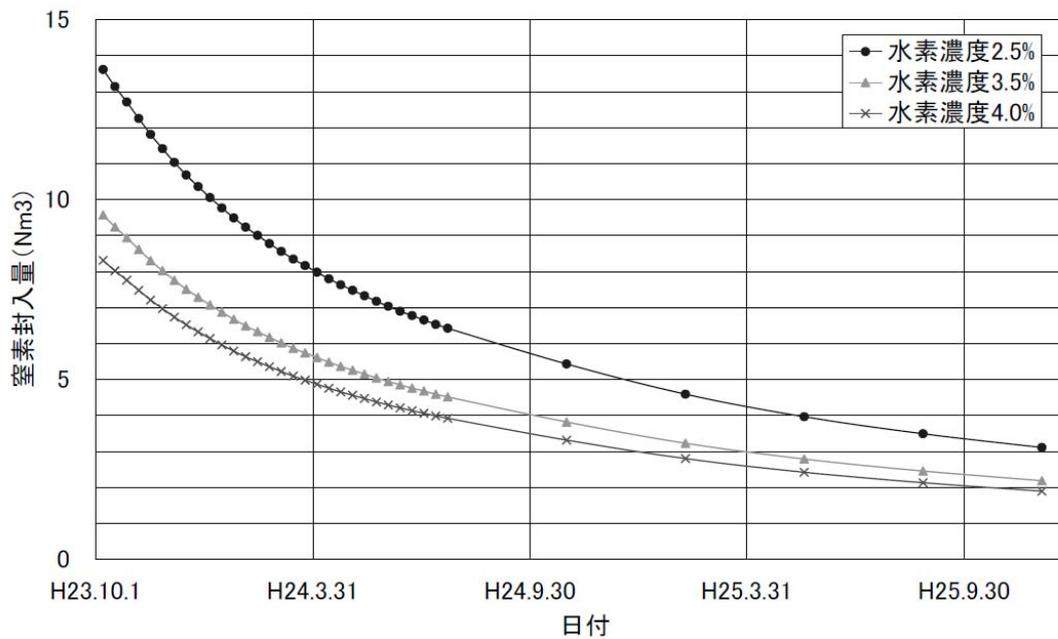


図2 福島第一原子力発電所第2号機 窒素封入量の推移

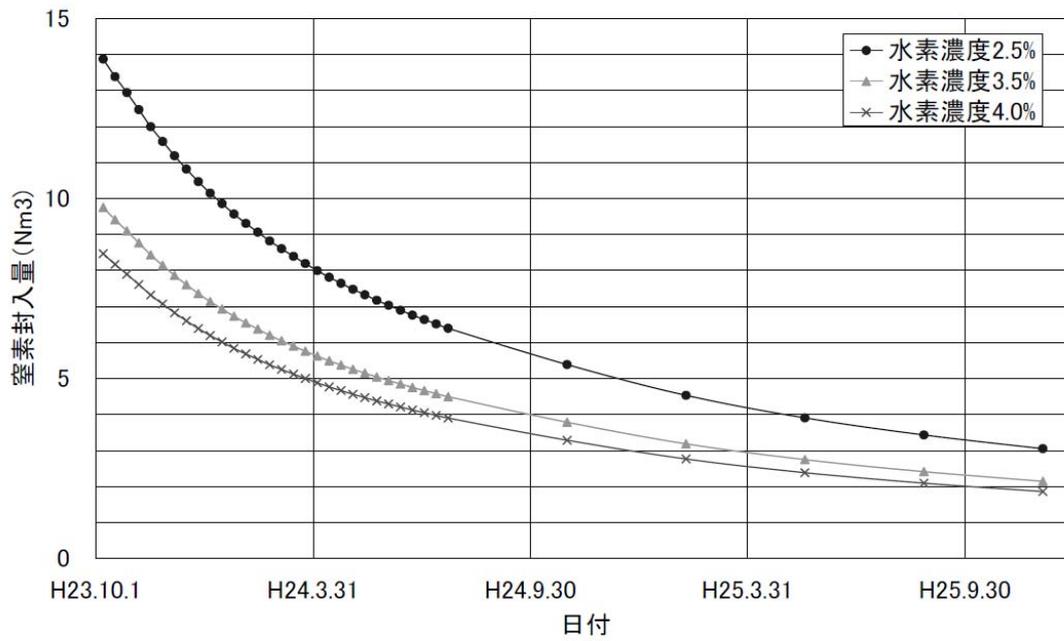


図3 福島第一原子力発電所第3号機 窒素封入量の推移

窒素封入停止時の時間余裕について

1. はじめに

原子炉格納容器は、窒素封入により、低い不活性な雰囲気中に保たれている。しかしながら、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、以下に時間余裕を評価する。

