

福島第一原子力発電所

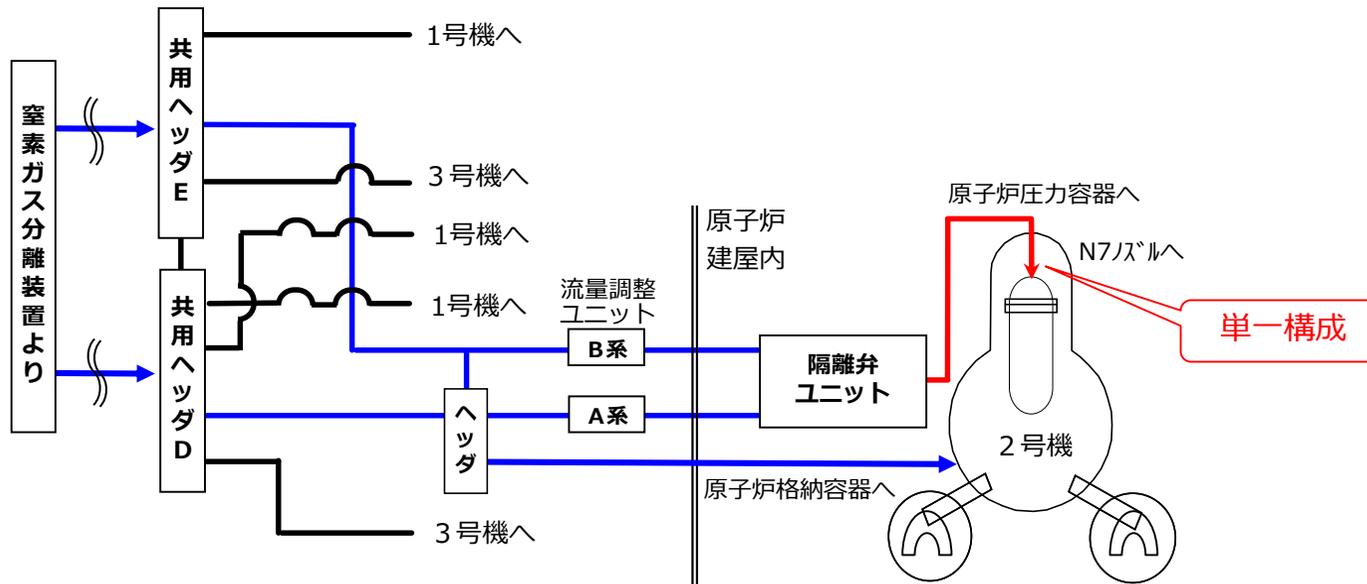
2号機原子炉圧力容器窒素封入ライン追設について

2021年11月5日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

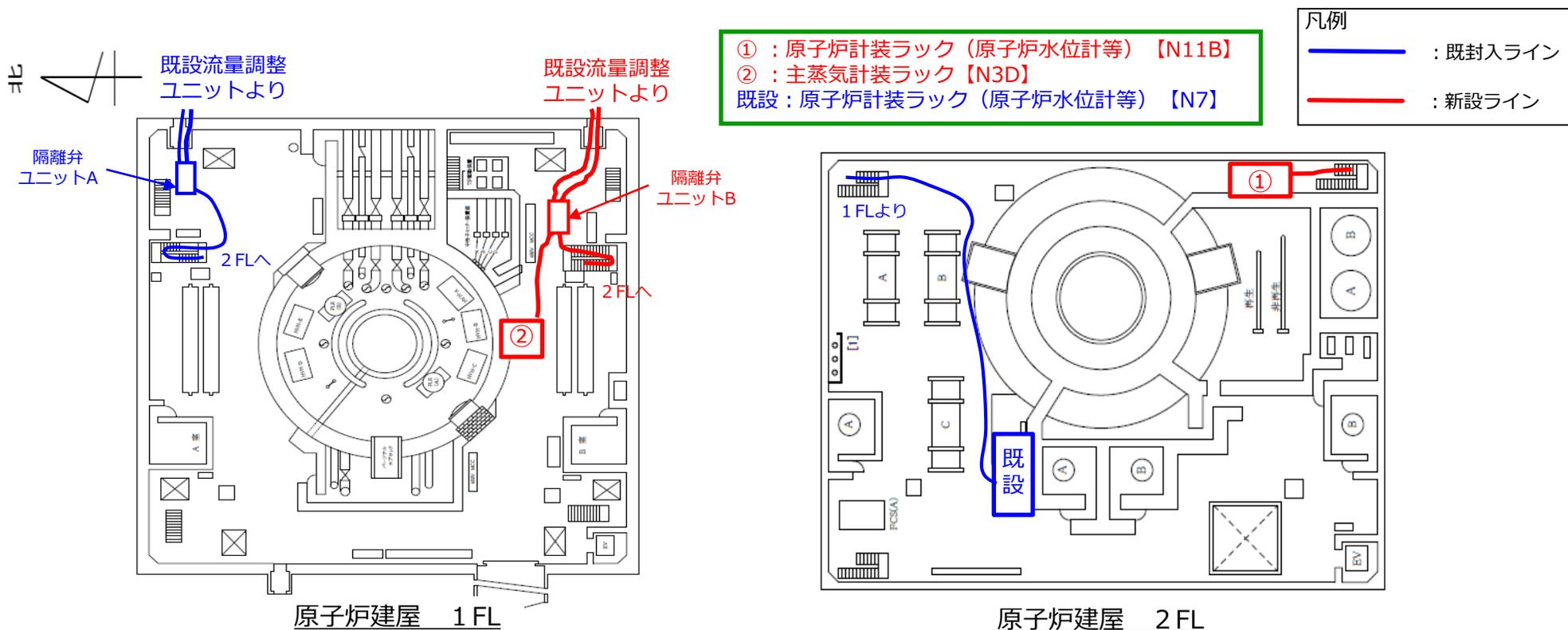
- 原子炉格納容器内窒素封入設備の内，2号機原子炉压力容器窒素封入点については，単一構成であることから，原子炉建屋内に隔離弁ユニット及び流路を形成する窒素封入ラインを2箇所追設（以下，「追設封入ライン」という。）し，設備の信頼性向上を図る。



