Ⅴ-1-8-1 別添3　格納容器圧力逃がし装置の設計

目　　次

1.　概要……別添3－1
1.1　設置目的……別添3－1
1.2　基本性能……別添3－1
1.3　系統概要……別添3－1
2.　系統設計……別添3－4
2.1　設計方針……別添3－4
2.2　設計条件・要求事項……別添3－8
2.3　格納容器圧力逃がし装置……別添3－10
2.3.1　系統構成……別添3－10
2.3.2　フィルタ装置及びよう素フィルタ……別添3－15
2.3.3　配置……別添3－27
2.4　付帯設備……別添3－31
2.4.1　計測設備……別添3－31
2.4.2　電源設備……別添3－39
2.4.3　給水設備……別添3－41
2.4.4　可搬型窒素供給装置……別添3－43
2.4.5　排水設備……別添3－46
2.4.6　格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備……別添3－48
3.　フィルタ性能……別添3－49
3.1　フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理……別添3－49
3.1.1　エアロゾルの除去原理……別添3－49
3.1.2　よう素の除去原理……別添3－51
3.2　運転範囲……別添3－56
3.3　性能検証試験結果……別添3－57
3.3.1　性能検証試験の概要……別添3－57
3.3.2　性能検証試験の条件とその設定根拠……別添3－64
3.3.3　エアロゾルの除去性能試験結果……別添3－70
3.3.4　よう素の除去性能試験結果……別添3－78
3.3.5　フィルタ装置の継続使用による性能への影響……別添3－83
4.　設備の維持管理 ……別添3－90

別紙

別紙1　可燃性ガスの爆発防止対策について……別添3－102
別紙2　格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について……別添3－129

別紙3　流量制限オリフィスの設定方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・別添3－133
別紙4　スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・別添3－138
別紙5　格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について・・・・・・・・・・・・・・・・・別添3－158
別紙6　ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・別添3－162
別紙7　フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について・・・別添3－187

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の過圧破損及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置を設置する。本系統はフィルタ装置（フィルタ容器，スクラバ水，金属フィルタ等）及びよう素フィルタを通して放射性物質を低減した上で，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに，原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内に発生するガスを，フィルタ装置を通して大気に逃がすことで，放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため，実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈の「放射性物質の総放出量は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を確認するために，実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドで定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては，上述したCs-137の放出量制限を満足させるため，粒子状放射性物質及び無機よう素に対して除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。また，よう素フィルタとしては，有機よう素に対して除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

1.3 系統概要

図1.3－1に系統概要を示す。

本系統は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本系統は，中央制御室からの操作で，一次隔離弁を「全開」及び二次隔離弁を「調整開」とすることにより，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを，ドライウェル又はサプレッションチェンバより抜き出し，フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に，排気管を通して原子炉建屋屋上位置（約 T.M.S.L. 51800mm）で放出する。本系統は，排気ラインにラプチャーディスクを設け，水素爆発防止のため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する。このラ

プチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い破裂圧力に設定する。

本系統は，中央制御室からの操作を可能とするため，代替電源設備からの給電を可能とするが，電源の確保ができない場合であっても，放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔で操作することができる。

なお，原子炉格納容器からの排気時に，高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために，必要な遮蔽等を行う。

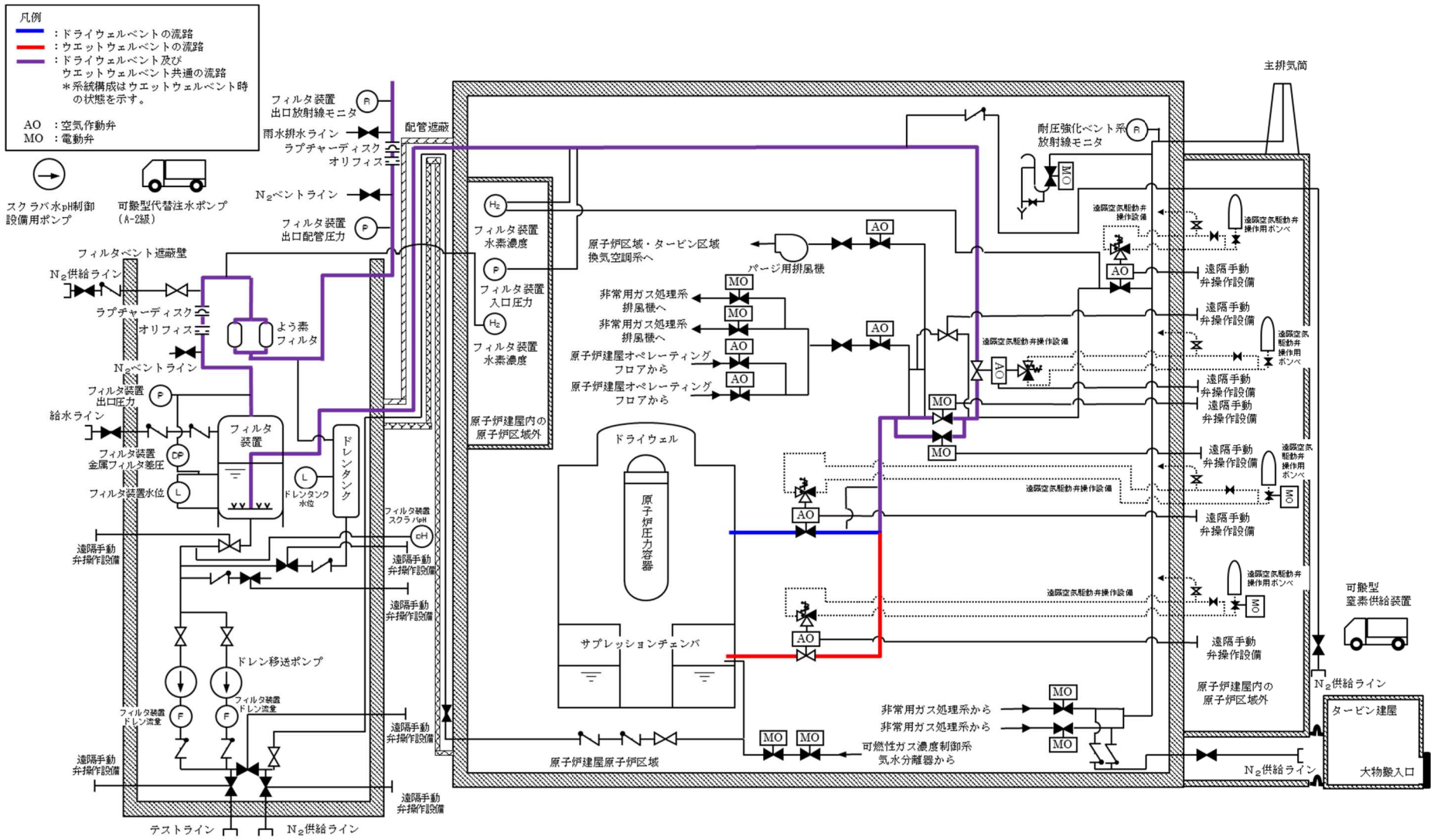


図 1.3－1　格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は，想定される重大事故等が発生した場合において，原子炉格納容器の過圧破損及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するとともに，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう，以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設置

a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラバ水，金属フィルタ等），よう素フィルタ，ラプチャーディスク，原子炉格納容器配管貫通部，配管，弁，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量31.6kg/s（620kPa（2Pd：最高使用圧力の2倍）において））することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお，格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が5mSv以下であることを確認しており，格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

b. フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を除去し，よう素フィルタは，排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラバ水中に捕捉・保持するためにアルカリ性の状態（pH□以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1－1に示す。

表2.1－1　放射性物質除去能力の設計条件

	エアロゾル	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	1000以上	50以上

c.　格納容器圧力逃がし装置は，サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

d.　格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ，使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

e.　格納容器圧力逃がし装置は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

f.　格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度，代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には，スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

g.　格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また，排出経路に設置される隔離弁のうち，空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置により，離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また，排出経路に設置される隔離弁のうち，電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

h. 系統内に設けるラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

i. 格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋近傍の屋外に設置し，格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体（フィルタベント遮蔽壁，配管遮蔽）を設け，格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉区域外とし，一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作を行う原子炉建屋地下1階，一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上2階には遮蔽材（遠隔手動弁操作設備遮蔽）を設置し，放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は，炉心の著しい損傷時においても，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう，原子炉建屋地下1階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に[redacted]の遮蔽厚さを有し，原子炉建屋地上2階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に[redacted]の遮蔽厚さを有する設計とする。

j. 格納容器圧力逃がし装置は，格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において，又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため，フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

k. 格納容器圧力逃がし装置は，代替淡水源から，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。

l. スクラバ水pH制御設備用ポンプは，可搬型窒素供給装置により駆動し，水酸化ナトリウム水溶液（[redacted]）をフィルタ装置に注入し，フィルタ装置内のスクラバ水のpHを[redacted]以上に維持できる設計とする。

m. 可搬型窒素供給装置は，可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。

n. 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

o. 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置し，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

p. 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

q. これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって，代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。

r. 格納容器圧力逃がし装置は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）,原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置は，排出経路に設置される隔離弁のうち，電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置は，排出経路に設置される隔離弁のうち，空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して，多様性を有する設計とする。

s. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは，原子炉建屋近傍の屋外に設置し，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプは，海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

t. 格納容器圧力逃がし装置は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。

2.2　設計条件・要求事項

本系統における設備の設計条件・要求事項を表2.2－1，表2.2－2及び表2.2－3に示す。

表2.2－1　設計条件（フィルタ装置）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力310kPaの2倍）にて適切なベントが実施できるよう，620kPaとする。
最高使用温度	200 ℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量（ベントガス流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	粒子状放射性物質及び無機よう素に対して99.9%以上	粒子状放射性物質及び無機よう素に対して，除去効率99.9%以上（DF1000以上）とする。
ベントガス組成（蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント実施時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス２容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス２容器」とする。
耐震クラス	―	基準地震動Ｓsによる地震力により，フィルタ装置の機能が喪失しないよう，「基準地震動Ｓsにて機能維持」とする。

表2.2－2　要求事項（フィルタ装置）

要求事項		要求確認方針
フィルタ装置内発熱量	ベント開始後24時間は水位調整のための作業が不要なこと	事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱（約9.3kW）を考慮しても24時間は水位調整作業が発生しないことを確認する。
エアロゾル移行量	溶融炉心・コンクリート相互作用が発生し，コンクリートエアロゾルが発生/移行した場合でも閉塞しないこと	事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/Wベント）や更に厳しい事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総重量（最大約26kg）でも閉塞しないことを確認する。

表2.2－3　設計条件(よう素フィルタ)

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	250kPa	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して250kPaとする。
最高使用温度	200 ℃	フィルタ装置の設計条件に合わせて200℃とする。
設計流量	最高使用温度 （ベントガス流量） 31.6kg/s（2基）	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	有機よう素に対して98%以上	有機よう素に対して，除去効率98%以上（DF50以上）とする。
ベントガス組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント実施時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス２容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス２容器」とする。
耐震クラス	―	基準地震動Ｓsによる地震力により，よう素フィルタの機能が喪失しないよう，「基準地震動Ｓsにて機能維持」とする。

2.3　格納容器圧力逃がし装置

2.3.1　系統構成

本系統は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラバ水，金属フィルタ等），よう素フィルタ，ラプチャーディスク，原子炉格納容器配管貫通部，配管，弁，計測制御装置等で構成される。

(1)　配管等の構成

原子炉格納容器からフィルタ装置までのフィルタ装置入口側配管は，原子炉格納容器のサプレッションチェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管から分岐し，弁を経由してフィルタ装置に接続する。

フィルタ装置から放出口までのフィルタ装置出口側配管には，通常待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するラプチャ―ディスク（よう素フィルタ出口側）を設置する。また，フィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し，よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）に付着して劣化するのを防止するため，フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャ―ディスク（フィルタ装置出口側）を設置する。各ラプチャ―ディスクはベント開始時に微正圧で動作するものとし，信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には，外部からスクラバ水を補給できるよう給水配管を設置する。また，外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素供給配管を設置する。また，ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するため及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

図2.3.1－1に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(2)　材質及び構造

配管及び弁は，重大事故等クラス２機器として，発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む））ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１-2005/2007）（日本機械学会　2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）のクラス２の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが，使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，ウレタン系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作設備については，隔離弁の操作軸に等速ジョイントを接続し，原子炉建屋内の原子炉区域外まで延長し，端部にハンドルを取り付けて人力で操

K7 ① V-1-8-1 別添3 R1

作できる構成とする。

ラプチャーディスクについては，ベント開始時の格納容器圧力（310kPa又は620kPa）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し，材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.3.1－1に，フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1－2に示す。

(3) 系統の切替性

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至るフィルタ装置入口側配管は，ベントを実施する際，接続する他系統と隔離し，流路を構成する必要がある。対象となる系統は，非常用ガス処理系及び換気空調系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが，開状態の場合でも中央制御室からの操作により，速やかに閉操作が可能である。

非常用ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は，フェイルクローズの空気作動弁であることから，全交流動力電源喪失時には，全閉状態となる。

また，非常用ガス処理系及び換気空調系には，確実な隔離のため取合いの弁の下流に通常時閉の手動弁を設置し，格納容器圧力逃がし装置と隔離する弁が直列で2個設置される設計としている。

以上より，原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は，ベントを実施する際，他系統と隔離し，流路の構成が可能である。

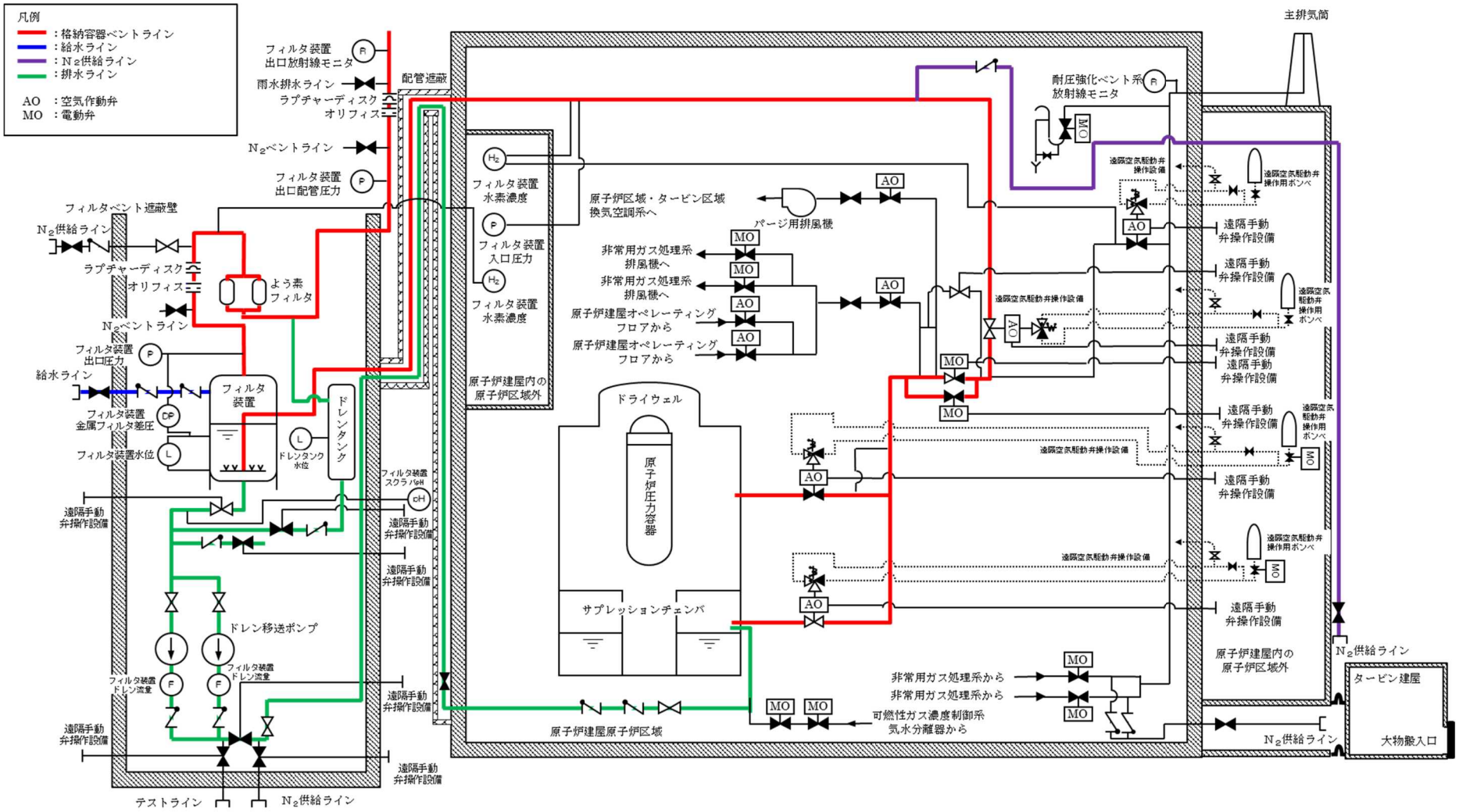


図 2.3.1－1　格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表2.3.1－1　主要系統構成機器の仕様

a. 配管

名称	呼び径	材質
(a)フィルタ装置入口側配管	550A，400A	炭素鋼， ステンレス鋼（フィルタ装置近傍）
(b)フィルタ装置出口側配管	500A	炭素鋼

b. 隔離弁

名称	型式	駆動方法	呼び径
(a)一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）	バタフライ弁	空気作動	550A
(b)一次隔離弁（ドライウェル側）	バタフライ弁	空気作動	550A
(c)二次隔離弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(d)二次隔離弁バイパス弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(e)フィルタ装置入口弁	バタフライ弁	空気作動	550A

c. 遠隔手動弁操作設備

弁名称 （呼び径）	(a)一次隔離弁（サプレッションチェンバ側） (550A)	(b)一次隔離弁（ドライウェル側） (550A)	(c)二次隔離弁 (550A)	(d)二次隔離弁バイパス弁 (550A)	(e)フィルタ装置入口弁 (550A)
全 長	約9m	約12m	約3m	約11m	約11m
個 数	1	1	1	1	1

d. 遠隔空気駆動弁操作設備

弁名称 （呼び径）	(a)一次隔離弁 (サプレッションチェンバ側) (550A)	(b)一次隔離弁 (ドライウェル側) (550A)	(c)フィルタ装置入口弁 (550A)
個 数	1	1	1

e. ラプチャーディスク

名称	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
(a)ラプチャーディスク （フィルタ装置出口側）	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1
(b)ラプチャーディスク （よう素フィルタ出口側）	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1

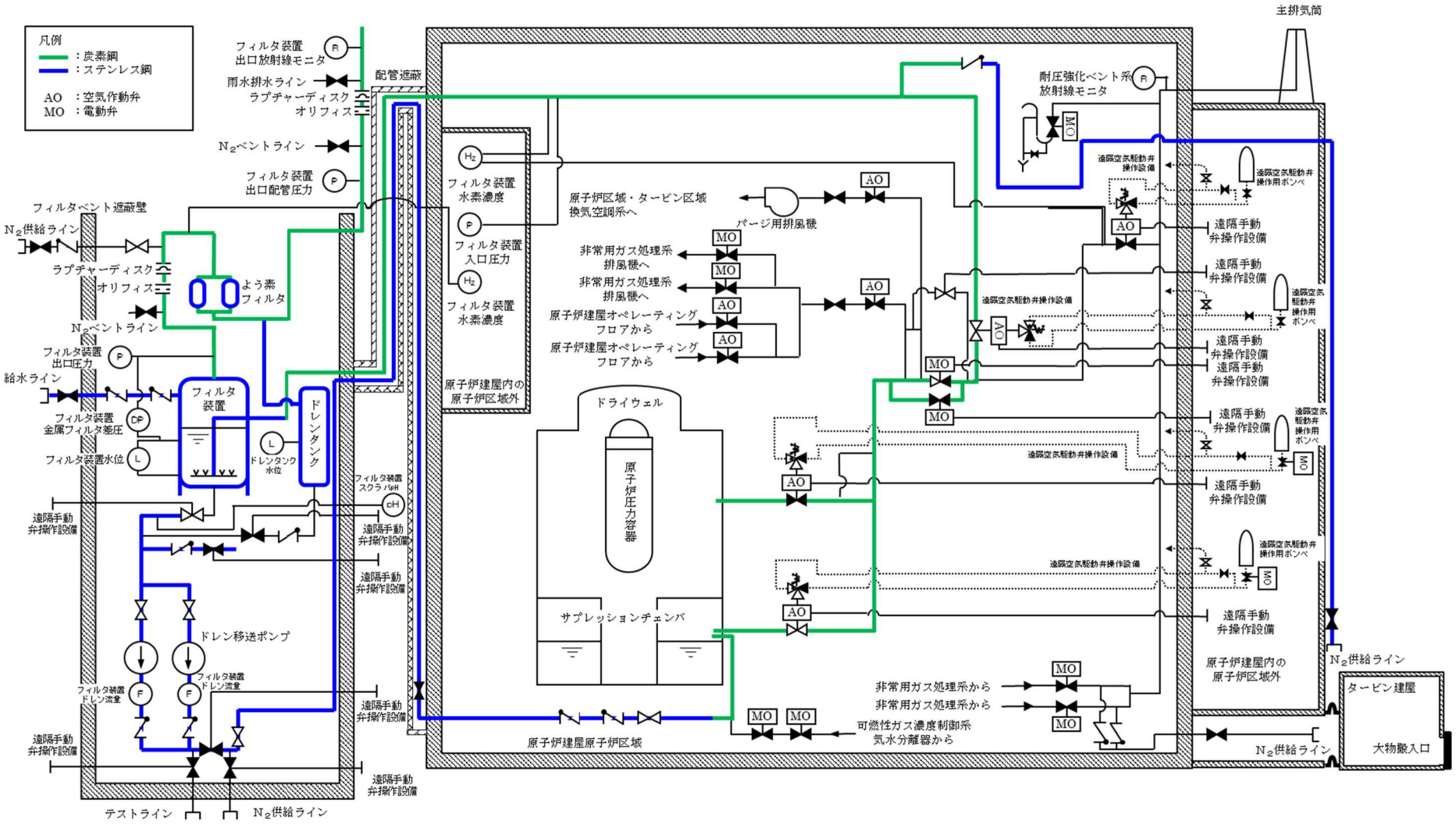


図2.3.1－2　関連機器及び配管の材質範囲

2.3.2　フィルタ装置及びよう素フィルタ

(1)　フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様

フィルタ装置は，スカート支持たて置円筒形容器であり，常時スクラバ水を貯留する。容器下部には水スクラバ（スクラバノズル，スクラバ水，気泡細分化装置），上部には整流板及び金属フィルタが設置され，これらを組合せて粒子状放射性物質及び無機よう素を除去する。

更に，フィルタ装置の後段に，ラグ支持たて置円筒形容器のよう素フィルタを設け，有機よう素を捕捉する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置及びよう素フィルタの主な仕様を以下に示す。

a.　フィルタ装置及びよう素フィルタは，重大事故等クラス２容器として設計・建設規格のクラス２容器の規定に準拠して設計する。

b.　フィルタ装置内に貯留するスクラバ水量は，捕捉した放射性物質の崩壊熱による減少やベントガスの配管表面での放熱で発生する凝縮水による増加により変化するが，要求事項であるフィルタ装置内発熱量約9.3kW を考慮した場合の水位変化に対して，ベント開始後24時間は水スクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。

c.　フィルタ装置及び内部構造物の材料は，スクラバ水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して，耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また，よう素フィルタ及び内部構造物の材料は，腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。

d.　フィルタ装置には，スクラバ水の減少分を補充するための給水用ノズル及びスクラバ水を移送するための排水用ノズルを設ける。

e.　フィルタ装置は，スクラバノズル，スクラバ水，気泡細分化装置，整流板及び金属フィルタを内蔵する。

f.　よう素フィルタには，キャンドルユニットを設け，銀ゼオライトを収納する。

g.　フィルタ装置出口側配管並びによう素フィルタ出口側配管には，オリフィスを設ける。オリフィス（フィルタ装置出口側）は，よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため，よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置する。また，オリフィス（よう素フィルタ出口側）は，よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために設置する。

フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様を表2.3.2－1，表2.3.2－3に，構造図を図2.3.2－1～図2.3.2－3に示す。

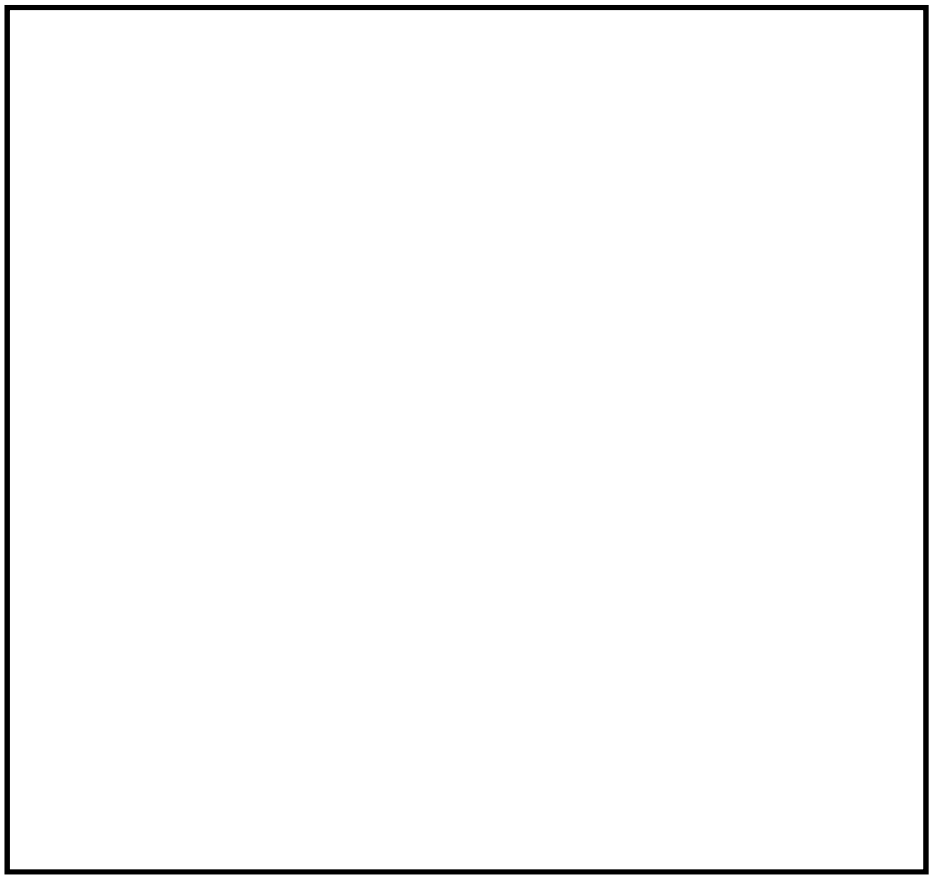


図 2.3.2－1　フィルタ装置構造図（その 1）

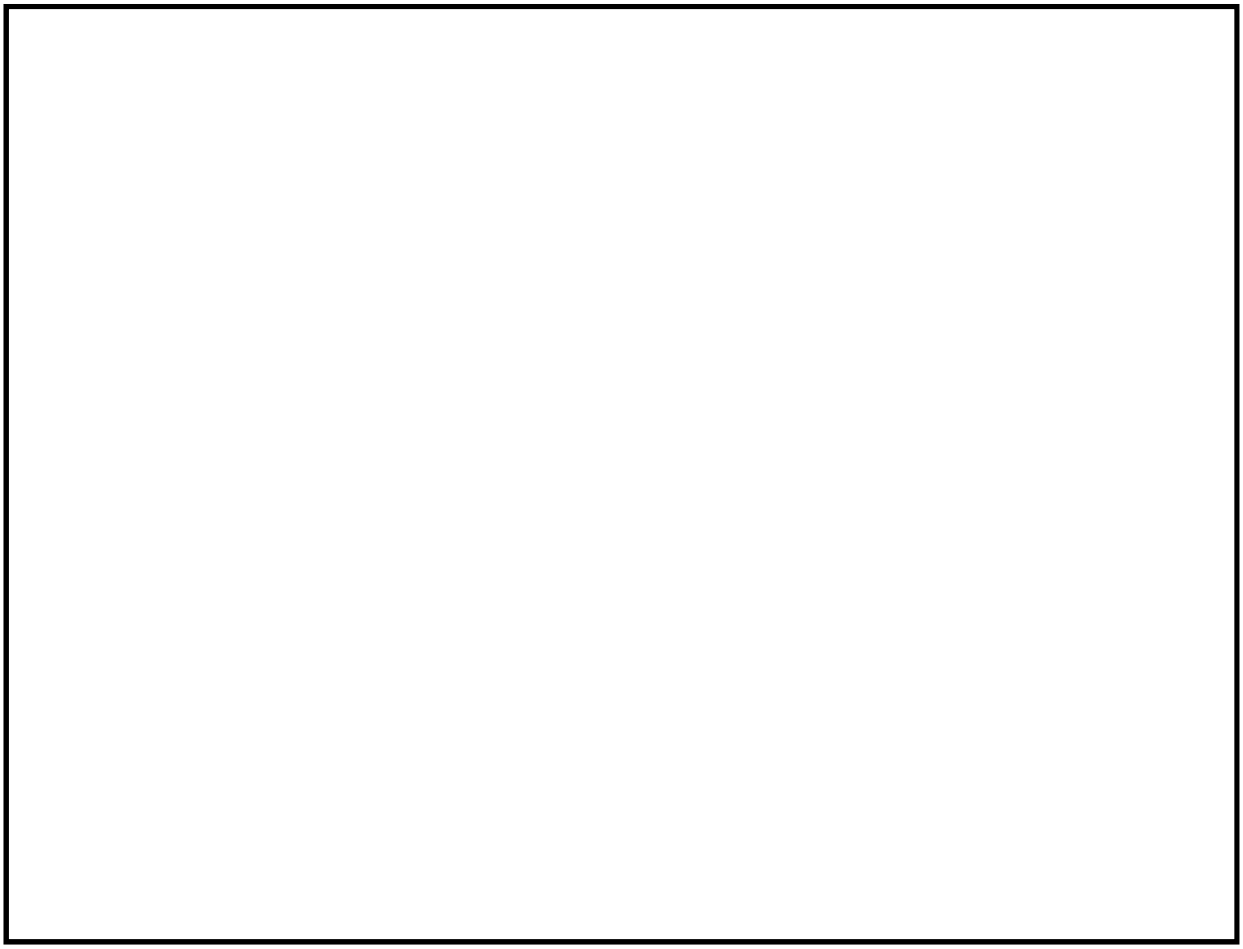


図 2.3.2－2　フィルタ装置構造図（その 2）

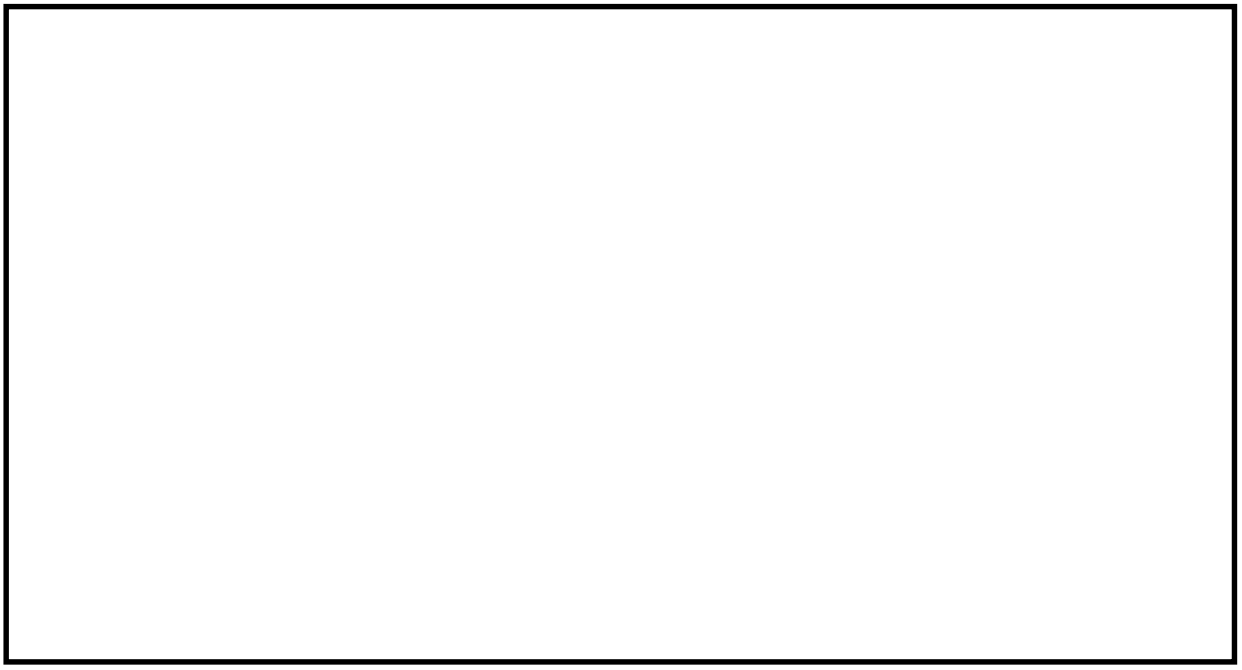


図 2.3.2－3　よう素フィルタ構造図

(2) フィルタ仕様

a. 水スクラバ

水スクラバは，スクラバノズル，スクラバ水及び気泡細分化装置で構成され，ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕捉し，スクラバ水中に保持する。

スクラバノズルは，シャワーヘッド状の形状とし，ベントガスが均一に噴射するよう，容器中心から同心円状に140本配置する。

スクラバノズルの穴径はφ5mmとし，1つのスクラバノズルには，φ5mmの穴を50個設置することから，合計でφ5mmの穴を7000個設置している。

スクラバノズルから噴出された気泡を細分化するために，気泡細分化装置を設ける。気泡細分化装置内にはメッシュ状の充填物を充填する。

気泡細分化装置は，スクラバノズルから990mm上方に設置し，充填厚さは，1000mmとする。

また，スクラバ水には無機よう素（I_2）を捕捉，保持するため，水酸化ナトリウム（NaOH）が添加される。水酸化ナトリウムは，揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン（I^-）に変化させ，捕捉を安定させるために，スクラバ水を高アルカリ性の状態に維持する。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の材質は，耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の機器仕様を表2.3.2－1に，スクラバ水の仕様を表2.3.2－4に，スクラバノズルの構造図を図2.3.2－4に，気泡細分化装置を図2.3.2－5に示す。

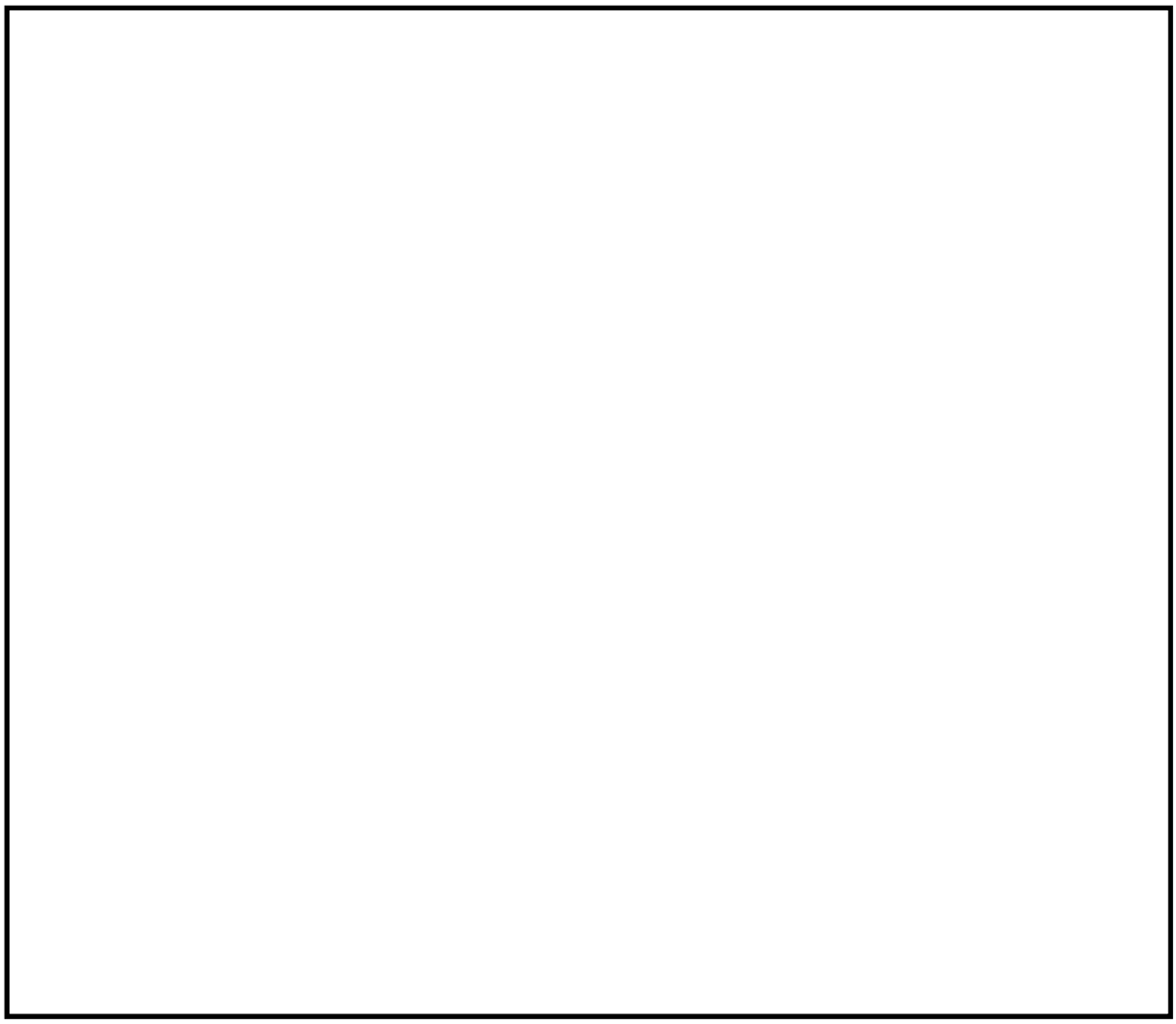


図2.3.2－4　スクラバノズル

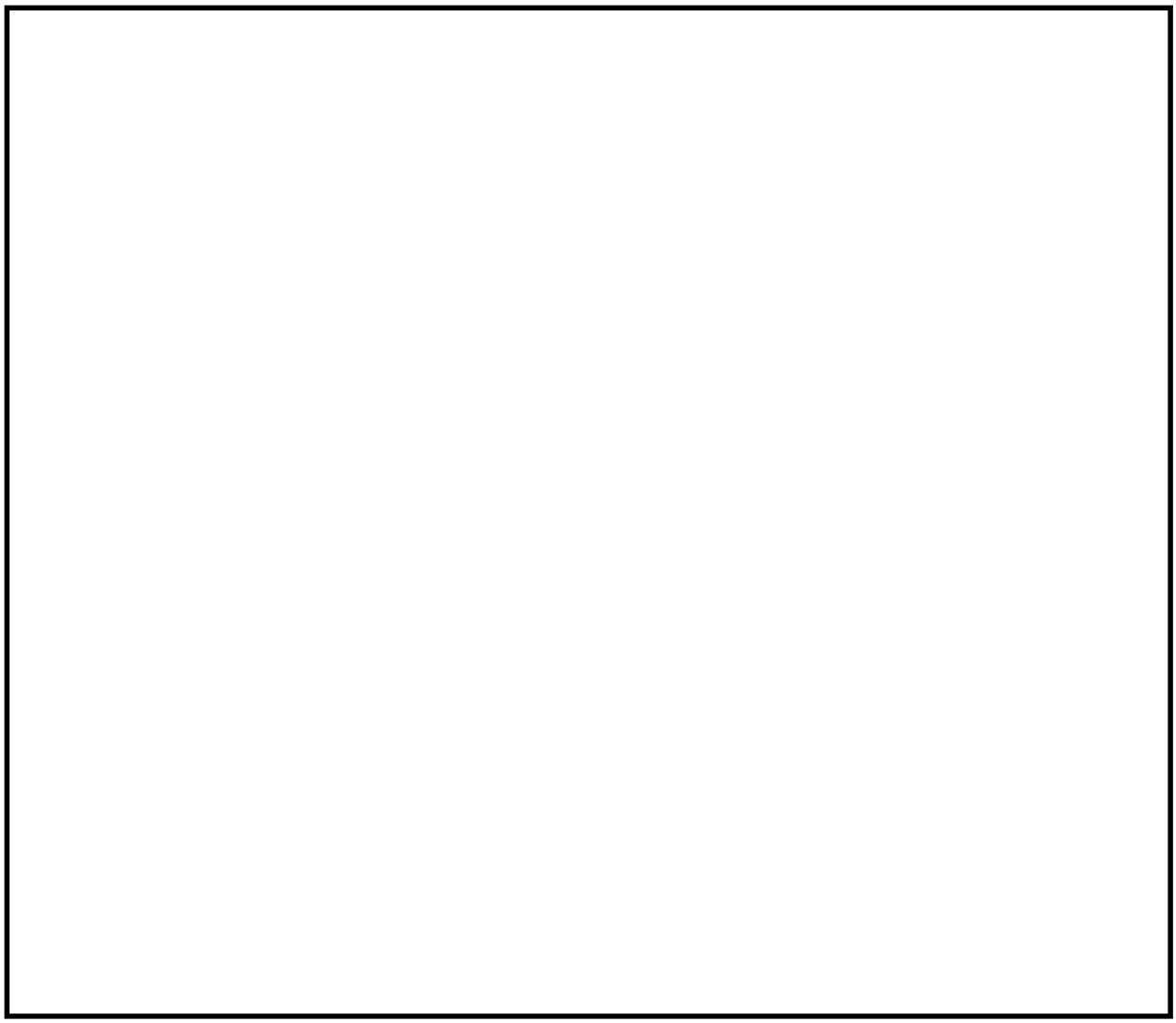


図2.3.2－5　気泡細分化装置

b.　整流板

整流板は，金属フィルタへのガスの流れを整流するため，金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また，整流板は地震発生時にスロッシングにより，スクラバ水の液面が金属フィルタに到達することを抑制する。

整流板にはパンチングメタルを用い，材質は，耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

整流板の機器仕様を表2.3.2－1に，構造図を図2.3.2－6に示す。

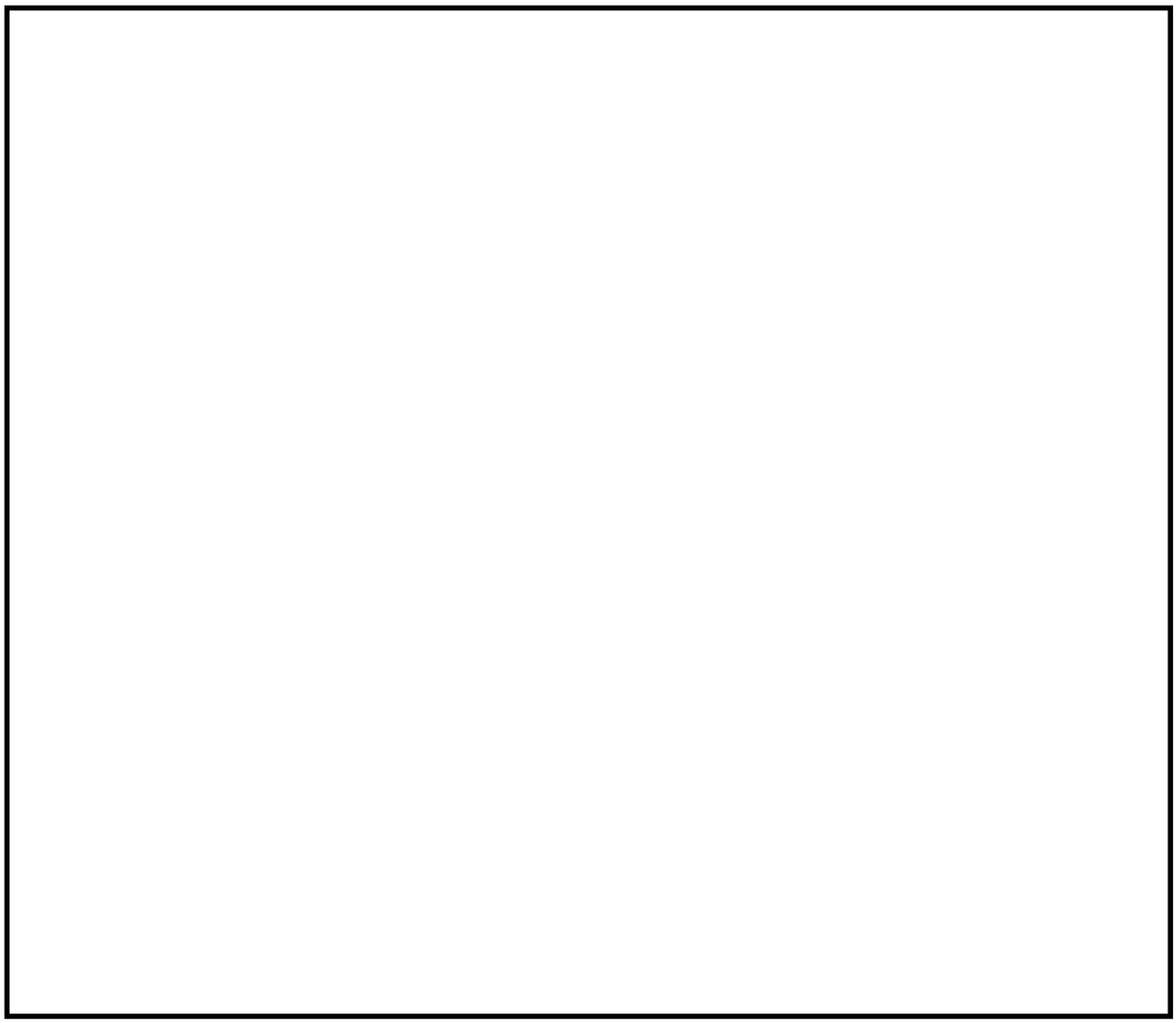


図 2.3.2－6　整流板

c.　金属フィルタ

金属フィルタは，水スクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは，円筒状であり，内部は3層構造となっている。