2. 時間余裕の評価条件

(1) 水素発生量について

水素発生量の評価条件は、添付資料－1 で示すとおりであり、平成 23 年 10 月 17 日時点での水素発生量と濃度は表 1 の通りである。

(2) 余裕時間について

● 評価式

窒素封入設備が停止した場合の余裕時間は次式で計算される。

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

T：時間余裕 (hr)

V_{pcv} ：原子炉格納容器気相部体積 (m^3)

C_{H_2} ：原子炉格納容器内の初期水素濃度 (%)

M_{H_2} ：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量 (m^3/hr)

● 評価条件について

- 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が平衡状態にあるとして、初期水素濃度を設定する。
- 窒素封入設備の停止後は、水の放射線分解により水素及び酸素のみが発生することとし、水素濃度が可燃限界の 4% に到達する時間を評価する。
- 原子炉格納容器の水位は、原子炉格納容器球形部の赤道面 (図 1) にあることとし、原子炉格納容器気相部の体積は、1 号機約 $1,900m^3$ 、2 号機および 3 号機約 $2,600m^3$ とする。

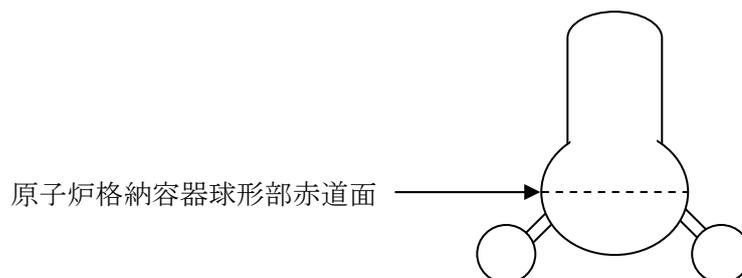


図 1 原子炉格納容器概略図

- 評価結果について
 - 評価結果を，表 1 および図 2～図 4 に示す。

表 1 水素発生量と水素濃度と余裕時間について

	1号機	2号機	3号機
水素発生量 (Nm ³ /hr)	約 0.2 (約 0.01 k mol/hr)	約 0.3 (約 0.02 k mol/hr)	約 0.3 (約 0.02 k mol/hr)
窒素封入量 (Nm ³ /hr)	12	13	14
水素濃度 (%)	約 2.0	約 2.5	約 2.4
余裕時間 (日)	約 7	約 5	約 5