窒素封入設備 系統概要図（現在）

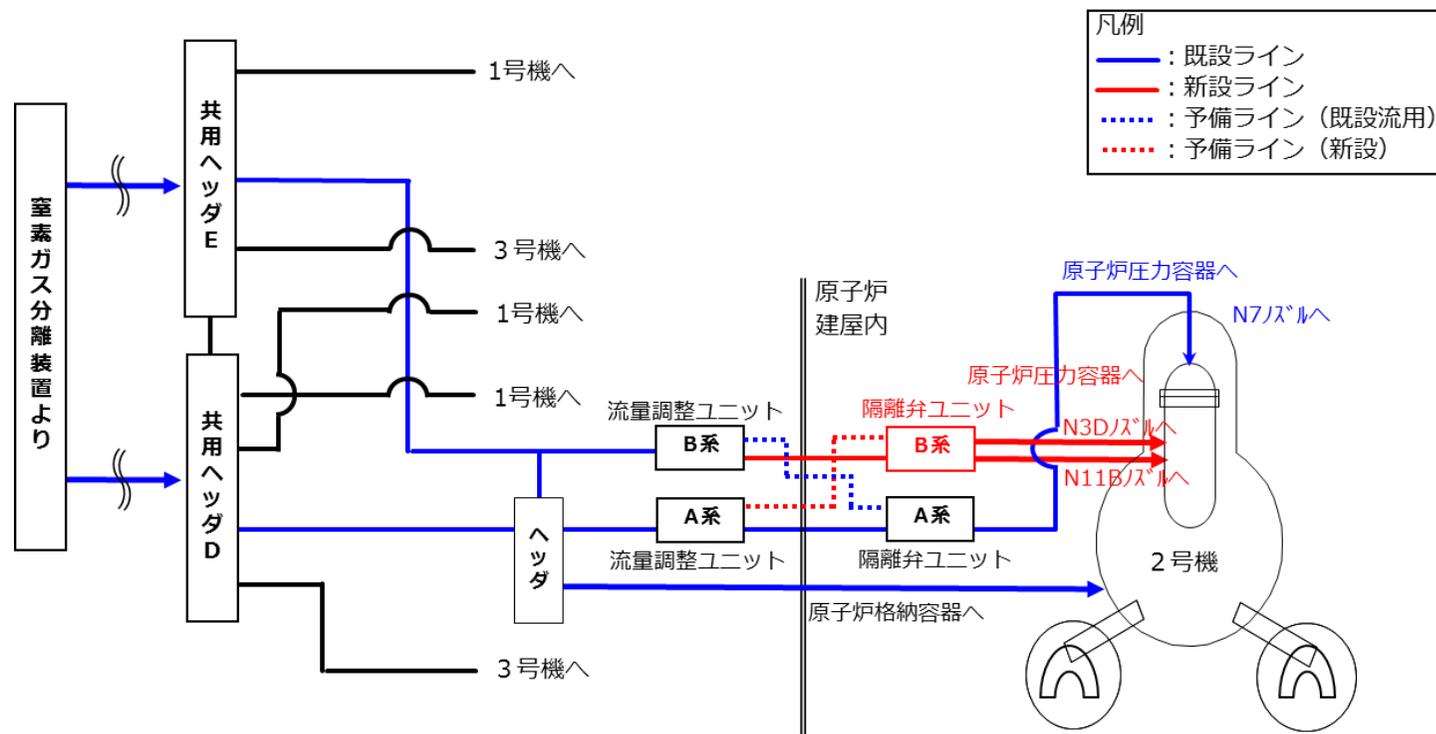
2. 工事内容 (1 / 2)

- 選定した封入点2箇所（①N11B, ②N3D）の計装配管接続口へ既設流量調整ユニットからの封入ラインを追設する。追設する各封入ラインの独立性を確保するため、隔離機能を有する隔離弁ユニットを新設する。
- 使用前検査については、同設備の実施計画Ⅱ添付資料-10に準じて実施する。



2. 工事内容 (2 / 2)

- 封入点2箇所（①N11B, ②N3D）の計装配管接続口へ既設流量調整ユニットからの封入ラインを追設する。追設する各封入ラインの独立性を確保するため、隔離機能を有する隔離弁ユニットを新設する。



窒素封入設備 系統概略図 (改造後)

※万一の隔離弁ユニットや封入ラインの損傷による供給停止に備え、各流量調整ユニットから隔離弁ユニット間に予備ホースを設置し、ホースの接続切替による速やかな原子炉圧力容器窒素封入の再開を可能とする。

3. 追設ラインの封入性能

- 追設ラインについて、仮設ラインを用いての通気確認を行い、実施計画Ⅲ第1編第25条で定めるPCV内水素濃度（2.5%）にするために必要な窒素封入量以上（RPV：2.7 Nm³/h）封入できることを確認。

判定基準

【最大流量】

- ・ 実施計画Ⅲ第25条で定めるPCV内水素濃度（2.5%）にするために必要な窒素封入量以上封入できること。

2020年4月時点の評価値

RPV※：**2.7 (Nm³/h)** / PCV：2.6 (Nm³/h)

※.RPVに封入した窒素は、RPVより漏えいし、PCVに流れ混むことから、RPVへの窒素封入量をPCVに封入する封入量とみなせる。

【封入成否】

- ・ 既設PCV窒素封入ラインを使用して実施したPCV圧力上昇率確認の実績値と比較し、著しい相違がないこと。

0.08 (kPa/h)（10.21 (Nm³/h) で封入した時）

表 通気確認結果

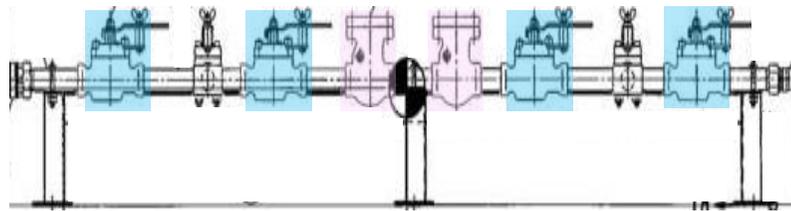
ノズル	最大流量 (Nm ³ /h)	PCV圧力上昇率 (kPa/h) (封入成否)	判定
N 1 1 B	1 7 . 5	約 0 . 0 8	良
N 3 D	1 6 . 0	約 0 . 0 8	良