1層目には，φ30μmの金属繊維からなるウェブを設置し，大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。2層目には，φ2μmの金属繊維焼結シート

を設置し，小粒径のエアロゾルを捕捉する。3層目には，1層目と同様にφ30μmの金属繊維からなるウェブを設置する。

金属フィルタは，スクラバノズルから5038mm上方に128本設置する。

ベントガスは，スクラバ水を出た後，スクラバ水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため，ウェブで液滴を分離する。

金属フィルタの材質は，腐食の発生を考慮しステンレス鋼を用いる。

金属フィルタの機器仕様を表2.3.2－1に，構造図を図2.3.2－7に示す。

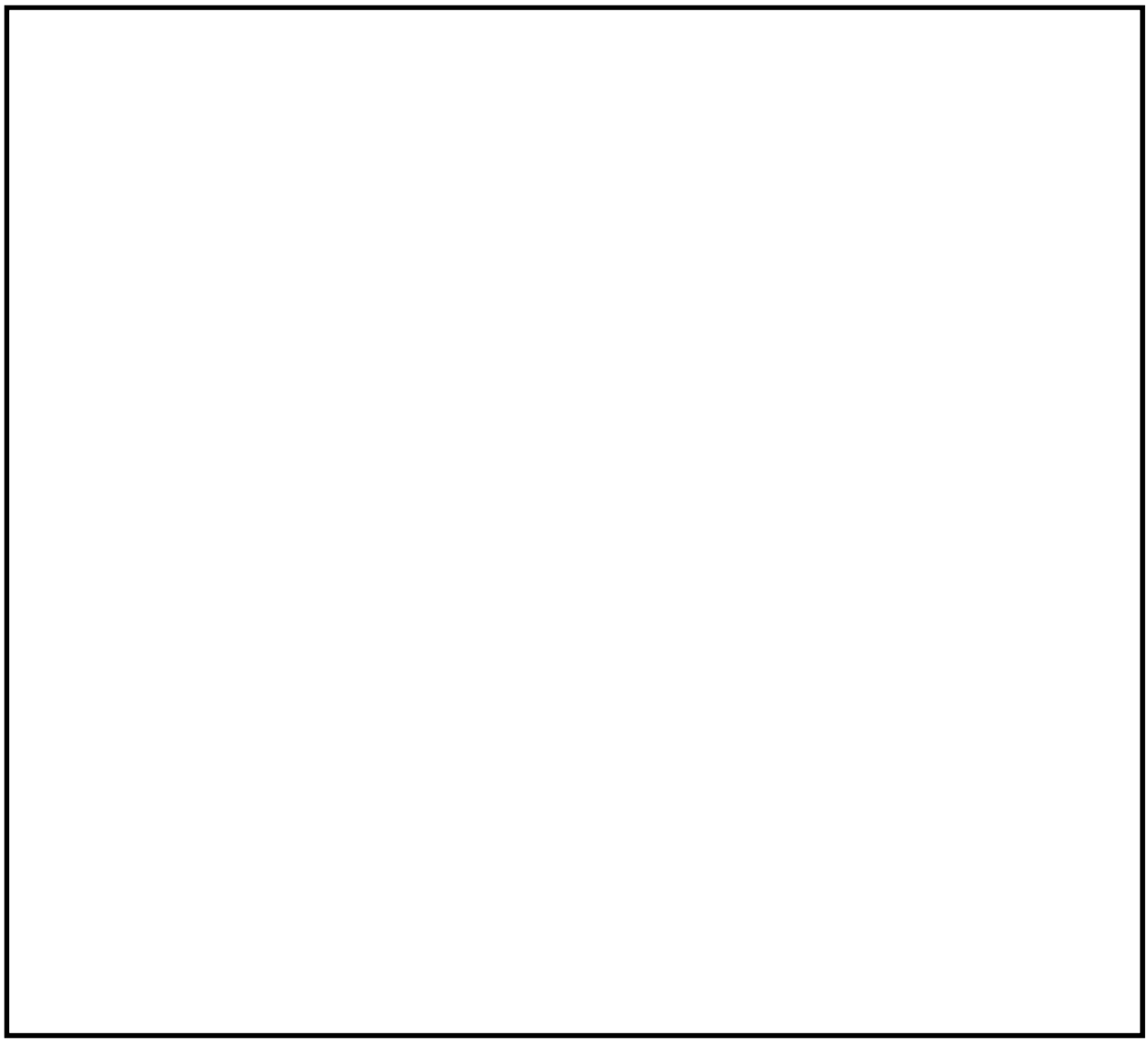


図 2.3.2－7　金属フィルタ

d. オリフィス

よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため，よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために，金属フィルタ下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設置する。また，よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するため，よう素フィルタ出口側配管にオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設置する。オリフィスの穴径は，原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損，フィルタ装置の圧損，オリフィスの圧損，よう素フィルタ及びラプチャ―ディスクの圧損を考慮した場合，原子炉格納容器が620kPaでベントした際に，格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお，ベントガスは，オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより，オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となり，よう素フィルタに供給される。

オリフィスの仕様を表2.3.2－2に示す。

e. よう素フィルタ

よう素フィルタには銀ゼオライトを収納し，ベントガスを通過させることで，ガス中に含まれる有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは，よう素フィルタ内に19本配置した円筒状のキャンドルユニット内に充填し，万一，銀ゼオライトの交換が必要になった場合は，容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

よう素フィルタの仕様を表2.3.2－3に，構造図を図2.3.2－8に示す。

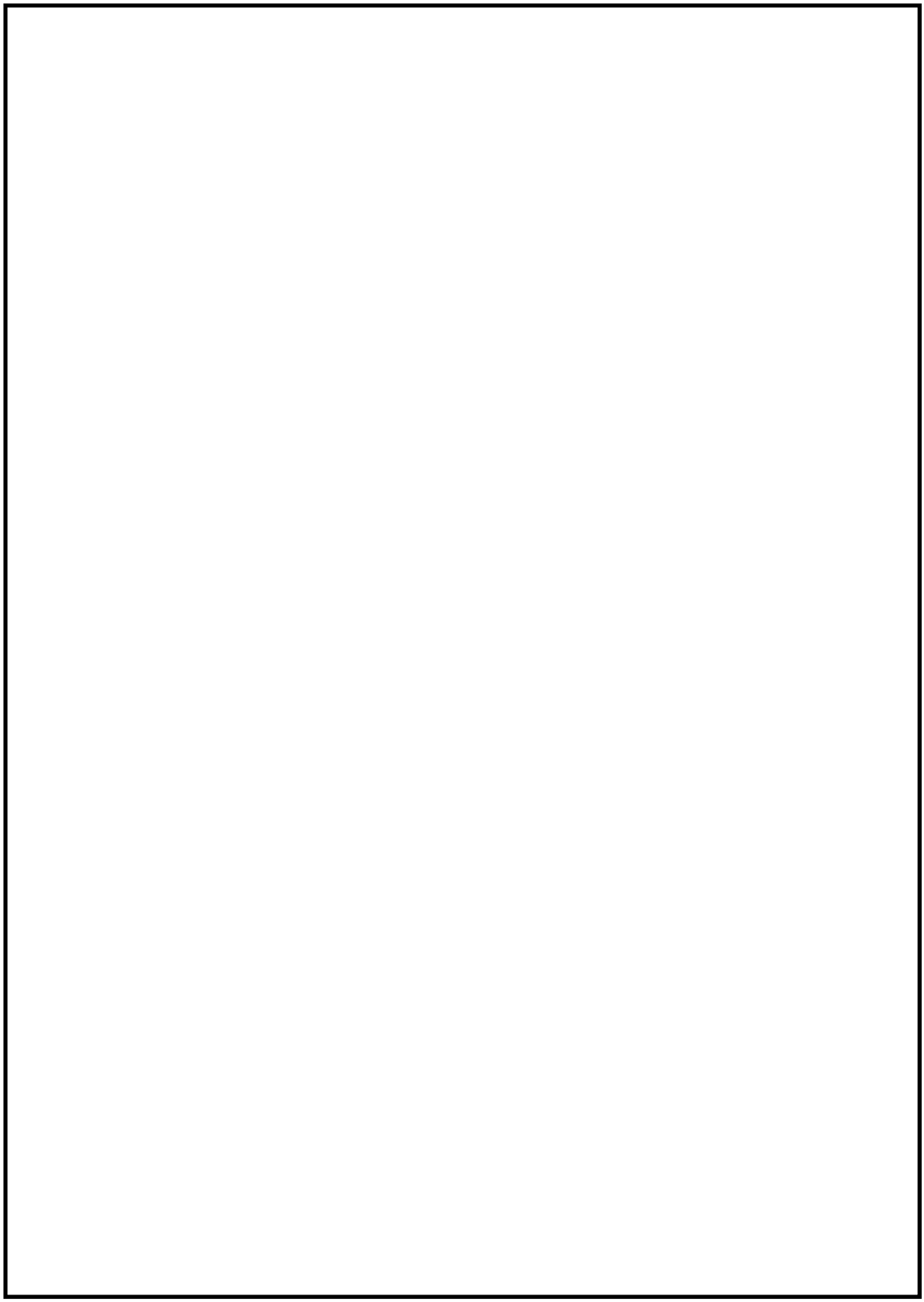


図 2.3.2－8　よう素フィルタ

表2.3.2－1　フィルタ装置主要仕様

(a)　容器

型　　式	スカート支持たて置円筒形
材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
胴　内　径	4000mm
高　　さ	8549mm

(b)　スクラバノズル

材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
個　　数	140

(c)　気泡細分化装置

材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
個　　数	1

(d)　整流板

材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
個　　数	1

(e)　金属フィルタ

材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
寸　　法	高さ　　mm 直径　　mm 厚さ　　mm
繊　維　径	1層目　約 30μm 2層目　約　2μm 3層目　約 30μm
個　　数	128
総　面　積	m^2（　　m^2/個）

表2.3.2－2　オリフィス主要仕様

(a)　オリフィス

型　　式	同心オリフィス板
材　　質	ステンレス鋼（SUS304）
個　　数	2

表2.3.2－3　よう素フィルタ主要仕様

(a)　容器

型　　式	ラグ支持たて置円筒形
材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
胴　内　径	3000
高　　さ	3000
個　　数	2

(b)　キャンドルユニット

材　　質	ステンレス鋼（SUS316L）
寸　　法	高さ [redacted] mm 直径 [redacted] mm 厚さ [redacted] mm
充　填　量	[redacted]
個　　数	[redacted]

表2.3.2－4　スクラバ水仕様（待機水位時）

項　　目	設　定　値
水酸化ナトリウム（NaOH）濃度	[redacted] wt％以上
保有水位	[redacted]
pH	[redacted] 以上

2.3.3　配置

フィルタ装置及びよう素フィルタは，原子炉建屋外の地上に設置する頑健なフィルタベント遮蔽壁内に設置する。フィルタベント遮蔽壁は，鉄筋コンクリート製であり，フィルタ装置及びよう素フィルタに保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系，当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系並びに重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図っている。

フィルタ装置及びよう素フィルタの配置を図2.3.3－1，図2.3.3－2に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については，ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため配置に留意した設計とする。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置することを基本とし，Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とするため，サプレッションチェンバ側からの排気では，重大事故等時の最大水位（T.M.S.L.8200mm）よりも高い位置（T.M.S.L.9200mm）に接続箇所を設け，ドライウェル側からの排気では，燃料有効長頂部（T.M.S.L.13999.5mm）よりも高い位置（T.M.S.L.19000mm）に接続箇所を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を図 2.3.3－3 に示す。

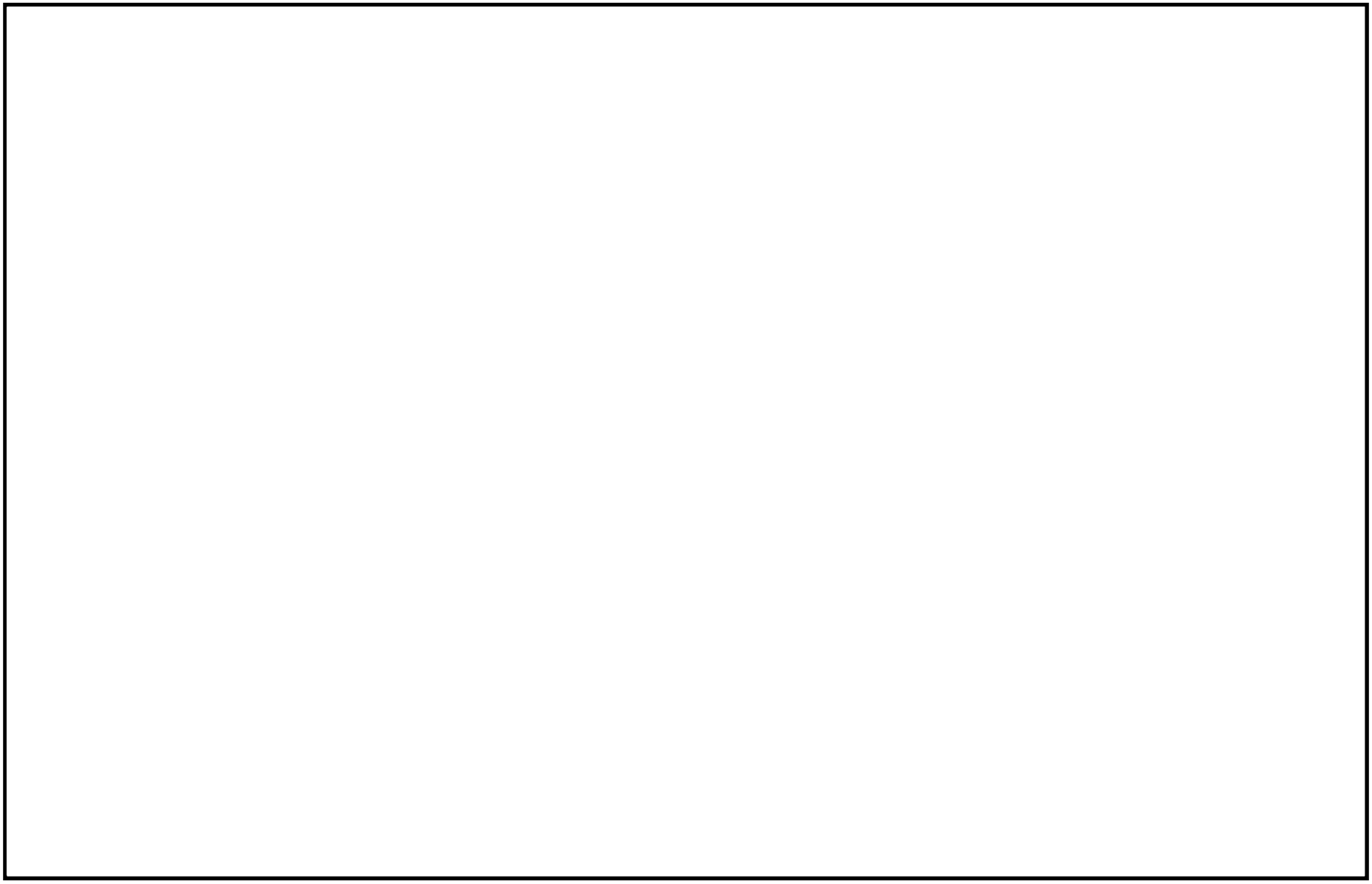


図 2.3.3－1　フィルタ装置及びよう素フィルタの配置図（その 1）

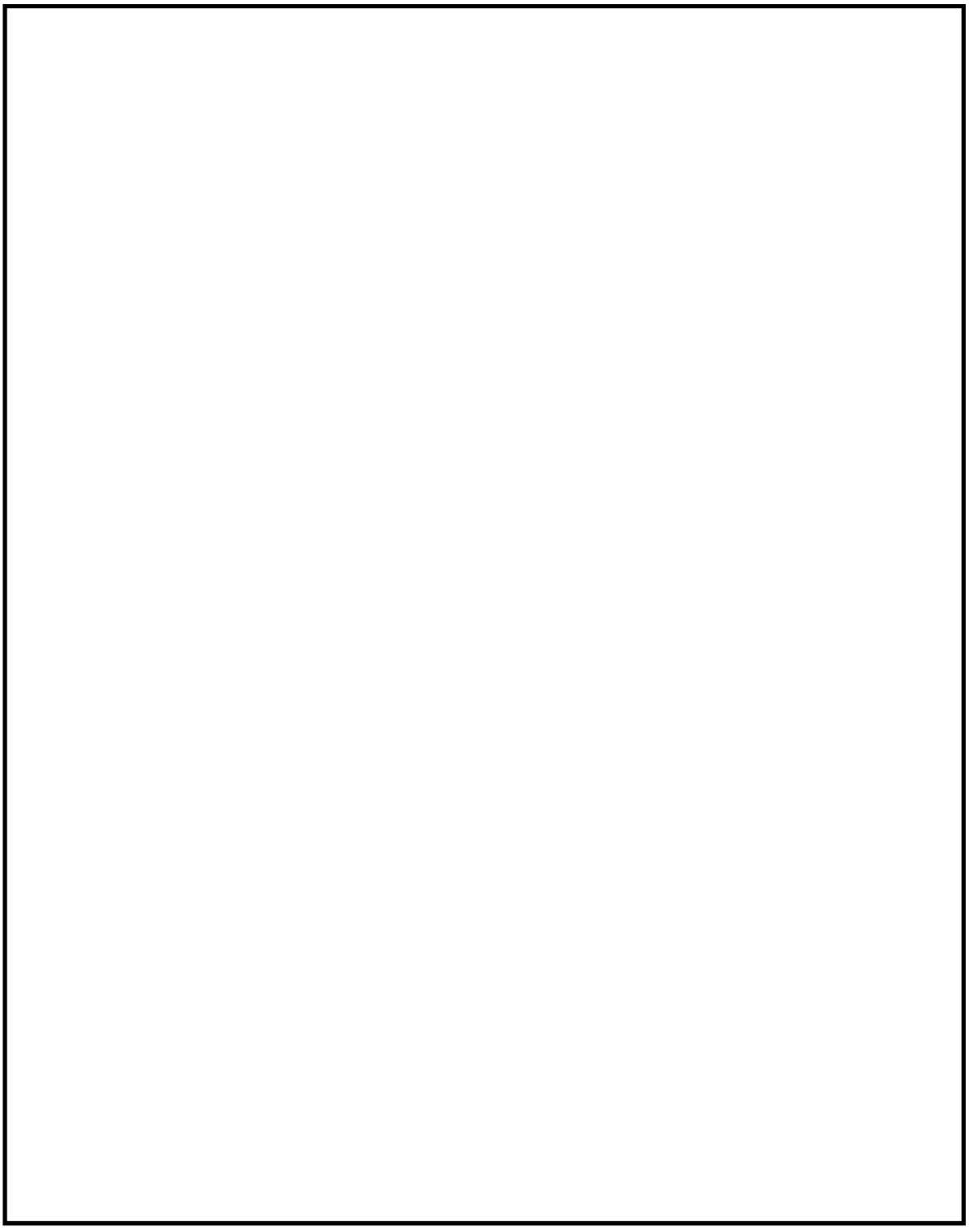


図 2.3.3－2　フィルタ装置及びよう素フィルタの配置図（その 2）

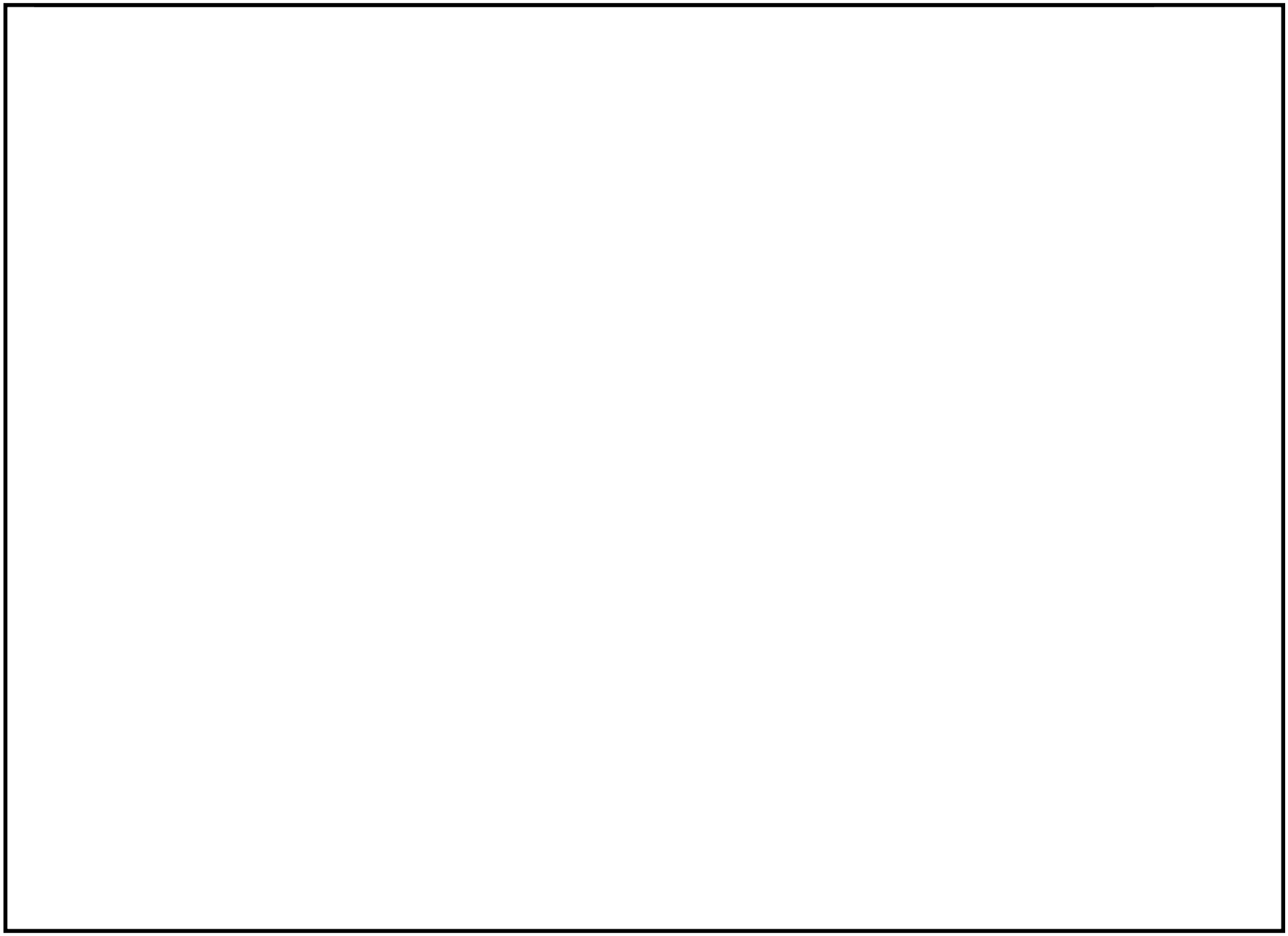


図 2.3.3－3　格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図（全体図）

2.4　付帯設備

2.4.1　計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は，各運転状態において，設備の状態を適切に監視するため，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計測設備にて構成する。

(1)　フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は，ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し，フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視するために設置する。

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にてベント停止後の窒素ガスによるパージ操作により，フィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが残留していないことを確認する。

また，窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度の計測範囲は，0～100vol%とする。計測した水素濃度は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は，通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。フィルタ装置水素濃度の主要仕様を表2.4.1－1「フィルタ装置水素濃度の仕様」に示す。

表2.4.1－1　フィルタ装置水素濃度の仕様

種　　類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～100vol%
個　　数	2
使用電源	交流電源

(2)　フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは，ベント実施時に，フィルタ装置出口の放射線量を監視し，初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認するために設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は，ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10^{4}mSv/h）を監視可能なように10^{-2}～10^{5}mSv/hとしている。計測した線量当量率は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは，通常待機時には非常用所内電気設備より受電してい

るが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1－2「フィルタ装置出口放射線モニタの仕様」に示す。

表2.4.1－2　フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

種　　類	電離箱
計測範囲	10^{-2}～10^{5}mSv/h
個　　数	2
使用電源	直流電源

(3)　フィルタ装置周り計測設備

通常待機時，ベント実施時及びベント停止後に，系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため，圧力計と水位計を設置する。また，排水配管に流量計とpH計，フィルタ装置内金属フィルタに差圧計，ドレンタンクに水位計を設置する。これらの監視パラメータは，中央制御室，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）又は現場で監視可能な設計とする。

フィルタ装置スクラバ水pH及びドレンタンク水位（現場）は，通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。また，フィルタ装置金属フィルタ差圧及びドレンタンク水位（中央制御室）は，通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。

なお，フィルタ装置周り計測設備のうち，フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置出口配管圧力は，通常待機時以外のベント実施時及びベント停止後は監視する必要がないため，自主対策設備とする。フィルタ装置入口圧力は中央制御室にて監視することから，現場計器については自主対策設備とする。ドレン移送ポンプの運転状態の確認はフィルタ装置水位又はドレンタンク水位により水位が低下していることで確認することから，フィルタ装置ドレン流量は補助的にドレン移送ポンプの運転状態を監視するため自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 通常待機時

通常待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて，水位が約500㎜～約2200㎜の間であることを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて，封入した窒素圧力（0.01MPa以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また，フィルタ装置出口配管圧力にて，点検後の窒素置換操作を実施した際に，現場で圧力を監視することで，配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. ベント実施時

ベント実施時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。

また，フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇することを測定することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

(b) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて，水位が約500㎜～約2200㎜の間であることを確認することで把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し，排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

c. ベント停止後

ベント停止後の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて，フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により，フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて，配管内が封入した窒素ガスで正圧に維持されていること，また，配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し，排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(5) 計測設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2.4.1－1「フィルタ装置水位」に，計測設備の概略構成図を図2.4.1－2「格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図」に，計測設備の主要仕様を表2.4.1－3「計測設備主要仕様」に示す。

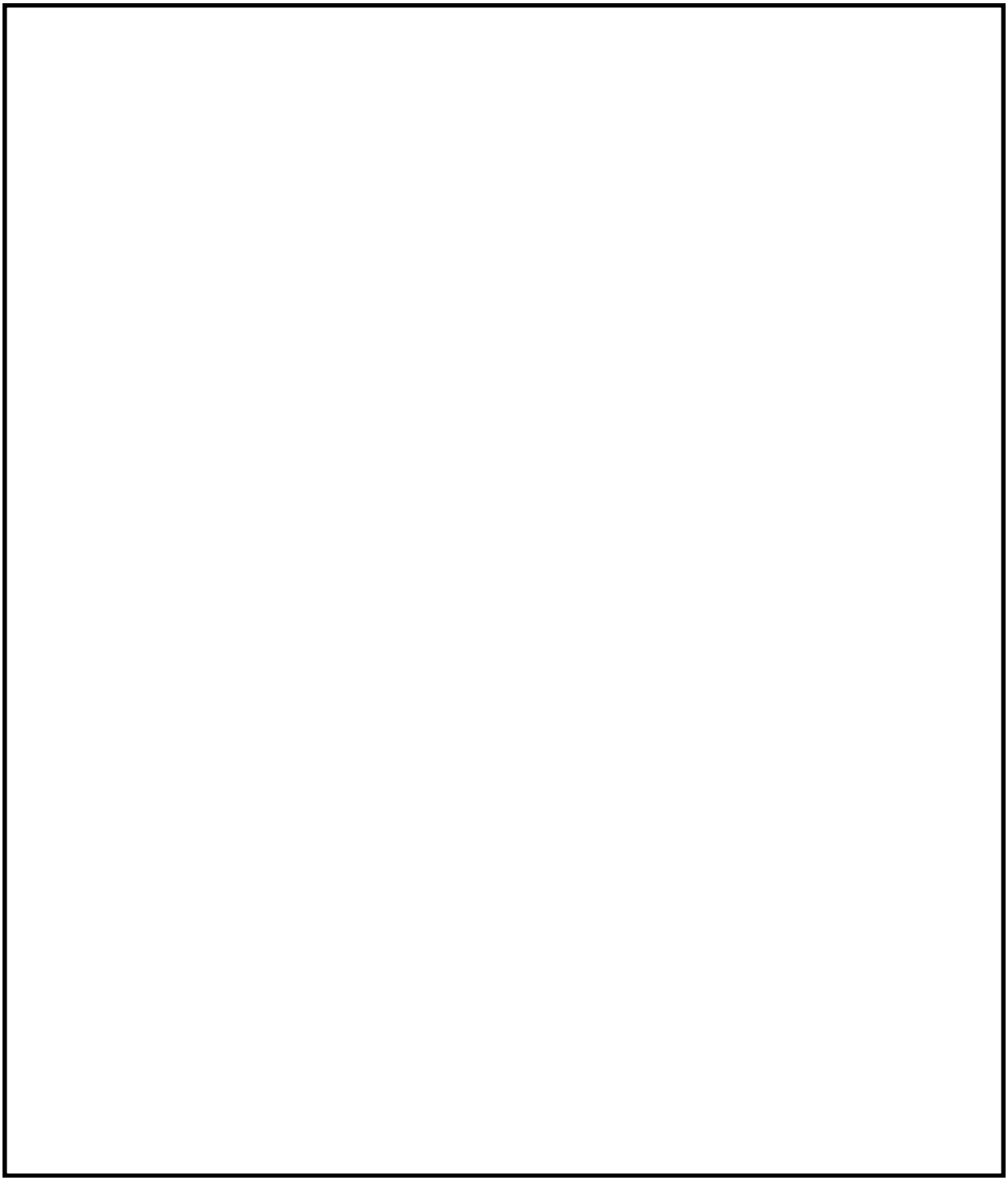


図2.4.1－1　フィルタ装置水位

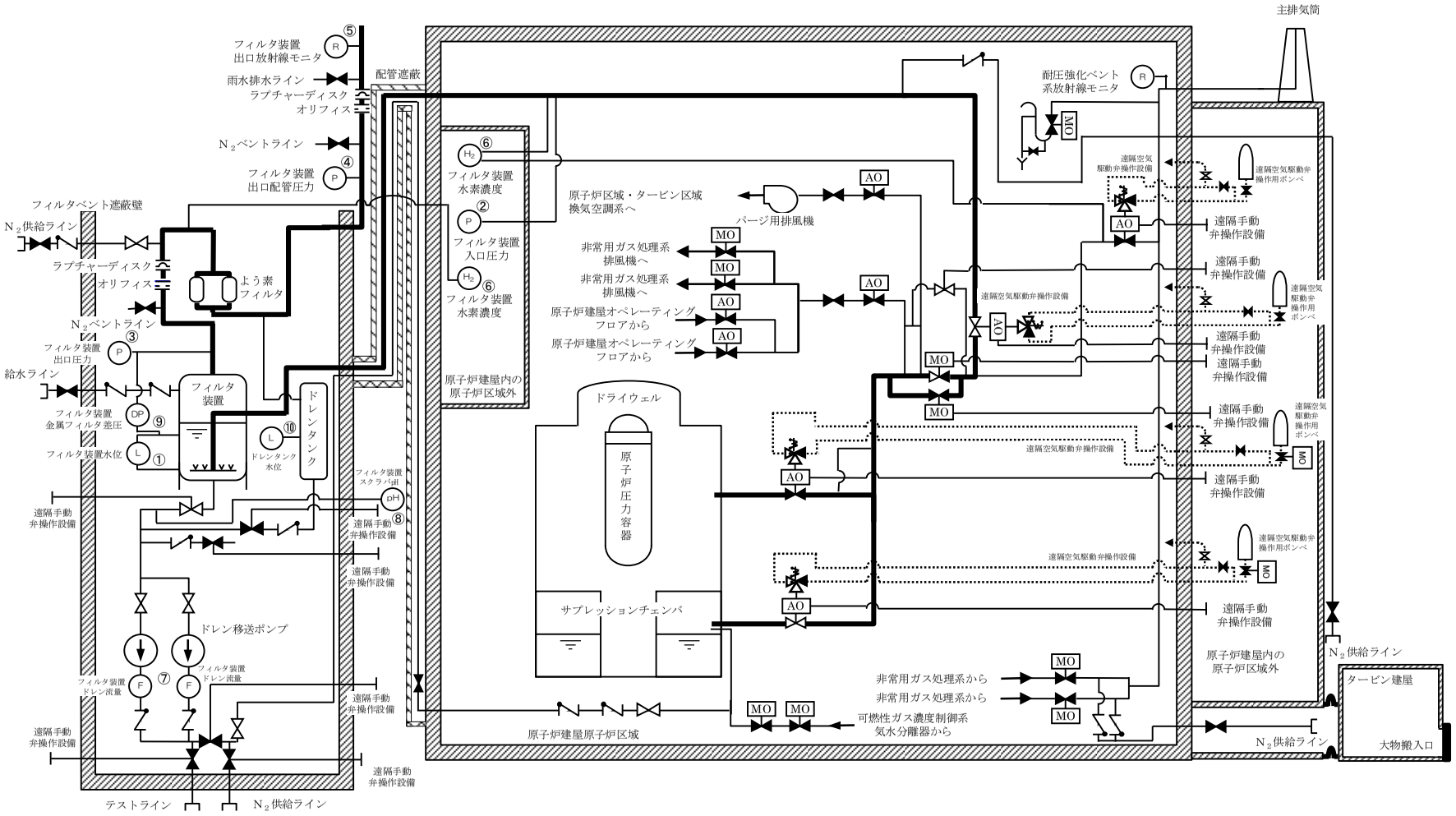


図 2.4.1－2　格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図

表2.4.1－3　計測設備主要仕様（1/2）

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm，下限水位：約500mmを監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）
②フィルタ装置入口圧力	原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0～1MPa	ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力（0.62MPa）が監視可能。また，通常待機時に，窒素置換（0.01MPa以上）が維持されていることを監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）
				1	現場*2
③フィルタ装置出口圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	0～0.5MPa	点検後の窒素置換操作を実施した際に，フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力（0.1MPa）を超えないことを監視可能。	1	中央制御室
④フィルタ装置出口配管圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	-0.1～0.2MPa		1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	放出されるガスの放射線量の確認	10^{-2}～10^{5}mSv/h	ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10^{4}mSv/h）を監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）
⑥フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	0～100vol％	ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し，フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol％）未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値（38vol％（ドライ条件））を監視可能。	2*3	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室） 現場

表2.4.1－3　計測設備主要仕様（2/2）

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
⑦フィルタ装置ドレン流量*2	フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量の確認	0～30m^3/h	ドレンポンプの定格流量（10m^3/h）を監視可能。	2	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH	フィルタ装置スクラバ水の水質管理	pH0～14	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室） 現場
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧	金属フィルタの閉塞	0～50kPa		2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）
⑩ドレンタンク水位*4	ドレンタンク内の水位の把握	タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し，ドレン排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能なことを監視可能。	4	中央制御室 現場

注記＊1：監視パラメータの数字は図2.4.1－2の丸数字に対応する。

＊2：自主対策設備。

＊3：フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個。

＊4：補助パラメータ。

2.4.2　電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計測設備については，通常待機時には非常用所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である電源車，常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池並びに可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図 2.4.2-1 に示す。

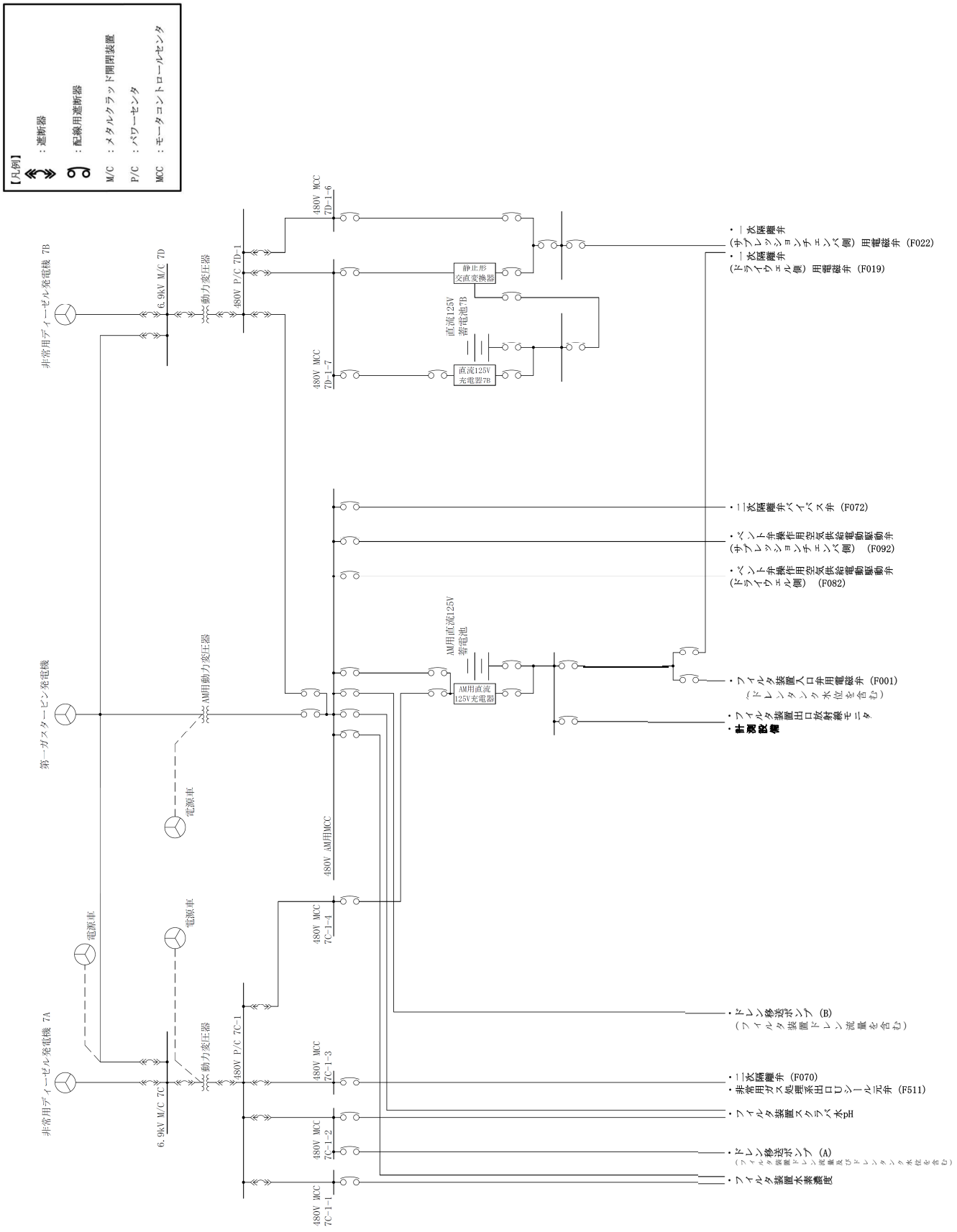


図2.4.2-1　格納容器圧力逃がし装置　電源構成図

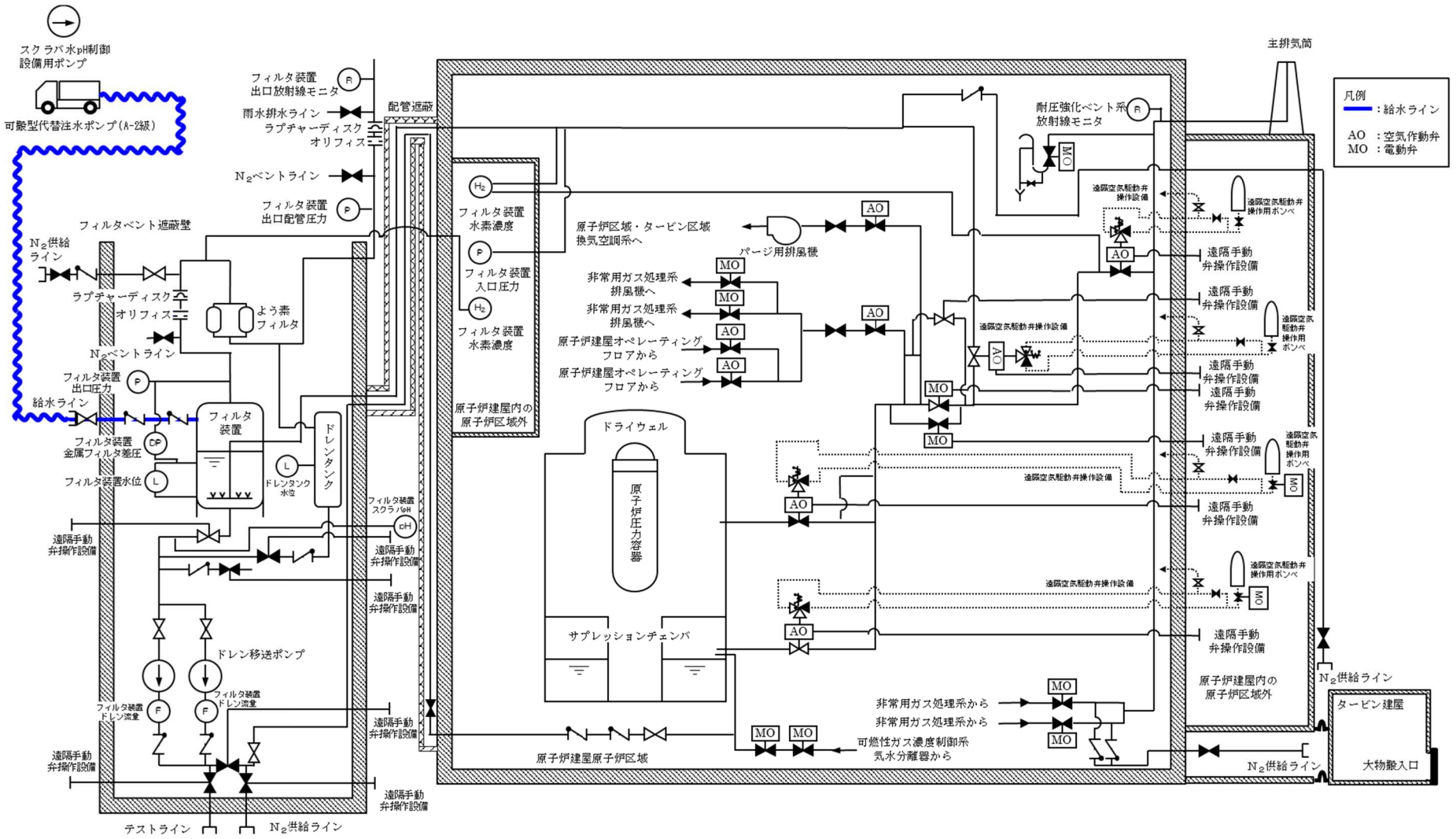
2.4.3　給水設備

通常待機時において，フィルタ装置はスクラバ水を貯留している状態であるが，重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用した場合，保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し，水位が低下するおそれがある。このような状況に備え，フィルタ装置にはフィルタベント遮蔽壁外から給水できるよう接続口を設け，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を表2.4.3－1に，概要図を図2.4.3－1に示す。

表 2.4.3－1　給水配管仕様

口　径	65 A
材　質	ステンレス鋼 (SUS316L,SUS316LTP)


スクラバ水pH制御
設備用ポンプ
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
フィルタ装置
出口放射線モニタ
雨水排水ライン
ラプチャーディスク
オリフィス
配管遮蔽
N_2ベントライン
フィルタ装置
出口配管圧力
フィルタベント遮蔽壁
N_2供給
ライン
ラプチャーディスク
オリフィス
よう素
フィルタ
N_2ベントライン
フィルタ装置
出口圧力
給水ライン
フィルタ
装置
フィルタ装置
金属フィルタ差圧
フィルタ装置水位
ドレンタンク
ドレンタンク
水位
フィルタ装置
スクラバpH
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備
ドレン移送ポンプ
フィルタ装置
ドレン流量
フィルタ装置
ドレン流量
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備
テストライン
N_2供給ライン
フィルタ装置
水素濃度
フィルタ装置
入口圧力
フィルタ装置
水素濃度
原子炉建屋内の
原子炉区域外
原子炉区域・タービン区域
換気空調系へ
パージ用排風機
非常用ガス処理系
排風機へ
非常用ガス処理系
排風機へ
原子炉建屋オペレーティング
フロアから
原子炉建屋オペレーティング
フロアから
ドライウェル
原子炉圧力容器
サプレッションチェンバ
原子炉建屋原子炉区域
耐圧強化ベント系
放射線モニタ
遠隔空気駆動弁操作設備
遠隔空気駆動弁
操作用ボンベ
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備
遠隔手動
弁操作設備

2.4.4　可搬型窒素供給装置

ベント停止後，スクラバ水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，窒素ガスを供給し，系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈，掃気するために，可搬型窒素供給装置を設ける。また，通常待機時に系統内を窒素ガスで置換し，ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために，可搬型窒素供給装置を設ける。