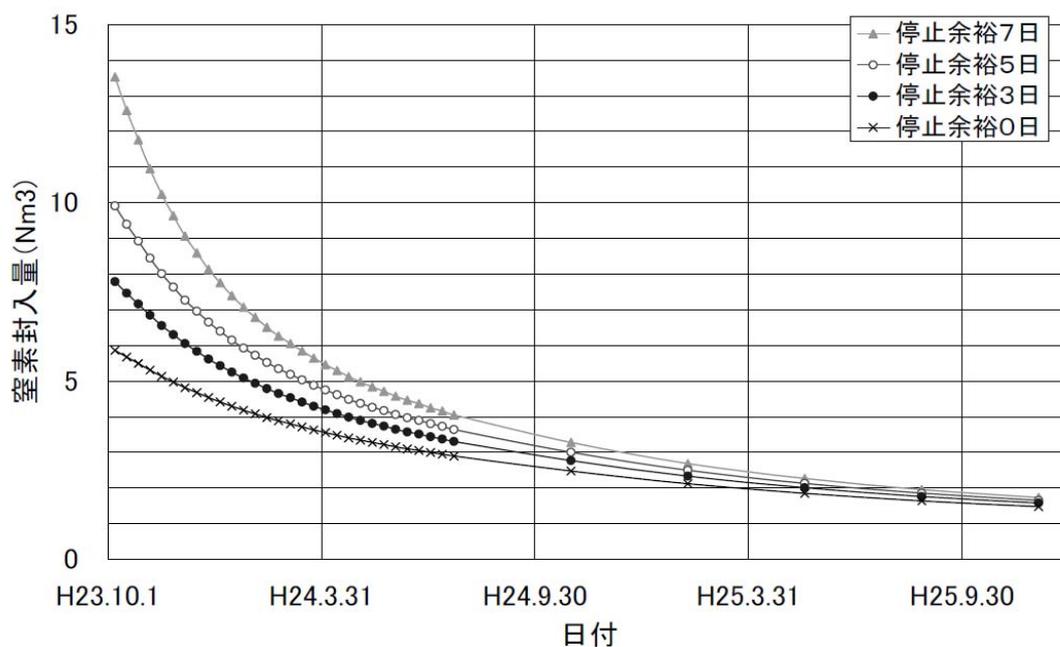


図2 福島第一原子力発電所第1号機 窒素封入停止後4%到達日数と窒素封入量の推移

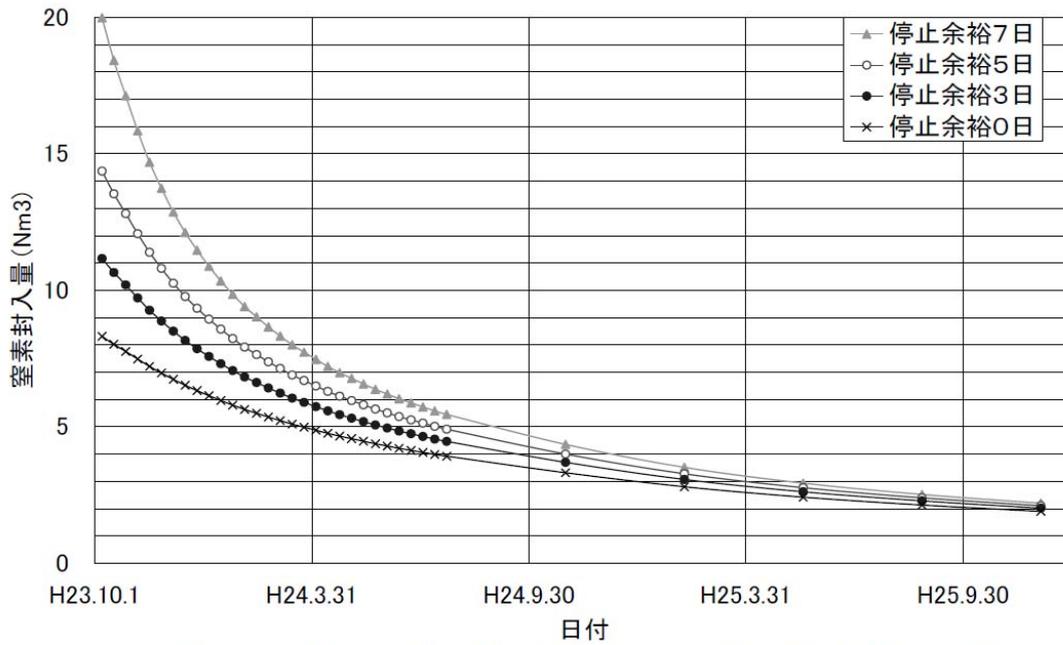


図3 福島第一原子力発電所第2号機 窒素封入停止後4%到達日数と窒素封入量の推移

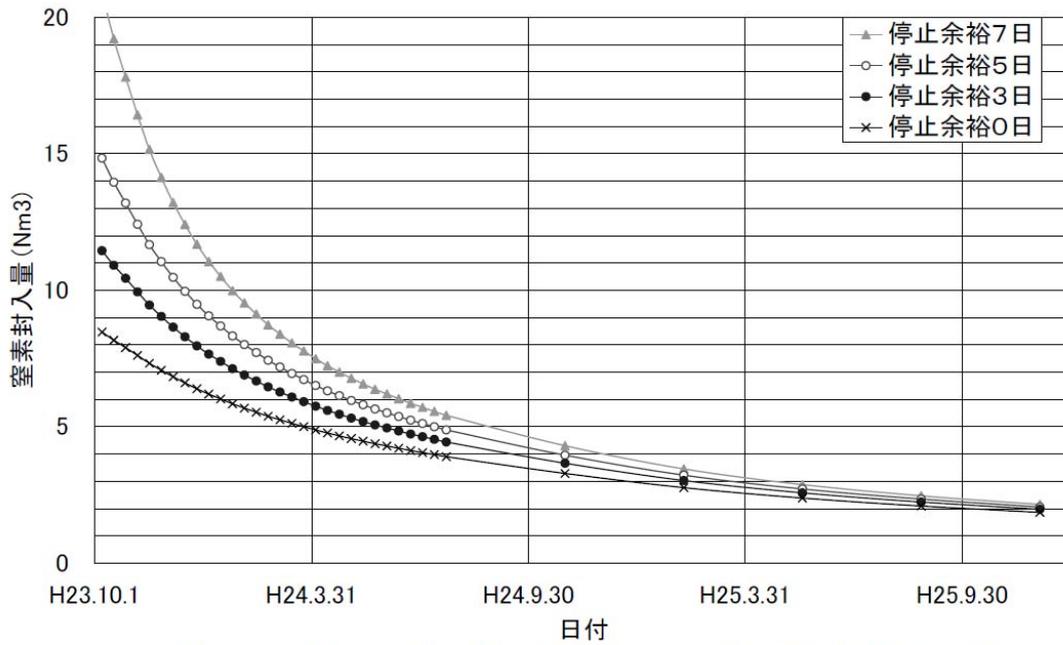


図4 福島第一原子力発電所第3号機 窒素封入停止後4%到達日数と窒素封入量の推移

原子炉格納容器窒素封入設備
設計・施工に伴う重要度分類の考え方について

(1) 安全重要度分類について

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612)」より、原子炉格納容器窒素封入設備については以下の分類がなされている。