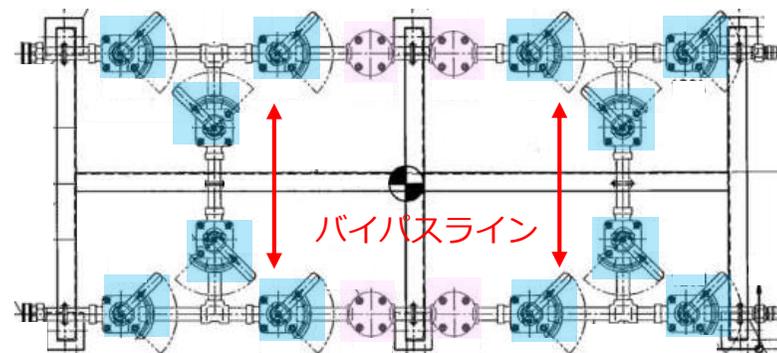
窒素封入ライン概略図 (赤字：新設 青字：既設)

4. 隔離弁ユニット（機器仕様）

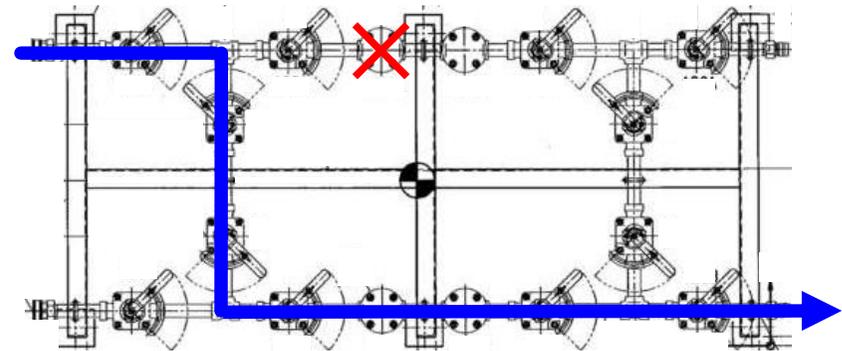
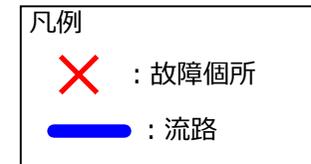
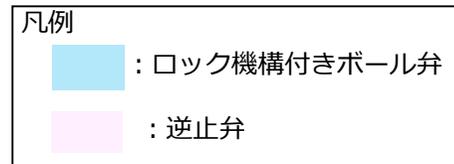
- 新設する隔離弁ユニットについては、窒素供給が停止した際にR P Vから窒素封入系統への逆流防止を目的に設置する。なお、隔離弁ユニットの構成については、単一故障による機能喪失防止として逆止弁を2台設置する。
- メンテナンス性を考慮し、バイパスラインを設ける。
- 弁については、既設同様にロック機構付きボール弁を採用し、接触等意図しない弁動作を防止する。



正面図



平面図



メンテナンス時の流路（例）

4. 隔離弁ユニット（構造強度）

- 新設する隔離弁ユニットを構成する配管（鋼管）については、設計・建設規格に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認した。
- 最高使用圧力及び最高使用温度に対し、機械的強度に問題が無く、十分な構造強度を有していることを確認した。

表 配管厚さ確認結果

形式	管の最小厚さ [mm]	設計・建設規格上の管の必要厚さ [mm]
円型	2.9	0.14

表 配管強度確認結果

形式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の必要最小厚さ [mm]
円型	3.4	0.14

※計算の内容については、参考1に記載。

4. 隔離弁ユニット（耐震性）

- 新設する隔離弁ユニットについて、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（ $1.2C_i=0.24$ ）に対して設備が転倒しないことを確認した。

表 耐震Cクラス相当の転倒評価確認結果

地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント（X軸） M_2 [N・m]	自重によるモーメント（Y軸） M_3 [N・m]
47.67	1001.52	472.61

表 耐震Sクラス相当の転倒評価確認結果

地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント（X軸） M_2 [N・m]	自重によるモーメント（Y軸） M_3 [N・m]
143.00	1001.52	472.61

地震によるモーメントは自重によるモーメントより小さいことから、当該ユニットは地震力に対して転倒しない。

※計算の内容については、参考2に記載。

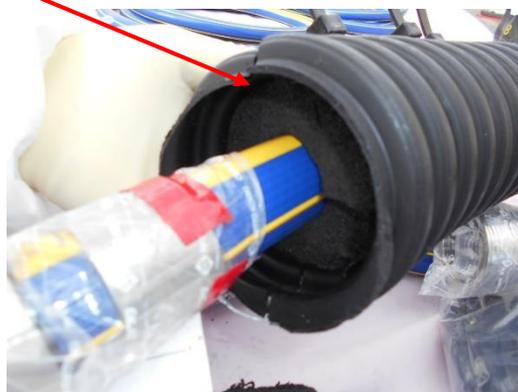
5. ホース（機器仕様）

- ホースは、軟質塩化ビニール製を使用し、外的要因による損傷防止対策として、保護カバーに収納する。
- ホース接続部の外れ防止対策として、結束バンドを使用し、接続部が容易に外れないよう処置を実施する。

新設ホース仕様（既認可品）

口径	25A
材質	軟質塩化ビニール
最高使用圧力	1.0MPa

保護カバー



ホース外観（参考）



ホース接続部（参考）

【構造強度】

- ホースは、設計・建設規格に記載がない材料であるが、一般高圧ガス保安規則に基づき、最高使用圧力の1.25倍以上にて耐圧試験を実施して有意な変形が無いこと、及び窒素ガス分離装置の通常運転圧（0.5MPa）以上にて漏洩がないことを確認することにより、必要な構造強度を有していると評価する。（既認可品を使用）

【耐震性】

- 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。

【被ばく線量】

- 2号機原子炉圧力容器窒素封入ライン追設工事において、予想される線量（参考値）を以下に示す。

エリア	被ばく線量(mSv・人)
原子炉建屋内	67.99
タービン建屋内	1.3

【被ばく低減対策】

- 新設するホースについては、事前のホース接続（カプラ接続）による現場接続箇所の削減等を実施することで、設置時間の短縮による被ばく低減を図る。
- 新設する隔離弁ユニットについては、建屋外にて組立・搬入しやすい構造にすることで、設置時間短縮による被ばく低減を図る。