原子炉建屋外から窒素ガスを供給できるように接続口を設け，可搬型窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬型窒素供給装置の仕様を表2.4.4－1に，窒素供給配管の仕様を表2.4.4－2に，可搬型窒素供給装置の概要図を図2.4.4－1に，可搬型窒素供給装置の車載図を図2.4.4－2に，可搬型窒素供給装置の構成概略図を図2.4.4－3に示す。

表 2.4.4－1　可搬型窒素供給装置（6,7 号機共用）仕様

種　　類	圧力スイング吸着式
容　　量	70Nm^3/h 以上
窒素純度	99％
供給圧力	0.5MPa 以上
個　　数	2（予備 1）

表 2.4.4－2　窒素供給配管仕様

口　　径	25A
材　　質	炭素鋼 （STPT410） ステンレス鋼（SUS304,SUS304TP）

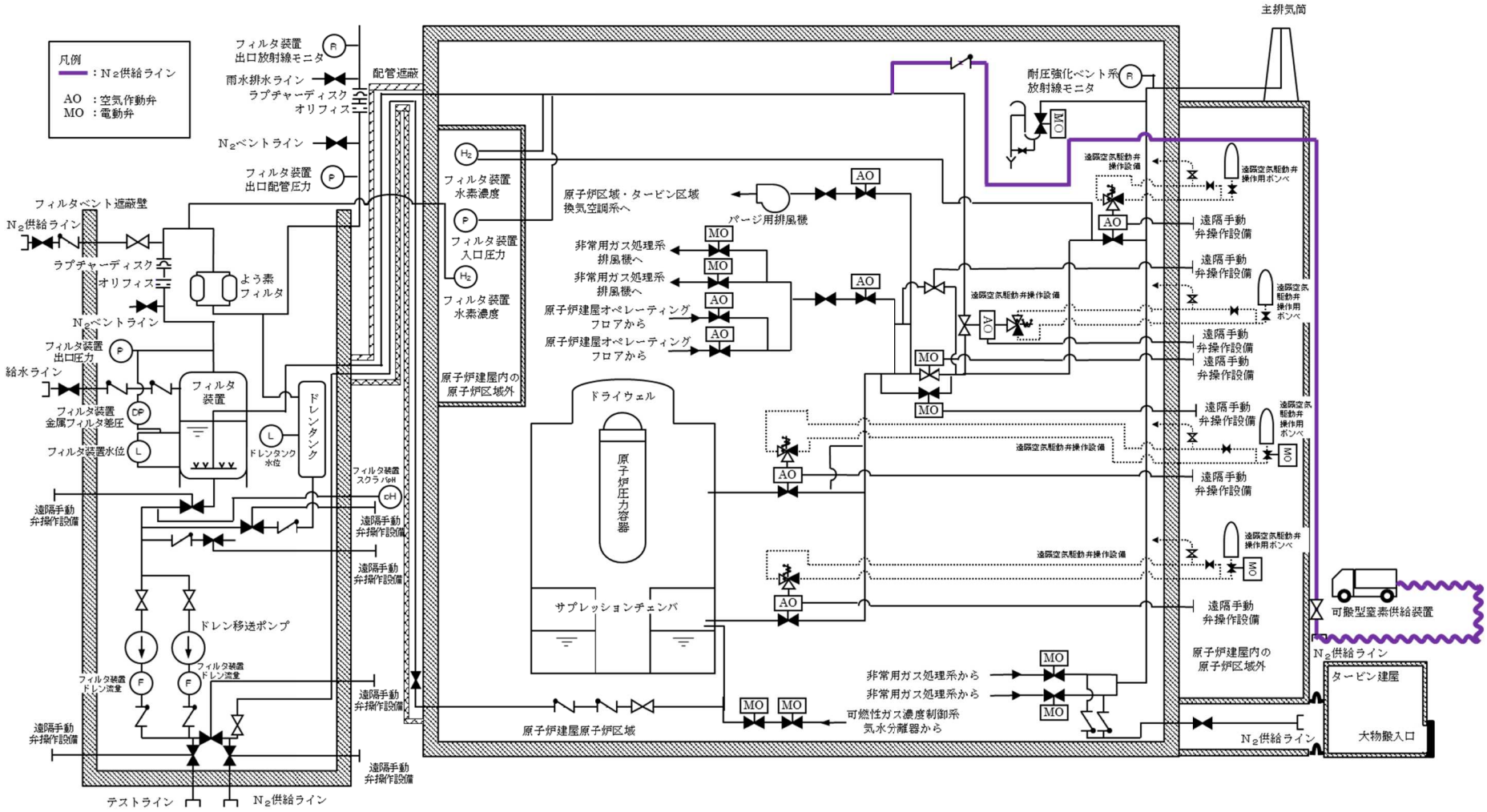


図 2.4.4－1　可搬型窒素供給装置概要図

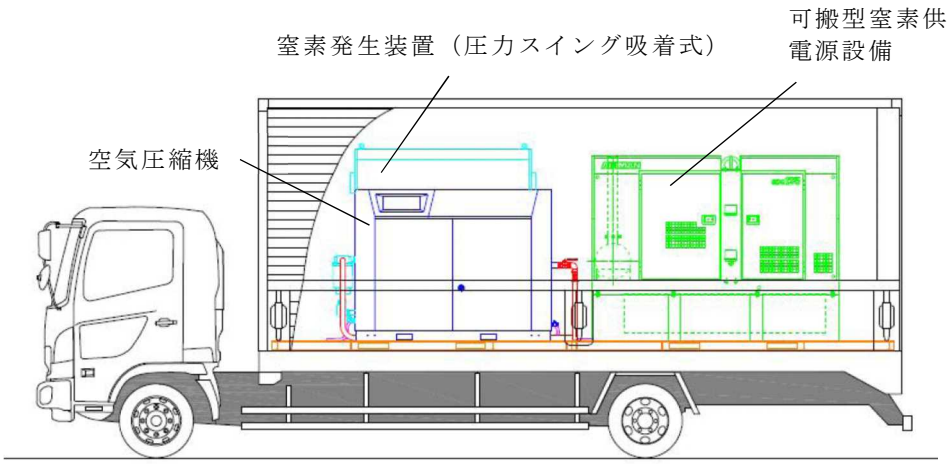


図 2.4.4－2　可搬型窒素供給装置車載図

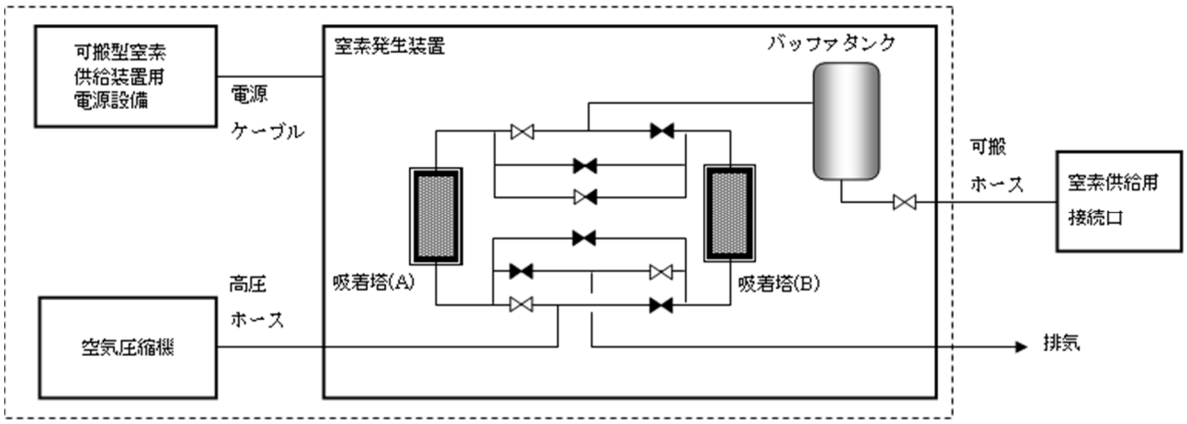


図 2.4.4－3　可搬型窒素供給装置構成概略図

2.4.5　排水設備

ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するため，及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

排水設備の仕様を表2.4.5－1に，排水設備の概要を図2.4.5－1に示す。

表 2.4.5－1　排水設備仕様

(1)　排水配管

口　　径	50A
材　　質	炭素鋼（STPT410,S25C） ステンレス鋼（SUS316L,SUS316LTP）

(2)　ポンプ

	ドレン移送ポンプ
型　　式	キャンドポンプ
定格流量	10 m^3/h
定格揚程	50 m
個　　数	2
駆動方式	電動駆動（交流）

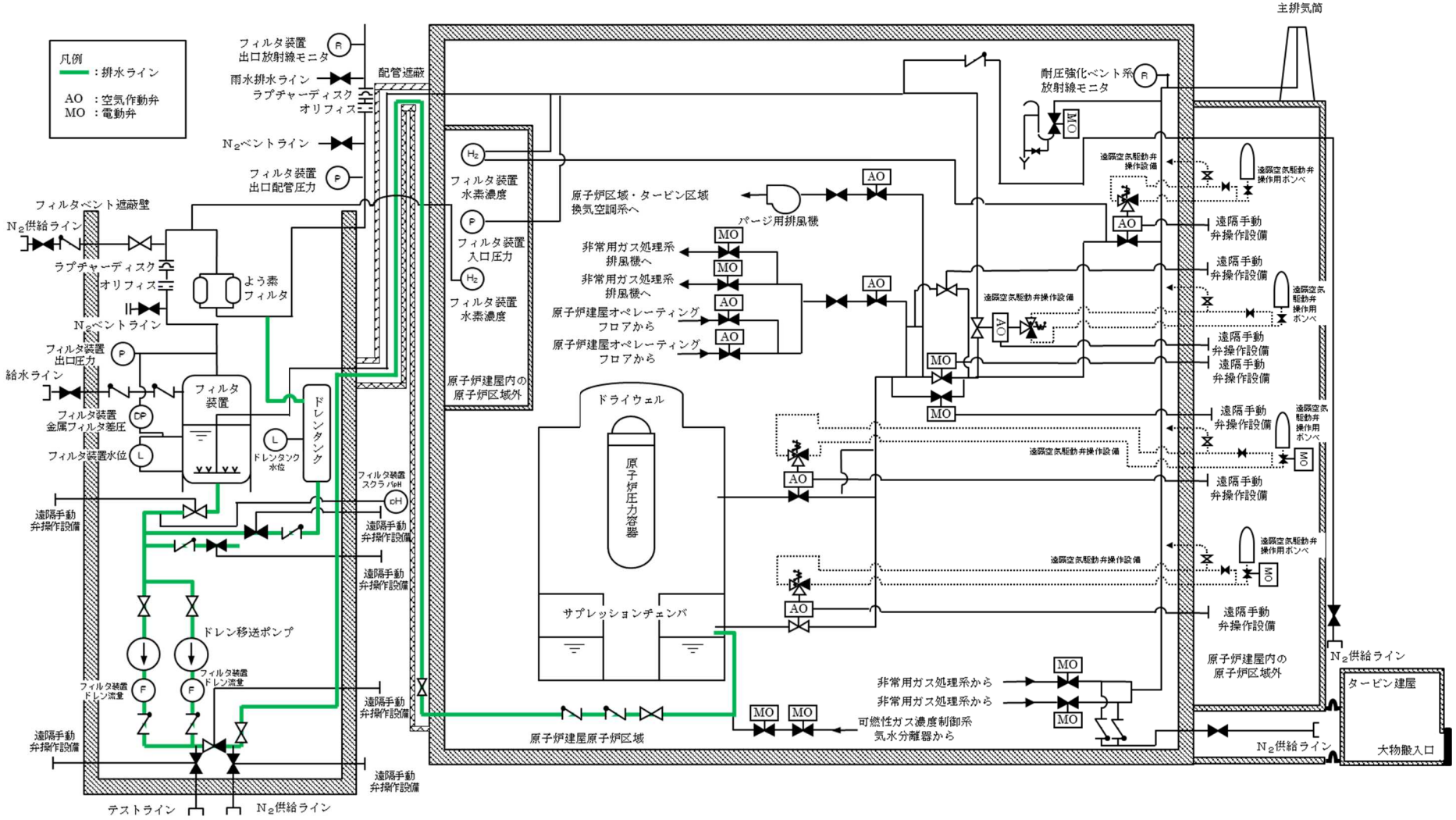


図 2.4.5－1　排水設備概要図

2.4.6　格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備

格納容器圧力逃がし装置放出口への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に設置した雨水排水ラインから，流入した雨水を排出可能な格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備を設置する。

また，雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより，流入した雨水はラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管に蓄積せずに系外放出され，凍結による配管閉塞が生じることのない設計としている。

なお，雨水排水ラインの止め弁は，ベント開始前に閉とする運用とし，ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備の概要を図 2.4.6－1 に示す。

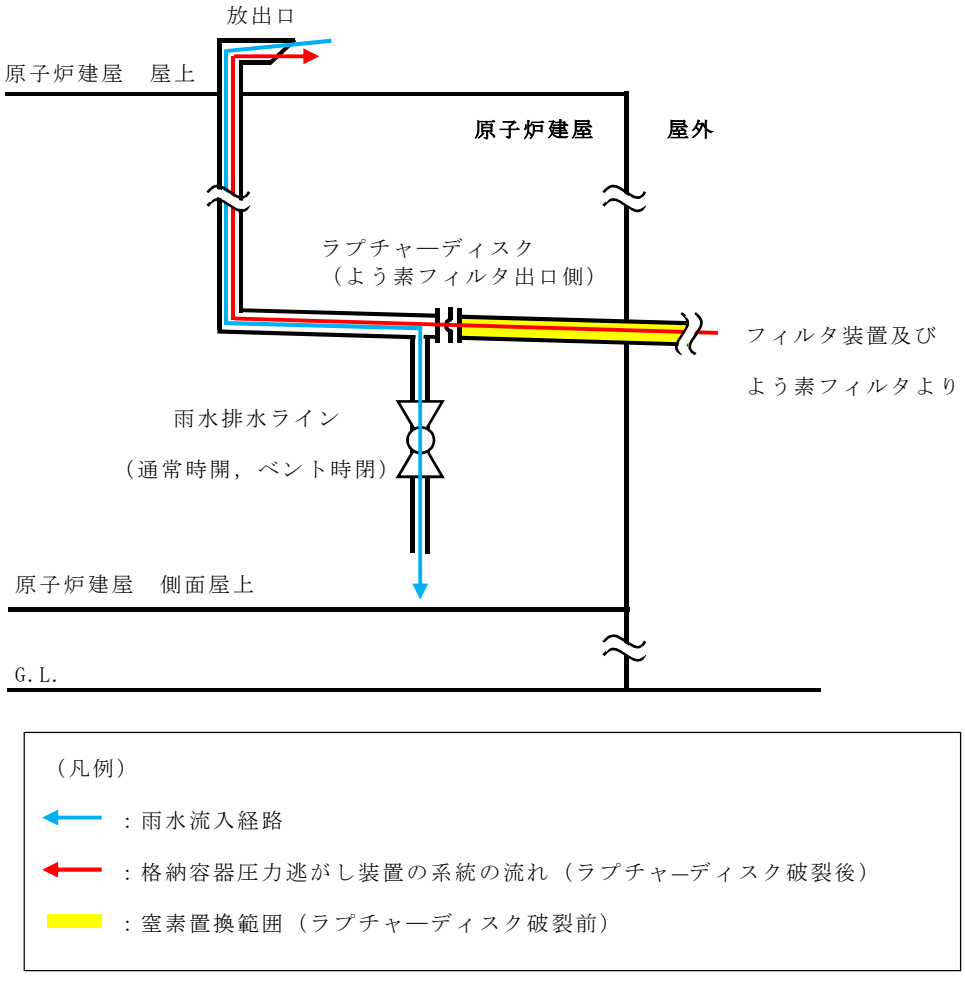


図 2.4.6－1　格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備概要図

3.　フィルタ性能

3.1　フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理

3.1.1　エアロゾルの除去原理

(1)　水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理

水スクラバは，ベントガスをスクラバ水中に噴射するスクラバノズルと，スクラバ水中の気泡を細分化するための気泡細分化装置で構成されている。

水スクラバは，スクラバノズルにベントガスを通し，気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより，効果的にエアロゾルをスクラバ水中に捕捉する。

水スクラバでは，下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

a.　スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により，ベントガス気泡中のエアロゾルに慣性力が働き，エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。

b.　ベントガスの気泡中のエアロゾルが重力沈降し，エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。

c.　ベントガスの気泡中のエアロゾルのブラウン運動により，エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。

d.　スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が凝縮することにより，エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。

e.　ベントガス気泡中のエアロゾルの熱泳動により，エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉される。

図3.1.1－1に水スクラバにおける除去原理を示す。

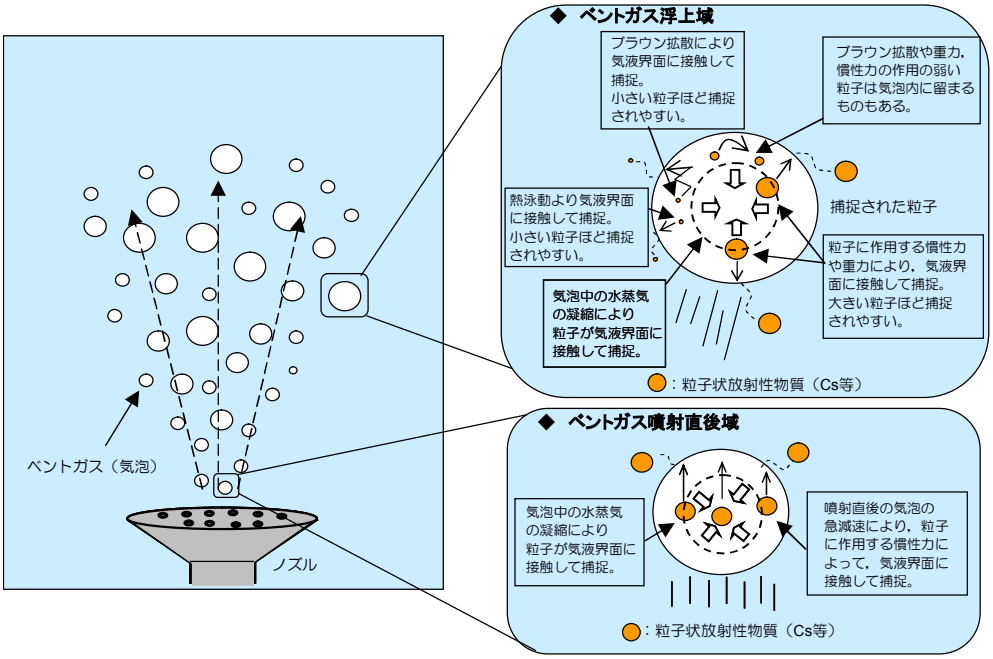


図 3.1.1－1　水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理（イメージ）

(2)　金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは，3層構造の金属繊維と焼結シートの円筒状のフィルタにより構成される。

金属フィルタは，水スクラバの後段に設置され，より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタでは，下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

a.　エアロゾルに働く慣性力により，ベントガスの流線から外れ，エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。

b.　エアロゾルのブラウン運動により，エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。

c.　エアロゾルが，金属繊維の隙間に付着することで捕捉する。

図3.1.1－2に金属フィルタにおける除去原理を示す。

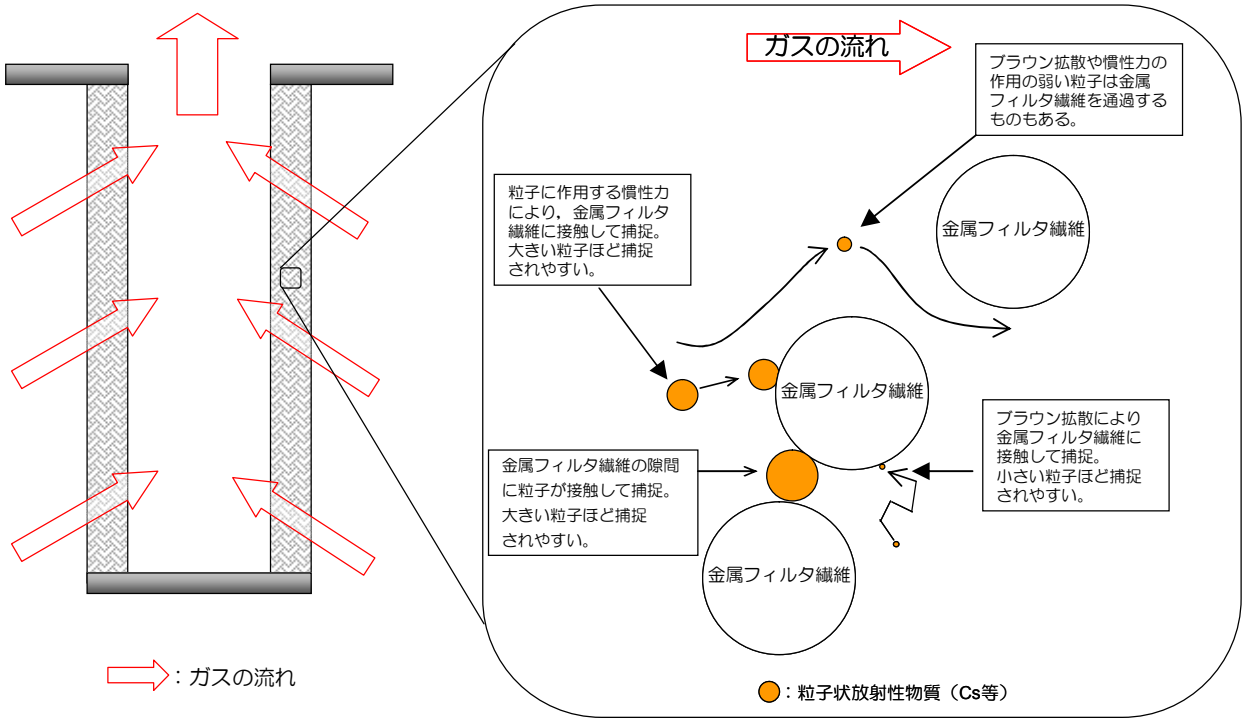


図 3.1.1－2　金属フィルタにおけるエアロゾル除去原理（イメージ）

3.1.2　よう素の除去原理

重大事故等時に発生する放射性よう素は，粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と，ガス状よう素として無機よう素（I_2：元素状よう素）と有機よう素（CH_3I：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され，残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが，無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し，有機よう素へ転換する。粒子状よう素については，エアロゾルの除去原理に基づき，フィルタ装置内の水スクラバと金属フィルタで捕捉する。

無機よう素については，フィルタ装置内のスクラバ水に添加された薬剤と化学反応させることにより水スクラバで捕捉する。有機よう素については，よう素フィルタ内の吸着材と化学反応させることにより捕捉する。

(1)　フィルタ装置内及びよう素フィルタ内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部に水スクラバ（スクラバノズル，スクラバ水，気泡細分化装置），上部に整流板及び金属フィルタを設置し，下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を介してよう素フィルタを設置する。ベントガスの流れを図3.1.2－1に示す。

ベントガスは，フィルタ装置とよう素フィルタの間のオリフィス（フィルタ装置出口側）を通過する際，オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより，オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となる。

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3.1.2－2に示す。

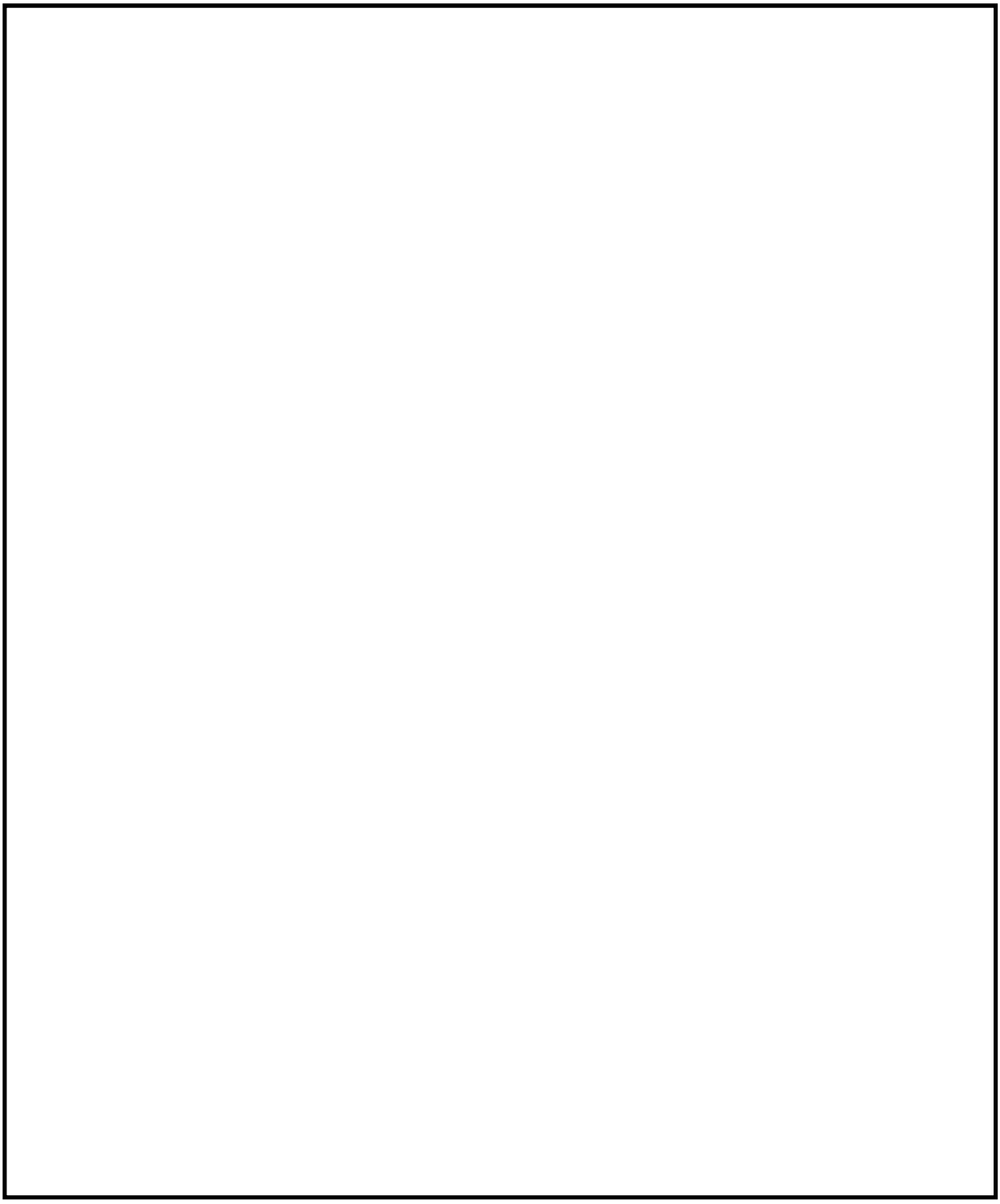


図3.1.2－1　フィルタ装置内及びよう素フィルタ内のベントガスの流れ

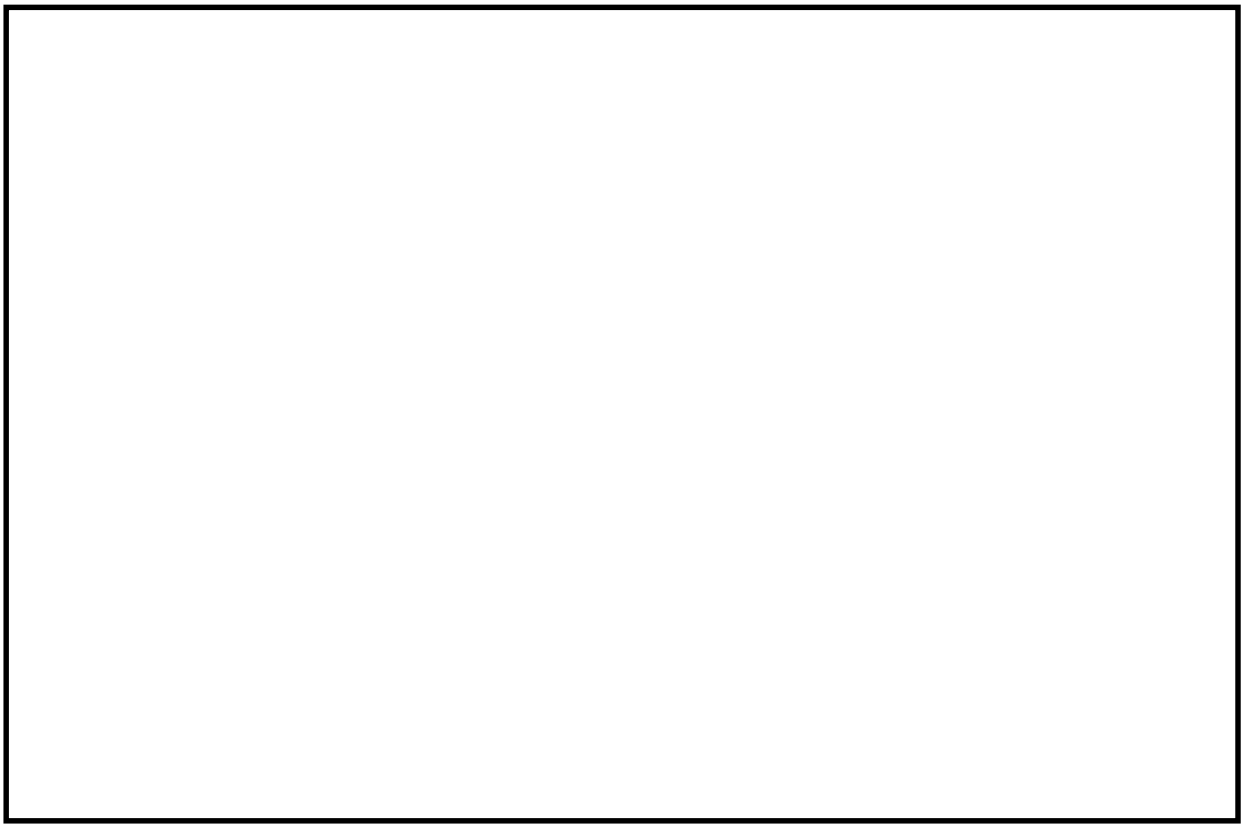


図3.1.2－2　オリフィス（フィルタ装置出口側）通過時の蒸気の状態変化

(2)　水スクラバにおける無機よう素の除去原理

ベントガスが水スクラバを通過する際，無機よう素を化学反応によりスクラバ水中に効果的に捕捉・保持するために，スクラバ水には表3.1.2－1に示す薬剤を添加する。

表3.1.2－1　スクラバ水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
水酸化ナトリウム	NaOH	・無機よう素（I_2）をよう素イオン（I^-）に変化させる。 ・化学反応による捕捉を安定させる。

水スクラバを通過する際，揮発性の高い無機よう素は，添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し，スクラバ水中に捕捉・保持される。以下に化学反応式を示す。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$（発熱反応）

また，スクラバ水に捕捉されたよう素と，気相中に含まれる無機よう素の割合（気液分配係数）は，スクラバ水のpHの影響を受け，アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため，スクラバ水中に捕捉されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

なお，一般的に有機よう素は，無機よう素に比べ活性が低く，反応しにくいため，水スクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

図3.1.2－3に水スクラバにおける無機よう素の除去原理を示す。

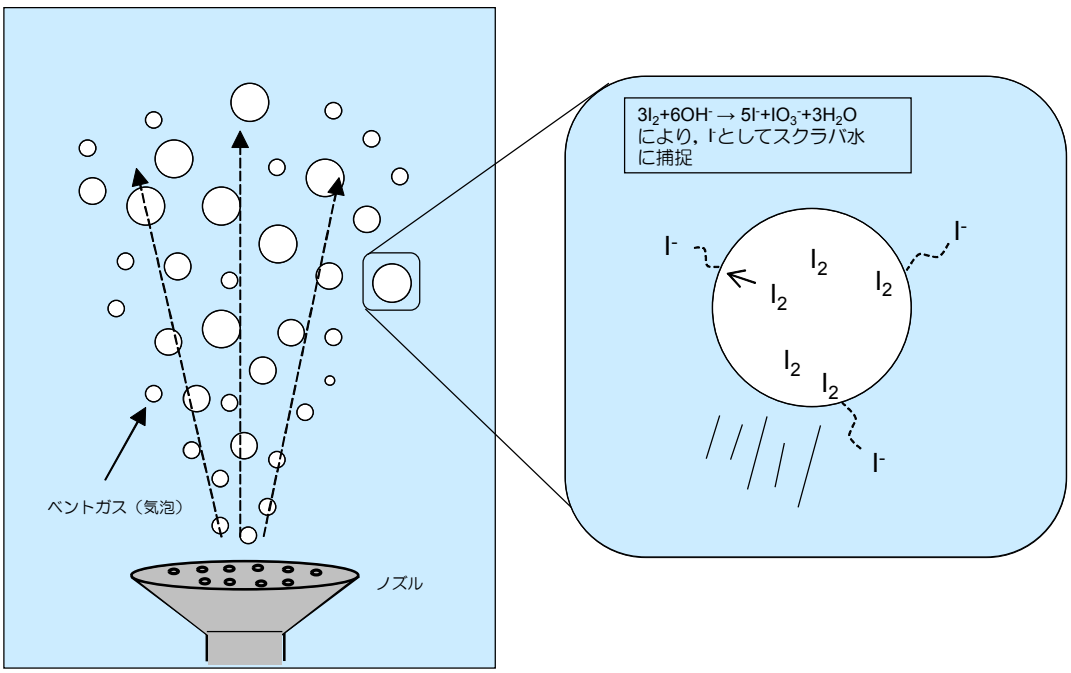


図3.1.2－3　水スクラバにおける無機よう素の除去原理（イメージ）

(3)　よう素フィルタにおけるよう素の除去原理

よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され，銀ゼオライトは，内部に多量の銀イオン（Ag^+）を有している。

ベントガスが吸着層を通過する過程において，ベントガスに含まれる有機よう素（CH_3I 等）や無機よう素（I_2）が，銀ゼオライト中の Ag^+と反応し，よう素が銀ゼオライト中に取り込まれ AgI となる。これにより，ベントガスに含まれるよう素が除去されることとなる。なお，この化学反応の式としては，以下となると言われているが，理論的に解明されていない点が多い。

[redacted]

そのため，銀ゼオライトのよう素除去性能については，実機に近い条件を模擬したよう素吸着試験の結果により評価している。なお，反応生成物として可燃性物質が生成されるが，この物質はベントガスと共に窒素ガス雰囲気となっている系統内を通過し，燃焼することなく系統外へ排出される。

図3.1.2－4によう素フィルタにおけるよう素の除去原理を示す。

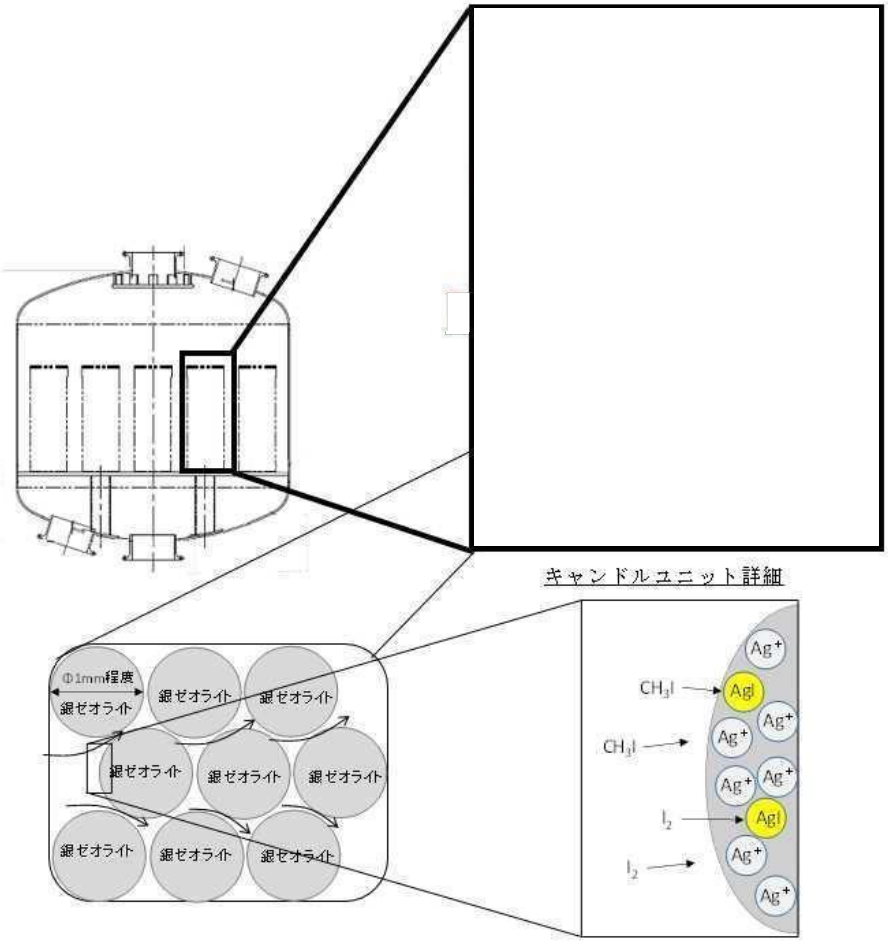


図3.1.2－4　よう素フィルタにおけるよう素の除去原理（イメージ）

3.2　運転範囲

エアロゾル及びガス状放射性よう素の除去性能に影響を及ぼすパラメータについて，有効性評価に基づき，ベント実施時に想定する運転範囲を表3.2－1に示す。

表 3.2－1　ベント実施時に想定する運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流量	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するスクラバノズル部のガス流量は，約 13000m³/h～30000m³/h*となる。 なお，金属フィルタ部におけるガス流速は，適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント）のエアロゾル粒径分布を考慮し，空気動力学径において約 0.7μm～3.5μm とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は約[redacted]となる。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における，フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は[redacted]となる。
スクラバ水 pH	スクラバ水は高アルカリに保つために，水酸化ナトリウムが添加されていることから，運転範囲はアルカリ側で維持される。
露点温度差	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する，よう素フィルタにおけるベントガスの露点温度差は，約[redacted]となる。
接触時間	よう素フィルタにおけるベントガス・吸着材接触時間は，[redacted]となる。

注記＊：13000m³/h は，実機における最小流量相当の流量である。また，30000m³/h は，実機における 2Pd 時相当（格納容器圧力 620kPa）の流量である。

3.3　性能検証試験結果

3.3.1　性能検証試験の概要

(1)　エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置が必要なエアロゾル除去性能を達成できていることを確認するため，格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いてエアロゾル除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1－1に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに，コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し，試験フィルタのDFを算出する。

試験フィルタは，直径0.35m，高さ4mの容器であり，断面積が実機の約1/140，高さが実機の約1/2のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1本），気泡細分化装置，金属フィルタ（1本）を設置している。高さが実機の1/2となっているが，実機より容器の高さが低い分，装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや，金属フィルタの長さについては，実機と同一となるようにしている。

コンプレッサは，実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量としている。

微粒子発生装置では，ベント実施時に想定される粒径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は，PSL（ポリスチレン製標準粒子），TiO_2，Fe_2O_3を選定している。

エアロゾル計測装置は，試験微粒子を高精度で計測するため，レーザー光散乱の計測原理を用いた計測装置と，電気移動度分級とレーザー光散乱の計測原理による計測装置を選定している。

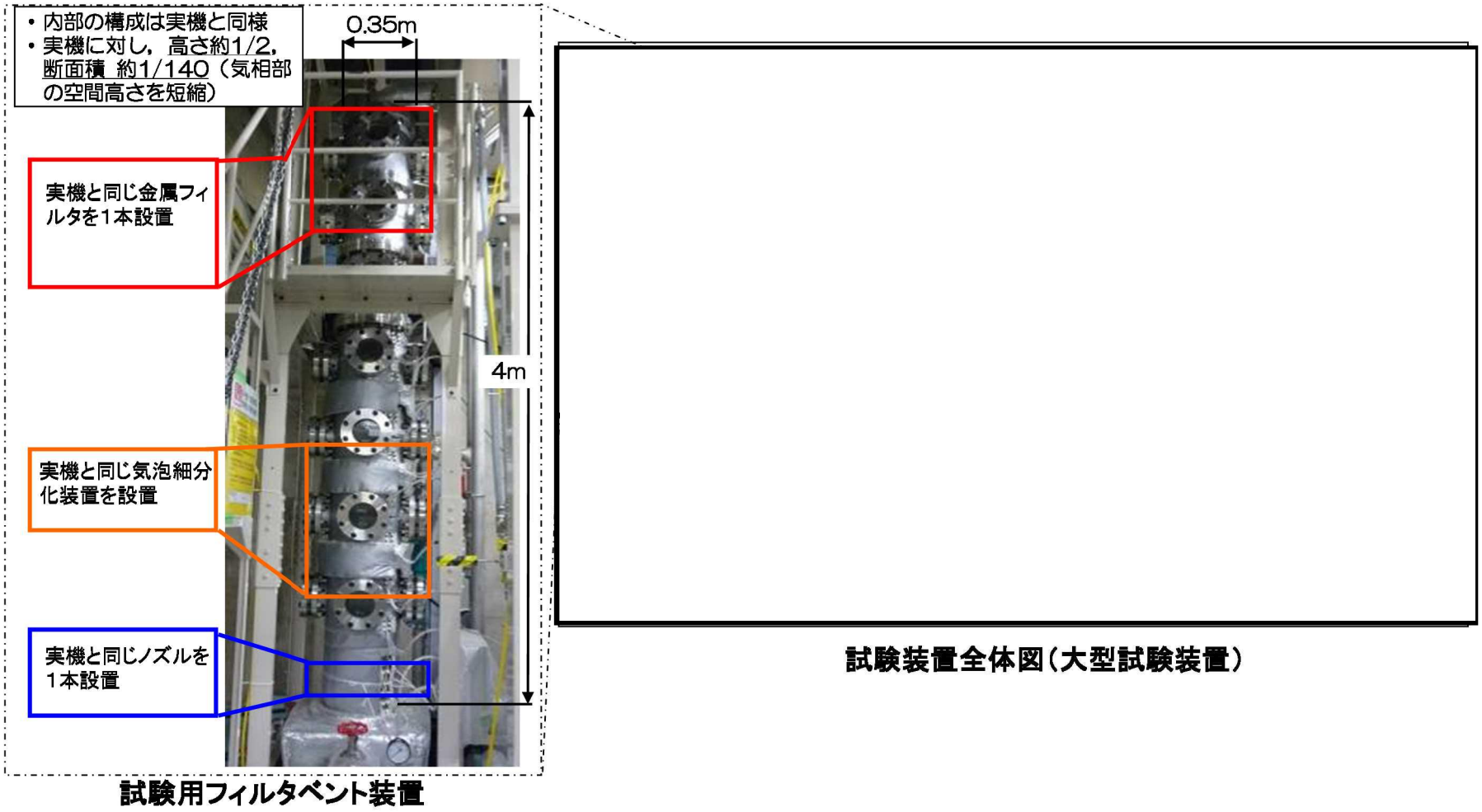


図 3.3.1－1　試験装置概要（エアロゾル除去性能試験）

(2)　無機よう素の除去性能試験

ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため，格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1－2，図3.3.1－3に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに，コンプレッサからの空気に無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し，試験フィルタのDFを算出する。無機よう素の濃度の計測には，ICP-MSを用いた。

試験フィルタは，エアロゾル除去性能試験と同じ，直径0.35m，高さ4mの容器を用いた。また，コンプレッサについてもエアロゾル除去性能試験と同じ，実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量のものを用いた。

無機よう素供給装置は，無機よう素発生器，コンプレッサ，空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は，器内をヒータにて高温状態とし，あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ，ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を，コンプレッサ並びに空気予熱器からの高温空気により，試験系統に供給する構造となっている。

また，主空気ラインの空気も，空気加熱器により高温状態としている。更に，配管及び試験容器にはヒータと保温材を設置して試験系統を高温の状態とし，ガス状の無機よう素が固化することを防止している。