①原子炉格納容器：MS－1

②不活性ガス系：MS－3

(注：当該系である格納容器内の環境条件を機能要求以前に達成及び維持するための設備であり、状態は事前に検知可能であることから、当該系に対し重要度はクラス3となる。)

今回設置を予定している原子炉格納容器窒素封入設備は上記範囲のうち②の一部に該当するが、指針上の注記の記載と現状では状況が異なることから、重要度分類について以下の通り再考を行った。

図－1～3に現在の福島第一1～3号機における格納容器への窒素封入量と想定される水素濃度の関係を示す。現状、各号機の原子炉格納容器には窒素の封入が実施されており10月17日時点において、想定される水素濃度は約2.0～2.5%程度と考えられる。また、この時点において窒素の供給が停止した場合の水素の可燃限界へ至るまでの時間は短いもので約5日程度である。

このことから、現時点における水素爆発のリスクは低く、窒素の封入が停止した場合も水素の可燃限界に至る前に対策を取ることが可能であることから、機器の重要度を従来と同様にMS－3として設計を行う。

また、JEAG4612においては、クラス3の設備についての設計上の考慮の基本的目標を「一般産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。」としていることから、JISやメーカー標準設計等に基づく設計を行うこととする。

(2) 耐震重要度分類について

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」及び「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」より、原子炉格納容器窒素封入設備については以下の分類がなされている。

①原子炉格納容器：Sクラス

②不活性ガス系：Cクラス

今回設置を予定している原子炉格納容器窒素封入設備の耐震クラスについては、(1)にて述べた重要度分類の考え方を考慮し、不活性ガス系と同様に耐震Cクラスとして設計・施工を行うこととする。

(3) 安全確保策について

前述(1)、(2)の通り、原子炉格納容器窒素封入設備については本設設備と同様の設計を行うが、耐震Cクラスより大きい地震加速度により設備が転倒する恐れがあることから、各設備について固縛等の対策を講ずる。

以上

原子炉格納容器窒素封入設備の構造強度および耐震性について

1. 窒素ガス分離装置の構造強度および耐震性

(1) 構造強度

窒素ガス分離装置（A）、（B）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 B8265（圧力容器の構造一般事項）の規格計算を行い、下記の通り必要板厚さを満足することを確認した。よって原子炉格納容器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と判断した。

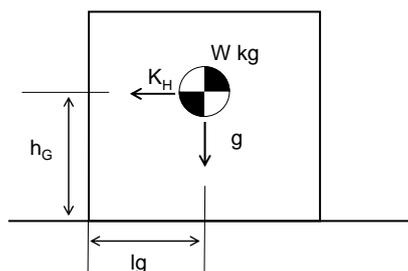
第二種圧力容器 板厚計算結果

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	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.68	9
		平ふた板	21.9	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.16	12
		平ふた板	21.9	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.48	6

(2) 耐震性

窒素ガス分離装置（A）、（B）については、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い、以下の通り耐震性を有することを確認した。

・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

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

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

窒素ガス分離装置 転倒評価結果

設備名称	算出モーメント $M_1 - M_2$ [N·m]	評価
窒素ガス分離装置 (A)	-5568	転倒しない
窒素ガス分離装置 (B)	-9104	転倒しない

2. バッファタンクの構造強度および耐震性

(1) 構造強度

バッファタンクについては、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 B8265（圧力容器の構造一般事項）の規格計算を行い、下記の通り必要板厚さを満足することを確認した。よって原子炉格納容器室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と判断した。

第二種圧力容器 板厚計算結果

設備名称	部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
バッファタンク (A)	胴板	6.47	9
	鏡板	6.84	9
バッファタンク (B)	胴板	7.72	9
	鏡板	8.19	9

(2) 耐震性

室素ガス分離装置 (A)、(B) については、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い、以下の通り耐震性を有することを確認した。

バッファタンク 転倒評価結果

設備名称	算出モーメント $M_1 - M_2$ [N·m]	評価
バッファタンク (A)	-227.9	転倒しない
バッファタンク (B)	-786.1	転倒しない

3. 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。