■ 瓦礫類発生量

➤ 本工事に伴う瓦礫類は約3m³発生する見込みである。

➤ 2022年度計上済^{※1}

※1 実施計画Ⅲ「2.1 放射性廃棄物等の管理（2021/9/22付 許可版）」に記載した「今後3年間の想定発生量」に含まれており、保管容量に問題はない。

■ 表面線量率

➤ 約 1.0 mSv/h

■ 保管場所

➤ 線量区分に応じた各一時保管所（仮設保管施設等）に保管。

8. スケジュール



■ 変更理由：添付資料追加に伴う記載の追加

変更前	変更後
<p>2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備</p> <p>(中略)</p> <p>2.2.3 添付資料</p> <p>添付資料-1 系統概略図</p> <p>添付資料-2 構造強度及び耐震性について</p> <p>添付資料-3 窒素封入ラインの構成</p> <p>添付資料-4 水素発生量の評価について</p> <p>添付資料-5 窒素封入停止時の時間余裕について</p> <p>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</p> <p>添付資料-7 1号機ジェットポンプ計装ラックを用いた窒素封入設備について</p> <p>添付資料-8 原子炉圧力容器封入ラインの二重化及び窒素ガス分離装置A、Bの取替等について</p> <p>添付資料-9 窒素ガス分離装置用専用D/Gについて</p> <p>添付資料-10 原子炉格納容器内窒素封入設備に係わる確認事項について</p> <p>添付資料-11 1号機原子炉格納容器窒素封入ライン(不活性ガス系)の撤去について</p>	<p>2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備</p> <p>(中略)</p> <p>2.2.3 添付資料</p> <p>添付資料-1 系統概略図</p> <p>添付資料-2 構造強度及び耐震性について</p> <p>添付資料-3 窒素封入ラインの構成</p> <p>添付資料-4 水素発生量の評価について</p> <p>添付資料-5 窒素封入停止時の時間余裕について</p> <p>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</p> <p>添付資料-7 1号機ジェットポンプ計装ラックを用いた窒素封入設備について</p> <p>添付資料-8 原子炉圧力容器封入ラインの二重化及び窒素ガス分離装置A、Bの取替等について</p> <p>添付資料-9 窒素ガス分離装置用専用D/Gについて</p> <p>添付資料-10 原子炉格納容器内窒素封入設備に係わる確認事項について</p> <p>添付資料-11 1号機原子炉格納容器窒素封入ライン(不活性ガス系)の撤去について</p> <p>添付資料-12 2号機原子炉圧力容器窒素封入ライン追設について</p>

9. 実施計画変更箇所 (2 / 1 1)

- 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設に伴う系統概略図の変更

変更前

変更後

添付資料 - 1

添付資料 - 1

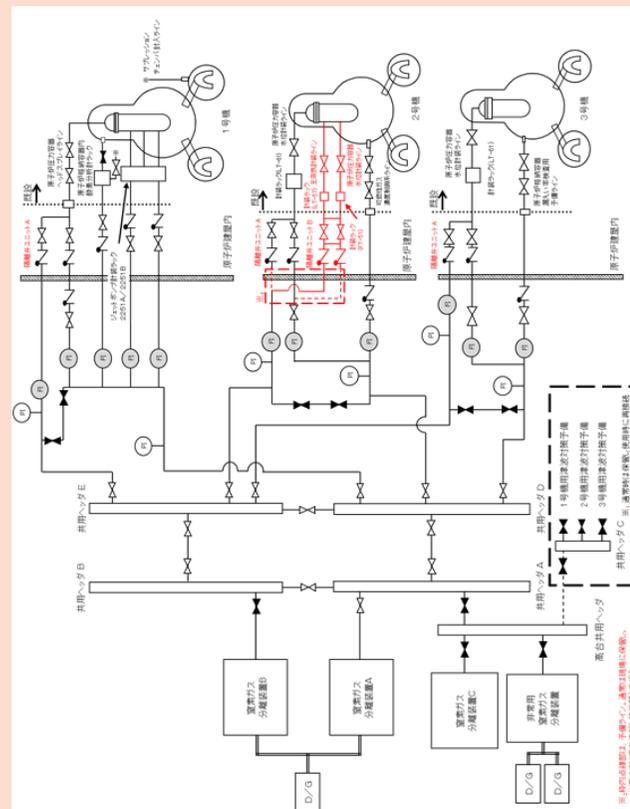
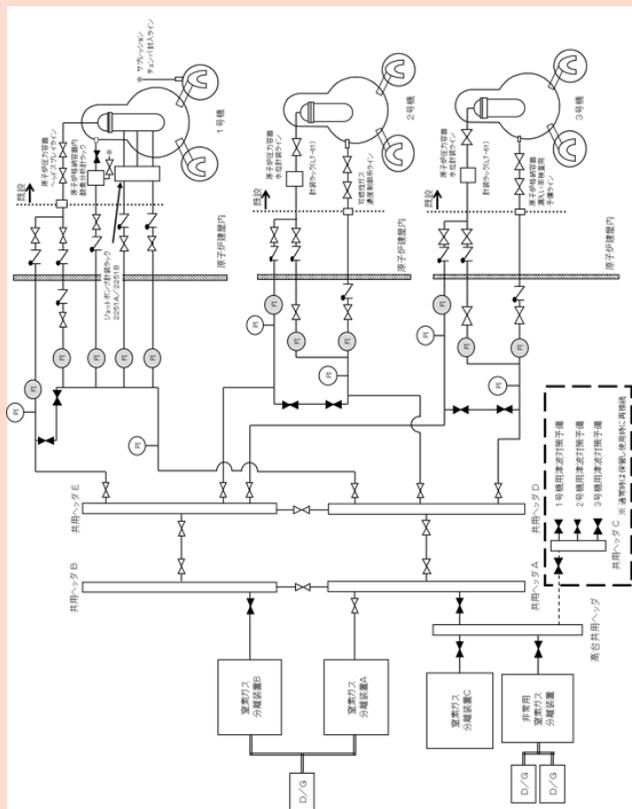


図-1 原子炉格納容器内窒素封入設備 系統概略図

図-1 原子炉格納容器内窒素封入設備 系統概略図

9. 実施計画変更箇所（3 / 1 1）

■ 変更理由：2号機原子炉圧力容器内窒素封入ライン追設に伴う記載の変更

変更前		変更後	
添付資料-2		添付資料-2	
構造強度及び耐震性について		構造強度及び耐震性について	
(中略)		(中略)	
<p>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-4の通り。</p>		<p>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-4の通り。</p>	
表-4 窒素封入ライン（既設配管）の耐震性		表-4 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）	1号機	原子炉格納容器内酸素分析ラック （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）	2号機	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）	3号機	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）
(中略)		(中略)	