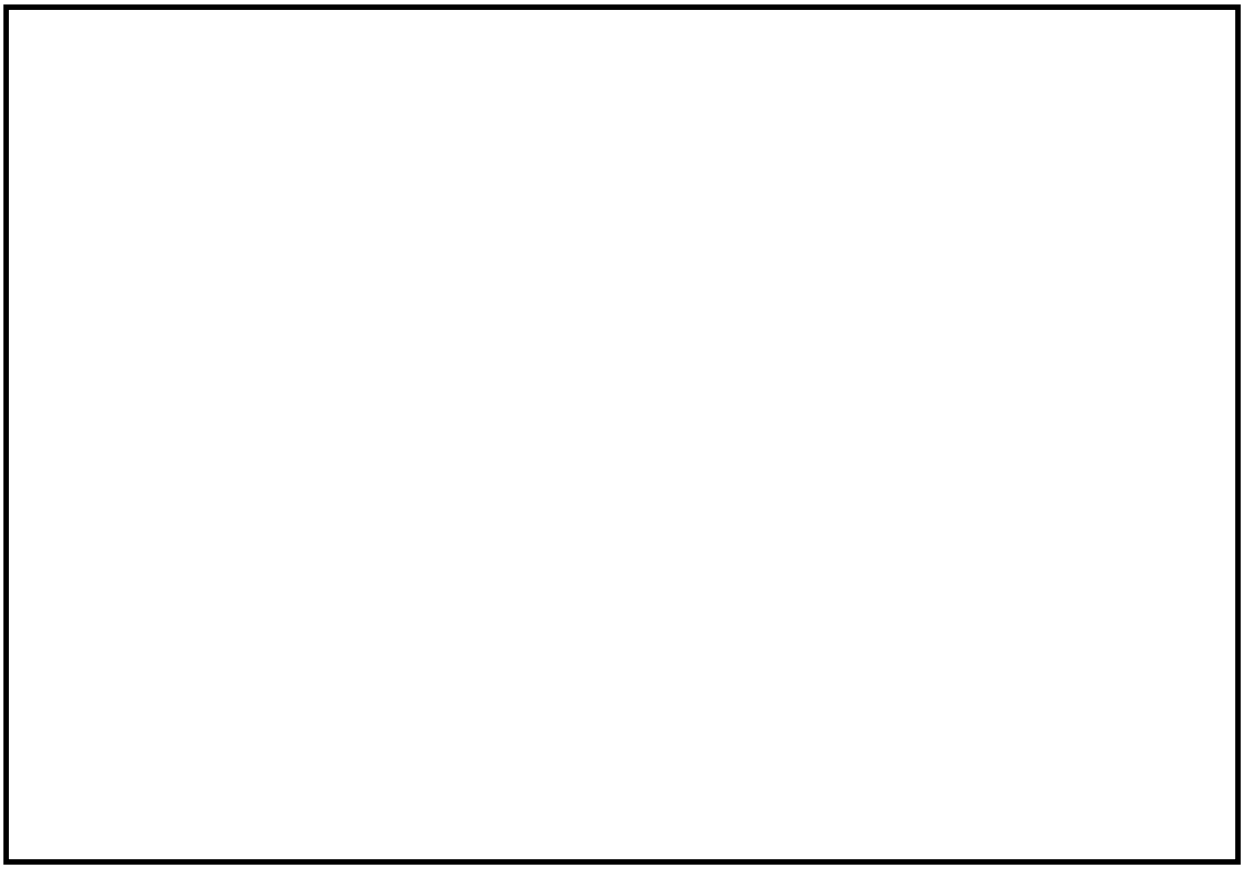


図 3.3.1－2　試験装置概要（無機よう素除去性能試験）

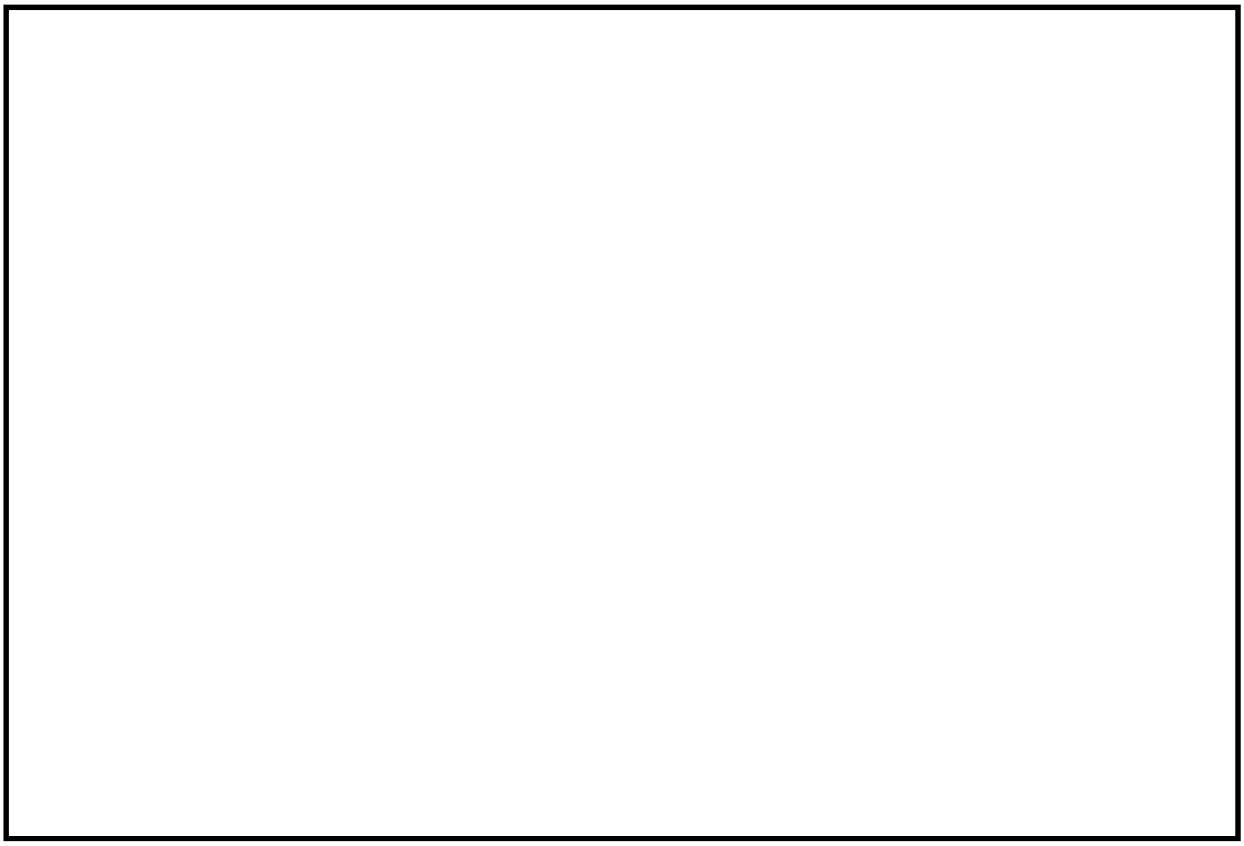


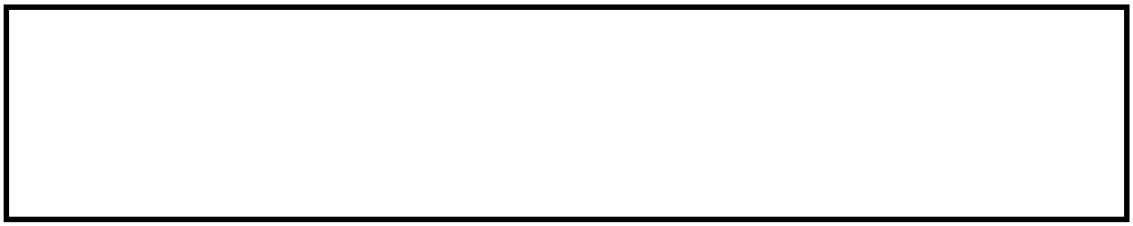
図 3.3.1－3　サンプリング装置概要（無機よう素除去性能試験）

(3)　有機よう素の除去性能試験

ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタが必要な有機よう素除去性能を達成できていることを確認するため，よう素フィルタ吸着材の吸着層を模擬した試験装置を用いて有機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1－4に示す。有機よう素フィルタ吸着層を模擬した試験カラムに銀ゼオライトを充填し，ボイラおよびコンプレッサからの蒸気と空気の混合気によう化メチル（CH_3I）を混入し，試験カラムに送気する。試験装置は恒温槽内に設置されており，実機の条件を模擬した露点温度差のガスを供給することができる。よう化メチル（CH_3I）には微量の放射性よう素（I-131）を混入することで，よう化メチル（CH_3I）のDFを，供給した総放射能量と，吸着材に捕捉された放射能量により評価することが可能である。吸着材を充填する試験カラムは，1つの充填厚さが1インチ（2.54cm）のカラムを6個直列に設置し，合計6インチ（15.24cm）の充填厚さを有している。これにより，1回に試験で，6ケースの接触時間に対するDFを評価することが可能となる。具体的には，以下の方法でよう化メチル（CH_3I）のDFを評価している。

【除去性能評価方法】



[redacted]

なお，本試験は海外の性能認証機関[redacted]にて実施したものである。

参考文献

(1) シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤AgXの応用について
『日本機械学会　第20回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集』

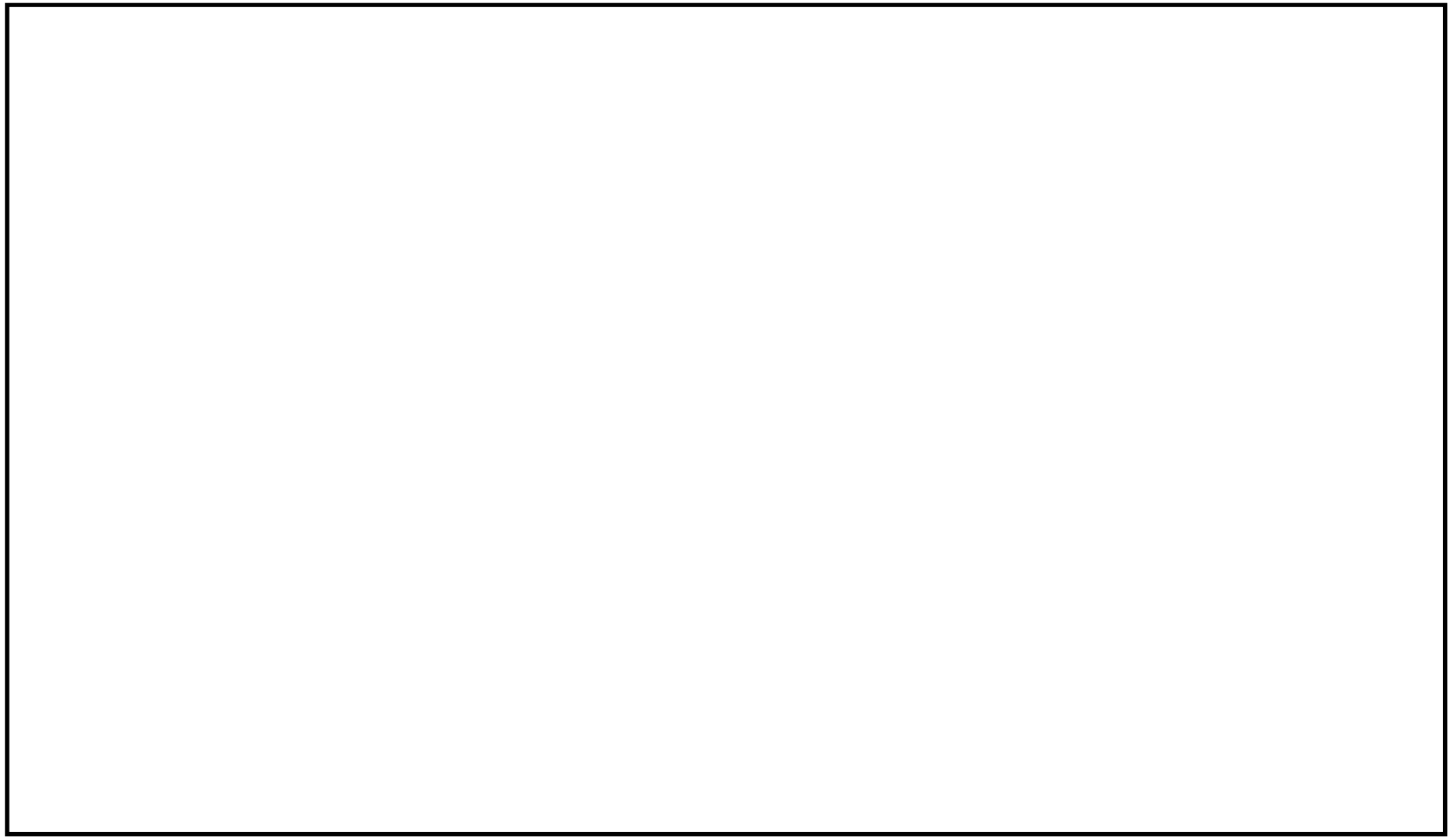


図 3.3.1－4　有機よう素除去性能試験装置概要

3.3.2　性能検証試験の条件とその設定根拠

(1)　エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置のエアロゾル除去性能を確認するため，フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして，スクラバ水の水位，水温，ベントガスのガス流量，ガス温度及びガス蒸気割合を設定した。

スクラバ水の水位は，ベントガス蒸気の凝縮や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により，ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は，高温のベントガスの流入や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により，ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量，ガス温度及びガス蒸気割合は，原子炉格納容器の圧力に応じて，ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと粒子状放射性物質の捕捉メカニズムとの関係を以下に示す。また，水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図 3.3.2－1，金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図 3.3.2－2及びこれらの影響を考慮したDF計測試験の条件を表 3.3.2－1に示す。

a.　水スクラバ部

(a)　ベントガス噴射直後域

イ．　ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きくDFは上がる。

ロ．　ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため，DFは下がる。

(b)　ベントガス浮上域

イ．　ベントガス浮上中の動きに伴う加速度により，粒子に生じる慣性力

水位：水位が高いほど，水中滞留時間が長くなり，DFは上がる。

ロ．　粒子の重力沈降やブラウン拡散

水位：水位が高いほど，水中滞留時間が長くなり，DFは上がる。

ガス流量：流量が大きいほど，水中滞留が短くなり，DFは下がる。

ハ．　ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため，DFは下がる。

ニ．　粒子の熱泳動

水温：水温が高いほど熱泳動速度は小さくなるため，DFは下がる。

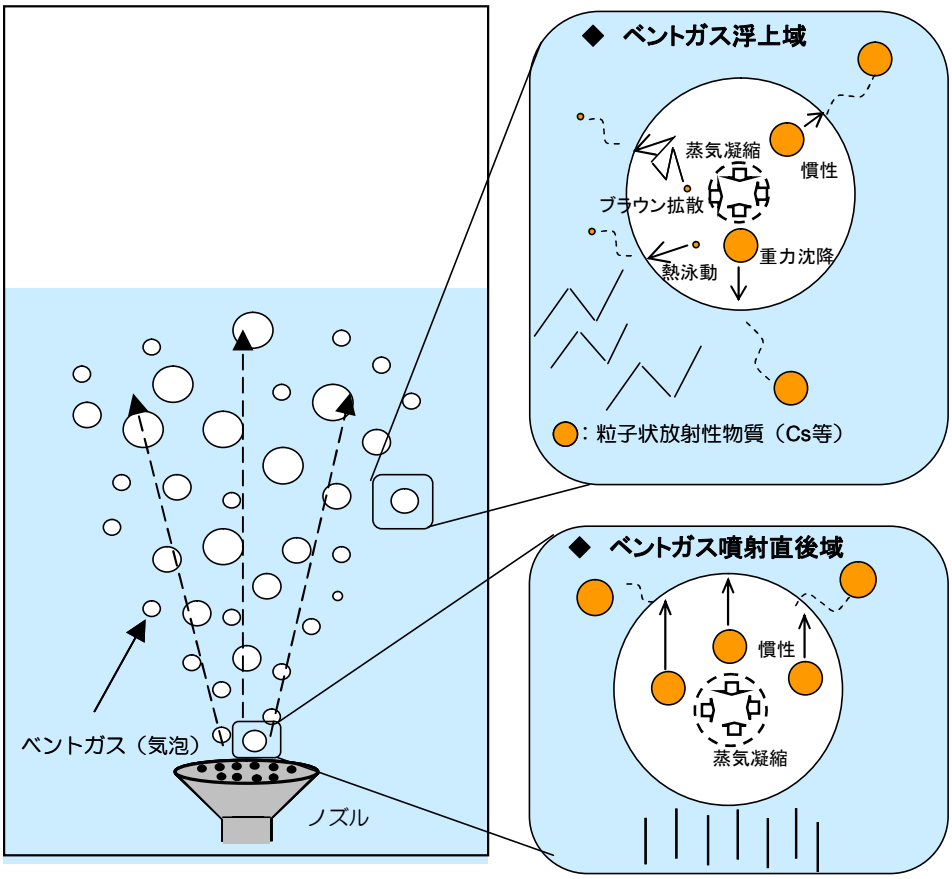


図 3.3.2－1　水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

b.　金属フィルタ部

(a)　粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく，DFは上がる。

(b)　ブラウン拡散

ガス流量：流量が大きいほど，フィルタ内での滞留が短くなり，DFは下がるが，格納容器圧力逃がし装置で想定される粒径の存在領域では，ブラウン拡散のDF効果はほぼ無い。

(c)　金属フィルタ繊維の隙間への粒子の付着

粒子の大きさに依存する。

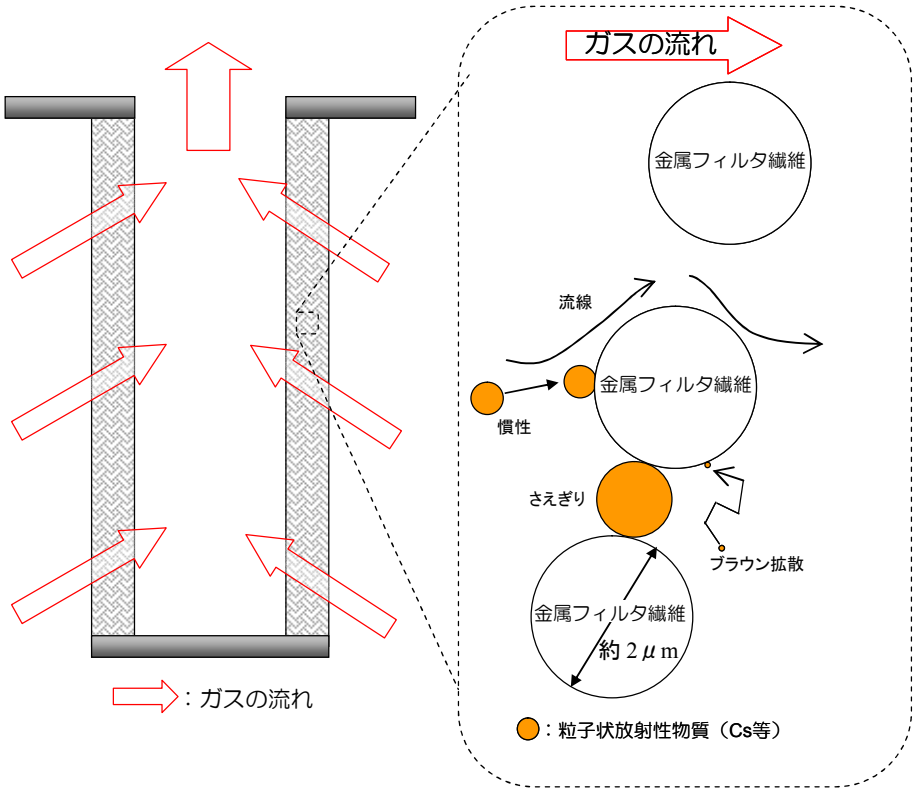


図 3.3.2－2　金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

表 3.3.2－1　DF 計測試験条件（エアロゾル除去性能試験）

	水スクラバ部	金属フィルタ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど，水中滞留時間が長くなるため，DF は大きい。	－	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において,水位は 1m 以上であるため，1m に設定。
水温	水温が高いほど水蒸気の凝縮量や熱泳動速度が小さくなるため，DF は小さい。	－	水温は常温として設定するが，試験用のガスとして，凝縮や熱泳動による効果を見込めない非凝縮性のガスである常温の空気を用いる。
ガス流量	捕捉メカニズムにより，ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある。 ・ガス流量が大きいほど，衝突慣性効果が大きくなるため，DF は大きい。 ・ガス流量が大きいほど，水中滞留時間が短くなるため，DF は小さい。	ガス流量が大きいほど,衝突慣性効果が大きくなるため,DF は大きい。	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m^3/h），1Pd 時相当流量（約 27000m^3/h），最小流量相当（約 13000m^3/h）の 3 パターンの流量を設定。
ガス温度 ガス蒸気割合	それぞれの捕捉メカニズム（慣性衝突効果，拡散効果，重力沈降，凝縮，熱泳動）において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	それぞれの捕捉メカニズム（慣性衝突効果，拡散効果）において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズム（慣性衝突効果，拡散効果，重力沈降，凝縮，熱泳動）において常温の空気の方が水蒸気よりも捕捉効果が劣ることから常温の空気を用いる。

(2) 無機よう素の除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置の無機よう素除去性能を確認するため，フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして，スクラバ水の水位，水温，ベントガスのガス流量，スクラバ水pHを設定した。

スクラバ水の水位は，ベントガス蒸気の凝縮や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により，ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は，高温のベントガスの流入や，スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により，ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量は，原子炉格納容器の圧力に応じて，ベント実施時に変動する。

スクラバ水pHは，原子炉格納容器からの酸性・塩基性物質の飛来，無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費，ベントガス水蒸気の凝縮による希釈により，ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと無機よう素の捕捉メカニズムとの関係を考慮し，DF計測試験の条件を表 3.3.2－2のとおり設定した。

表 3.3.2－2 DF計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	水スクラバ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど気泡とスクラバ水が接触する時間が大きくなることから，DFは大きい。	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において，水位は1m以上であるため，1mに設定。
水温	水温が高いほど化学反応が促進されDFは大きい。	水温は，飽和温度以下として設定。（実機はベント開始直後を除き，飽和温度となる。）
ガス流量	捕捉メカニズムにより，ガス流量が大きいほどDFが大きくなるケースとDFが小さくなるケースのいずれもある。 ・ガス流量が大きい方が，気泡内の気体の拡散効果が大きく，拡散効果によるDFは大きい。 ・ガス流量が小さい方が，気泡とスクラバ水の接触時間が大きくなり，DFは大きい。	実機における2Pd時相当流量（約33000m^3/h），最小流量相当（約13000m^3/h）の2パターンの流量を設定。
スクラバ水pH	無機よう素捕捉の化学式により，pHが大きいほどDFは大きい。	pHは，8～13に設定。

(3) 有機よう素の除去性能試験

ベント実施時のよう素フィルタの有機よう素除去性能を確認するため，よう素フィルタの性能への影響が大きいパラメータとして，ガスの露点温度差，ベントガスと吸着材の接触時間を設定した。

露点温度差は小さいほど，接触時間については短いほど，よう素フィルタの性能は低下する。そのため，露点温度差と接触時間について，実機にて想定する最小値を網羅するように，DF計測試験の条件を表 3.3.2－3のとおり設定した。

表 3.3.2－3 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	性能特性	試験パラメータ
露点温度差	露点温度差が大きいほど DF は大きい。	実機の最小露点温度差 5.3[K]を網羅するよう，0[K],5[K],10[K]に設定。
接触時間	接触時間が大きいほど DF は大きい。	実機の最小接触時間 0.219[s]を網羅するよう，0.08[s]～0.49[s]に設定。

3.3.3　エアロゾルの除去性能試験結果

各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果を図 3.3.3－1～図 3.3.3－3に示す。

CsI粒子の密度は約4.51g/cm^{3}に対し，試験用微粒子として，TiO_2粒子（密度約4.23g/cm^3），Fe_2O_3粒子（密度約5.24g/cm^3），PSL粒子（密度約1.06g/cm^3)を用いている。

事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/Wベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して，すべての試験ケースにおいて，存在する粒子径に対するトータルのDF（オーバーオールDF）が1000以上となることを確認した。そのため，実機においてもDF1000以上を期待できると考えられる。

なお，各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果は，大粒径側のDFデータが存在しないが，これは大粒径側の粒子が慣性衝突効果によってほとんど除去されてしまい，フィルタ出口側微粒子計測装置で粒子を計測できないためである。したがって，大粒径側のDFデータは計測できていないものの非常に大きいと考えられる。

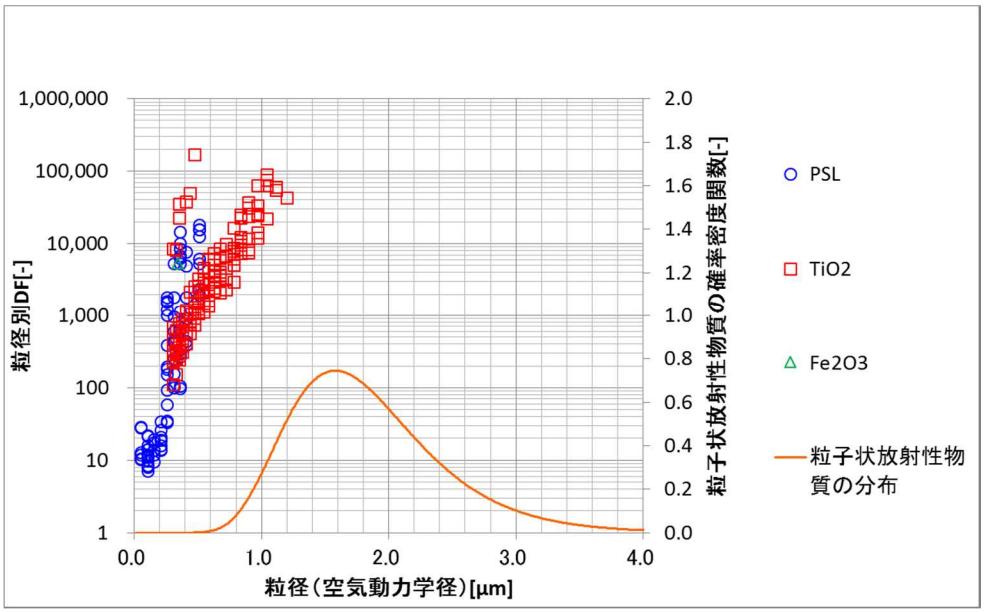


図 3.3.3－1　除去性能試験結果（2Pd 相当流量）

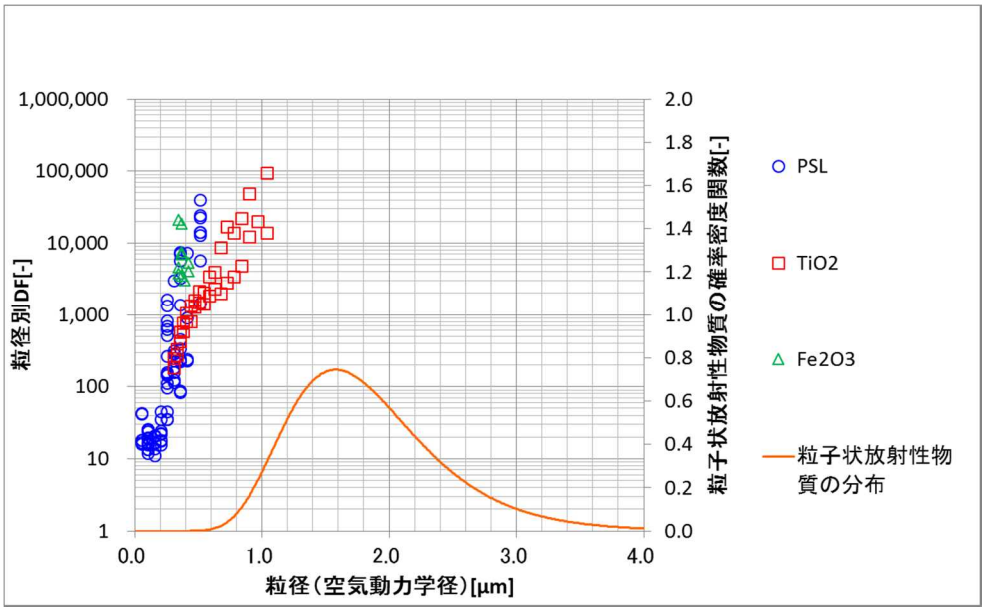


図 3.3.3－2　除去性能試験結果（1Pd 相当流量）

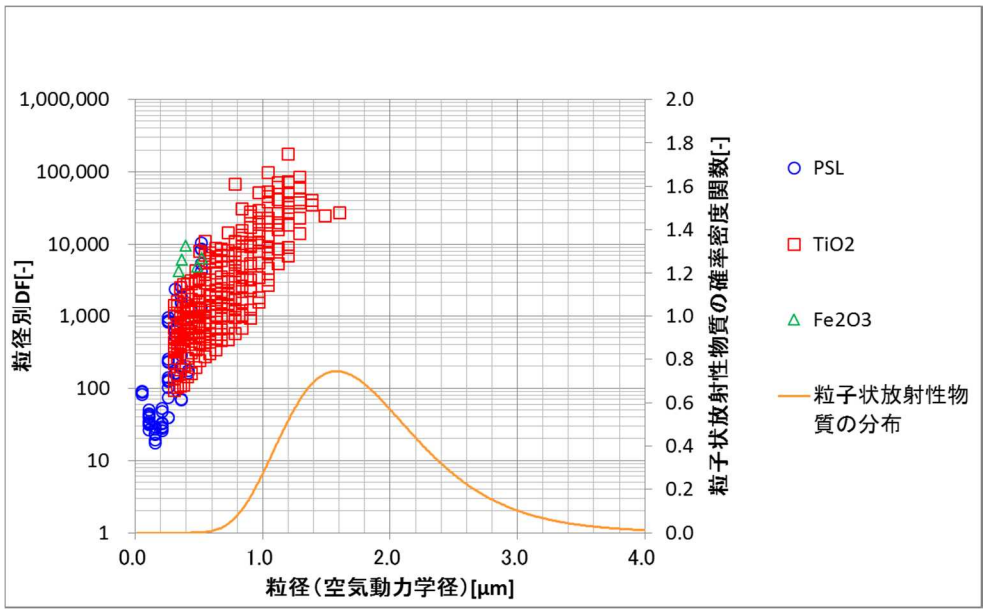
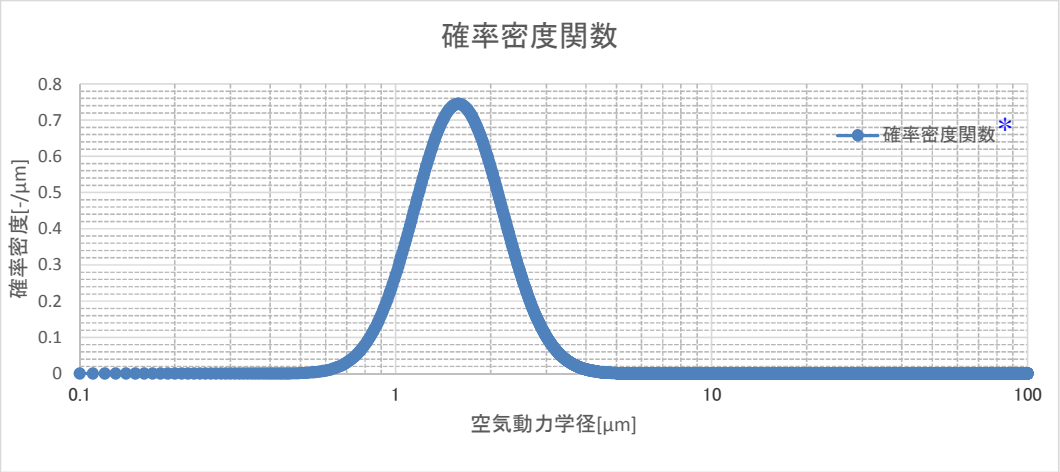


図 3.3.3－3　除去性能試験結果（最小流量相当）

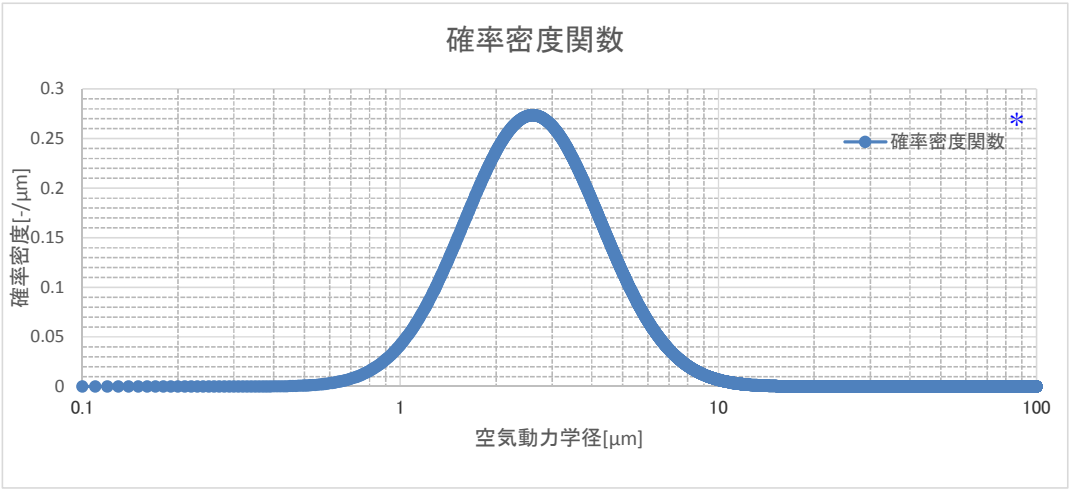
事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）のW/WベントとD/Wベントにおいて，各流量におけるトータルのDF(オーバーオールDF)を評価する。

まず，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）のW/WベントとD/Wベントにおける，フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は，図 3.3.3－4，図 3.3.3－5のとおりとなる。なお，当該エアロゾル粒径分布はＭＡＡＰ解析により得られた粒径分布を対数正規分布にフィッティングしたものである。



注記＊：質量分布にて表現している。

図 3.3.3－4　エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント））



注記＊：質量分布にて表現している。

図 3.3.3－5　エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/W ベント））

次に，フィルタ装置のDF性能線を作成する。図 3.3.3－4，図 3.3.3－5より，フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は，約0.7μm以上の領域に分布している。そのため，DF計測試験結果のうち，TiO_2のデータが有効であると考える。そこで，DF計測試験結果のうち，TiO_2のデータのみを抜き出し，保守的にDFの下限値で包絡する線を作成，それをDF性能線とする。また，DFデータが存在しない大粒径側のDFは，保守的に計測できた最大粒径におけるDFとする。

以上より，DF性能線を作成すると，図 3.3.3－6～図 3.3.3－8のとおりとなる。

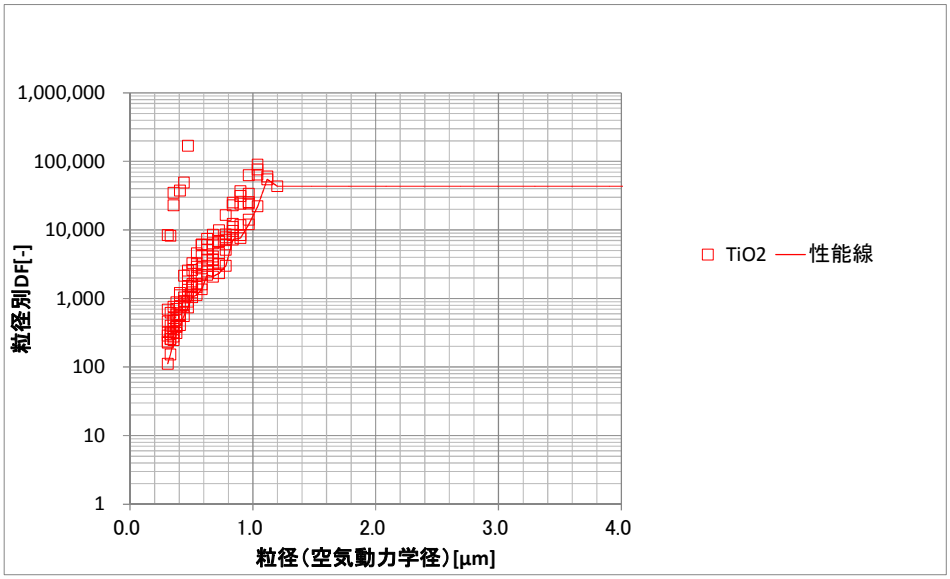


図 3.3.3－6　DF 性能線（2Pd 相当流量）

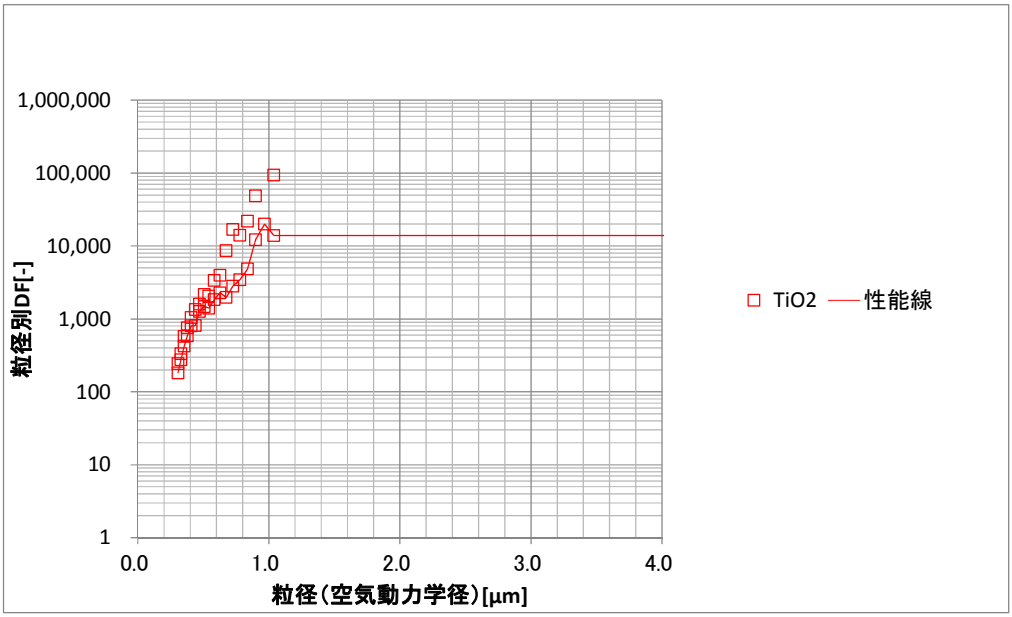


図 3.3.3－7　DF 性能線（1Pd 相当流量）

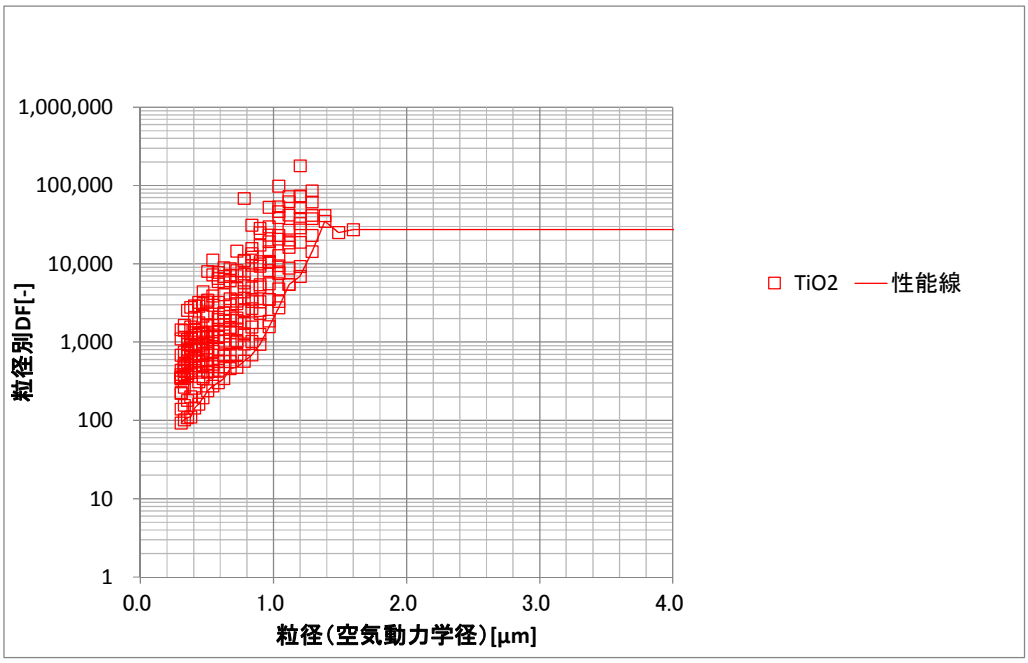


図 3.3.3－8　DF 性能線（最小流量相当）

最後に，図 3.3.3－4，図 3.3.3－5 の粒径分布の粒子に対して，図 3.3.3－6～図 3.3.3－8 に示す DF 性能線を用いて，(1)式によりフィルタ装置のオーバーオールの DF を算出すると，表 3.3.3－1 のとおりとなる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p)dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)}dD_p} \qquad (1)$$

DF(Dp)は，粒径 Dp におけるフィルタ装置の DF

M(Dp)は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

表 3.3.3－1　オーバーオール DF（下限包絡性能線）

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント	2Pd 相当流量	34077
	1Pd 相当流量	13337
	最小流量相当	9853
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/W ベント	2Pd 相当流量	39760
	1Pd 相当流量	13602
	最小流量相当	20048

表 3.3.3－1より，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置のオーバーオールのDFは，1000を大幅に上回っていることを確認した。

また，表 3.3.3－1のW/WベントとD/Wベントの評価結果を比較するとわかるように，粒径分布が小粒径側にシフトするとオーバーオールDFは低く，粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオールDFは高くなる。

なお，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）のD/Wベントにおいては，最小流量相当の方が，1Pd相当流量よりもオーバーオールDFが大きくなっている。これは，図 3.3.3－7，図 3.3.3－8より，最小流量相当の方が計測できた最大粒径のDFが大きく，DFデータが存在しない大粒径側のDFを大きく見積もることができているためである。DFデータが存在しない大粒径側のDFは，計測できた最大粒径のDFであると仮定してオーバーオールDFを算出しているため，大粒径側のDFを大きく見積もることができている最小流量相当の方が，見かけ上オーバーオールDFが大きくなるためである。

しかし，実際は今回DFデータが存在しない1.0μm程度以上の粒径範囲の粒子においては，粒径が大きい程DFも大きくなる。

そこで，より現実的な評価として，DFデータをフィッティングする曲線を作成し，それをDF性能線とし，DFデータが存在しない粒径範囲のDFについても，このDF性能線上のDFになるとして，オーバーオールのDFを算出する。フィッティング曲線を作成する際のDFデータは，保守的に各粒径における最小値を用いる。フィッティング曲線は図 3.3.3－9～図 3.3.3－11のとおりとなる。これをDF性能線とする。

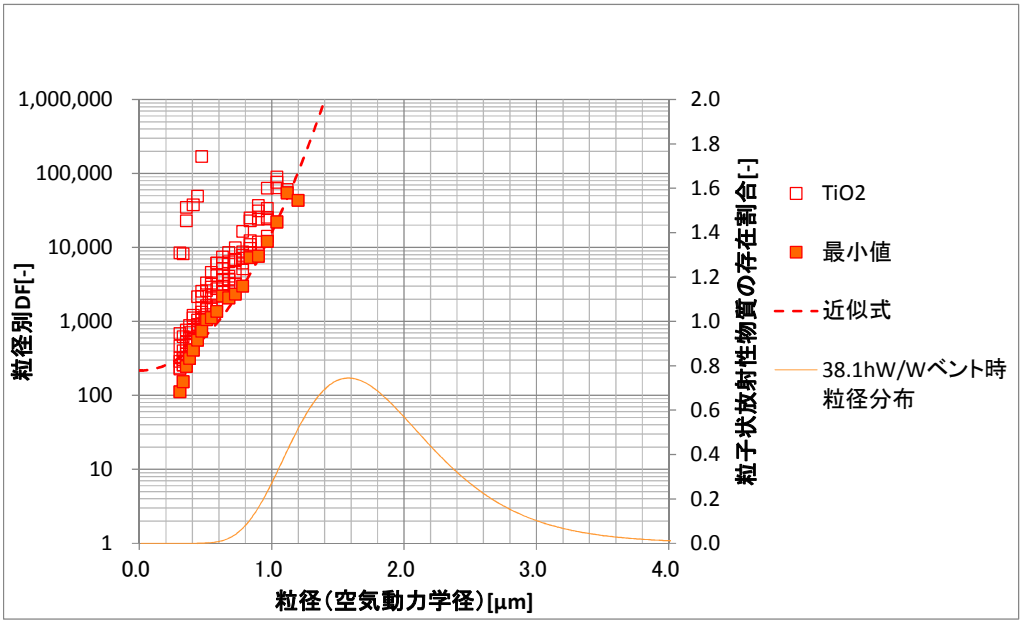


図　3.3.3－9　DF 性能線（2Pd 相当流量）

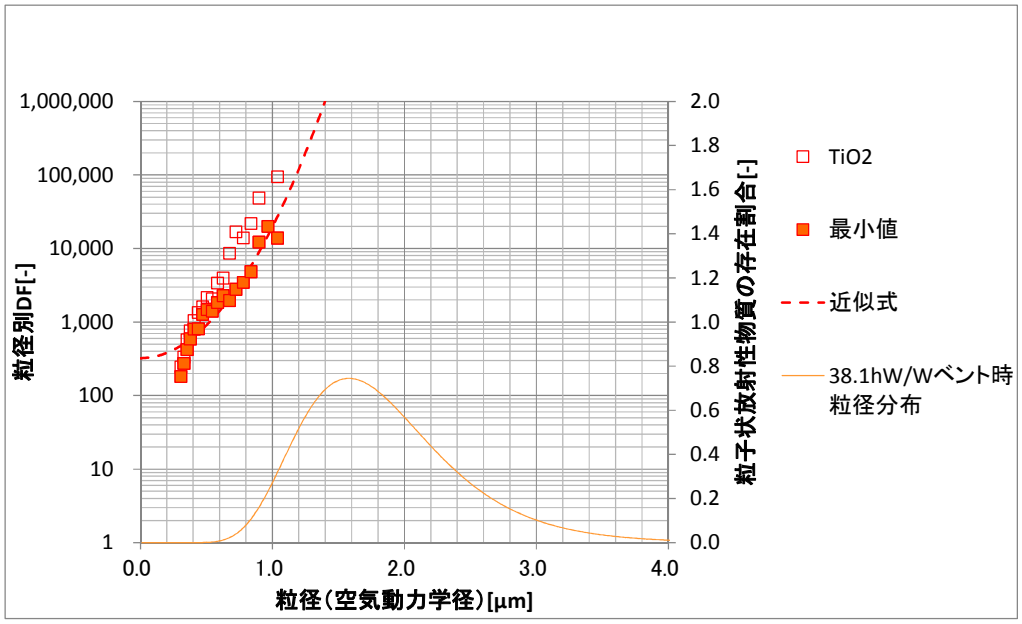


図　3.3.3－10　DF 性能線（1Pd 相当流量）

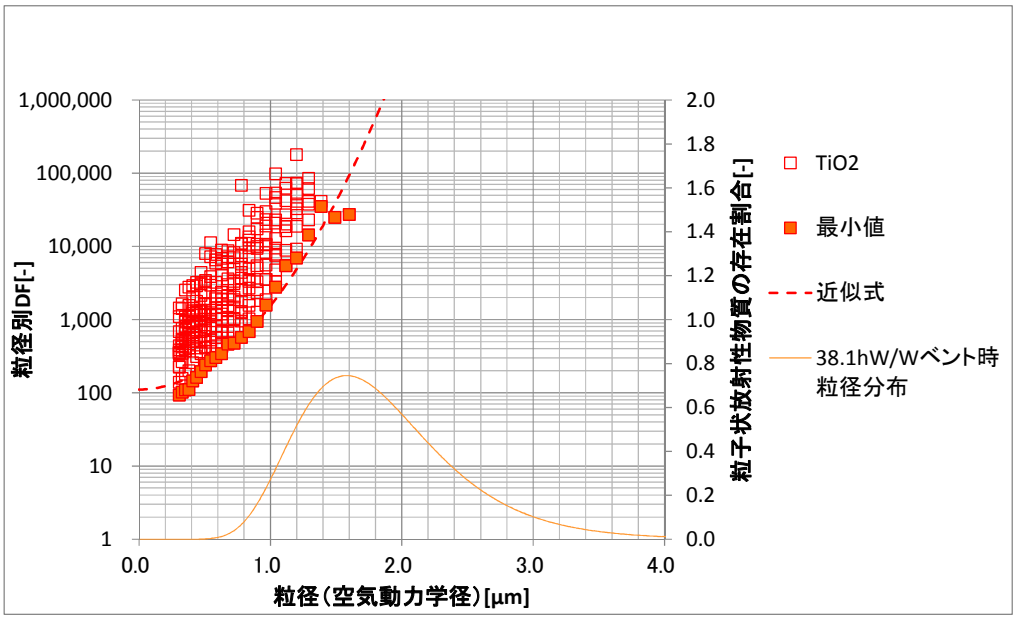


図　3.3.3－11　DF 性能線（最小流量相当）

これらの DF 性能性を用いて，図 3.3.3－4，図 3.3.3－5 の粒径分布の粒子に対して，(1)式によりフィルタ装置のオーバーオールの DF を算出すると，表 3.3.3－2 のとおりとなる。

表 3.3.3－2　オーバーオール DF（フィッティング性能線）

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117458
	最小流量相当	10199
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546627
	最小流量相当	54584

表 3.3.3-2によるオーバーオールDFは，表 3.3.3－1と比較し大幅に大きくなっているが，表 3.3.3－2の値がより確からしい実力値であると考える。また，表 3.3.3－1の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

3.3.4　よう素の除去性能試験結果

(1)　無機よう素除去性能試験結果

無機よう素除去性能試験結果を図 3.3.4－1，図 3.3.4－2に示す。

図 3.3.4－1の試験では，無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため，ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水のpHは13で固定とした。

試験の結果，無機よう素除去は，ガス流量が大きい方がDFが大きくなることを確認した。

図 3.3.4－2の試験では，無機よう素除去性能とスクラバ水pHとの関係を確認するため，スクラバ水pHを試験パラメータとした。ガス流量は，図 3.3.4－1の試験より小さい方が保守的であるため，実機最小流量相当にて試験を実施した。

試験の結果，無機よう素のDFを1000以上とするためには，スクラバ水のpHを□以上とする必要がある。そのため，スクラバ水にNaOHを添加し，格納容器圧力逃がし装置使用時において，フィルタ装置スクラバ水のpHが□以上となるようにする。

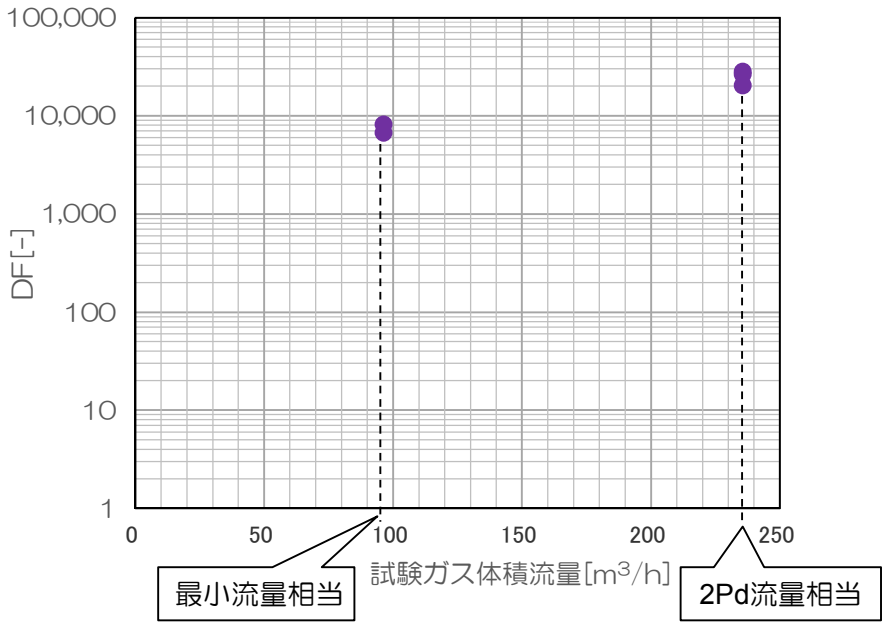


図 3.3.4－1　除去性能試験結果（ガス流量依存性）



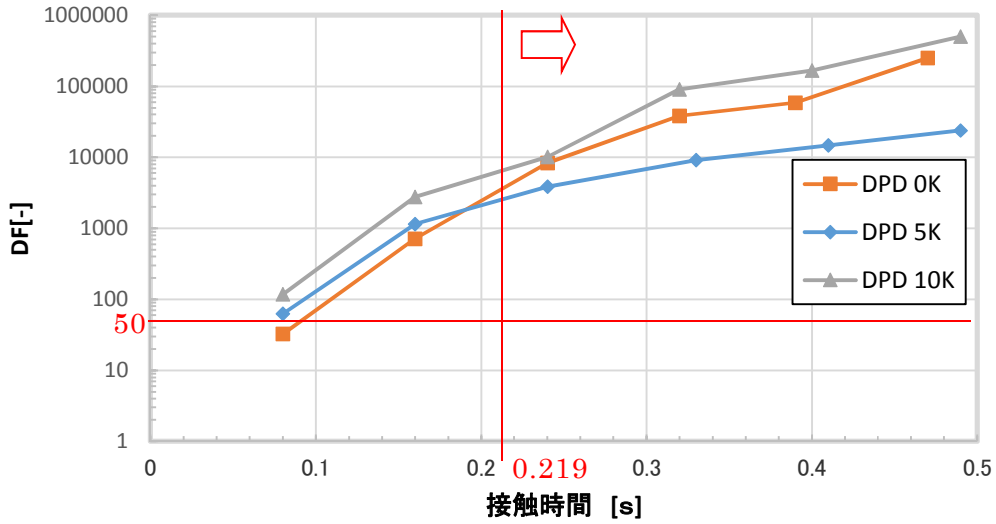
図 3.3.4－2　除去性能試験結果（スクラバ水 pH 依存性）

(2)　有機よう素除去性能試験結果

有機よう素除去性能試験の条件を表 3.3.4－1，試験結果を図 3.3.4－3に示す。

表 3.3.4－1　有機よう素除去性能試験の条件

項目		条件
試験ガス 露点温度差		・0［K］　（試験ガス温度は 99[℃]） ・5［K］　（試験ガス温度は 104[℃]） ・10［K］　（試験ガス温度は 109[℃]）
接触時間	露点温度差 0［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.32　[s]，0.39　[s]，0.47　[s]
	露点温度差 5［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.33　[s]，0.41　[s]，0.49　[s]
	露点温度差 10［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.32　[s]，0.40　[s]，0.49　[s]
試験ガス組成		・水蒸気 95[%]，空気 5[%]
捕捉対象ガス		・よう化メチル（CH_3I） （微量の放射性よう素 I-131 を含む。）



注：接触時間 0.24[s]以上のデータで，露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが，これは供給したよう化メチル（CH_3I）の量に対して，DF が大きすぎることによる計測上の誤差であると考えられる。

図 3.3.4－3　有機よう素除去性能試験の試験結果

ここで，　7号機の格納容器圧力逃がし装置運転時のよう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量及び露点温度差は表 3.3.4－2のとおりとなる。

また，よう素フィルタは図2.3.2－3に記載のものを2基設置することとしている。更に，よう素フィルタには，図3.3.4－4に示す内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを19本設置する。そのため，キャンドルユニットはトータルで38本設置することとなる。

ここで，キャンドルユニットの吸着層の［　　］を用い，吸着層の有効高さ［　　］キャンドルユニットの設置本数38本を用いて，式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると，［　　］となる。

(吸着層総有効面積)＝

［　　］　(1)

また，吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量，更に吸着層厚さ［　　］を用いて，式（2）にてベントガスと吸着材の接触時間を算出する。

(接触時間)＝(吸着層厚さ)÷｛(ベントガス体積流量)÷(吸着層総有効面積)｝(2)

式（2）にて算出したベントガスと吸着材の接触時間を，表 3.3.4－2に記載する。

表 3.3.4－2　よう素フィルタにおけるベントガスの体積流量，露点温度差，接触時間

	PCV圧力:2Pd 二次隔離弁： 調整開*1 ベントガス組成： 水蒸気(7%)，水素ガス(34%)，窒素ガス(59%)*4	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]*2 二次隔離弁： 調整開*1 ベントガス組成： 水蒸気(100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]*3 二次隔離弁： 調整開*1 ベントガス組成： 水蒸気(100%)
ガス体積流量 [m^3/s]			
露点温度差 [K]			
接触時間 [s]			

注記＊1：7 号機弁開度：21.3(%)　ＭＡＡＰ解析における事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント）のベント開始時ベントガス質量流量（17.45 kg/s）となる弁開度

＊2：事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

＊3：事故発生 1 か月後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

＊4：ＭＡＡＰ解析における事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント）のベント開始時原子炉格納容器（S/C）内ガス組成より設定

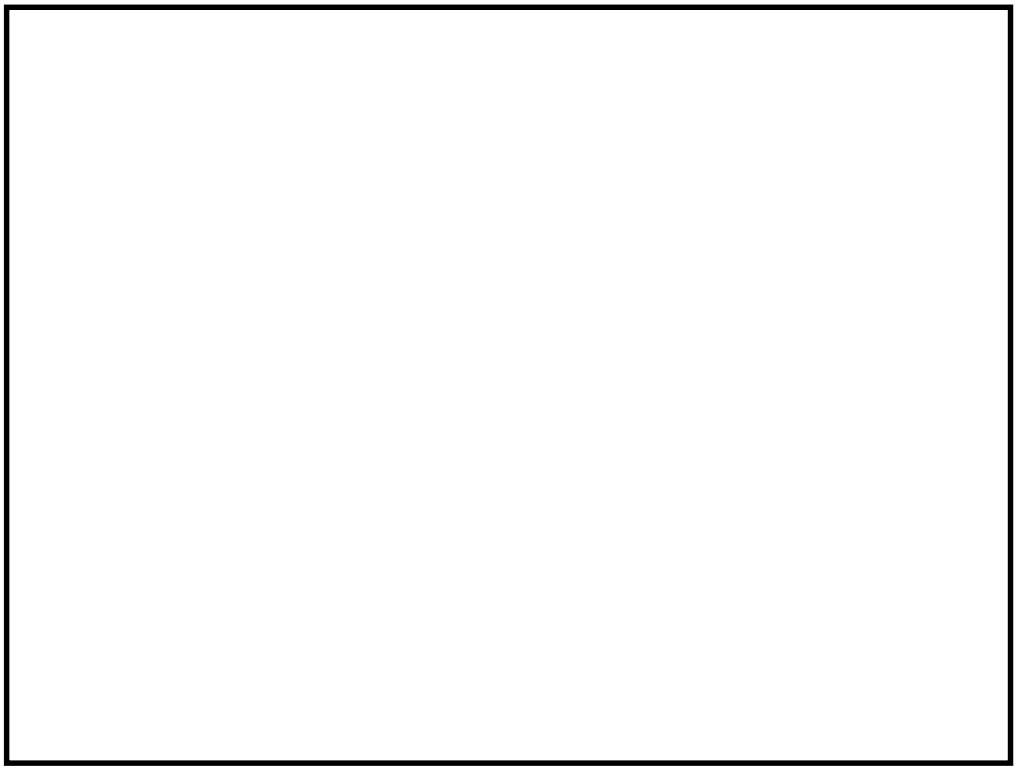


図 3.3.4－4　キャンドルユニット詳細図

表 3.3.4－2 より，実機のよう素フィルタの運転範囲としては，表 3.3.4－3 のとおりとなる。

表 3.3.4－3　よう素フィルタ運転範囲

図 3.3.4－3 より，実機のよう素フィルタの運転範囲における有機よう素の DF は，設計値である 50 以上であることが確認できる。

なお，露点温度差とベントガス・吸着材の接触時間については，原子炉格納容器内の圧力に応じて決まるものであり，格納容器圧力逃がし装置使用時には，表 3.3.4－3 の運転範囲内で変動する。また，これらのパラメータの変動は，よう素フィルタの性能を確保するのに必要な領域に収まることを確認している。そのため，よう素フィルタの性能を確保するためのよう素フィルタ温度等のパラメータ監視や制御の実施は不要である。

3.3.5　フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより，放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

(1)　エアロゾルの再浮遊

a.　水スクラバ部

(a)　想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると，水スクラバで捕捉されたエアロゾルにより，水スクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ水の水面近傍には，水の沸騰やスクラバノズルを通るベントガスによる気流により，細かい飛沫（液滴）が発生するが，その飛沫にエアロゾルが含まれていると，エアロゾルが水スクラバの後段に移行することが考えられる。

(b)　影響評価

水スクラバの後段には，液滴除去性能を有する金属フィルタが備えられており，水スクラバで発生した飛沫（液滴）は，金属フィルタにて除去される。

以上のとおり，フィルタ装置は，水スクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b.　金属フィルタ部

(a)　想定する状態

金属フィルタで捕捉されたエアロゾルが蓄積すると，崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し，放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合，フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

(b)　影響評価

金属フィルタに捕捉されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント実施時はベントガスの流れによって冷却される。また，ベント停止後についても温度評価により金属フィルタの温度が，エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し，十分低く抑えることができることを確認している。

以上のとおり，フィルタ装置は，金属フィルタでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

(2)　よう素の再揮発

a.　水スクラバにおける無機よう素の再揮発

(a)　想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると，スクラバ水の温度上昇に伴い，スクラバ水中に捕捉した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

また，スクラバ水は捕捉した放射性物質により照射環境となり，捕捉したよう素イオンの放射線照射により生成した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b)　影響評価

スクラバ水の温度上昇による影響については，スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば，液相中の無機よう素とよう素イオンの平衡により，液相中の無機よう素が極めて少なくなるため，スクラバ水の温度上昇による無機よう素の気相部への移行量を十分小さくすることができる。

また，よう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成についても，スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを，無機よう素再浮遊試験にて確認している。

なお，スクラバ水の pH は，無機よう素の DF を維持するため□以上を確保する運用としている。そのため，スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから，水スクラバにおける無機よう素の再揮発の影響は十分小さい。

b.　よう素フィルタにおけるよう素の再揮発

(a)　想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕捉されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに，ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると，捕捉されたよう素が再揮発することが考えられる。

また，よう素フィルタを継続使用すると，よう素フィルタに充填された銀ゼオライトは捕捉したよう素の放射線照射により離脱し，気相中に再揮発することが考えられる。

(b)　影響評価

水素ガスによるよう素の再揮発は，□℃以上の高温状態で水素ガスを通気した場合に起こることが知られている。一方，よう素フィルタに流入するガスは200℃以下であり，銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても，銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

なお，ベント停止後のベントガスの流れが無い状態では，銀ゼオライトが高温となるリスクがあるため，ベント停止後にはフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し，水素ガスの流入を防止することで，よう素フィ

ルタからのよう素の再揮発を防止する。

次に，放射線照射による影響については銀ゼオライト放射線照射試験にて確認しており，放射線照射による銀ゼオライトからのよう素の離脱の影響は無いことを確認している。そのため，銀ゼオライトが放射線照射を受けたしたとしても，銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント実施時には，溶融炉心から発生するエアロゾルに加え，炉内構造物の過温などによるエアロゾル，コアコンクリート反応により発生するCaO_2等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が，フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により，スクラバノズルや金属フィルタに付着し，閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

スクラバノズルを通過するガス流速は，高速となる。スクラバノズルの噴射穴寸法に対して，エアロゾルの粒子径は極めて小さく，スクラバノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには，水スクラバで捕捉されなかったエアロゾルが移行するが，移行するエアロゾル量は，金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さく，金属フィルタが閉塞することはない。

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素は水スクラバにて薬剤（水酸化ナトリウム）との反応により捕捉されるが，薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には，無機よう素は捕捉されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラバ水に含まれる水酸化ナトリウムの量は，原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから，容量に達することはない。

(5) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが，よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には，よう素は捕捉されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素フィルタで保持が可能なよう素の吸着容量（銀分子数）は，原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは，放射線の照射環境，高湿度並びに光照射の環境に長期間晒されると，変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

放射線照射による影響については，よう素フィルタで想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕捉性能を確認しており，よう素のDFへの影響はない。

高湿度による影響については，フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスクを設置し，通常待機時には，フィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することの防止，及びよう素フィルタ内を窒素ガスで置換するため，よう素のDFへの影響はない。

光照射による影響については，よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし，よう素フィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにするため，よう素のDFへの影響はない。

(7) スクラバ水性状変化による影響

a. 想定する状態

ベントに伴い飛来するエアロゾルが水スクラバに大量に捕捉されると，スクラバ水の性状が変化し，DF に影響することが考えられる。

b. 影響評価

エアロゾルには，水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがある。したがって，水溶性エアロゾルとして CsI を，非水溶性エアロゾルとして TiO_2 それぞれをスクラバ水に大量に投入した水スクラバ単体の DF 性能試験を実施し，エアロゾルを投入しない場合の DF 性能試験結果と比較することで，スク

ラバ水の性状変化が水スクラバの DF に影響しないことを確認している。そのため，エアロゾルが水スクラバに大量に捕捉され，スクラバ水の性状が変化したとしても，DF に影響することはない。

(8) スクラバノズルの振動による脱落

a. 想定する状態

スクラバノズルは，図 3.3.5－1 に示すとおり，ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は，スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され，それによる流力振動によりユニオンが緩むおそれがある。ユニオンが緩み，スクラバノズルが脱落してしまった場合，水スクラバの DF が低下することが考えられる。

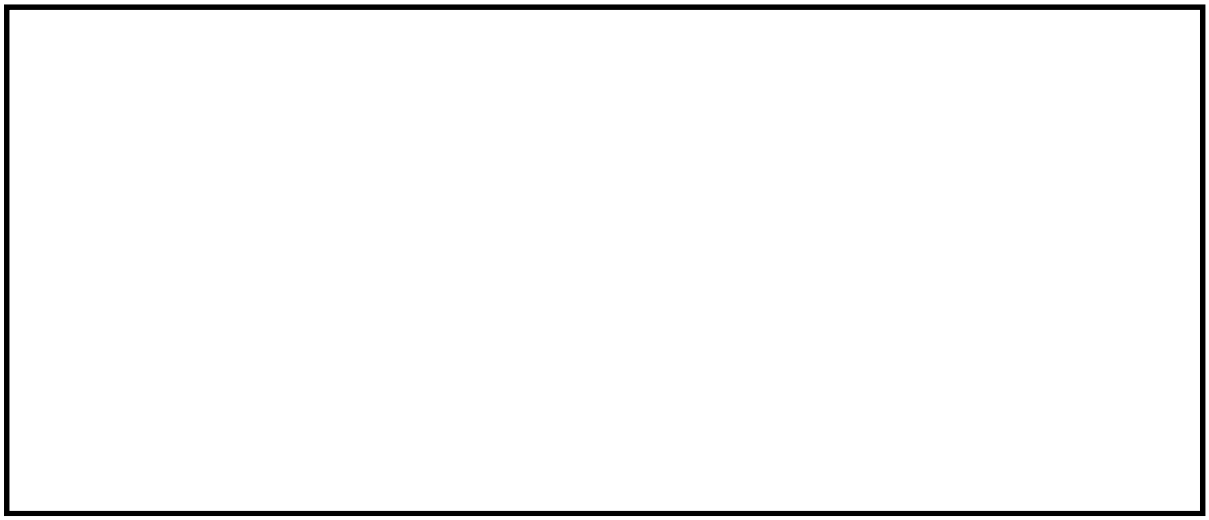


図 3.3.5－1 スクラバノズル構造図

b. 影響評価

対策として，図 3.3.5－2 に示すとおりユニオンにワイヤリングを施し，フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止する。なお，ワイヤリングに用いるワイヤの材質は，腐食の発生を考慮し SUS316L とする。



図 3.3.5－2　ワイヤリング

(9)　よう素による金属フィルタ腐食の影響

a.　想定する状態

フィルタ装置に設置される金属フィルタはステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれるCsIやI_2に由来するI^-が付着すると，ハロゲン元素イオンであることから，ステンレスの保護被膜を破壊し，局所腐食の原因となる可能性がある。そこにO_2が存在すると，保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展するおそれがある。

b.　影響評価

フィルタ装置には，金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており，CsIやI_2の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため，フィルタ装置の金属フィルタには，CsIやI_2に由来するI^-が付着するとしても微量*であると考えられる。更に，フィルタ装置に流入するベントガスはほとんど水蒸気であり，O_2は微量であることから，酸化性が弱く，腐食反応は進みにくいと考えられる。

なお，金属フィルタにCsIが付着した場合の影響試験により，CsIの付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことを確認している。そのため，よう素種に起因する金属フィルタの腐食により，金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することはない。

注記＊：よう素の炉内内蔵量は，平衡炉心末期を対象とした解析コードＯＲＩＧＥＮ２の計算結果から約29.1kgとなる。また，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を保守的に100%とし，原子炉格納容器に放出される各よう素の生成割合をRegulatory Guide 1.195に基づき，粒子状よ

う素5%，無機よう素91%とすると，金属フィルタへの各よう素の流入量は下記の通り微量と評価される。

(a)粒子状よう素：約42.8g

エアロゾルに対する水スクラバのオーバーオールDF（除去性能試験結果からDF34）を考慮すると，約42.8g（=29100g×1×0.05÷34）となる。なお，原子炉格納容器内DF（沈着，サプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)も期待すると，金属フィルタへの粒子状よう素の流入量はさらに小さくなる。

(b)無機よう素：約0.132g

原子炉格納容器内DF（自然沈着：ＣＳＥ実験に基づきDF200）及びフィルタ装置の無機よう素DF（DF1000）を考慮すると，約0.132g（=29100g ×1×0.91÷200÷1000）となる。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

保全方式の選定にあたっては「原子力発電所の保守管理規定（ＪＥＡＣ　４２０９）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき，適切な方針を選定することとした。

格納容器圧力逃がし装置は，設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備，電気設備及び計測設備については，運転経験，劣化の進展予測等から，定期的な保全が妥当と判断するため，時間基準保全とする。

フィルタ装置の容器及び容器内部構造物については，スクラバ水の薬液に対する劣化状況について確認するため，マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また，銀ゼオライトについても発電所内で設置した類似事例がないことから，よう素フィルタ本体の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため，同様に時間基準保全とする。

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備は，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により，設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，表 4－1 のとおりである。点検周期は機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して設定している。なお，点検周期については，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4－1　機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期 *1		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
フィルタ装置	4	—	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	4	—	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	—
スクラバ水	1	—	1. 機能確認	a. pH 値の確認	—
よう素フィルタ 銀ゼオライト	1	—	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレン移送ポンプ （キャンド型）	2	1	1. 本体	a. 下記の部分の点検手入れ ・ケーシング，リアカバー ・羽根車 ・キャン，ローター	a. 外観点検
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
伸縮継手	1	—	1. 本体	a. 外観点検 b. カバー取替	—
			2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 *2	—
オリフィス	10	1	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認 *2
ラプチャーディスク	2	1	1. 本体	a. ラプチャーディスク取替 b. フランジ面手入れ	—
			2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 *2	a. 窒素封入圧力確認 *2
配管	10	1	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 *2 b. 弁開閉試験時漏えい確認 *3
弁	10	1	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体，弁座，弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 *2 b. 弁開閉試験時漏えい確認 *3 c. 動作試験（駆動部付弁）

注記＊1：点検周期の単位はサイクル。

＊2：窒素封入圧力及びスクラバ水位は，簡易点検のほかにパトロール時等にお

いて定期的に確認を実施する。

＊3：空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に，空気作動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において，駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備は，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により，設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，表 4－2 のとおりである。

なお，点検周期については，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4－2　電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
電動弁	6	1.原動機	a.外観点検 b.電磁ブレーキ点検
		2.トルク スイッチ	a.トルクスイッチ点検 b.設定値確認
		3.リミット スイッチ	a.リミットスイッチ 点検 b.潤滑油脂交換
		4.収納箱	a.配線類点検
		5.開度計	a.外観点検 b.指示値確認
		6.試験・測定	a.絶縁抵抗測定 b.開閉試験 c.巻線抵抗測定 d.ディクラッチレバー 切替試験

注記＊：点検周期の単位はサイクル。

c. 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により，設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は，表 4－3 のとおりである。

なお，点検周期については，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表 4－3　計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
圧力計	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.校正
電気式変換器	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.校正 b.ループ校正
電気式指示計	1	1.特性試験	a.校正・ループ校正
電気式記録計	1	1.特性試験	a.校正
電磁流量計	1	1.分解点検	a.分解点検手入れ
電磁弁	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.絶縁抵抗， 直流抵抗測定 b.動作試験
制御盤	1	1.外観点検	a.盤(ラック)，及び 取付器具点検手入れ
検出器モニタ	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.回路特性試験 b.線源校正試験
水素検出装置	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.回路特性試験 b.基準ガスによる校正
サンプリング機器	1	1.外観点検	a.サンプリング装置 点検手入れ
		2.分解点検	a.ポンプ分解点検 手入れ
		3.特性・性能試験	a.インサービス後の 調整
pH 計	1	1.外観点検	a.各部点検手入れ
		2.特性試験	a.回路特性試験

注記＊：点検周期の単位はサイクル。

(2)　試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として，「弁開閉試験」，「ドレン移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラバ水質確認試験」及び「よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a.　弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図 4－1 に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより，ベント操作時に必要な流路が確保できることを確認する。

(a)　空気作動弁（弁番号：①，②，③）

・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①*，②*，③

・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①，②，③

・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

(b)　電動弁（弁番号：④，⑤，⑥，⑦）

・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④*，⑤，⑥，⑦*

・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④，⑦

注記＊：当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は，格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

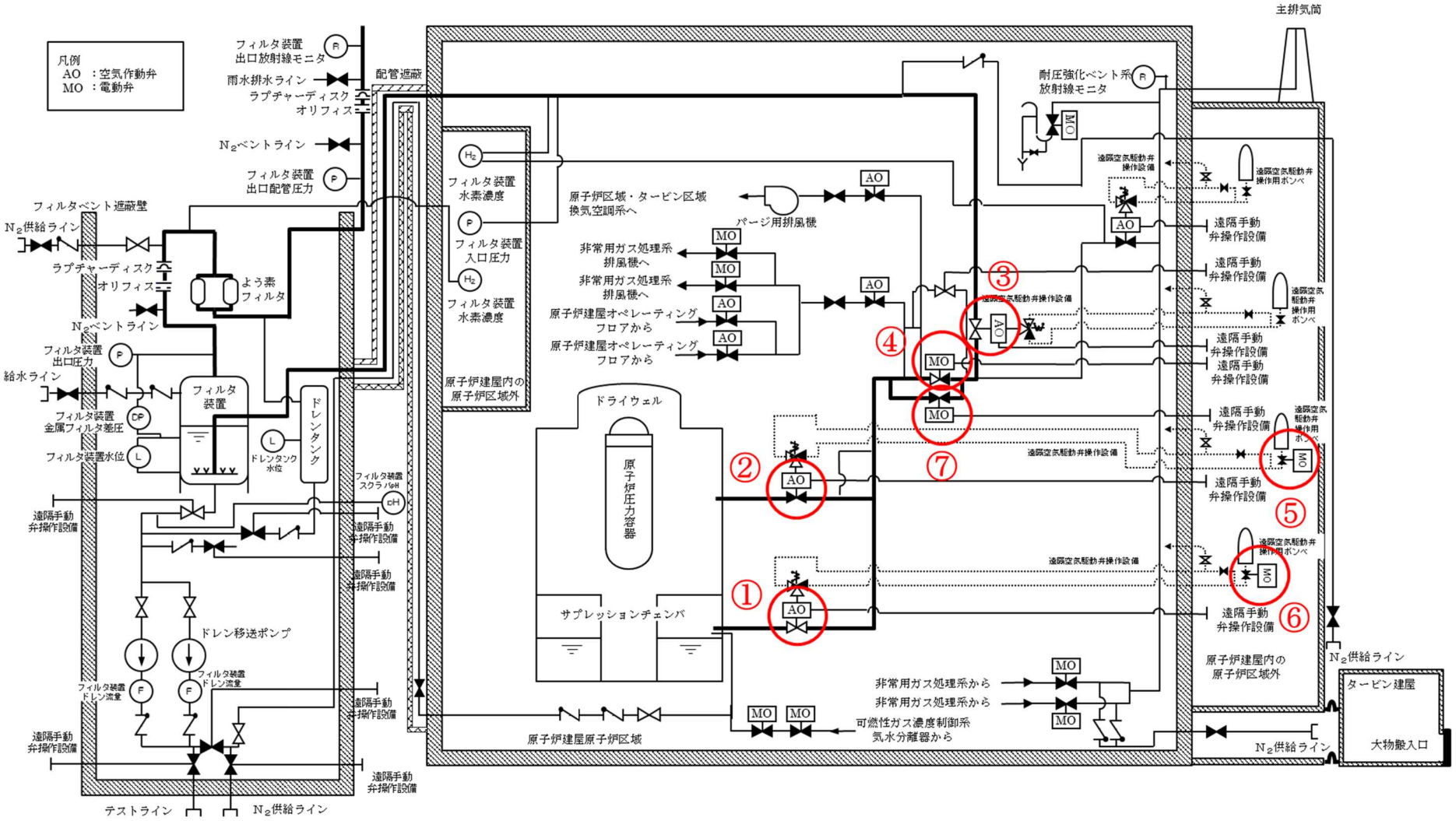


図4－1　格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b.　ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を図4－2に示す。

仮設テストラインを使用してドレン移送ポンプの作動試験を実施することで，継続的なベントに必要な流量の凝縮水を移送できることを確認する。

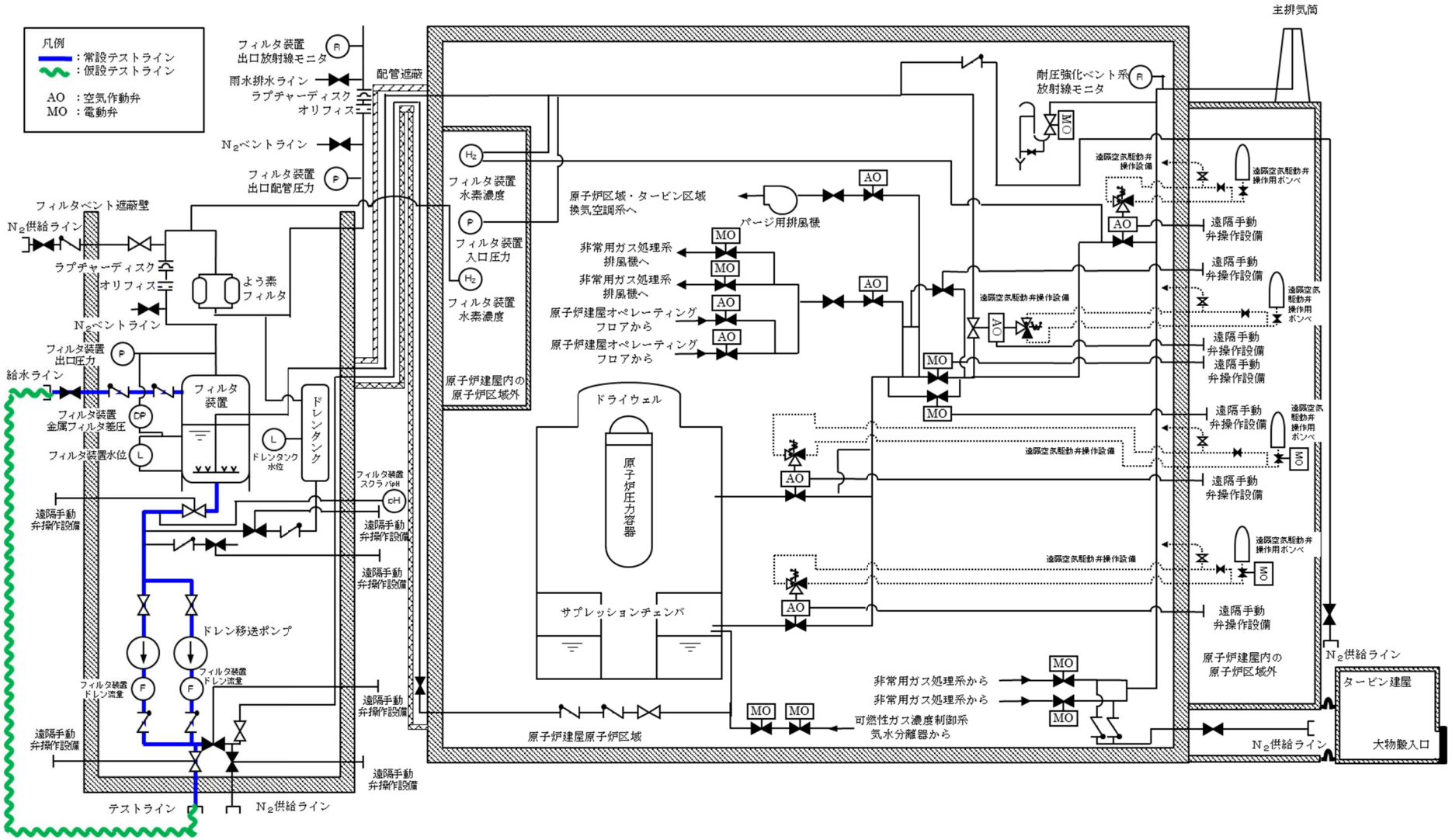


図4－2　ドレン移送ポンプ作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4－4に，試験概要図を図4－3に示す。漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力0.62MPaでのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること，また，ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから，窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお，事故時に発生する水素ガスについては，事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの，建屋外については外気により拡散すること，建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が期待できること，試験時の安全性確保の観点から，水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では，系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力0.01MPa以上が維持されていること，並びに，系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力0.62MPa及び0.25 MPaを試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では，系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが，試験温度については，環境温度が高い場合，配管が熱膨張した状態となり，フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから，常温での試験環境は，保守的となる。

また，同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では，通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから，常温での漏えい確認で十分であると判断する。

表 4－4　漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	0.01MPa以上(窒素パージ圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素パージ圧力（通常待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	0.62MPa（最高使用圧力）	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために,系統全体を最高使用圧力に加圧し,著しい漏えいのないことを確認する。 （フィルタ装置入口弁からラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）まで）
		0.25MPa（最高使用圧力）		使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために,系統全体を最高使用圧力に加圧し,著しい漏えいのないことを確認する。 （ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）からラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）まで）

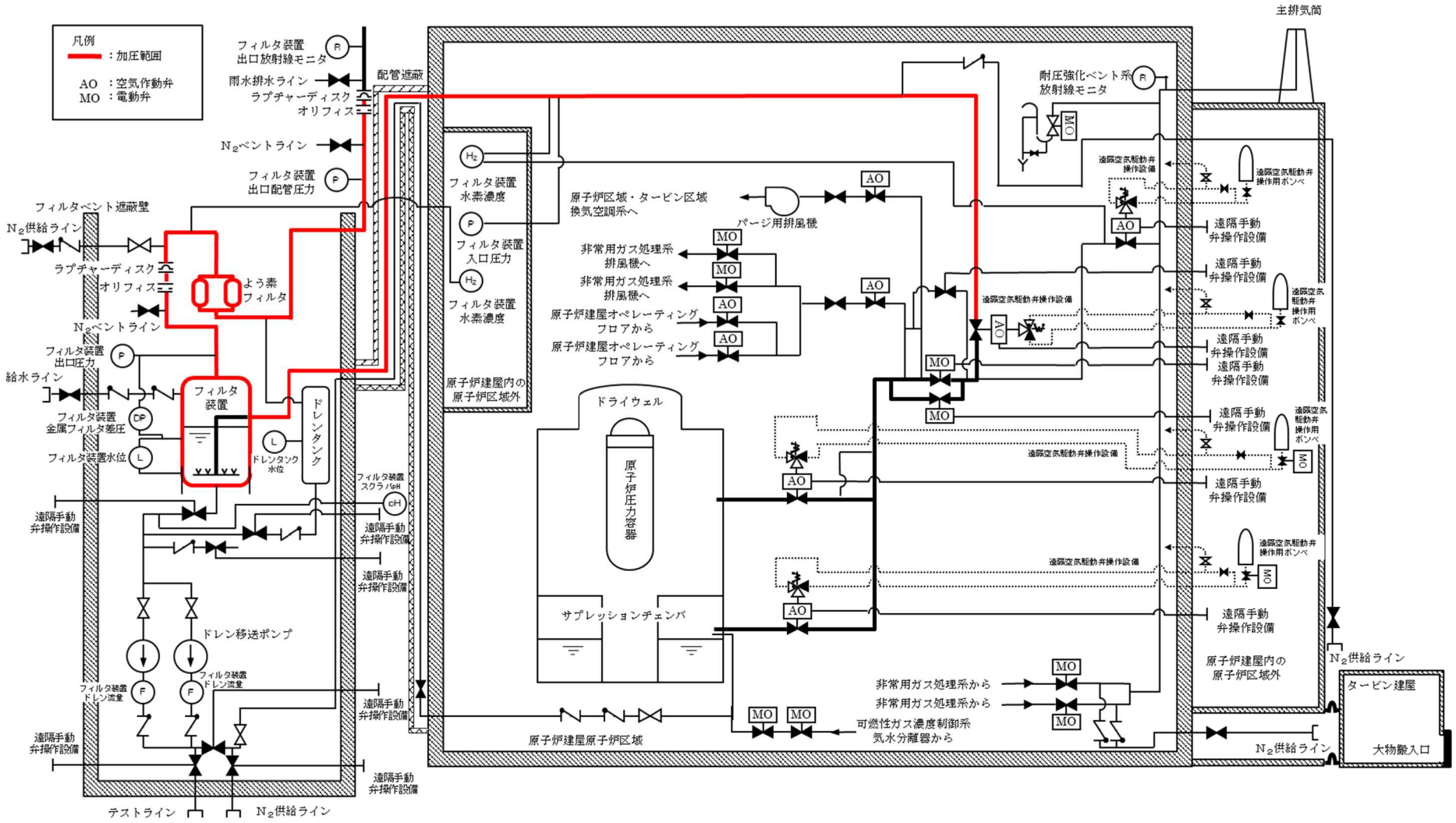


図 4－3　漏えい試験の試験概要図

d.　漏えい試験（遠隔空気駆動弁操作設備）

上記 a.　弁開閉試験（a）　空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において，空気作動弁が「開」の状態（駆動空気を供給している状態）にて，駆動空気系の機器（ボンベ，配管，フランジ，弁）の各部より，駆動空気の漏えいのないことを確認する。

e.　スクラバ水質確認試験

スクラバ水質確認試験は，格納容器圧力逃がし装置通常待機時に，ドレンラインからサンプル水を採取・分析を実施し，スクラバ水が規定の薬液濃度であることを確認する。

f.　よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては，よう素フィルタと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い，規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合，格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため，設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

1.1 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる*1。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は，可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが，原子炉格納容器内雰囲気は通常待機時から不活性化することに加え，水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで，水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については，待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより，原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素燃焼を防止する。

また，格納容器圧力逃がし装置の配管については，ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために，配管ルートにUシール部ができないように配置することを基本とし，Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける。

なお，水素燃焼の条件として，水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて，着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが，原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいため，酸素濃度を管理することで水素燃焼を防止する。

注記＊1：溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合，可燃性ガスである一酸化炭素が発生するが，格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため，溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず，一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから，一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお，仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により，ペデスタルのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7 cm 侵食した場合でも，一酸化炭素の発生量は約25kgであり，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）における水素発生量1400 kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%*2であることを踏まえ

ると，一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

＊2：国際化学物質安全性カード（ICSC）　一酸化炭素

1.2　系統の各運転状態における設計上の考慮

(1)　系統待機状態①：通常待機時

a.　水素燃焼防止対策

通常待機時においては，原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には，窒素置換時に大気と隔離するため，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設けている。このラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）は，原子炉格納容器からの排気と比較して，十分低い圧力で開放するよう設計している。

b.　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，水素ガスの発生がないため，監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2－1に示す。