9. 実施計画変更箇所（4 / 1 1）

■ 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設に伴う記載の変更

変更前

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 原子炉压力容器頂部冷却系
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 原子炉压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 原子炉压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）

変更後

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 原子炉压力容器頂部冷却系
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 原子炉压力容器水位計装ライン及び主蒸気計装ライン
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 原子炉压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）

9. 実施計画変更箇所（5 / 1 1）

- 変更理由：2号機原子炉圧力容器内窒素封入ライン追設に伴う窒素封入ライン概要図の変更及びその他記載の変更

変更前	変更後
添付資料 - 3	添付資料 - 3
窒素封入ラインの構成	窒素封入ラインの構成
<p>(中略)</p> <p>2. 2号機</p> <p>(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン： 既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており、原子炉圧力容器のT.P.34,500付近より窒素の封入が可能である。</p> <p>(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T.P.13,900付近の位置より窒素の封入が可能である。</p> <p>(中略)</p>	<p>(中略)</p> <p>2. 2号機</p> <p>(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン： 既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており、原子炉圧力容器のT.P.34,500付近、T.P.25,800付近の位置より窒素の封入が可能である。 また、既設の主蒸気計装ラインに接続しており、原子炉圧力容器のT.P.29,100付近の位置より窒素の封入が可能である。</p> <p>(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T.P.13,900付近の位置より窒素の封入が可能である。</p> <p>(中略)</p>
<p>図-1 窒素封入ライン概略図</p>	<p>図-1 窒素封入ライン概略図</p>

9. 実施計画変更箇所（6 / 1 1）

■ 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設に伴う記載の変更

変更前					変更後				
添付資料－8					添付資料－8				
原子炉压力容器封入ラインの二重化及び窒素ガス分離装置 A, B の取替等について					原子炉压力容器封入ラインの二重化及び窒素ガス分離装置 A, B の取替等について				
(中略)					(中略)				
表－2 流量計ユニット, 隔離弁ユニット及び共用ヘッダ 転倒評価結果 (耐震 C クラス相当の静的震度)					表－2 流量計ユニット, 隔離弁ユニット及び共用ヘッダ 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 (X軸側) M_2 [N・m]	自重による モーメント (Z軸側) M_3 [N・m]	評価	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 (X軸側) M_2 [N・m]	自重による モーメント (Z軸側) M_3 [N・m]	評価
流量計ユニット	38.26	603.52	154.74	転倒しない	流量計ユニット	38.26	603.52	154.74	転倒しない
隔離弁ユニット	32.75	606.92	140.11	転倒しない	隔離弁ユニット ^A	32.75	606.92	140.11	転倒しない
共用ヘッダ	48.66	810.96	349.75	転倒しない	共用ヘッダ	48.66	810.96	349.75	転倒しない
(以下, 省略)					(以下, 省略)				

9. 実施計画変更箇所（7 / 11）

■ 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設について新規記載

変更前	変更後
(現行記載なし)	<p style="text-align: right;"><u>添付資料-12</u></p> <p style="text-align: center;"><u>2号機原子炉压力容器窒素封入ライン追設について</u></p> <p><u>1. 工事概要</u> 原子炉格納容器内窒素封入設備の内、2号機原子炉压力容器窒素封入点については、単一構成であることから、原子炉建屋内に隔離弁ユニット及び流路を形成する窒素封入ラインを2箇所追設（以下、「追設封入ライン」という。）し、設備の信頼性向上を図る。 また、万一の隔離弁ユニットや封入ラインの損傷による供給停止に備え、各流量調整ユニットから隔離弁ユニット間に予備ホースを設置し、ホースの接続切替による速やかな原子炉压力容器内窒素封入の再開を可能とする。</p> <p><u>1. 基本設計及び基本仕様</u> 追設封入ラインの基本設計及び基本仕様については、「<u>2.2.1 基本設計</u>」及び「<u>2.2.2 基本仕様</u>」に基づく。</p> <p><u>1. 構造強度及び耐震性</u> 追設封入ラインの構造強度及び耐震性については、「<u>2.2.1.7 構造強度及び耐震性</u>」に基づく。</p> <p><u>3.1 隔離弁ユニット</u> <u>(1) 構造強度</u> 追設封入ラインの隔離弁ユニットを構成する鋼管については、設計・建設規格に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用条件に対して十分な構造強度を有していると判断する（表-1参照）。</p>

9. 実施計画変更箇所（8 / 1 1）

- 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設について新規記載

変更前	変更後						
(現行記載なし)	<p style="text-align: center;">表-1 配管強度確認結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">型式</th> <th style="text-align: center;">公称肉厚 [mm]</th> <th style="text-align: center;">設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">円型</td> <td style="text-align: center;">3.4</td> <td style="text-align: center;">0.14</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 耐震性 隔離弁ユニットについては、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。</p> <p>・設備の転倒評価</p> <div style="display: flex; align-items: flex-start;"> <div style="flex: 1;"> </div> <div style="flex: 1; padding-left: 10px;"> <p>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 (X軸側) W_g 転倒支点から機器重心までの距離 (Z軸側)</p> </div> </div> <p>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 (X軸側) : $M_2 = W \times g \times L_g$ 自重によるモーメント (Z軸側) : $M_3 = W \times g \times W_g$</p>	型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]	円型	3.4	0.14
型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]					
円型	3.4	0.14					