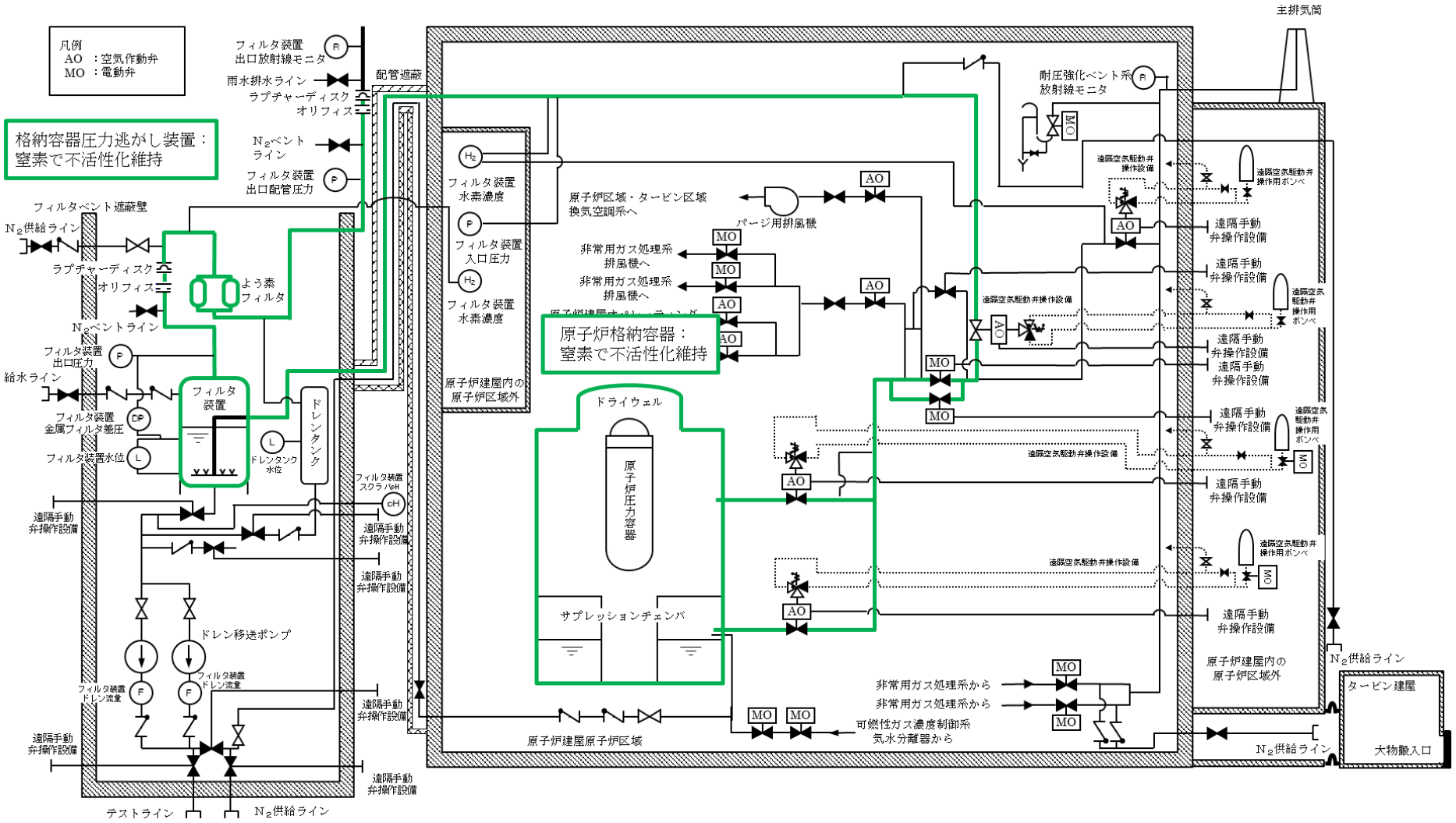


図1.2－1　水素燃焼防止対策（系統待機状態①）

(2)　系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

a.　水素燃焼防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，水蒸気，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

b.　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2－2に示す。

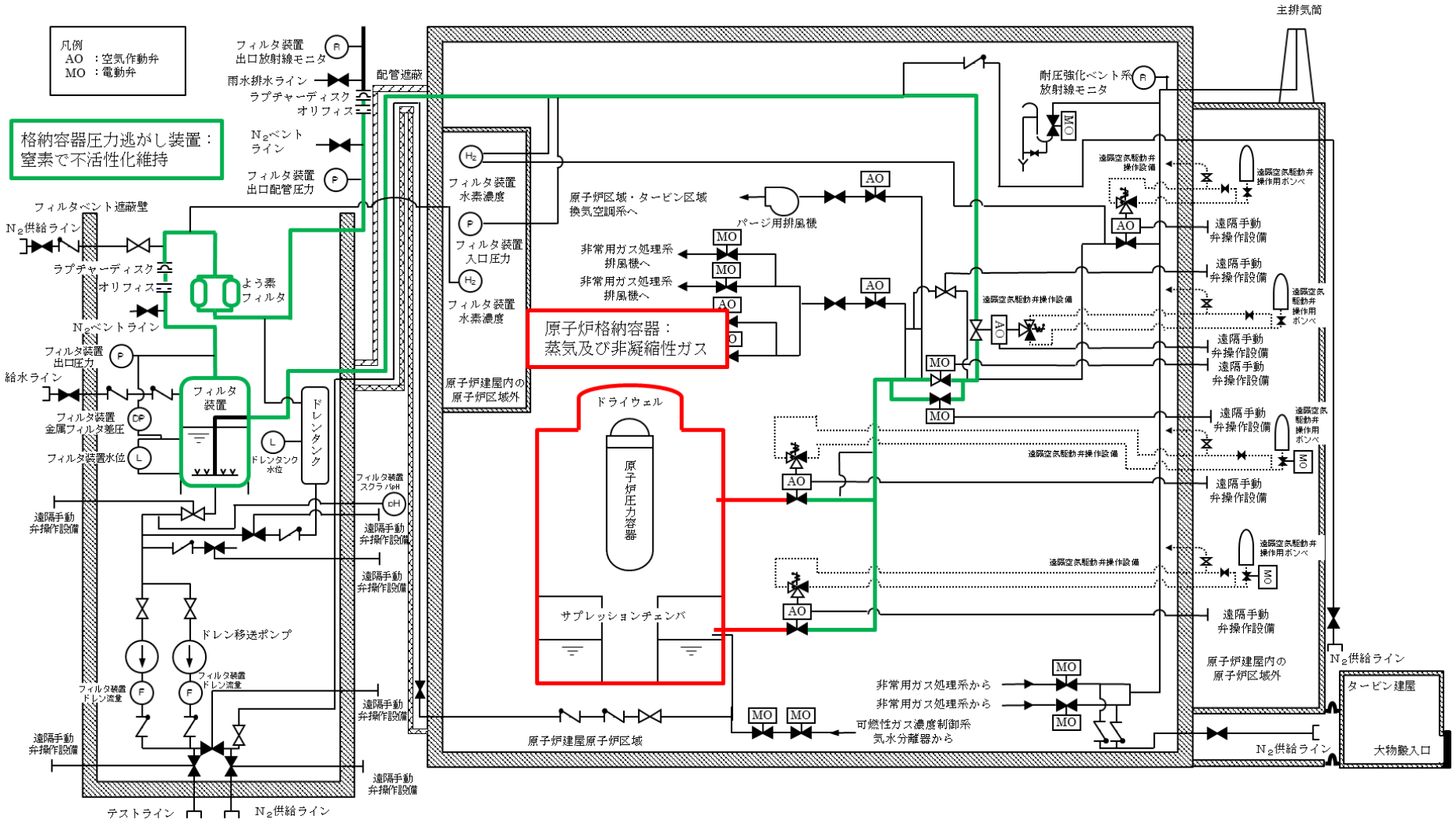


図1.2－2　水素燃焼防止対策（系統待機状態②）

(3) 系統運転状態①：ベント実施直後

a. 水素燃焼防止対策

ベント開始時において，ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合，酸素濃度が上昇することで，水素燃焼が発生するおそれがあるが，ベント実施前から，原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し，ウェット条件の酸素濃度が4vol%に到達したこと，及びドライ条件の酸素濃度が5vol%以下であることを格納容器ベント開始の判断基準に設定していること，ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気，水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと，及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため，仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ水によって凝縮された場合においても水素燃焼は発生しない。また，原子炉格納容器内の気体については，格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に撹拌されており，濃度が一様となるため，酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

b. 系統における水素濃度監視

ベントにより原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが，原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では，対向流が発生することにより，フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら，格納容器ベント実施時におけるスクラバ水沸騰までの間，ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合においても，蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと，及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから，対向流は発生しない。

d. 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については，ドライ条件に換算して，5vol%未満に管理することから，ベント実施中において，仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても，枝管での水素燃焼は発生しないと考えられるが，枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合，枝管での水素燃焼の恐れがある。そのため，枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価については「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン（第3版）」（日本原子力技術協会）に基づき実施した。整理結果を表1.2－1，系統図を図1.2－3，鳥瞰図を図1.2－4に示す。

耐圧強化ベント系の二次隔離弁バイパス弁までの配管（表1.2－1のNo.③）については，水平枝管であり，枝管長さl／枝管内径dが不燃限界長さ(l’/d)の判定値以内であることから，水素ガスは不燃限界濃度を超えて蓄積しないと判断する。

一方，非常用ガス処理系の隔離弁までの配管（表1.2－1のNo.④），W/Wベント時のD/Wベントラインの配管（表1.2－1のNo.⑤）及び耐圧強化ベント系の二次隔離弁までの配管（表1.2－1のNo.①，②）については，水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であることから，水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため，ベント時に水素ガスを連続してベントの主ラインに排出させるバイパスラインを設置し，水素ガスが蓄積することのない設計とする。

上記を踏まえて，水素ガス滞留防止のために設置するバイパスラインの設置箇所を図1.2－5～図1.2－6に示す。

e. ラプチャーディスクの下流における水素燃焼について

原子炉格納容器からラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）までは不活性化されていること，及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで，高濃度の水素雰囲気においても水素燃焼は発生しないが，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降については，不活性化していない範囲であるため，高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素燃焼のおそれがある。しかしながら，ベント実施直後は，原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され，ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降の空気が排出されることから，放出端までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず，水素燃焼が発生することはないと考えられる。また，放出端から先については，大気であるものの，大気中には着火源等がなく，水素燃焼は発生しないと考えられる。

表 1.2－1　主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さと内径等

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l(m)	枝管内径 d(m)	l/d	不燃限界長さ (l’/d) の判定値*	対応方針
①	換気空調系	組合せ枝管	1.3	0.5398			バイパスライン設置
②	耐圧強化ベント系（二次隔離弁）	組合せ枝管	4.5	0.5398			バイパスライン設置
③	耐圧強化ベント系（二次隔離弁バイパス弁）	水平枝管	1.1	0.5398	2.1	70	対策不要
④	非常用ガス処理系	組合せ枝管	4.9	0.2488			バイパスライン設置
⑤	D/W ベントライン	組合せ枝管	9.7	0.5398			バイパスライン設置

注記＊：「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン（第 3 版）」（日本原子力技術協会）のうち解説表 3.3.-1 から選定した値。

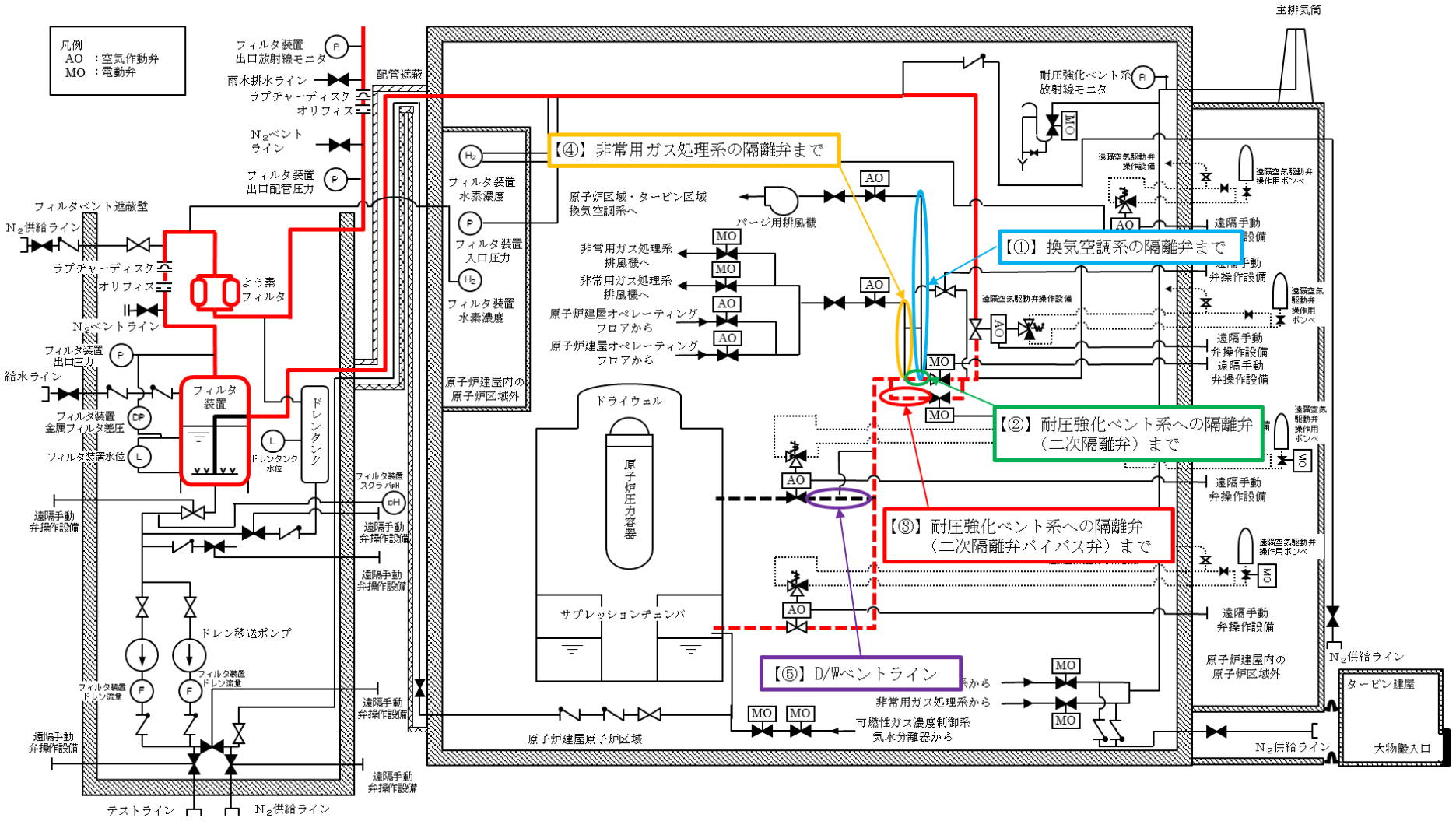


図1.2－3　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図

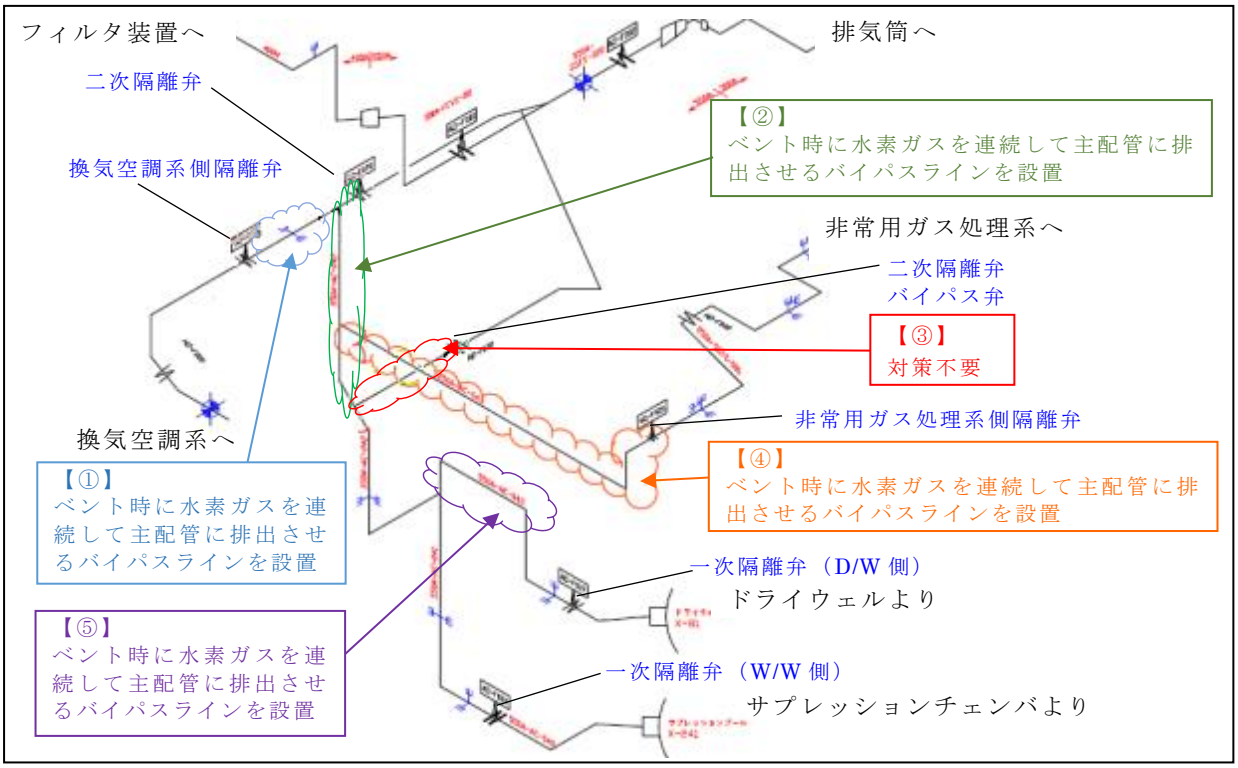
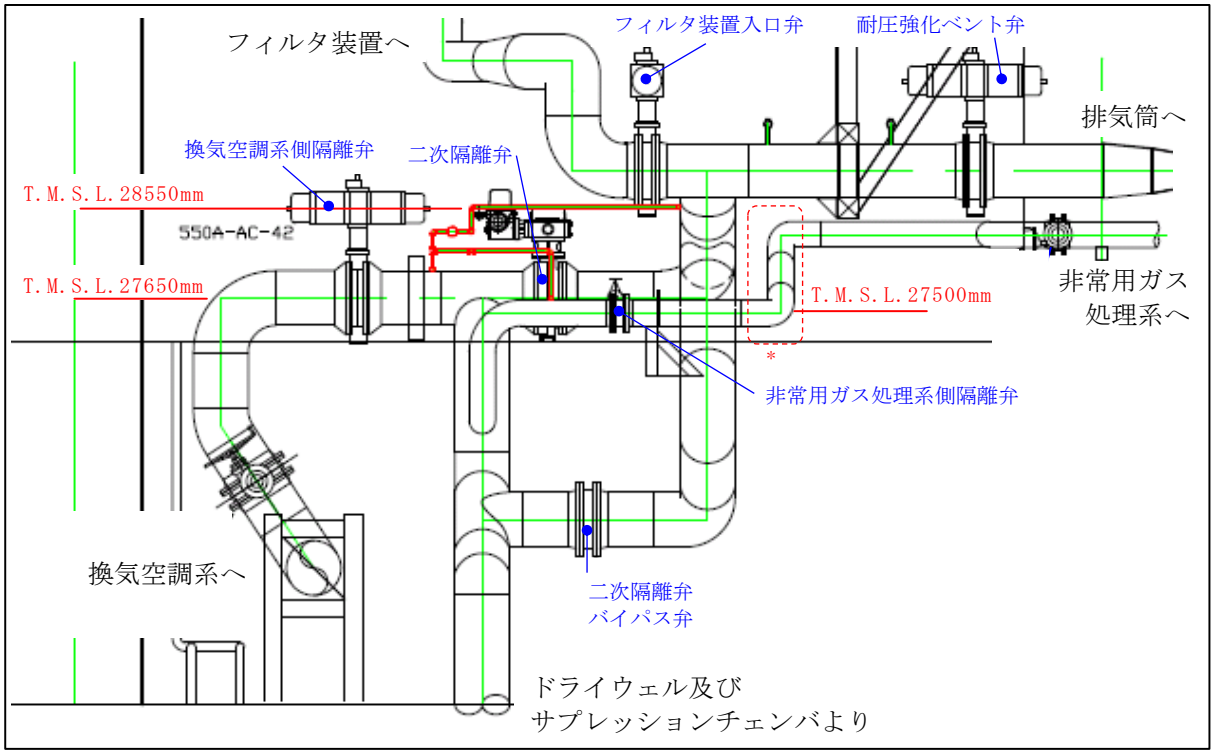
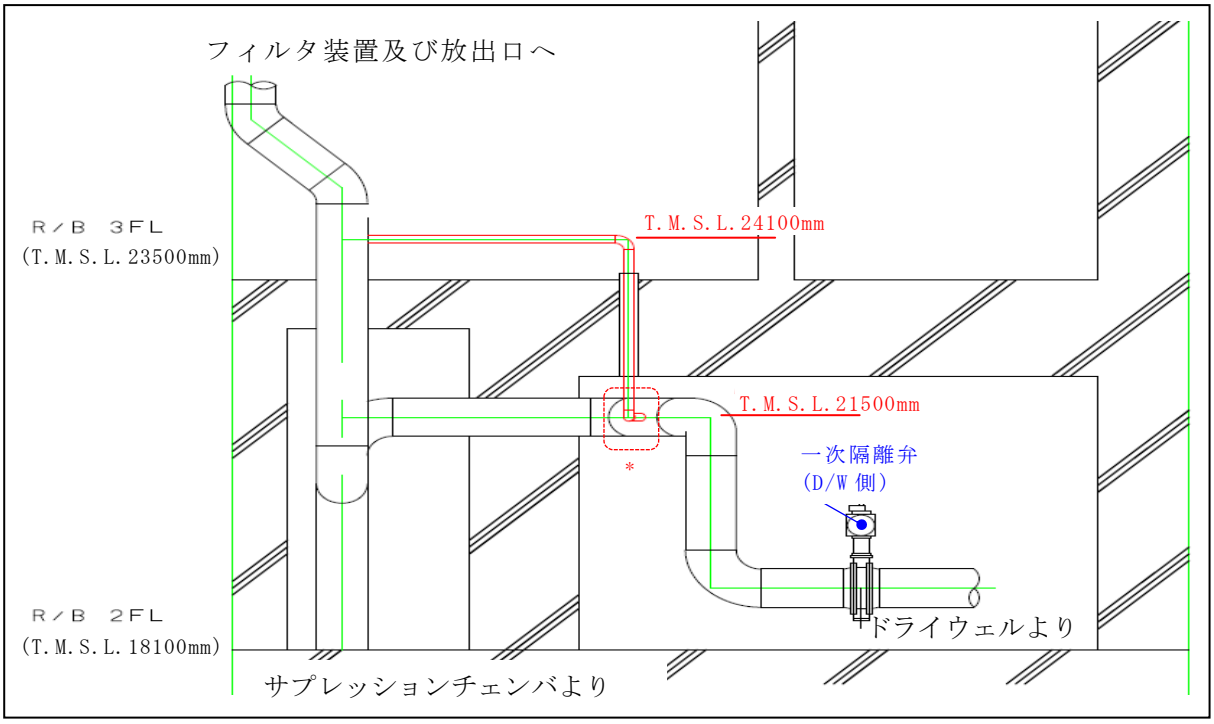


図 1.2－4　主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図



注記＊：非常用ガス処理系の配管には上向き枝管が存在するが，上流の非常用ガス処理系側隔離弁で隔離しており水素流入がないことから，非常用ガス処理系側隔離弁以降の配管において，水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積することはない。

図 1.2－5　非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管に対するバイパスラインの設置位置図



注記＊：D/W ベントラインに対するバイパスラインは，上向き枝管ではなく水平枝管として分岐させているが，バイパスラインのガスは，主ラインにおける分岐点とバイパスラインの合流点の圧力差（主ラインをベントガスが流れることにより発生する圧力損失）を駆動力として流れることから，水平枝管であっても水素ガスを排出する流れは生成される。

図 1.2－6　D/W ベントラインに対するバイパスラインの設置位置

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2－7に，水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）の概要図を図1.2－8に，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1.2－9及び図1.2－10に示す。なお，図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については，ＭＡＡＰ解析に基づく水－ジルコニウム反応により発生する水素ガスに加え，ＭＡＡＰ解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスについても考慮している。

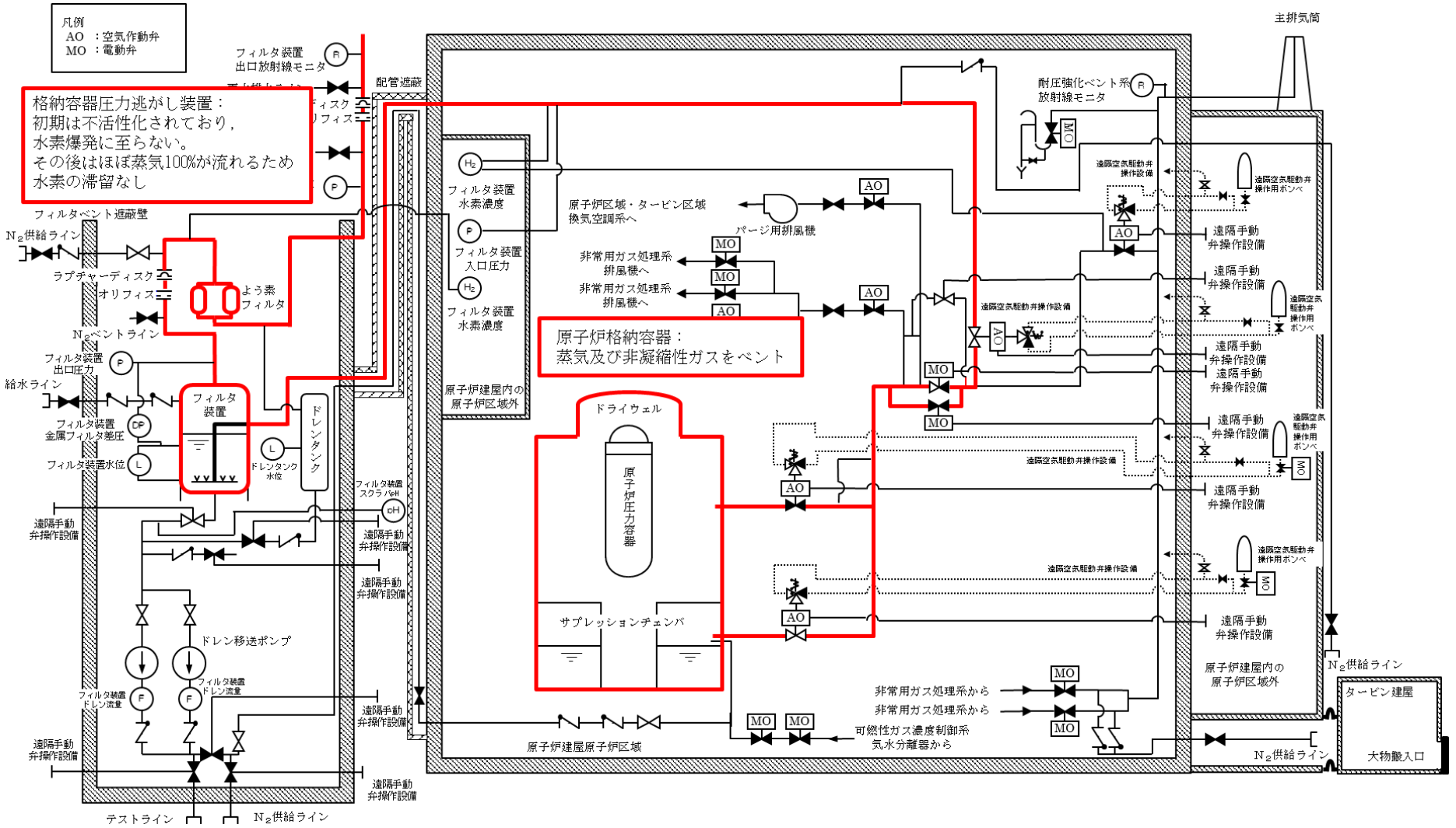


図1.2－7　水素燃焼防止対策（系統運転状態）

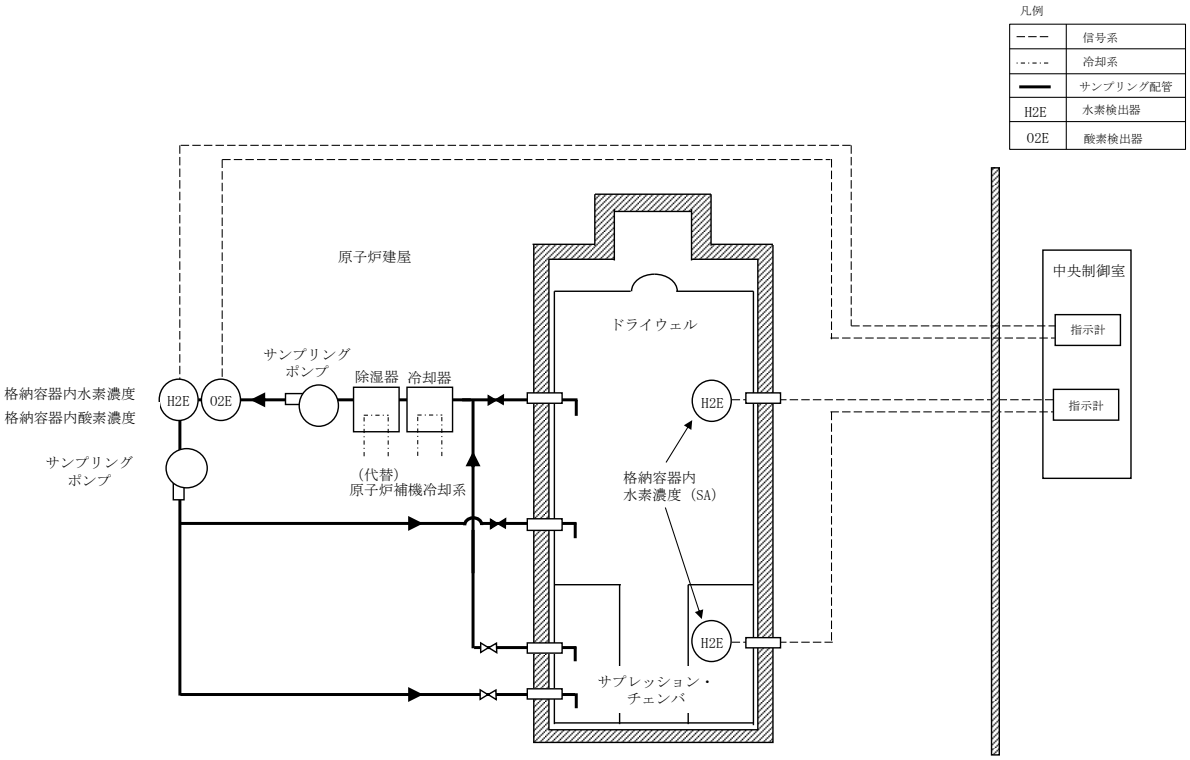


図 1.2－8　水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び
酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）に関する系統概要図

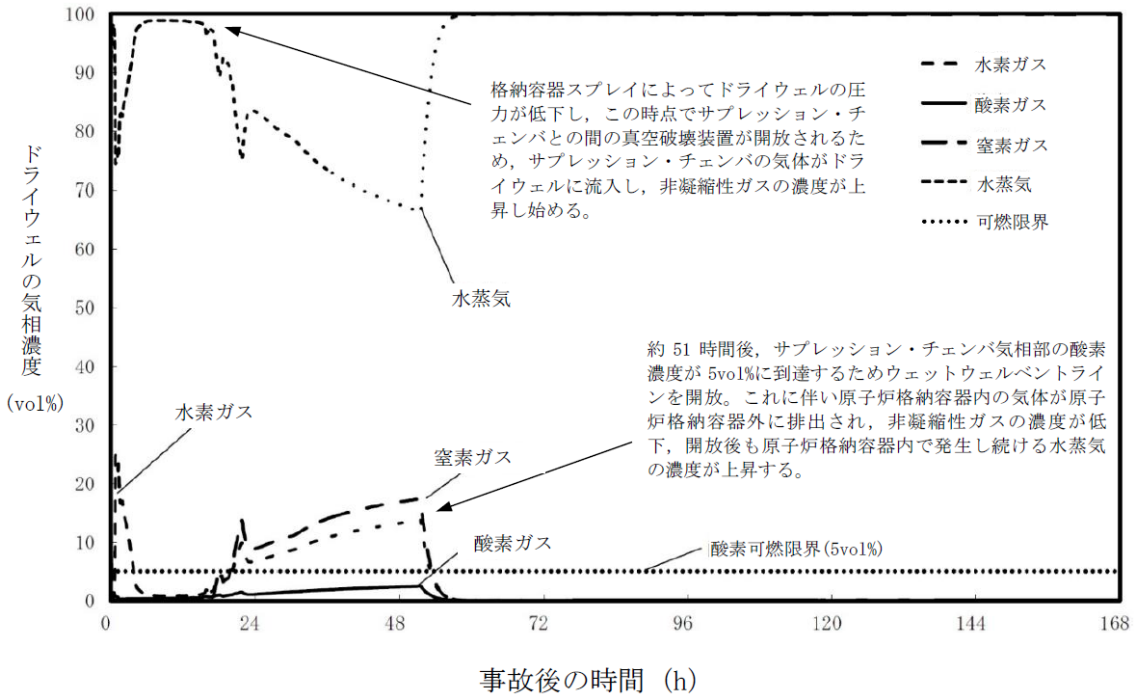


図1.2－9　事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）＊

注記＊：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.4　水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第 7.2.4-12 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

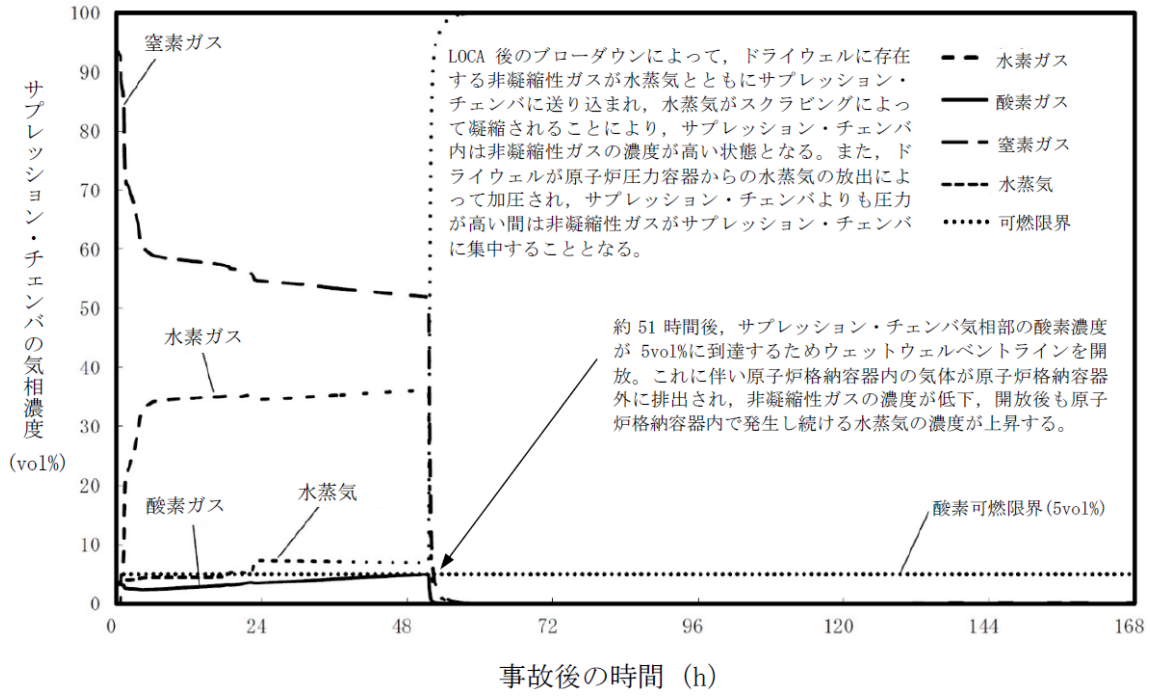


図1.2－10　事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）＊

注記＊：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.4　水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第 7.2.4-13 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(4) 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

a. 水素燃焼防止対策

ベント実施に伴うサプレッションチェンバプール水の減圧沸騰により，可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は，ほぼ水蒸気で満たされた状態となり，系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから，水素燃焼は発生しない。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については，ベントガスがほぼ蒸気となっていることから，監視不要である。

c. 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は，仮に対向流が発生した場合であっても，原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため，水素燃焼は発生しない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要は図1.2－7と同様である。

(5) ベント停止後

a. 水素燃焼防止対策

ベント停止後，スクラバ水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため，フィルタ装置の上流から可搬型窒素供給装置等による窒素ガス供給を間欠的に実施し，系統のパージを継続することで，水素燃焼を防止する。

窒素ガス供給を実施する場合，可燃限界濃度に到達するまでに十分な時間があることを確認している（3.可搬型窒素供給装置 参照）。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，窒素ガス供給による系統パージ停止後において，水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するため，監視を実施する。

c. ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

ベント停止後は，図1.2－11に示すとおり，ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することとしている。ベント実施中，スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送した後には，ドレン移送ポンプ下流側配管は可搬型窒素供給装置によって窒素ガスを封入することとしている。そのため，ドレン移送ラインに酸素ガスは存在しないことから，ベント停止後にスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することにより，原子炉格納容器に空気が流入することはない。

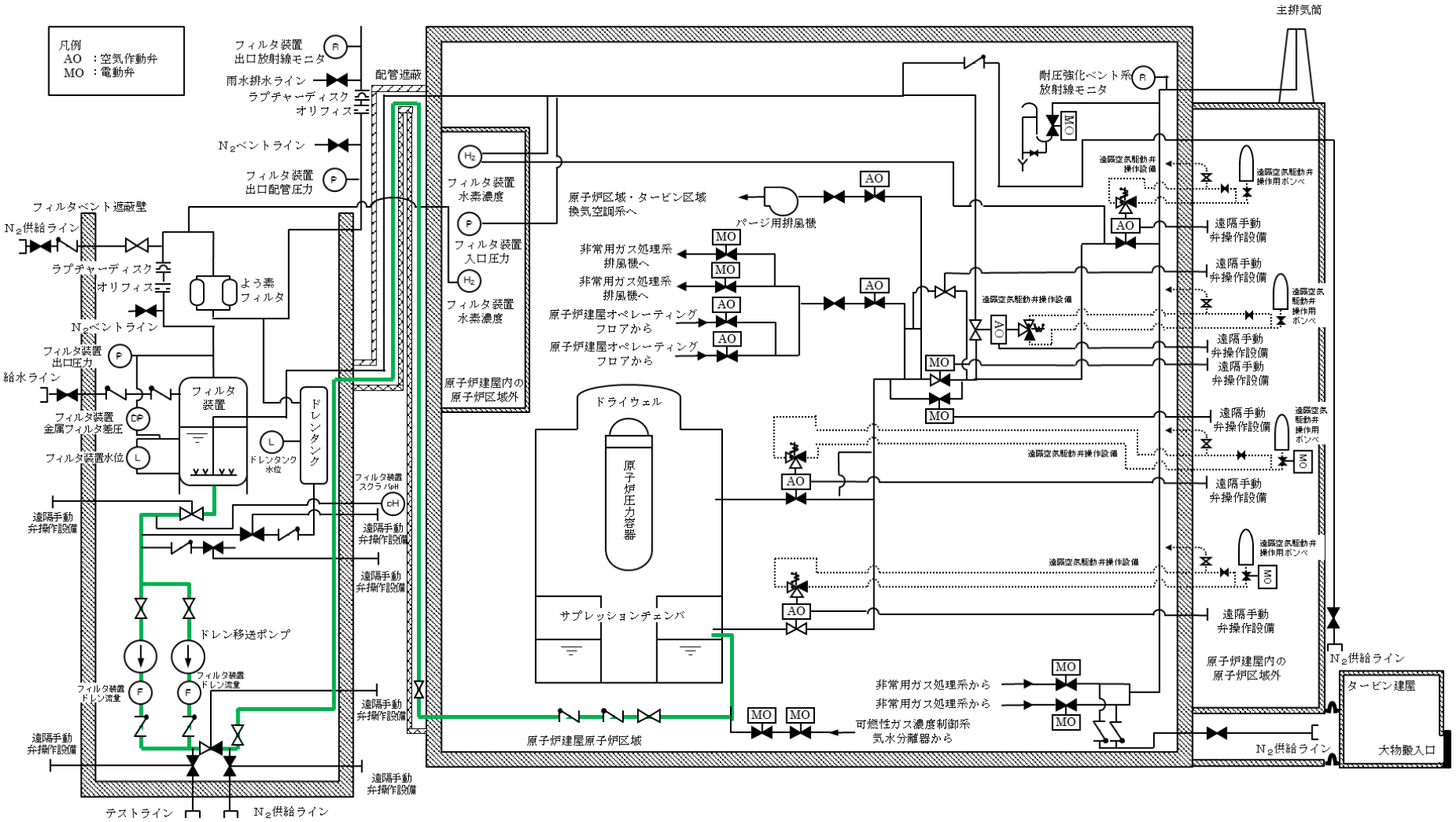


図1.2－11　移送ライン系統概要図

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図 1.2－12　に示す。

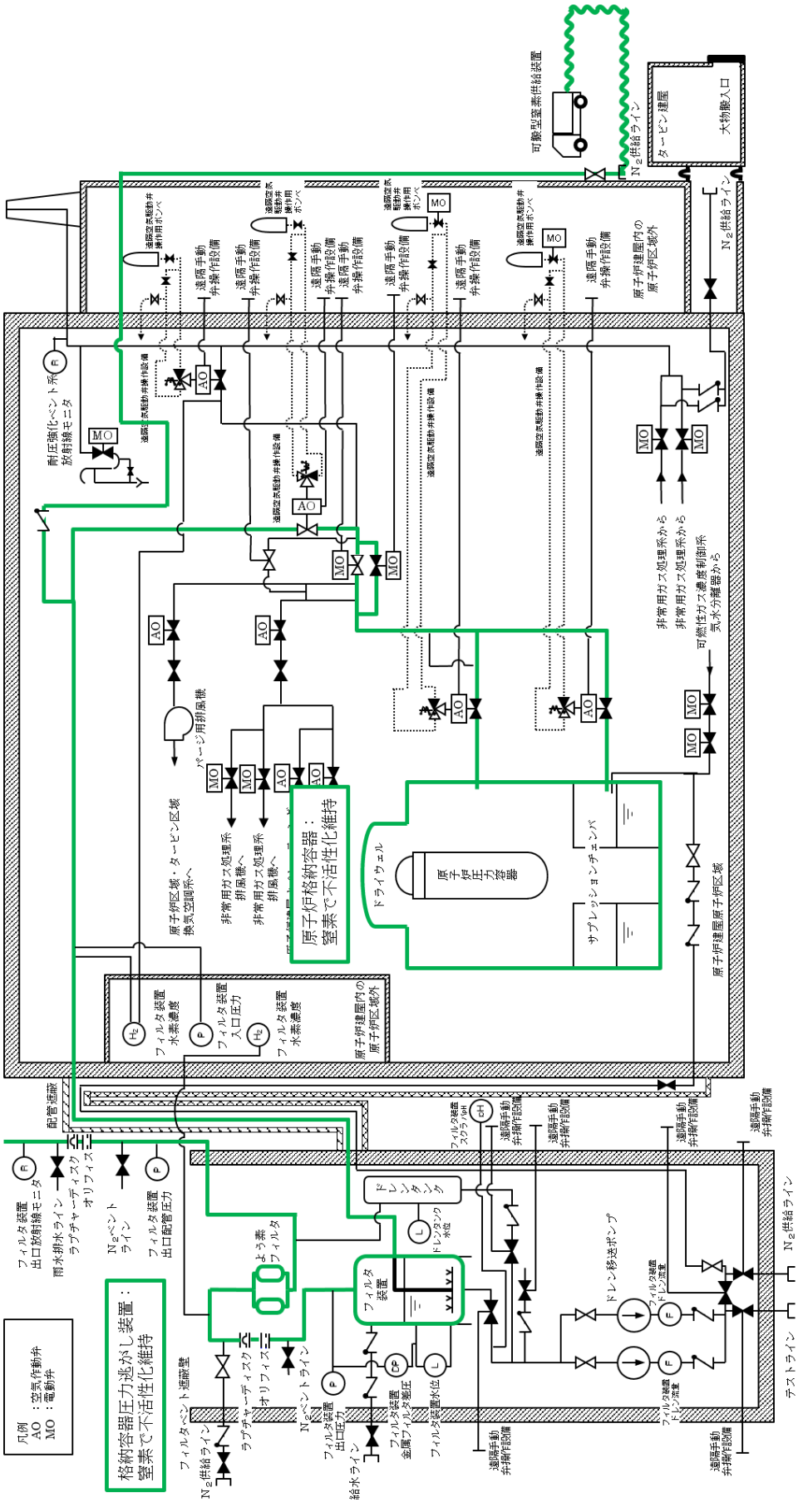


図 1.2－12　水素燃焼防止対策（ベント停止後）

2.　フィルタベント遮蔽壁

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には，原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素ガスが，フィルタ装置に設置するフランジ部から漏えいするリスクが考えられる。しかしながら，フィルタ装置を設置しているフィルタベント遮蔽壁は側壁のみの構造であり大気開放されていることから，フィルタベント遮蔽壁内で水素燃焼が発生することはない。

3. 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置の窒素容量は，ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため，窒素ガスの供給を行い，格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4vol％（水素ガスの可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5vol％（水素ガスを燃焼させる下限濃度）未満に維持することを考慮して設定している。

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を表3－1に示す。

表 3－1　可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	70Nm³/h以上
窒素純度	99vol％
窒素供給圧力	0.5MPa 以上 （可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に，可搬型窒素供給装置による窒素置換の考え方について示す。

3.1　スクラバ水で発生する水素ガス・酸素ガスにより系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において，スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により，水の放射線分解にて発生する水素ガス・酸素ガスの生成速度及び積算生成量について評価を行った。事故シーケンスとしては大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失とし，38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。

評価結果を図 3.1－1 及び図 3.1－2 に示す。

なお，スクラバ水は沸騰しているものと想定し，水素ガス発生量の G 値は 0.4*，酸素ガス発生量の G 値は 0.2*を用いた。

注記＊：電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 63 年 3 月）に基づき，柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機の可燃性ガス濃度制御系の評価に採用している沸騰状態の G 値である。なお，G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため，今回の評価において上記の G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考える。

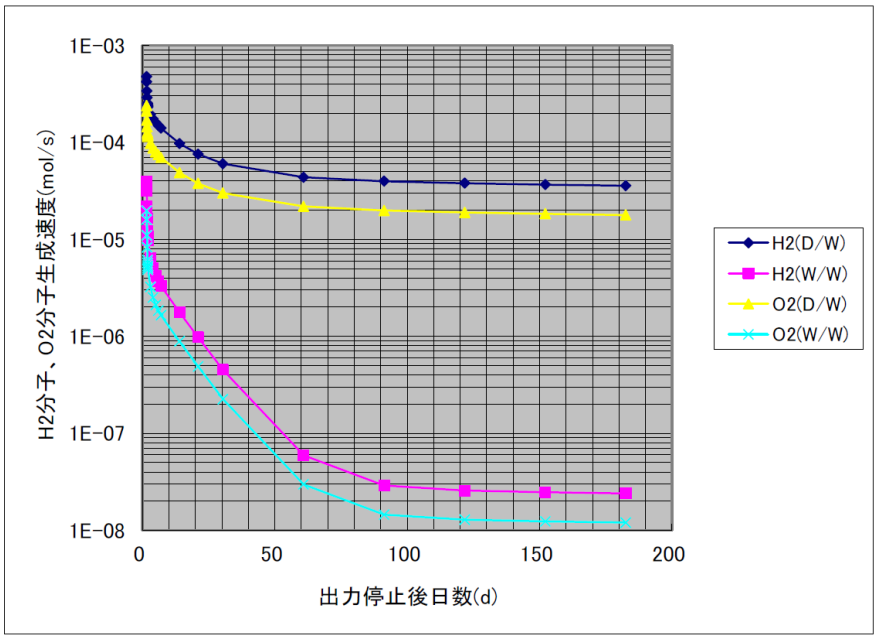


図 3.1－1　スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度

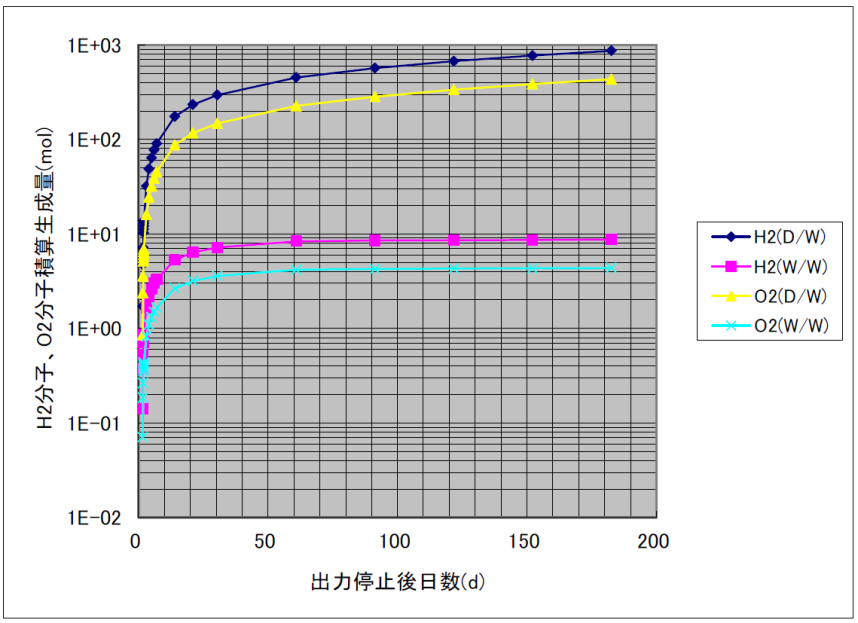


図 3.1－2　スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

上記をもとに，ベント停止後に系統内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては，NUREG/CR-2726　Light Water Reactor Hydrogen Manual に示されている水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の「水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合」の判断基準（水素濃度 4vol％以上，かつ酸素濃度 5vol％以上）に基づき，水素ガス 4vol％以上，酸素ガス 5vol％以上，水蒸気 60vol％以下とした。なお，保守

的な条件として，系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず，ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮するものとする。

NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual の水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係を図 3.1－3，評価条件を表 3.1－1，評価結果を図 3.1－4 及び図 3.1－5 に示す。

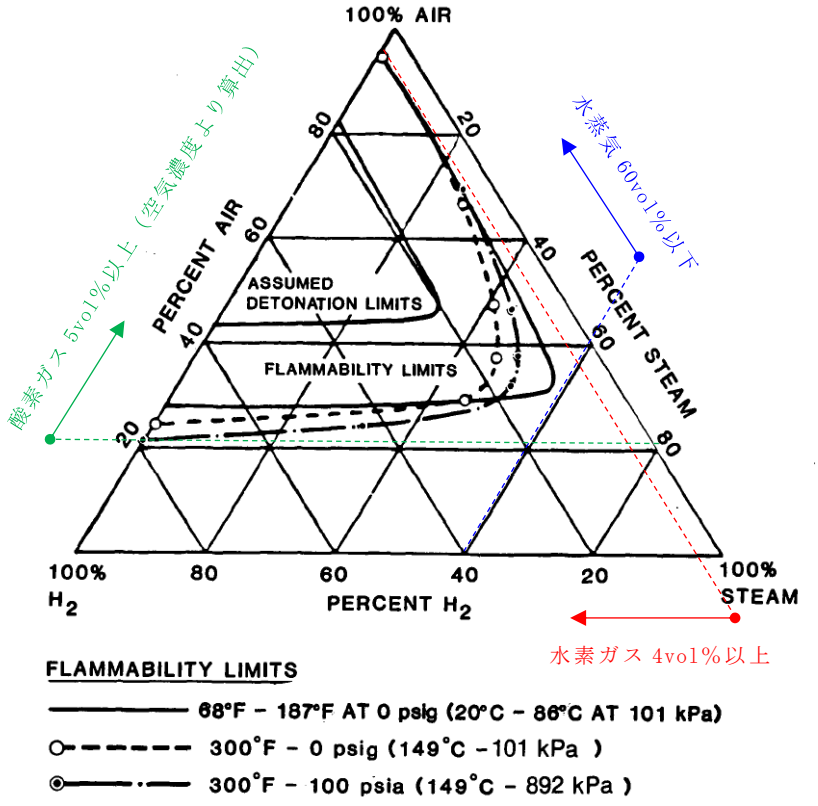


図 3.1－3　水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係

表 3.1－1　評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側（ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合）	・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず，系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧（46℃で約 0.1atm）になることにより，スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。 ・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて水蒸気と仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol%が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し，吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。 ・水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置上流側（ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合）	・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い，フィルタ装置上流側配管が窒素ガスで置換（1atm）されたと仮定した。（スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない。） ・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて窒素ガスと仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol%が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.2m（上限水位）と仮定し，水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置下流側	・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。 ・スクラバ水位はノズル上端から 2.2m（上限水位）と仮定した。 ・保守的に狭い空間体積への水素ガス・酸素ガスの蓄積を評価することとし，フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。 ・フィルタ装置下流はラプチャーディスクが開放されていることから，初期ガス組成としては，空気 1atm とした。

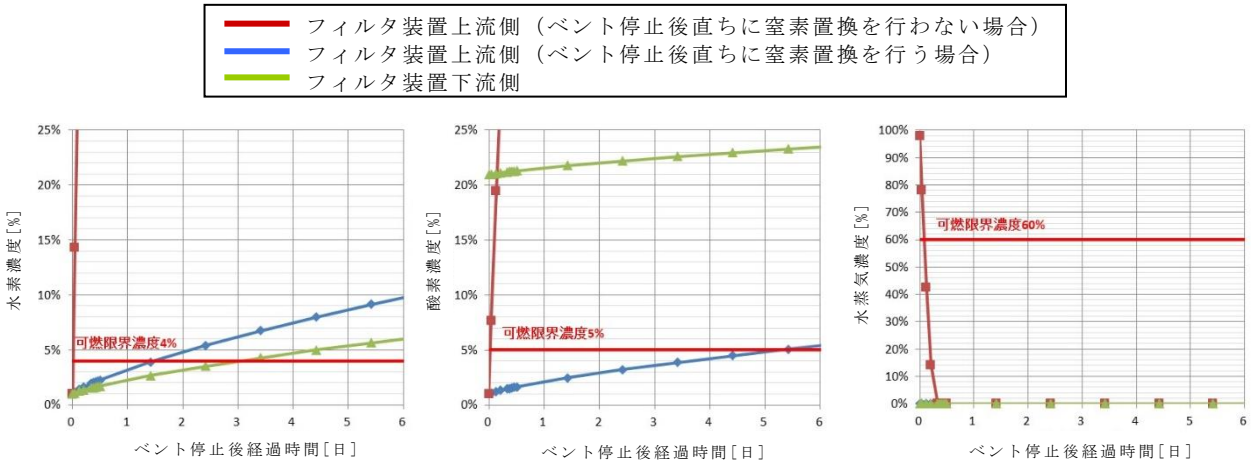


図 3.1－4　水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過（D/W ベント時）

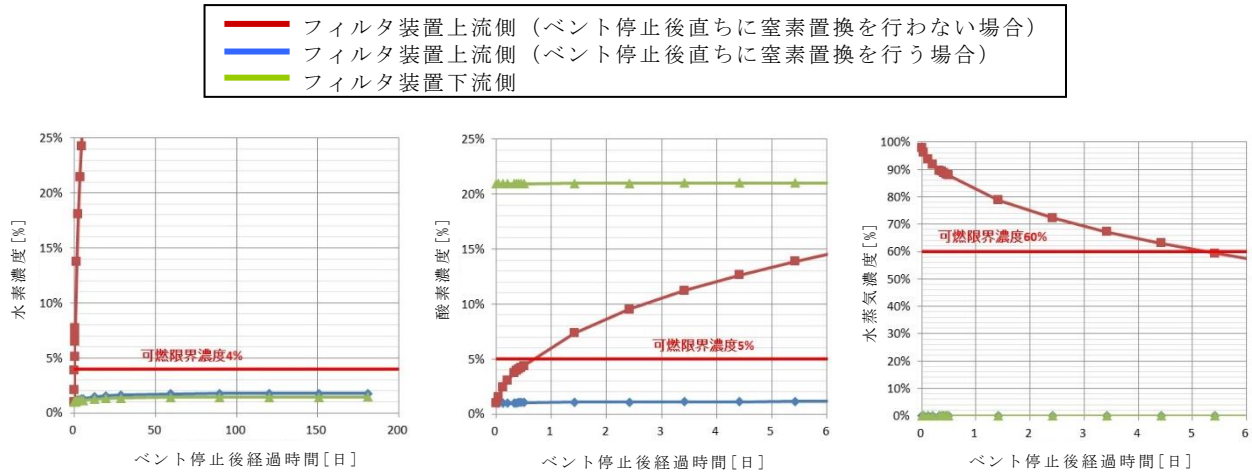


図 3.1－5　水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過（W/W ベント時）

評価を行った結果，ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では，D/W ベントの場合は約 2 時間後，W/W ベントの場合は 5 日後以降にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60vol%以下となり，可燃限界に達した。

一方で，ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では，D/W ベントの場合では 3 日後以降にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4vol%以上（酸素濃度は大気開放のため 5vol%以上）となり，可燃限界に達した。W/W ベントの場合では，180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

3.2　窒素置換完了までの所要時間について

格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて，可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素ガスを窒素置換し，水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を表 3.2－1，評価モデルを図 3.2－1 に示す。

表 3.2－1　評価条件

項目	値
解析コード	ＳＴＡＲ－ＣＣＭ＋
可搬型窒素供給装置流量	70 Nm^3/h*
可搬型窒素供給装置ガス組成	窒素ガス 99vol%，酸素ガス 1vol%
系統内初期ガス組成	窒素ガス 91vol%，酸素ガス 5vol%，水素ガス 4vol%
FV 系統モデル	・図 3.2－1 参照 ・強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。

注記＊：可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては，純度 99vol%以上の窒素ガスを，70Nm^3/h の流量にて供給可能である。

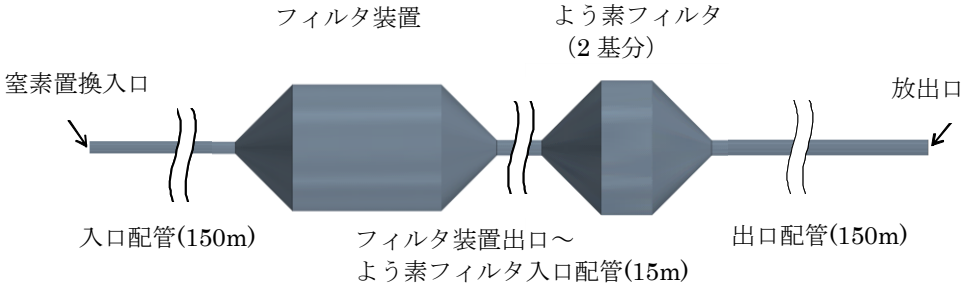


図 3.2－1　窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果を図 3.2－2 及び図 3.2－3 に示す。窒素置換開始から約 3 時間程度で系統内全域の水素濃度が 1vol%を下回った。以上より，可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1vol%以下に下げる能力を有している。

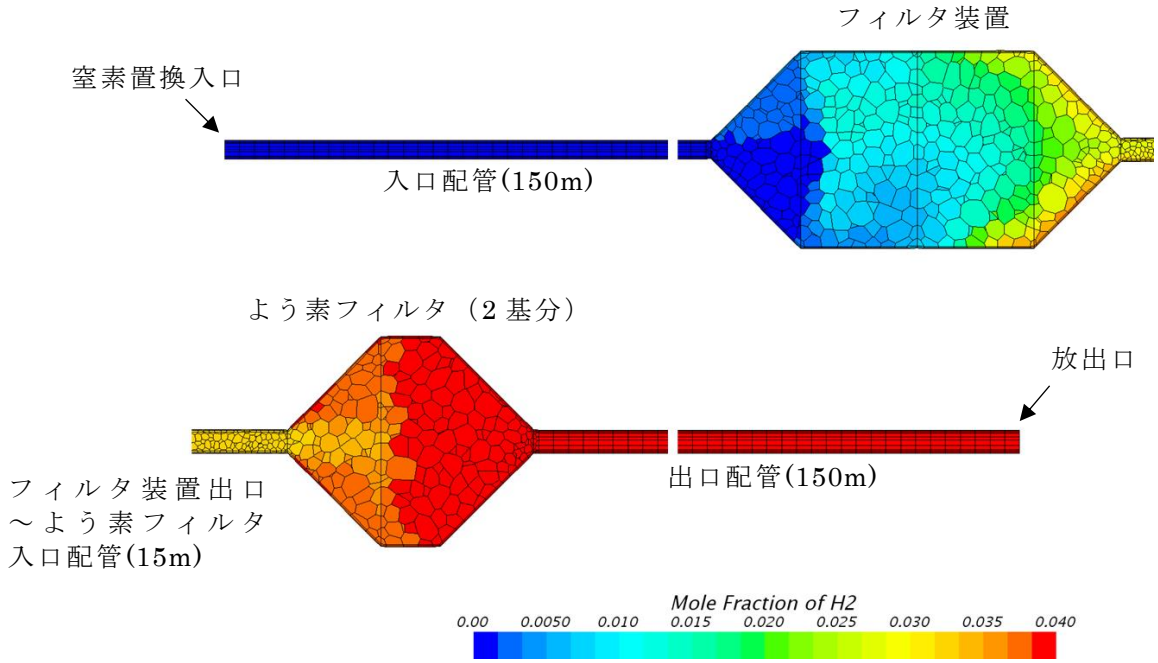


図 3.2－2　格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 1 時間後）

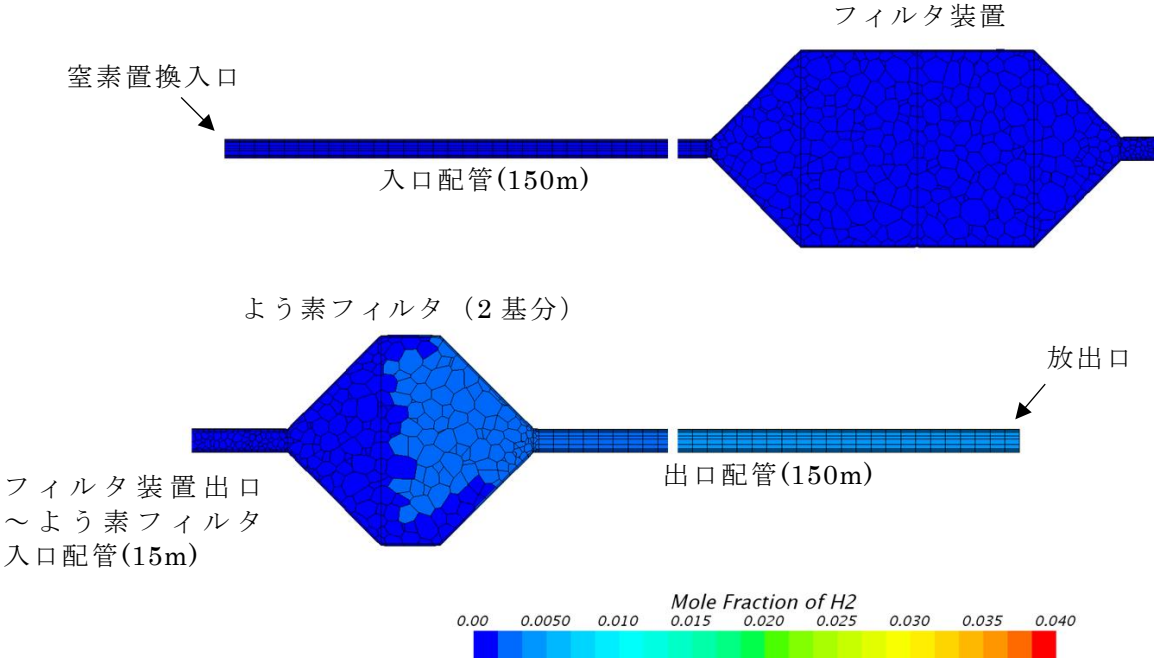


図 3.2－3　格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布（窒素置換開始から 3 時間後）

3.3　窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し，次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果，3.1 に示すとおり D/W ベントの場合は 3 日後以降に可燃限界に達したが，W/W ベントの場合は 180 日以上可燃限界に達することはなかった。したがって，間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の，窒素置換を停止する際の判断基準としては，3.2 の評価に基づき，系統内配管頂部に設置されているフィルタ装置水素濃度により監視を行い，可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm³/h において窒素濃度 99vol%），及びフィルタ装置水素濃度の誤差を考慮して，規定時間窒素置換を実施し，その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

窒素置換を間欠的に実施する運用のイメージを図 3.3－1 に示す。ベント停止時には，直ちに窒素置換を開始できるよう，予め可搬型窒素供給装置の配備を行い，ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また，窒素置換完了後にはフィルタ装置水素濃度の誤差（±2.0vol%）を考慮して水素濃度を監視しつつ，水素濃度が 4vol%に到達する前に間欠的に窒素置換を行うこととする。

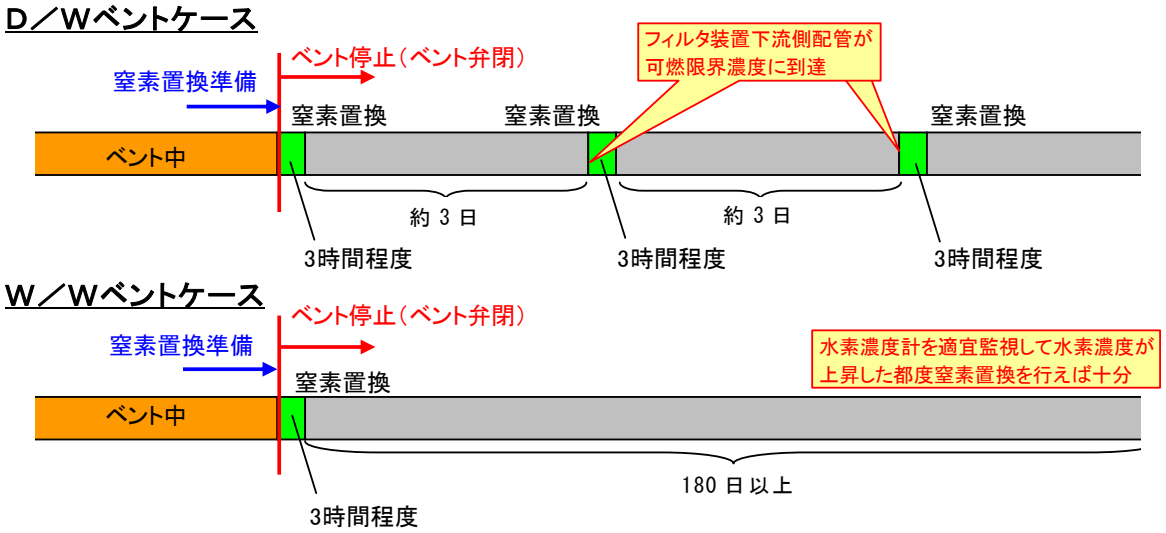


図 3.3－1　ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

1. 系統設計条件

格納容器圧力逃がし装置については，想定される事故事象での使用条件下において，性能を発揮できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件を表1－1に示す。

表1－1　格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa （ラプチャー―ディスク（フィルタ装置出口側）まで）	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力310kPaの2倍）にて適切なベントが実施できるよう，620kPaとする。
	250kPa （ラプチャー―ディスク（フィルタ装置出口側）以降）	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPaとする。
最高使用温度	200 ℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量（ベントガス流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
機器クラス	重大事故等クラス２容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス２容器」とする。
耐震クラス	―	基準地震動Ｓｓによる地震力により，格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう，「基準地震動Ｓｓにて機能維持」とする。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

2. 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内のガスを排気することにより，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし，原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍の圧力である 620kPa に到達するまでにベント操作を実施することとしている。そのため，格納容器圧力逃がし装置のうち，原子炉格納容器からラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）までの範囲については，最高使用圧力を 620kPa とする。また，ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）から放出口までの範囲については，格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から，ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPa とする。一方，最高使用温度については，原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が620kPaのときに，ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を，図2－1に示す。格納容器圧力逃がし装置各部の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり，ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流側では約210kPaとなる。また，有効性評価のうち事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器温度の推移は図2－2に示すとおり，ベント開始後の原子炉格納容器内雰囲気温度は200℃以下となる。そのため，格納容器圧力逃がし装置使用時の各部の圧力及び温度は，最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

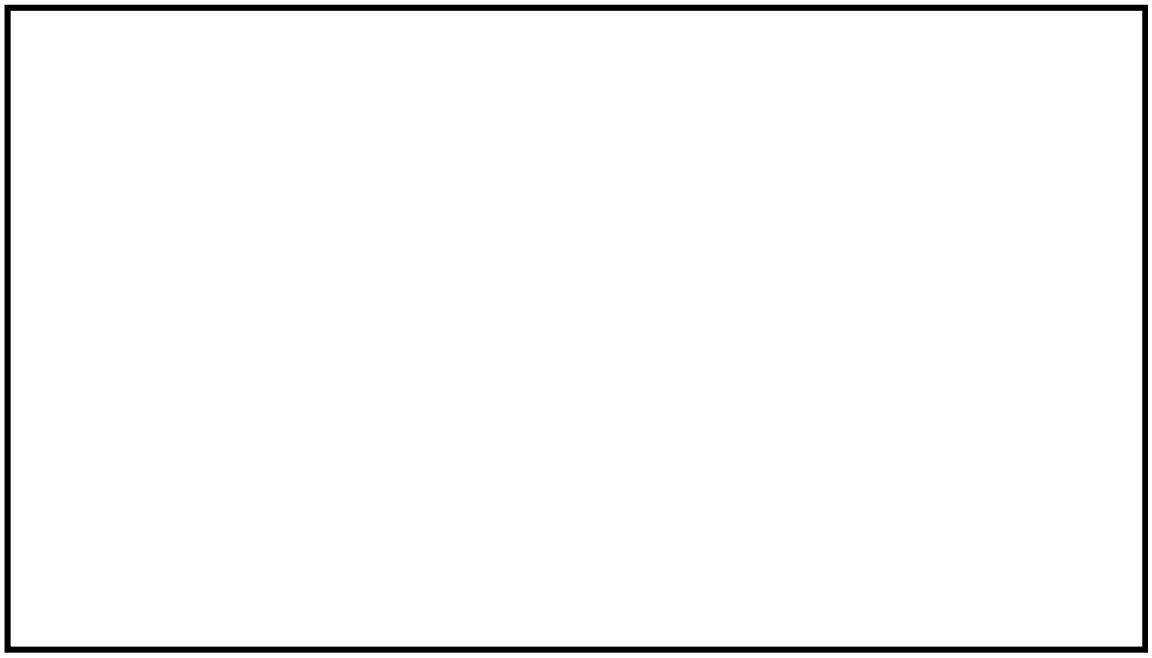


図2－1　格納容器圧力逃がし装置　各部の圧力

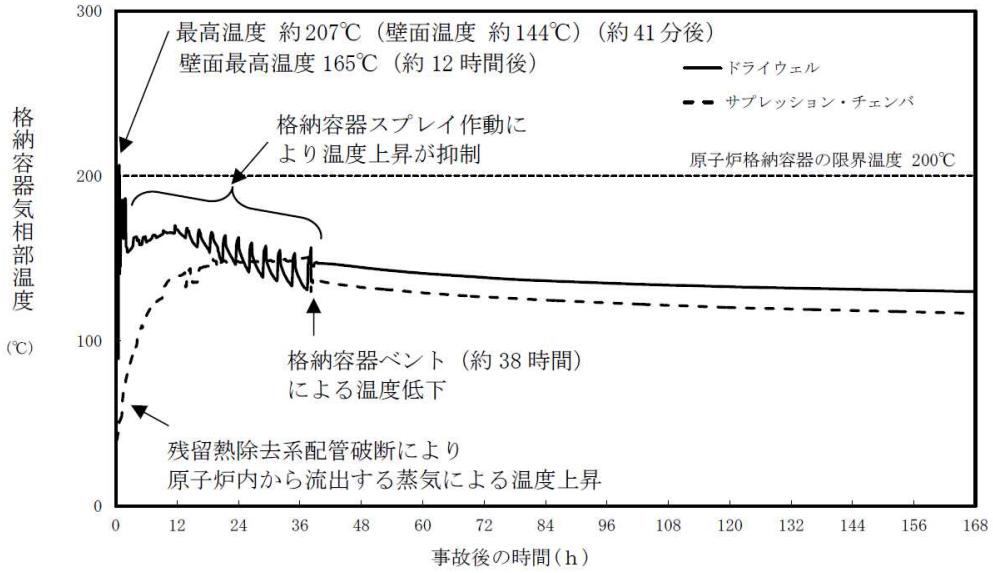


図2－2　原子炉格納容器温度推移

事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）＊

注記＊：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4)有効性評価の結果における第 7.2.1.3-11 図　格納容器相部温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は，原子炉定格熱出力の2%相当の蒸気流量を，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力において排出できるよう，以下のとおり設定している。

(1) 蒸気流量の設定

重大事故発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後2～3時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の１%を設定し，さらに原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍でベントする場合を想定し，2倍の2%相当の蒸気流量を排出できる設計とする。

(2) 系統流量の設定

系統流量は，保守的に原子炉の崩壊熱が全て注水された水を蒸発させるエネルギーとして寄与するものと評価し，サプレッションチェンバ等への熱の移行は考慮しない。さらに，原子炉圧力容器に注水された水の蒸発により発生した蒸気についても，保守的にサプレッションチェンバ等により凝縮することは考慮せず，すべて格納容器圧力逃がし装置の系統流量として扱うこととする。

$$W_{vent} = Q_R \times 0.01/(h_s - h_w) \quad \cdots\cdot(1)$$

ここで，

W_{vent} ： 系統流量（kg/s）

Q_R ： 原子炉定格熱出力（3926×10^3 kW）

h_s ： 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ（2739 kJ/kg）

h_w ： 60℃における飽和水の比エンタルピ（251 kJ/kg）*

以上より，原子炉定格熱出力1%における系統流量は15.8 kg/sであることから，その2倍の31.6 kg/sを格納容器圧力逃がし装置における系統流量とする。なお，この系統流量は，配管設計やオリフィス設計の条件として使用される。

注記＊：有効性評価において原子炉注水温度は，以下のとおり設定している。

・事象発生～12時間後：50℃

・12時間後～24時間後：45℃

・24時間以降：40℃

ここでは，それよりも保守的に，水温を60℃として評価を実施している。

流量制限オリフィスの設定方法について

1. オリフィスの設定方法

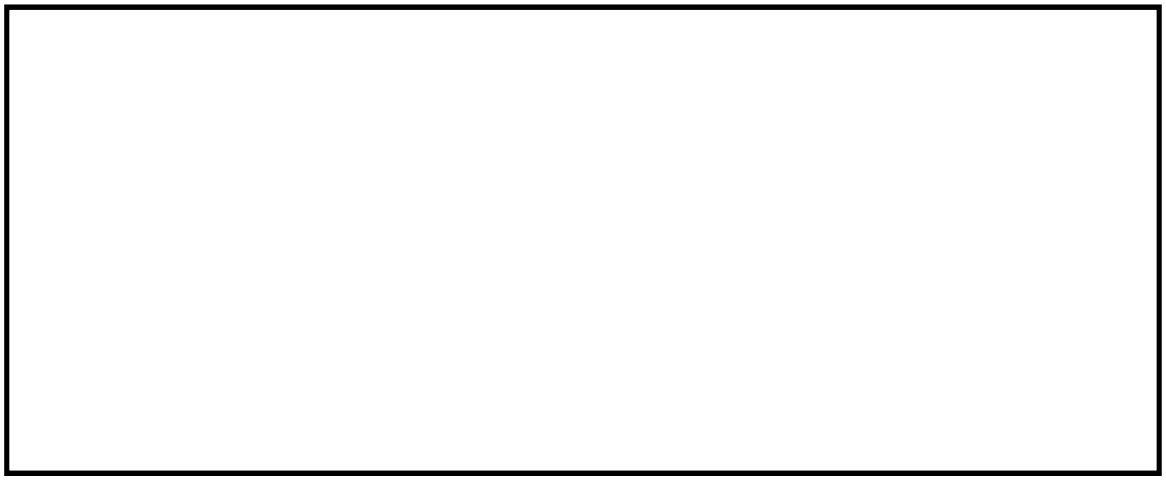
格納容器圧力逃がし装置は，原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力である620kPaにてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%に相当する31.6kg/sの蒸気を排出可能な設計としている。

一方，格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタは，流入するガスの露点温度差が大きいほど，また体積流量が小さいほど，有機よう素除去性能が向上する特性を有している。そのため，フィルタ装置出口側にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設け，よう素フィルタ部に流入するガスの露点温度差を大きくするとともに，よう素フィルタ出口側にもオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設け，よう素フィルタ部に流入するガスの体積流量を小さくする設計としている。

これらのオリフィスについては，原子炉格納容器圧力が620kPaにてベントを実施したときに，31.6kg/sの蒸気を排出できるよう，以下のとおり設定する。

① オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を仮決めする。
② オリフィス（フィルタ装置出口側）の上流の流路の圧力損失を計算し，オリフィス（フィルタ装置出口側）上流の圧力を算出する。
③ オリフィス（よう素フィルタ出口側）の流出断面積を仮決めする。
④ オリフィス（フィルタ装置出口側）の下流の流路の圧力損失を計算し，オリフィス（フィルタ装置出口側）下流の圧力を算出する。
⑤ ②及び④で算出したオリフィス（フィルタ装置出口側）の上流及び下流の圧力条件下で，31.6kg/sの蒸気を排出できるオリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を算出する。
⑥ よう素フィルタに流入するガスの露点温度差および体積流量が，よう素フィルタの性能を確保できる範囲に入っていることを確認する。性能を確保できる範囲に入っていない場合は③に戻り評価を繰り返す。

オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積は，以下の式に基づき計算する。

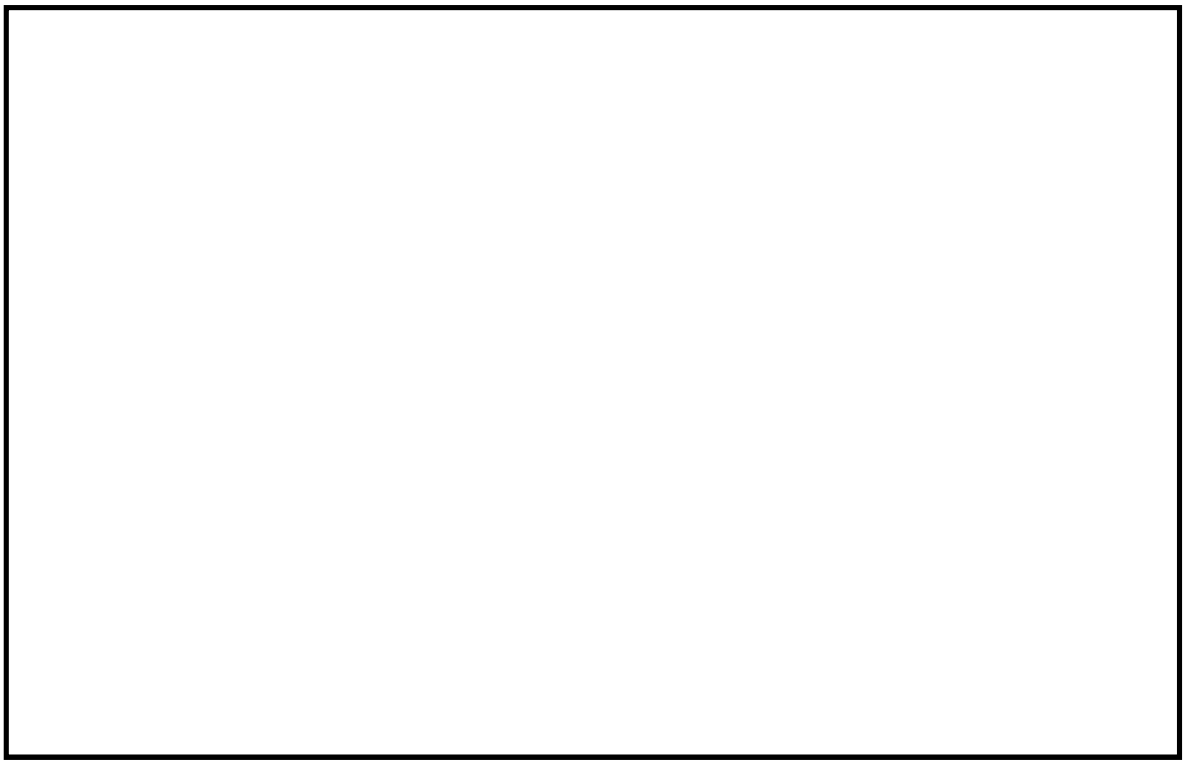


$V\,[m^3/s] = m_{オリフィス}\,[kg/s] \cdot \sigma\,[m^3/kg]$ ・・・・・・・・式（4）

V ： 体積流量

m ： 質量流量

σ ： 比体積



2.　オリフィス以外の圧力損失

オリフィス以外の圧力損失を，以下に示す。また，格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失を表2－1，圧力勾配図を図2－4に示す。

(1)　入口配管，出口配管

配管の圧損は，損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。

[redacted]

ここで

[redacted]

(2)　フィルタ装置

フィルタ装置のスクラバノズル部と気泡細分化装置部の圧力損失特性については，フィルタ装置試験装置にて計測する。スクラバノズル部の圧力損失特性を図2－1，気泡細分化装置部の圧力損失特性を図2－2に示す。圧力損失はスクラバノズル部，気泡細分化装置部合わせても，31.6kg/sを通気した場合の体積流量にて[redacted]kPa程度であるが，ここでは保守的に，スクラバノズル部と気泡細分化装置部合わせて[redacted]kPaの圧力損失を見込むこととする。また，フィルタ装置スクラバ水位については，最大水位（スクラバノズル上端+2.2m）として，その水頭圧を見込むこととする。さらに，金属フィルタについては，運用上限差圧である[redacted]kPaを見込むこととする。

そのため，フィルタ装置としては，これら合わせて[redacted]kPaの圧力損失を見込むこととする。

[redacted]

図2－1　スクラバノズル部圧力損失特性

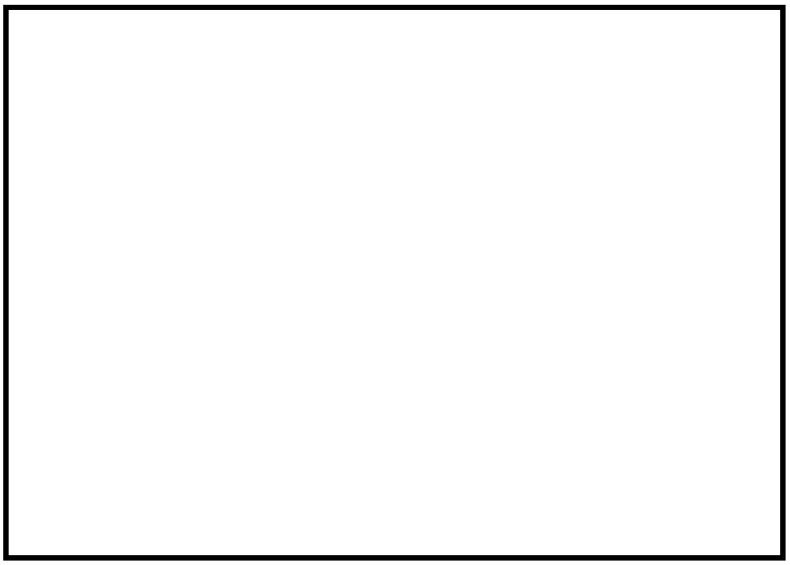


図2－2　気泡細分化装置部圧力損失特性

(3)　よう素フィルタ部

よう素フィルタのキャンドルユニット部の圧力損失特性については，よう素フィルタ試験装置にて計測する。キャンドルユニット部の圧力損失特性を図2－3に示す。キャンドルユニット部の圧力損失は□kPa程度であるが，ここでは保守的に□kPaを見込むこととする。

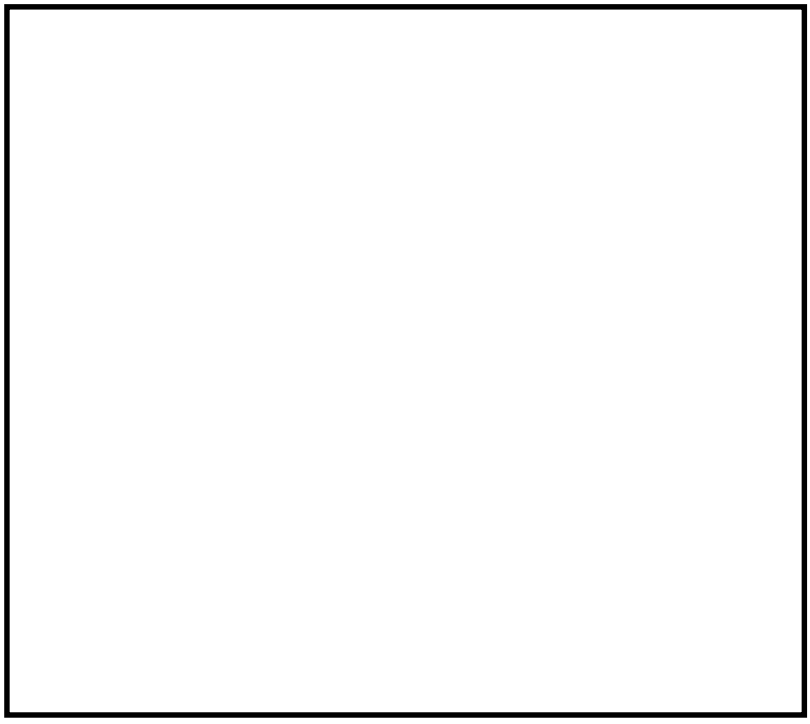


図2－3　キャンドルユニット部圧力損失特性

表2－1　原子炉格納容器圧力に対する格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失

原子炉格納容器圧力 (kPa)	二次隔離弁開度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装置入口配管	フィルタ装置	よう素フィルタ入口配管	よう素フィルタ	よう素フィルタ出口配管

注記＊1：事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）における，ベント開始時の S/C の圧力。大破断 LOCA 時は，S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため，D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は，2Pd よりも小さな値となる。

＊2：事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

＊3：事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



図2－4　圧力勾配図

別紙4

スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について

水スクラバのスクラバ水について，その水位の設定根拠を示すとともに，その健全性が維持されることを確認する。

1. 保有水位の設定根拠

スクラバ水の水位は，以下の理由から下限水位/上限水位（スクラバノズル上端から0.5m～2.2m）を設定し，フィルタ装置使用中は，スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認，調整を行う。

スクラバ水の水位の設定根拠を以下に示す。また，フィルタ装置水位の概略図を図1－1 に示す。

1.1 下限水位について

スクラバ水は，水位が高い方がDFは大きくなる。スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば，DFが目標性能を満足できることを下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験により確認している。そのため，水スクラバの下限水位を，スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

1.2 上限水位について

スクラバ水位が上昇し，ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると，金属フィルタの有効面積が減少し，金属フィルタの差圧が上昇する。

金属フィルタの差圧が上昇すると，金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し，最悪の場合,金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。

スクラバ水の噴出は,金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。

金属フィルタドレン配管下端の位置は,図 1－1 のとおり，スクラバノズル上端よりも低いため，水スクラバは機能喪失する。また，金属フィルタドレン配管を通じて，金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから，金属フィルタも機能喪失する。そのため，フィルタ装置の機能が喪失する。

スクラバ水の吹き上がり量及びスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については，スウェル試験により確認しており，その結果より，上限水位をスクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

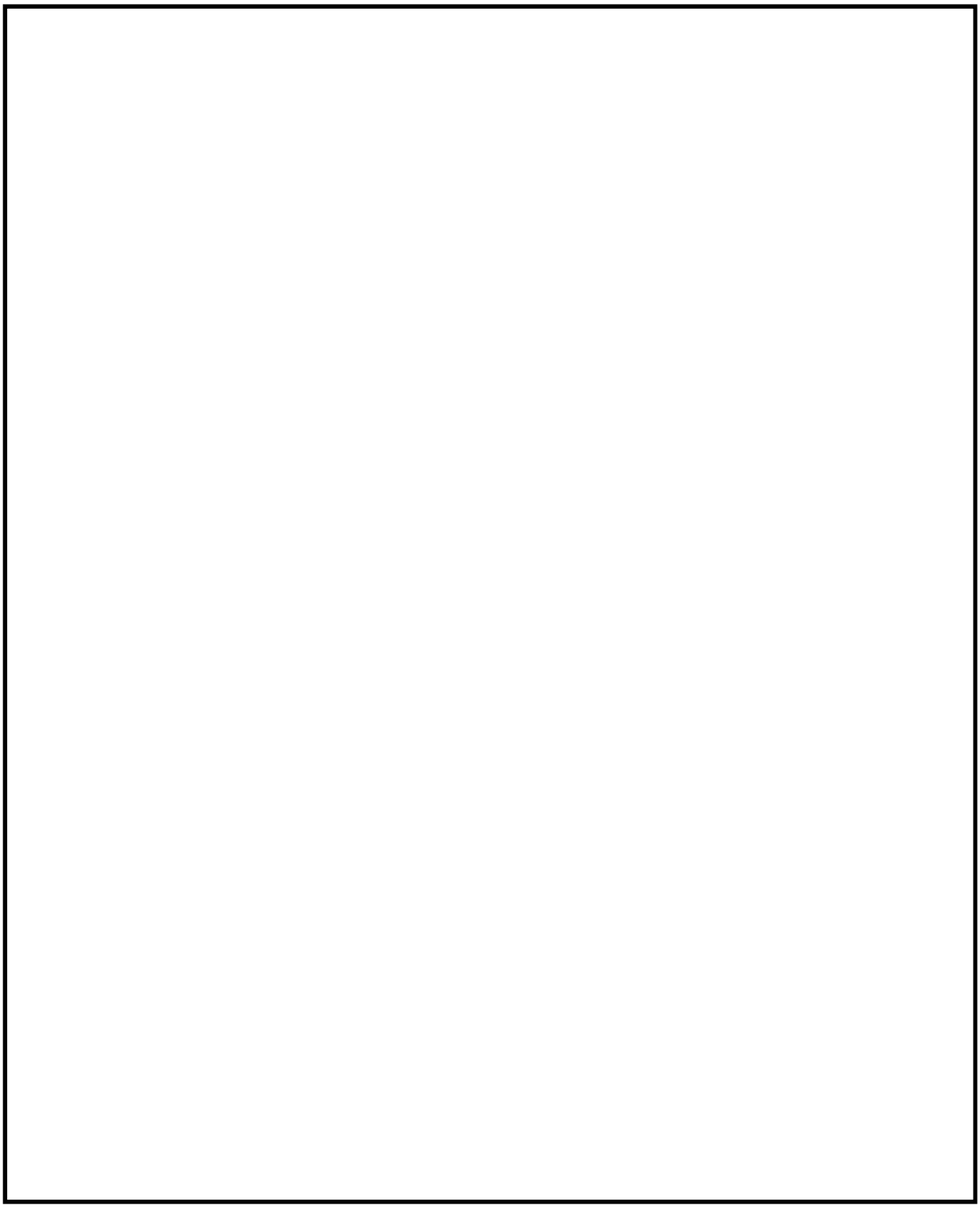


図1－1　フィルタ装置水位の概略図

(1)　下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験

3.3.1で示した試験装置を用いて，下限水位（スクラバノズル上端から0.5m）におけるエアロゾル除去性能試験を実施した。

なお，ガスの流量は実機における2Pd相当流量と最小流量相当の2ケースについて

試験を実施した。試験結果を図1.2－1，図1.2－2に示す。

また，DFデータが存在しない大粒径側のDFを保守的に計測できた最大粒径におけるDFとした場合の各試験条件でのオーバーオールDFを表1.2－1に示す。なお，オーバーオールDFの算出には，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/Wベント））を使用した。これは，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/Wベント））の方が，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/Wベント））より捕捉しづらい小粒径側に分布しているため，オーバーオールDFが小さくなり，保守的な評価となるためである。

試験結果より，スクラバ水位が下限水位であっても，DF1000以上を確保できることが確認できた。

以上より，水スクラバの下限水位は，スクラバノズル上端から 0.5m に設定する。

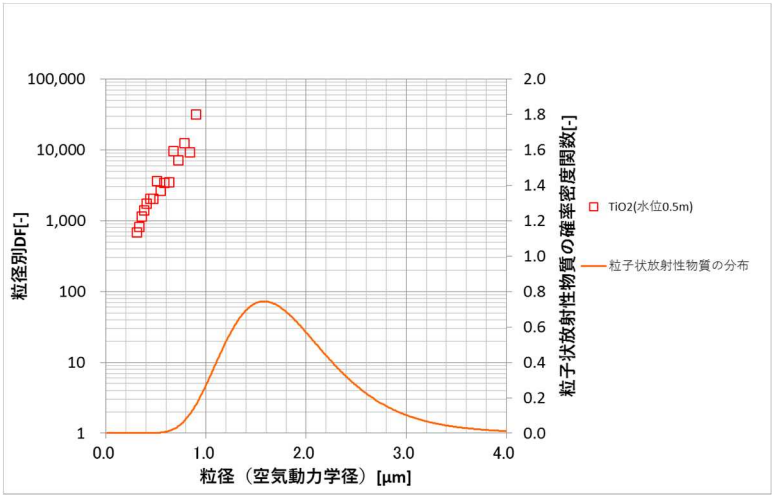


図1.2－1　下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（2Pd相当流量）

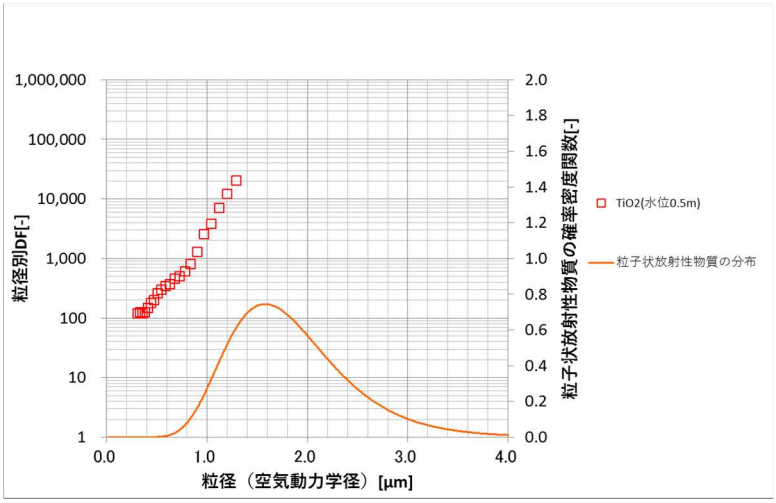


図1.2－2　下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（最小流量相当）

表 1.2－1　オーバーオール DF（下限包絡性能線）

スクラバ水位	ガス流量	オーバーオール DF
下限水位 （スクラバノズル上端から 0.5m）	2Pd 相当流量	19424
	最小流量相当	9335

(2)　スウェル試験

水スクラバにガスを噴射した際の，スクラバ水の吹き上がり高さ（以下，「スウェル高さ」という。）と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