9. 実施計画変更箇所（9 / 11）

- 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設について新規記載

変更前	変更後										
(現行記載なし)	<p>表-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。</p> <p style="text-align: center;">表-2 隔離弁ユニット 転倒評価結果 (耐震Cクラス相当の静的震度)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備名称</th> <th style="width: 15%;">地震による モーメント M_1 [N・m]</th> <th style="width: 15%;">自重による モーメント (X軸側) M_2 [N・m]</th> <th style="width: 15%;">自重による モーメント (Z軸側) M_3 [N・m]</th> <th style="width: 10%;">評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>隔離弁 ユニットB</td> <td>47.67</td> <td>1001.52</td> <td>472.61</td> <td>転倒しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 環境条件対策</p> <p style="margin-left: 20px;">a. 内部の劣化 隔離弁ユニットの封入流体は高純度窒素（99%以上）の為、酸化による劣化は発生せず、封入流体による内部の劣化はない。</p> <p style="margin-left: 20px;">b. 紫外線対策 隔離弁ユニットは鋼材を使用するため、紫外線による影響は考えられない。</p> <p>3.2 ホース</p> <p style="margin-left: 20px;">(1) 構造強度 ホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、一般高圧ガス保安規則に基づき最高使用圧力の1.25倍以上にて耐圧試験を実施して有意な変形が無いこと、及び最高使用圧力以上にて漏えいがないことを確認することにより、必要な構造強度を有していると評価する。</p>	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 (X軸側) M_2 [N・m]	自重による モーメント (Z軸側) M_3 [N・m]	評価	隔離弁 ユニットB	47.67	1001.52	472.61	転倒しない
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 (X軸側) M_2 [N・m]	自重による モーメント (Z軸側) M_3 [N・m]	評価							
隔離弁 ユニットB	47.67	1001.52	472.61	転倒しない							

9. 実施計画変更箇所（10 / 11）

- 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設について新規記載

変更前	変更後
(現行記載なし)	<p>(2) <u>耐震性</u> ホースは、<u>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。</u></p> <p>(3) <u>環境条件対策</u> a. <u>内部の劣化</u> ホースの封入流体は高純度窒素（99%以上）の為、<u>酸化による劣化は発生せず、封入流体による内部からの劣化はない。</u> b. <u>紫外線対策</u> ホースは紫外線防止効果のある保護カバー内に設置することにより紫外線劣化を防止する。 c. <u>人的損傷及び外的要因による損傷への対策</u> ホースは硬質ポリエチレン製の保護カバー内に設置することにより人的損傷及び外的要因による損傷を防止する。</p> <p>4. <u>本工事における考慮事項</u> (1) <u>被ばく低減対策</u> 事前に作業環境に応じた合理的な作業計画を立て、放射線業務従事者の被ばく線量をできる限り低減する。特に、原子炉建屋内での作業については、設置する物品は建屋外にて組立や作業工程の細分化を実施し、搬入や設置時間を短縮することで被ばく低減を図る。</p> <p>(2) <u>瓦礫類発生量</u> a. <u>2号機原子炉压力容器封入ライン追設に伴い、約3m³の瓦礫類が発生見込みである。</u> b. <u>瓦礫類は、撤去・廃棄時に表面線量率を測定し、1 mSv/h以下の表面線量率のものについては、所定の瓦礫類一時保管エリアへ搬入する。なお、表面線量率が1 mSv/hを超えた瓦礫類については、固体廃棄物貯蔵庫第8、9棟に保管するものとする。</u></p>

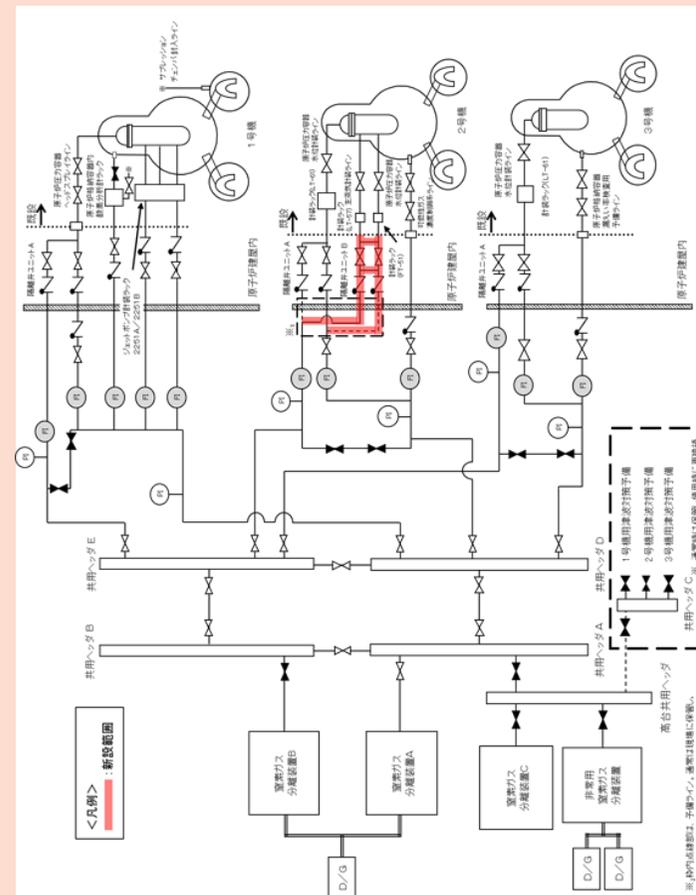
9. 実施計画変更箇所 (1 1 / 1 1)

- 変更理由：2号機原子炉压力容器内窒素封入ライン追設について新規記載

変更前

(現行記載なし)

変更後



図一-1 新設設備範囲図

参考 1. 構造強度算出方法 (1 / 2)

表 鉄鋼材料（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力S (MPa)

種類	記号	温度	
		-30 ~ 40 (°C)	75 (°C)
配管用ステンレス鋼管 JIS G 3459 (2004)	SUS304TP	129 MPa	126 MPa

表 設計仕様

最高使用圧力	1.00 MPa
最高使用温度	50 °C
配管口径	25 A
配管厚さ	Sch 40
配管材質	SUS304TP

管の最高使用温度50°Cにおける許容引張応力 (S) を以下の通り算出

$$S = 129 \text{ MPa} - \left(\frac{129 \text{ MPa} - 126 \text{ MPa}}{75 \text{ °C} - 40 \text{ °C}} \right) * (50 \text{ °C} - 40 \text{ °C})$$

$$= 129 \text{ MPa} - (3/35) * 10 = 129 - 0.86 = 128.14 \approx 128 \text{ N/mm}^2$$

表 PVD-3110-1継手効率の値

継手の種類	効率	
	溶接規格N-4140の規定において準用する溶接規格N-1100 (1) a.項の規定に準じて放射線透過試験を行い、同規格 (2) a.項の規定に適合するもの	その他のもの
突合せ両側溶接, 裏当金を使用した突合せ片側溶接およびこれらと同等以上の効果が得られる方法による溶接	1.00	0.70

表 管の外径, 厚さ及び偏肉の許容差 (JIS G 3459)

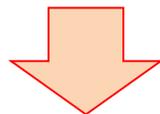
区分	外径の許容差	厚さの許容差	偏肉の許容差
熱間仕上継目無鋼管	50mm未満 ±0.5mm	4mm未満 ±0.5mm	20%以下

管の最小厚さ

$$t_s = 3.4\text{mm} - 0.5\text{mm} = 2.9\text{ mm}$$

以上の結果より, 最高使用圧力に対する最小厚さは以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} t &= P \cdot D_o / (2 \cdot S \cdot n + 0.8 \cdot P) \\ &= 1 \cdot 34\text{mm} / (2 \cdot 128\text{ N/mm}^2 \cdot 1 + 0.8 \cdot 1) \\ &= 0.132 \approx 0.14\text{ mm} \end{aligned}$$



使用する鋼管の公称肉厚は3.4mmであり, 設計・建設規格上の最小厚さ0.14mmを満足できることから系統最高使用圧力に対し, 十分な厚さを有している。

参考 2. 耐震評価算出方法

- 新設する隔離弁ユニットについて、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（ $1.2C_i=0.24$ ）に対して設備が転倒しないことを確認する。

地震によるモーメント（耐震Cクラス相当）

$$M1 = W \cdot g \cdot Hg$$

$$= \blacksquare \cdot \blacksquare \cdot \blacksquare$$

$$= \blacksquare$$

$$\doteq 47.67$$

自重によるモーメント（X軸側）（耐震Cクラス相当）

$$M2 = W \cdot g \cdot Lg$$

$$= \blacksquare \cdot \blacksquare \cdot \blacksquare$$

$$= \blacksquare$$

$$\doteq 1001.52$$

自重によるモーメント（Y軸側）（耐震Cクラス相当）

$$M3 = W \cdot g \cdot Wg$$

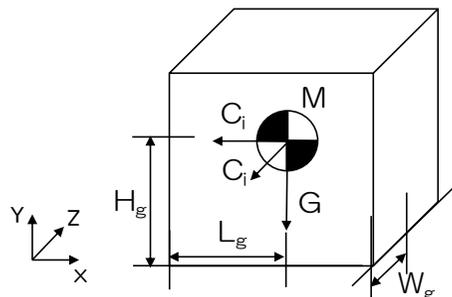
$$= \blacksquare \cdot \blacksquare \cdot \blacksquare$$

$$= \blacksquare$$

$$\doteq 472.61$$



地震によるモーメントは自重によるモーメントより小さいことから、当該ユニットは地震力に対して転倒しない



新設隔離弁ユニットの重心位置及び重量

KH：水平方向設計震度

W：機器重量【 \blacksquare 】

g：重力加速度【 \blacksquare 】

Hg：据付面から重心までの距離【 \blacksquare 】

Lg：転倒支点から機器重心までの距離（X軸側）【 \blacksquare 】

Wg：転倒支点から機器重心までの距離（Z軸側）【 \blacksquare 】

現状に合わせた実施計画Ⅲ第1編第2編
添付3 保全区域図の適正化について

2021年11月5日

東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

- 実施計画Ⅲ第1編及び第2編添付3保全区域図は、2018年以降変更を実施しておらず、実際の状況と差異が確認されていることから、現状に合わせて記載の適正化を行う。
- また、建物・エリア・設備といった様々な単位で記載されていたことから、区域を建物又はエリア単位とし、記載の適正化を行った。

保全区域設定の考え方と解釈について

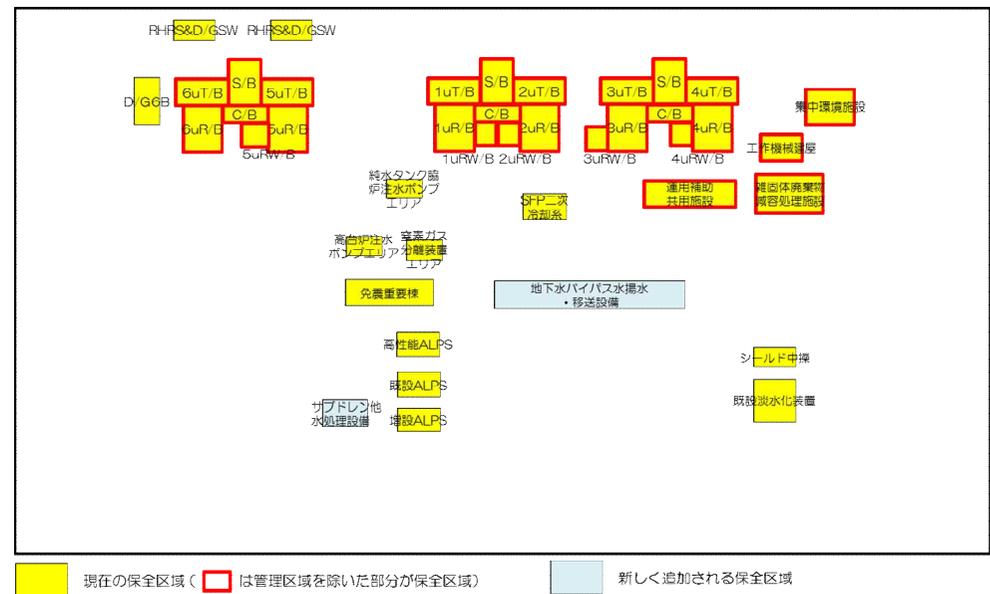
- ▶ 保全区域の考え方及び解釈については、2021年6月15日に原子力規制庁殿と面談を行い、「現状に合わせた保全区域の設定に係る考え方等について、同社に対して、当庁としても考え方に乖離は無い。」と回答を頂いている。（2021年6月25日）

2021年6月15日面談資料（抜粋）

新しい保全区域設定の考え方及び解釈（案）

- ① 発電炉の「保全区域」は、「工学的安全施設を含む区域であり、管理区域を除く。」としており、S/Bその他の非管理区域の重要設備を設置した区域を設定。
- ② 一方、1Fの「保全区域」は、1Fの現状に合わせて「プラントの安全確保上重要な設備及び廃炉作業に必要な水処理設備を設置した区域」として解釈し、原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内の管理区域以外にプラントの安全確保上重要な設備及び廃炉作業に必要な水処理設備を設置した区域を設定。
- ③ 具体的には「保全区域は、プラントの安全確保上重要な設備及び廃炉作業に必要な水処理設備で、配管、ケーブル、タンク等を除いた主要な機器」として整理。ただし、管理区域は除く。
- ④ 保全区域に新たに追加される主な設備は以下の通り。サブドレン他水処理設備、地下水バイパス水揚水・移送設備

新しい保全区域概略図（案）



社内における議論の結果

- ▶ 原子力規制庁殿の回答を踏まえ、社内で議論した結果、解釈及び考え方を一部変更し保全区域図の記載の適正化を申請することとした。

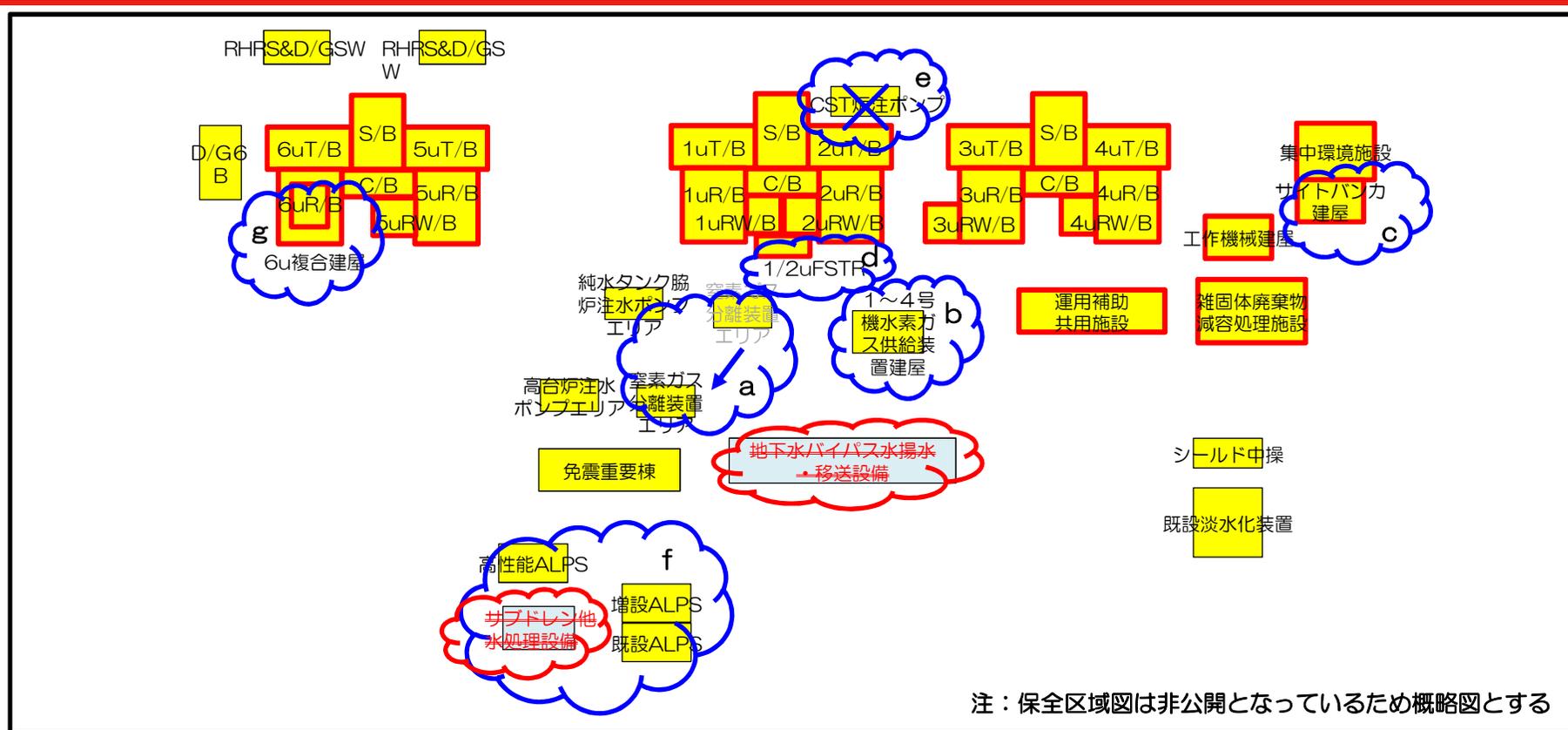
<解釈及び考え方の変更の概要>

- ✓ 6月15日に提案した保全区域の解釈を「プラントの安全確保上重要な設備及び廃炉作業に必要な水処理設備を設置した区域」から「プラントの安全確保上重要な設備」に変更
- ✓ 「プラントの安全確保上重要な設備」を整理し、保全区域の対象となる設備を以下のよう
に設定
 - a.実施計画Ⅲに於いて「運転上の制限」が設定されている主要な設備
 - b.放射性物質を含む建屋滞留水の処理を行う機能を持った主要な設備
 - c.上記の設備の操作・監視のために必要な監視室
- ✓ これらの解釈では判断が難しい設備は、放射性物質の閉じ込め機能など、公衆への放射線影響を防止又は緩和する機能が特に重要であることに着目し、個別の協議や保安運営委員会で審議し設定

<補足>

- 「廃炉作業に必要な水処理設備」は「プラントの安全確保上重要な設備」に含まれるよう設定したことから、解釈が変わることはない。
- 水処理設備は「放射性物質を含む建屋滞留水の処理を行う機能を持った主要な設備」と設定したことから、6月15日に提案した「新しい保全区域図概略（案）」に追加した二つの設備は除外することになった。

保全区域図の適正化内容（まとめ）



<適正化内容①：最新の現場状況に合わせた記載の適正化>

- a. 窒素ガス分離装置の場所の変更（PSAの移設に伴う変更）
- b. SFP二次冷却系設備の追加（SFP二次系が設置されているエリア）
- c. サイトバンカ追加（SARRYⅡが設置されている建物）
- d. 1/2号FSTR追加（2uSFP一次系ポンプが設置されている建物）
- e. CST炉注ポンプ削除（設置予定場所の変更（T/B内に設置））
- f. ALPSの細分化（従前は一括で記載）
- g. 6号機R/B、複合建屋の細分化（従前は一括で記載）
- 他. 区域名称の変更（建物又はエリア名称に変更）

<適正化内容②：社内議論の反映>

- 6/15の面談で示した変更案で追加した以下の設備は保全区域に設定しないこととした
- ・地下水バイパス水揚水・移送設備
 - ・サブドレン他水処理設備