試験条件は表 1.2－2 に記載のとおり，実機と同じ高さの試験装置を用い，スクラバ水の水位を徐々に高くし，スウェル高さを目視にて確認し，同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が，スウェル高さも高くなることから，保守的にスクラバ水を常温の状態とし，試験ガスは室温の空気を用いた。また，薬液による影響を考慮するため，スクラバ水に実機と同じく□wt%の NaOH を溶解した。

表 1.2－2　スウェル試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置 スクラバノズル本数は 1 本（実機は 140 本）， 断面積は実機の 1/140
試験ガス	・空気
ガス・スクラバ水温度	・常温
スクラバ水位	・1m，2m，2.1m，2.2m，2.3m，2.4m，2.5m （2Pd 相当流量試験時） ・2m，2.5m （最小流量相当試験時）
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
薬液濃度	・NaOH □wt%

試験の結果，スクラバ水のスウェル高さは図 1.2－3，図 1.2－4 のとおりとなった。図 1.2－3 に示すとおり，2Pd 相当流量（実機最大流量）においては，スクラバ水位 2.3m で吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し，それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また，図 1.2－4 のとおり，最小流量相当ではスクラバ水位 2.5m でも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

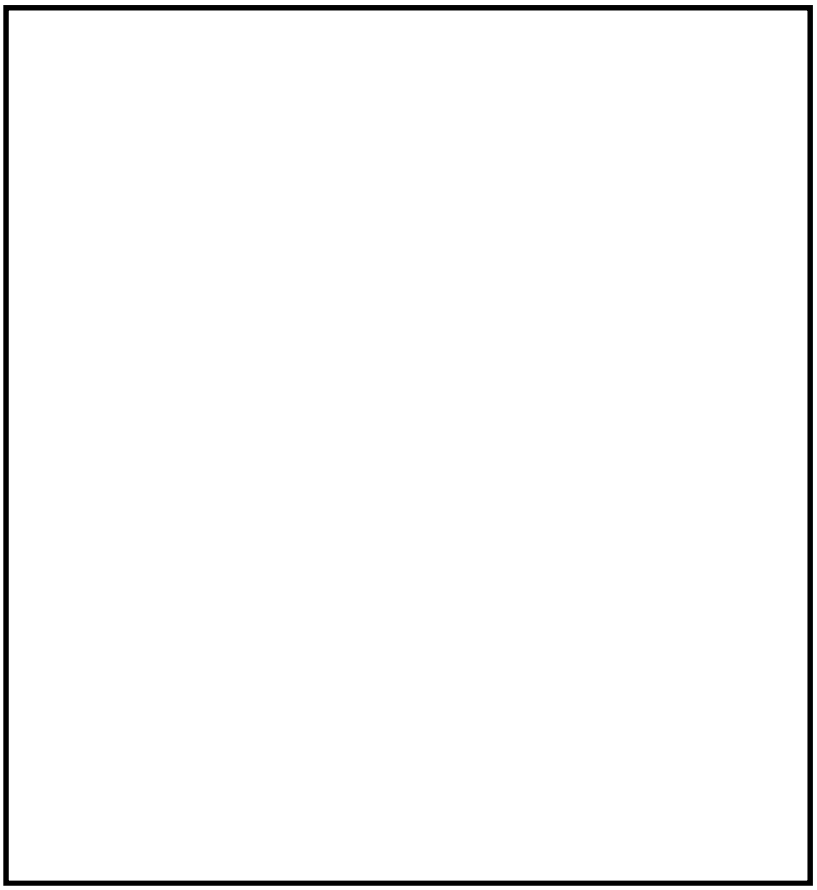


図 1.2－3　スウェル高さ目視確認試験結果（2Pd 相当流量）

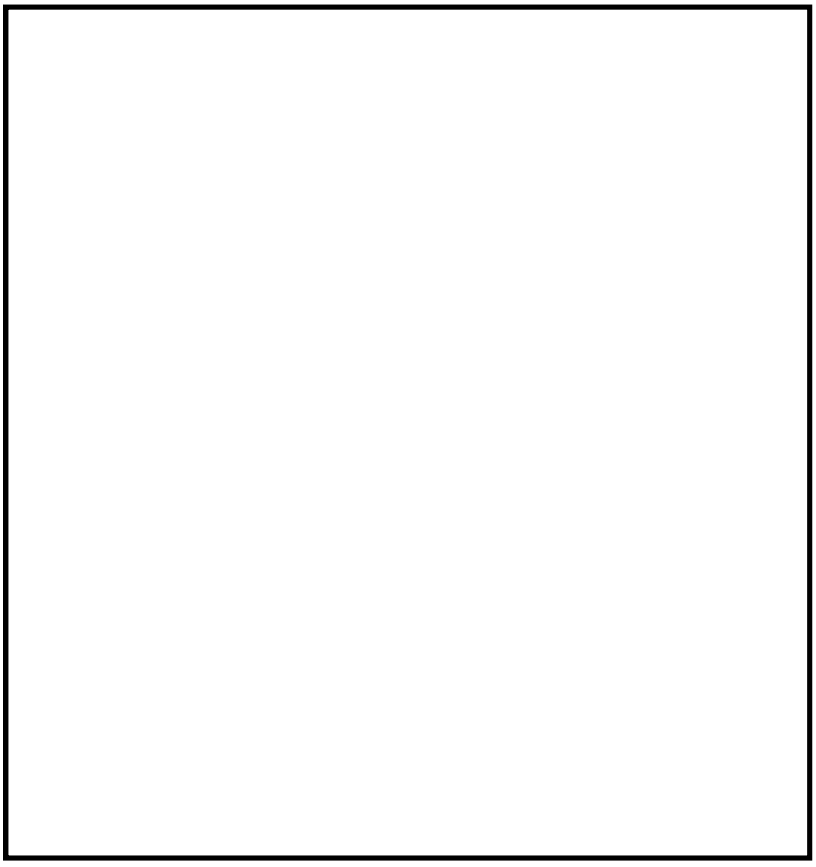


図 1.2－4　スウェル高さ目視確認試験結果（最小流量相当）

また，金属フィルタの差圧は図 1.2－5 のとおりとなった。図 1.2－5 に示すとおり，2Pd 相当流量（実機最大流量）においては，水位が 2.3m 以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため，金属フィルタの一部が水没により金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方，最小流量相当では，スクラバ水位 2.5m でも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。

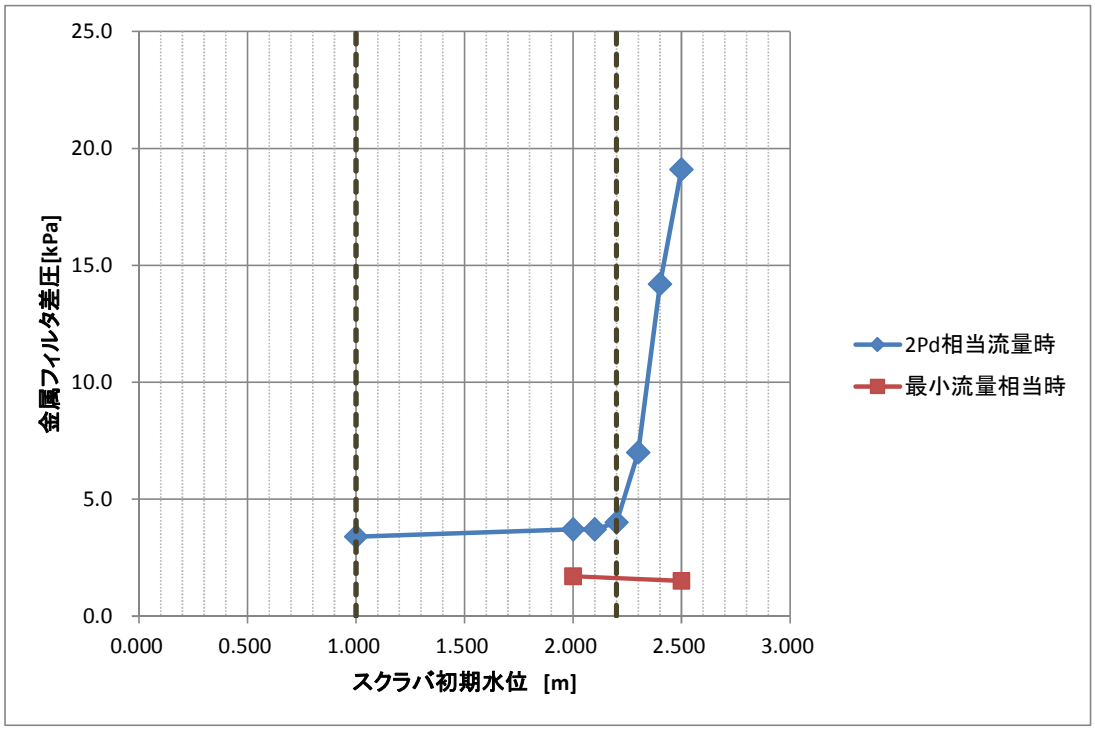


図 1.2－5　金属フィルタ差圧計測結果

以上より，水スクラバの上限水位は，実機最大流量時のスウェル高さを考慮して，スクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

(3)　薬液添加によるスクラバ水のスウェル変化

スクラバ水に薬液である水酸化ナトリウムを添加した場合としない場合でのスウェル試験を行い，薬液添加によるスクラバ水のスウェル高さへの影響を確認した。

(2)と同様の試験装置を用いて，水酸化ナトリウム濃度を［　　］wt%まで変化させた場合のスクラバ水のスウェル高さを目視にて確認した。

試験結果を図 1.2－6 に示す。なお，図 1.2－6 のスウェル高さは水酸化ナトリウムを添加しない場合のスウェル高さで規格化した値である。図 1.2－6 に示すとおり，水酸化ナトリウムを添加した場合の方が，添加しない場合に比べてスウェル高さが高くなり，水酸化ナトリウム濃度が高いほどスウェル高さが高くなることがわかる。これは，スクラバ水に水酸化ナトリウムを添加したことで粘性が上がったためと考えられる。そのため，(2)のスウェル試験は薬液である水酸化ナトリウムを添加した状態で実施した。



図 1.2－6　水酸化ナトリウム濃度とスウェル高さの関係

1.3　スクラバ水の水位変化の影響について

事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置の水位評価を解析コード「ＭＡＡＰ」を用いて実施した。スクラバ水を減少させる要因としては，スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱や，ベントガスの過熱度によりスクラバ水が蒸発することが考えられる。そのため，フィルタ装置へ流入する崩壊熱量が異なるW/WベントとD/Wベントそれぞれについて評価を実施した。一方，スクラバ水を増加させる要因としては，ベントガス中の水蒸気が配管やフィルタ装置表面からの放熱により凝縮することが考えられる。放熱量は外気温度により変わることから，柏崎市における1978年～2012年に計測した最低気温（-11.3℃）が継続した場合と，柏崎市における1978年～2012年に計測した夏（6月～8月）の平均気温（23.1℃）に保守性を持たせて設定した30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

評価結果を図1.3－1～図1.3－4に示す。いずれのケースにおいても，スクラバ水位は単調低下となる。

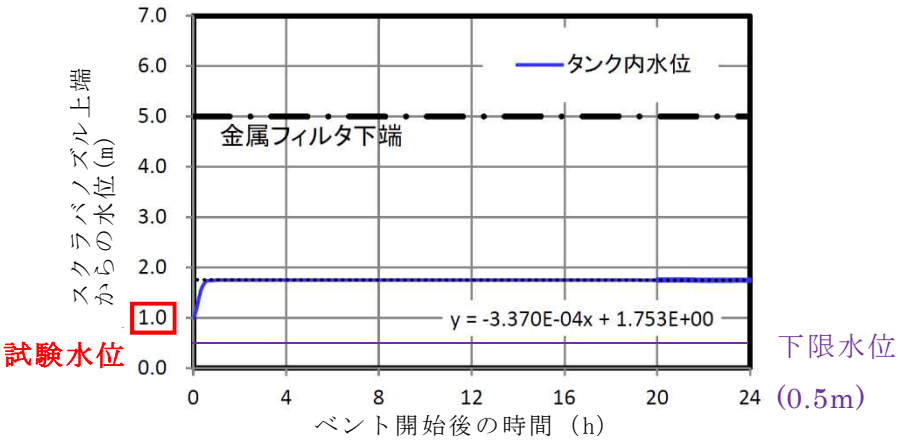


図 1.3－1　外気温度-11.3℃における評価結果（W/W ベント）

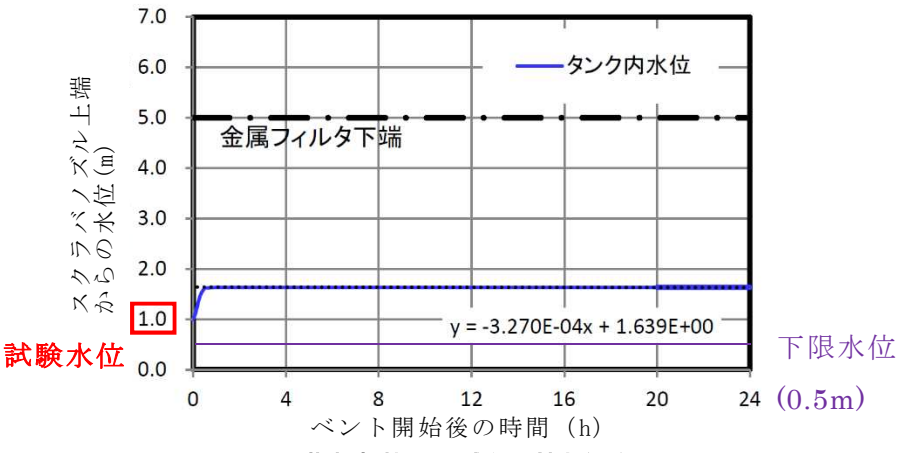


図 1.3－2　外気温度 30.0℃における評価結果（W/W ベント）

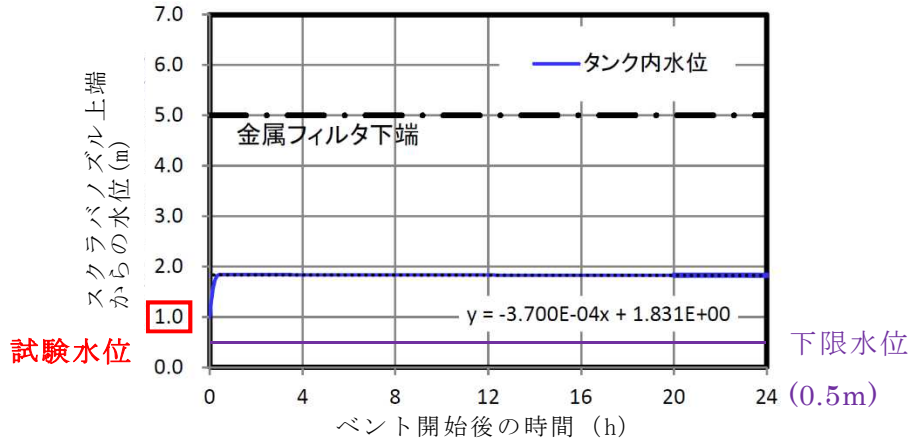


図 1.3－3　外気温度-11.3℃における評価結果（D/W ベント）

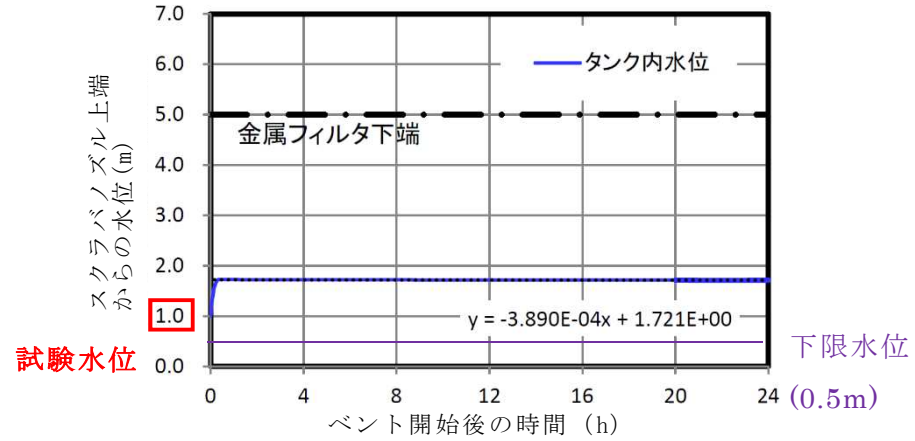


図 1.3－4　外気温度 30.0℃における評価結果（D/W ベント）

各評価において，スクラバ水位がベント開始から下限水位に到達するまでの時間は表 1.3－1 に示すとおりである。いずれのケースにおいても下限水位に到達し水張り操作が必要になるのは，ベント開始から 7 日後以降である。

表 1.3－1　スクラバ水下限水位到達時間

事故シーケンス	外気温度[℃]	下限水位到達時間[日]
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，W/W ベント	-11.3	154
	30.0	145
大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失，D/W ベント	-11.3	149
	30.0	130

2.　スクラバ水の健全性

2.1　スクラバ水のpH

スクラバ水は，無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH□以上）に維持する必要があるが，重大事故等時においては，原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解，熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸が放出され，ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ水）に移行するため，pHが低下する可能性がある。また，フィルタ装置に流入する凝縮水による希釈により，pHが低下する。

これに対して，スクラバ水は，重大事故等時にフィルタ装置に流入する可能性のある酸の量並びに凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより，ベント実施時のドレン移送操作を実施するまでの間，pH監視を実施することなく，確実に必要なpHを確保することとしている。なお，ドレン移送操作後には，薬液を補給した上でpH計によりpHを確認することで，ベント実施期間中を通して，必要なpHを確保することとしている。

スクラバ水のpHについては，pHが規定の値以上となっていることを通常待機時に適宜確認する。

(1)　原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については，NUREG/CR-5950において検討が実施されており，その発生源として燃料（核分裂生成物），サプレッションプール水及び溶存窒素，原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル，原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え，原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており，硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源毎に表2.1－1に示す。

表2.1－1　原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッションプール水及び溶存窒素	硝酸（HNO_3）
原子炉格納容器内の被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO_2）
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO_3）

これらのうち，原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質，サプレッションプール水で発生する硝

酸，原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素について検討を行い，スクラバ水への酸性物質の流入量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解及び放射線分解による酸の発生量

原子炉圧力容器が破損し，炉心溶融物が下部ドライウェルに落下した場合は，下部ドライウェルが局所的に高温になり，下部ドライウェル内にあるケーブルの被覆材が熱分解することで酸性物質が発生する可能性がある。熱分解により発生した酸性物質は，原子炉格納容器内スプレイにより気相部から除去されるとともに，原子炉格納容器内に保持されている間に水蒸気と共にサプレッションチェンバに移行し，複数回スクラビングを受ける。

また，原子炉格納容器内が高線量となった場合には，ケーブルの被覆材が放射線分解することで酸性物質が発生すると考えられる。放射線分解により発生した酸性物質についても，熱分解により発生した酸性物質同様，原子炉格納容器内での除去に期待できる。

このことを踏まえ，スクラバ水への酸性物質の流入量については，保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した上で，原子炉格納容器内スプレイによる除去効果及びサプレッションチェンバでのスクラビング効果を考慮し，以下の式を用いて評価した。なお，ケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した場合，ケーブル内含有元素量の調査結果から，酸性物質の発生量は HCl で 33000mol と評価される。

評価の結果，原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質のスクラバ水への移行量は 330mol となった。

$$Q = q_1 \times 1/(DF_1 \times DF_2)$$
$$= 33000 \times 1/(10 \times 10)$$
$$= 330\text{mol}$$

Q：HCl の流入量[mol]

q_1：熱分解による HCl 発生量(33000)[mol]

DF_1：格納容器内スプレイによる除去係数（10: CSE 試験に基づき設定）[-]

DF_2：サプレッションチェンバでのスクラビングによる除去係数
(10: Standard Review Plan6.5.5 を参照し設定)[-]

b. サプレッションプール水での放射線分解による硝酸の発生量

サプレッションプール水中に放射性物質が移行し，サプレッションプール水中が高線量となった場合は，サプレッションプール水及び溶存窒素への放射線の照射により硝酸が生成される。

事故シーケンス（大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）においては，サプレッションプール水中での硝酸の発生量は 7 日間で 1000mol 程度と評価しているが，①生成される場所がサプレッションプール水中であること，②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから，原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから，スクラバ水への硝酸の移行量は小さく，前述の HCl の移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

c. 溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

溶融炉心・コンクリート相互作用発生時において，原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合，二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（H_2CO_3）が生成される。

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の事故進展解析においては，仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により，ペデスタルのコンクリートが床面で約 8cm 及び壁面で約 7 cm 侵食した場合でも，二酸化炭素の発生量は 1 kg未満（二酸化炭素の分子量 44.01g/mol を踏まえると 22.7mol 未満）であり，溶融炉心・コンクリート相互作用発生時においても，二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価*している。このことから，スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく，前述の HCl の移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

注記＊：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

d. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には，下記の化学反応式に記載のとおり，1mol の無機よう素を捕捉するためには，2mol の水酸化物イオンが消費される。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

フィルタ装置に流入する無機よう素量は，0.53mol*と評価している。そのため，この無機よう素を捕捉するため，水酸化物イオン 1.06mol が消費される。

注記＊：無機よう素のフィルタ装置への流入量は，原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し，以下の式により評価する。

$$Q = q_0 \times F \times g \times 1/DF \times 1/M$$
$$= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1/200 \times 1/254$$
$$\sim 0.53 \text{ mol}$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mol]
q_0：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]
F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合（1）[-]
g：無機よう素の組成構成比（0.91：R.G.1.195）[-]
DF：原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数
（200:CSE 実験に基づき設定）[-]
M：無機よう素の分子量（254）[g/mol]

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

スクラバ水の消費される塩基の量は，以下のとおりとなる。

【塩基の消費量（約331.06mol）】
・ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量　約330mol
・無機よう素の捕集により消費される塩基の量　約1.06mol

(3) ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

通常待機時のフィルタ装置には，スクラバノズル上端から 1m まで水を張っており，水量は 23766L である。ベントガスの凝縮により，スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2m であることから，水量は 38846L へ増加する。そのため，スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

(4) スクラバ水のpH評価結果

通常待機時のスクラバ水薬液濃度を［　］wt%とする。スクラバ水の初期量は23766L であるため，添加する NaOH の量は 23766×［　］=［　］kg=［　］mol となる。

フィルタ装置での塩基の消費量は(2)のとおり 331.06mol であるため，これらの反応後，水酸化物イオンの残存量は［　］-331.06=［　］mol となる。

一方,最大水位におけるスクラバ水の量は(3)のとおり 38846L である。そのため，水酸化物イオン濃度は［　］/38846=［　］mol/L となり，pH は［　］となる。

よって，通常待機時のスクラバ水薬液濃度を□wt%とすると，スクラバ水の pH は□となり，無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である□よりも十分に大きい。そのため，通常待機時のスクラバ水薬液濃度は□wt%（NaOH）とする。また，その時の pH は□となる。

(5)　薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については，「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie,Natrium,8 Auflage,Verlag Chemie,Berlin 1928」より，図 2.1－1 のとおり示されている。図 2.1－1 より，フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH □wt%では，水温が 0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置はヒータ及び保温材を敷設してあり，スクラバ水は 0℃以上となる。よって，通常待機時に NaOH が析出することはない。

また，NaOH は非常に安定な化学種であり，通常待機時，フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され，窒素ガス雰囲気に置かれることから，薬液が変質することはない。

また，ベント時には，スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ，NaOH は均一に拡散されると考えられる。

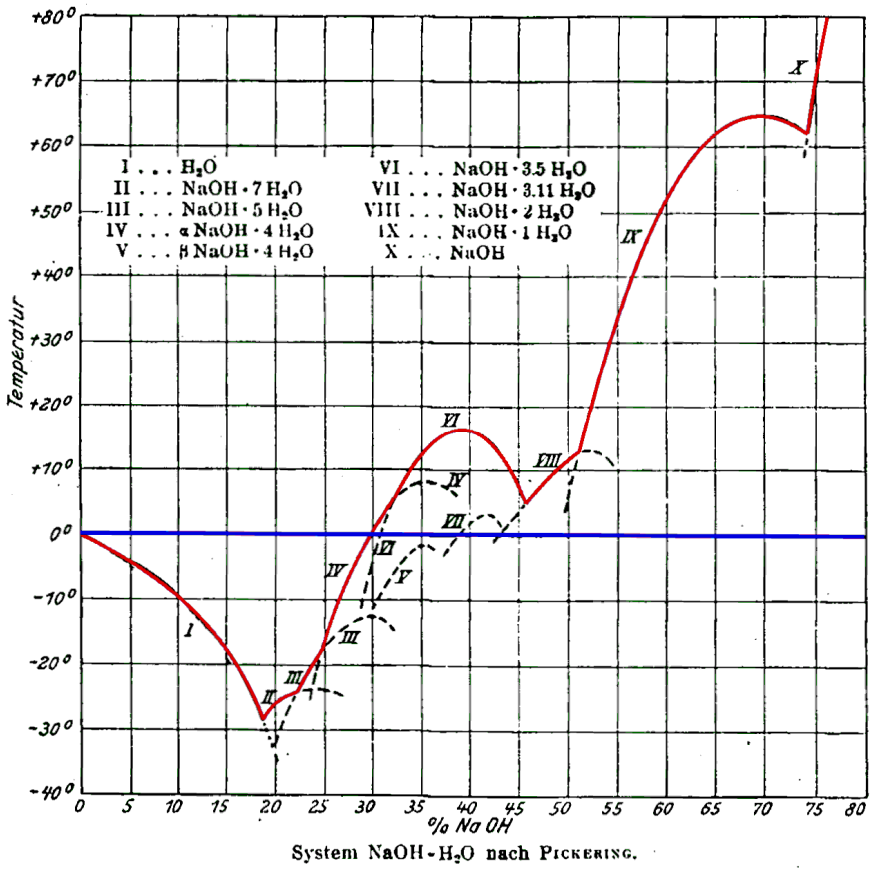


図2.1－1　NaOHの水系相平衡図

(6)　ラジオリシス（放射線分解）によるpHの変化

フィルタ装置内のスクラバ水は，スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線により放射線分解する。放射線分解により pH が低下し，酸性側にシフトした場合，期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性があるが，スクラバ水への放射線照射効果に関する研究[(1)]において 100℃，200℃で pH［　　］を仮定した放射線分解シミュレーションを実施しており，吸収線量率 10kGy/h のベータ／ガンマ線照射を 1 週間受けたとしても，pH がほとんど変化しないことを確認している。

よって，スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。

参考文献

(1) 堂前雅史，小野昇一　フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果
日本原子力学会 2016 年春の年会

(7)　スクラバ水の管理について

(4)に記載したとおり，スクラバ水は通常待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで，ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても，スクラバ水はpH［　］以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラバ水の管理について以下に示す。

a.　通常待機時の管理

・施設定期検査時に水酸化ナトリウムの濃度が［　　］wt%以上であること及びpHが［　］以上であることを確認する。

・スクラバ水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b.　ベント実施時の管理

・スクラバ水の水位を監視し，水位低に至る場合においては，水を補給する。

・スクラバ水の水位を監視し，水位高に至る場合においては，ドレン移送操作を実施する。

・ドレン移送操作実施後には薬液を補給し，薬液補給後にpHを計測することで，所望のpHまで回復していることを確認する。

c.　ベント停止後（隔離弁閉止後）

・ベント停止後において，フィルタ装置に異常がないことを確認するため，フィルタ装置水位計にて，スクラバ水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラバ水の移送後を除く）を確認する。

2.2　スクラバ水の性状変化

水スクラバには，ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには，水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり，エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化がDFに与える影響を確認するため，水溶性エアロゾルとしてCsI*1を，非水溶性エアロゾルとしてTiO_2*2それぞれをスクラバ水に大量に投入して，水スクラバ単体のDF試験を行い，エアロゾルを投入しない場合のDF試験の結果と比較した。

試験は図2.2－1に示すアクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を表2.2－1に示す。また，実機に換算したエアロゾルの投入量を表2.2－2に示す。

注記＊1：CsIは，事故シーケンス（大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）において，フィルタ装置への流入量が多く，水への溶解度が他の水溶性エアロゾルに比べて非常に高いエアロゾルであることから，水溶性エアロゾルの代表として選定した。

＊2：非水溶性エアロゾルはスクラバ水に溶け込まず，性状への影響は軽微と考えられることから，エアロゾルの除去試験で使用している非水溶性エアロゾルのうち，TiO_2を代表として選定した。

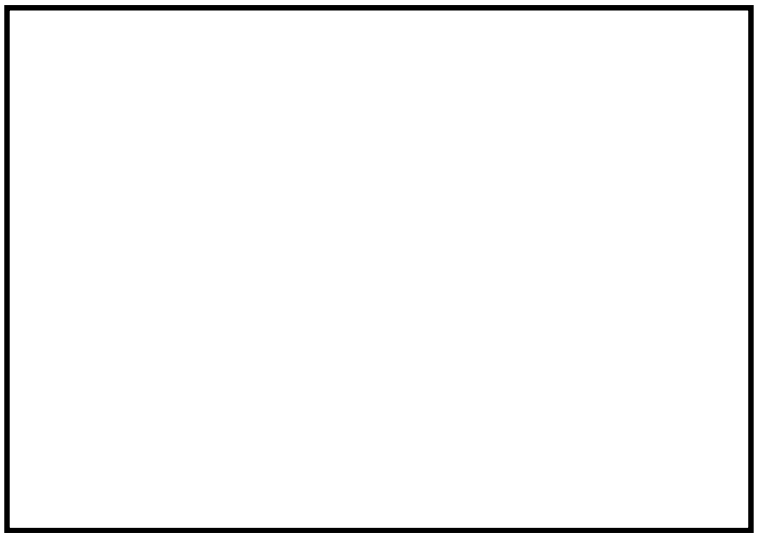


図2.2－1　試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

表 2.2－1　スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・アクリル試験装置
試験ガス	・空気
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・常温
ガス体積流量	・2Pd 相当流量 ・最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	【CsI】 ・0.019wt% ・3.67wt% 【TiO_2】 ・0.018wt% ・3.46wt%
試験エアロゾル	・PSL

表 2.2－2　エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量*
CsI	0.019wt%	4.52kg
	3.67wt%	872.21kg
TiO_2	0.018wt%	4.28kg
	3.46wt%	822.30kg

注記＊：エアロゾル移行量が最も多くなる事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント，原子炉格納容器下部への事前水張り無し）の場合でも，フィルタ装置に流入するエアロゾルの総重量は約26kgであるため，スクラバ水性状影響確認試験で設定したエアロゾル投入量実機換算値は非常に保守的な値である。

上記の条件にて試験を実施してDFを算出し，スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果，図2.2－2～図2.2－5のとおりとなった。

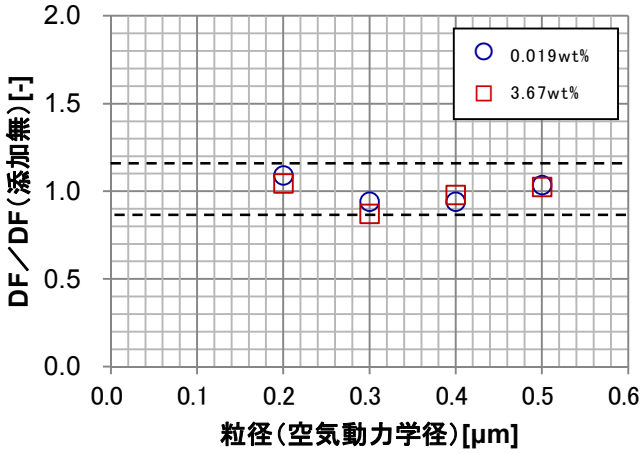


図 2.2－2　DF 比（CsI 投入，2Pd 相当流量）

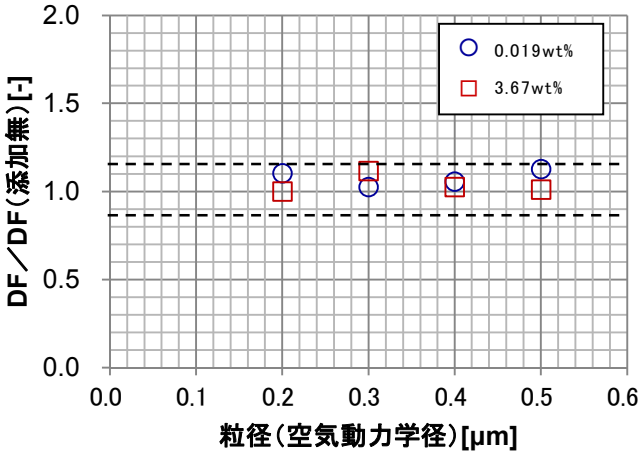


図 2.2－3　DF 比（CsI 投入，最小流量相当）

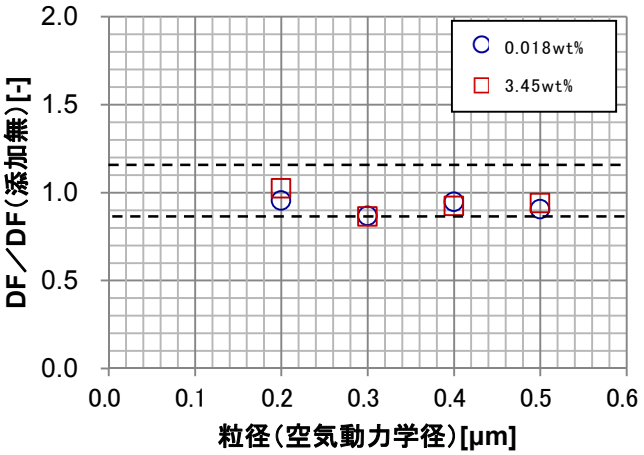


図 2.2－4　DF 比（TiO_2 投入，2Pd 相当流量）

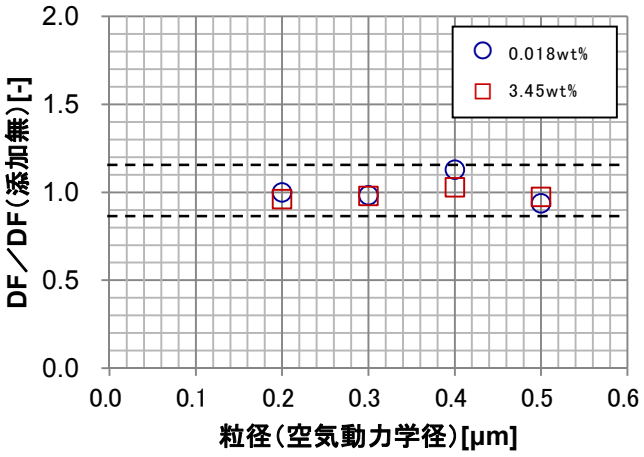


図 2.2－5　DF 比（TiO_2 投入，最小流量相当）

試験の結果より，エアロゾルを投入する場合としない場合で，DFに顕著な増減はなく，またDFの増減に一定の傾向は認められなかった。そのため，実機においてエアロゾルがスクラバ水に大量に流入したとしても，水スクラバのDFに影響はないと考える。

2.3　スクラバ水の逆流防止

フィルタ装置内の金属フィルタの差圧が大きい場合，金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し，金属フィルタにスクラバ水が流入する可能性がある。

金属フィルタにスクラバ水が到達すると,金属フィルタの通気有効表面積が減少し，フィルタ装置金属フィルタ差圧がさらに上昇する。

そのため，フィルタ装置金属フィルタ差圧が急上昇し，さらに金属フィルタドレン配管よりスクラバ水が吸い上げられ，スクラバ水は金属フィルタの二次側に吸い出されてしまう。

フィルタ装置の設計では，金属フィルタの設計上限差圧は［　］kPaに設定しており，フィルタ装置金属フィルタ差圧が［　］kPaの時，金属フィルタドレン配管内水位はスクラバ水位［　　］mとなる。

そのため，ドレン配管から金属フィルタにスクラバ水が流入しないよう，金属フィルタ下端から下方約［　］m の位置（スクラバノズル上端＋2.2m）にスクラバ水の水位上限を設定している。

なお，通常待機時，ベント実施時を通して，フィルタ装置の水位はフィルタ装置水位により監視し，水位が上限水位となる前に排水する運用とする。また，金属フィルタのドレン配管の内径は［　　］㎜であり，金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい［　　］ことから，ドレン配管の閉塞が発生するおそれはない。

フィルタ装置のスクラバ水位の概要を図2.3－1に示す。

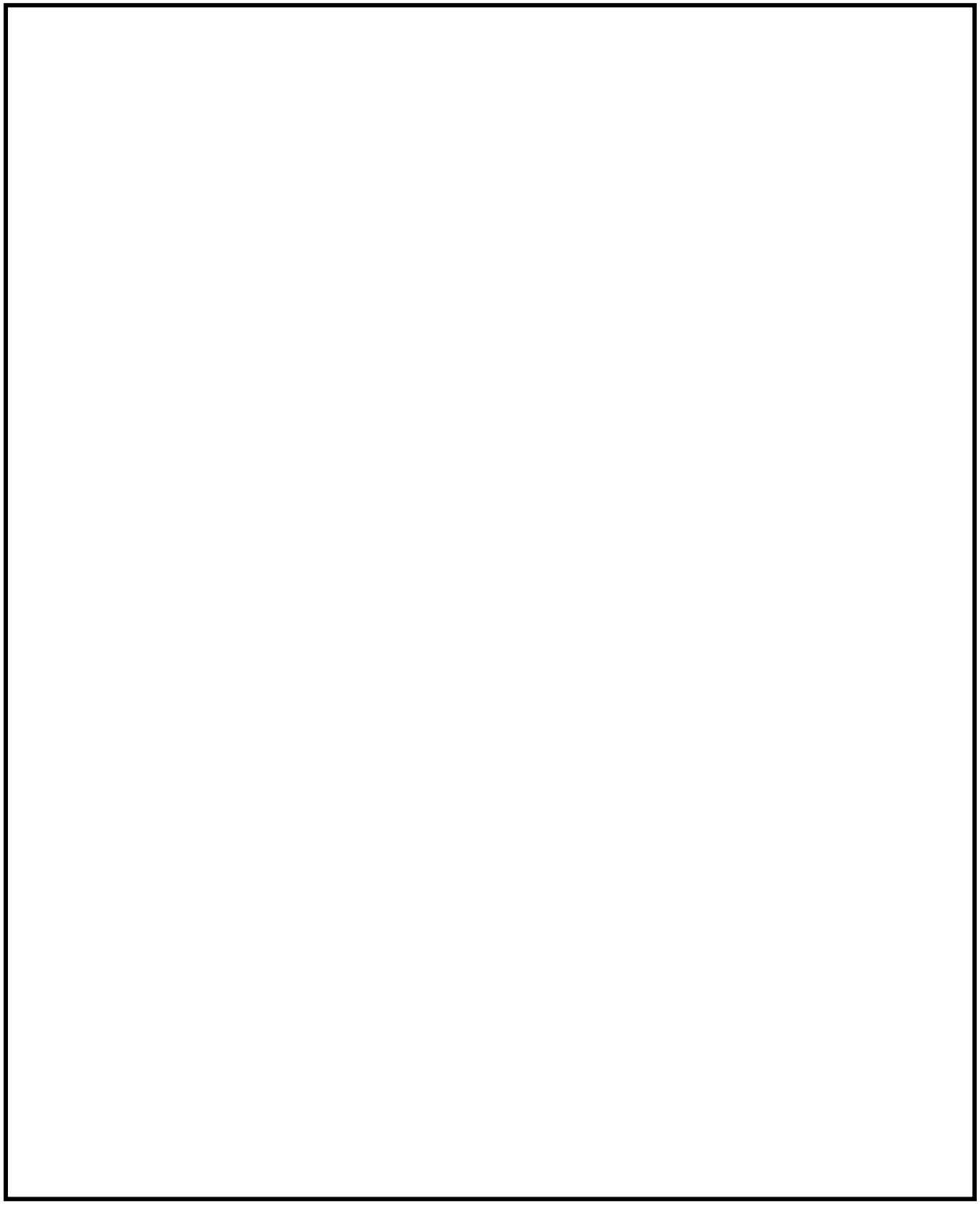


図2.3－1　フィルタ装置のスクラバ水位

別紙5

格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

1. 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は，中央制御室からの操作ができない場合には，現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について，図1－1に示す。

空気駆動弁については，遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。また，遠隔空気駆動弁操作設備によりボンベの空気を手動で駆動シリンダへ供給することで容易に遠隔操作ができる設計とする。

電動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。

なお，遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備による操作は，原子炉建屋内の原子炉区域外から実施可能であり，重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

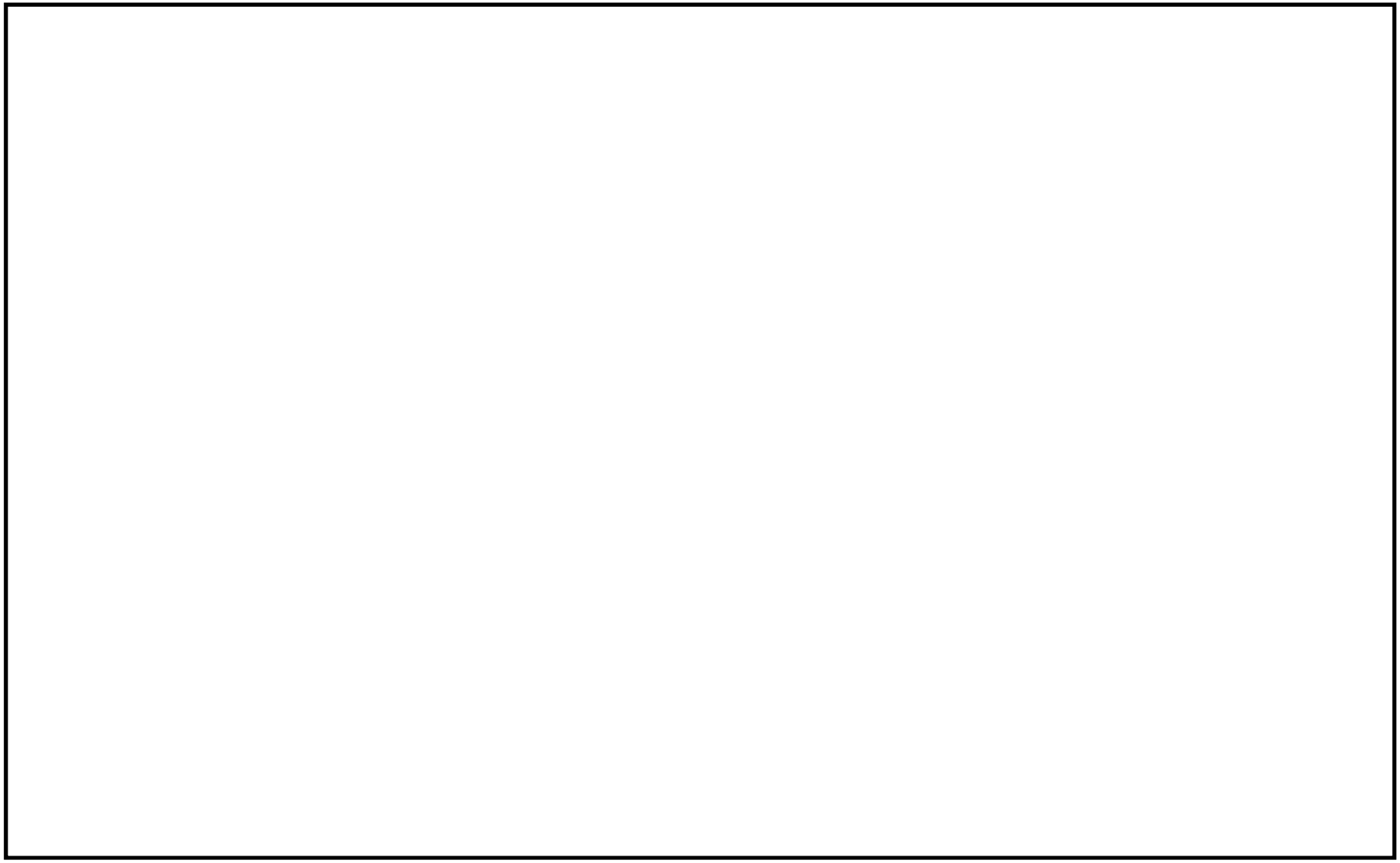


図1－1　隔離弁の操作場所（1／3）

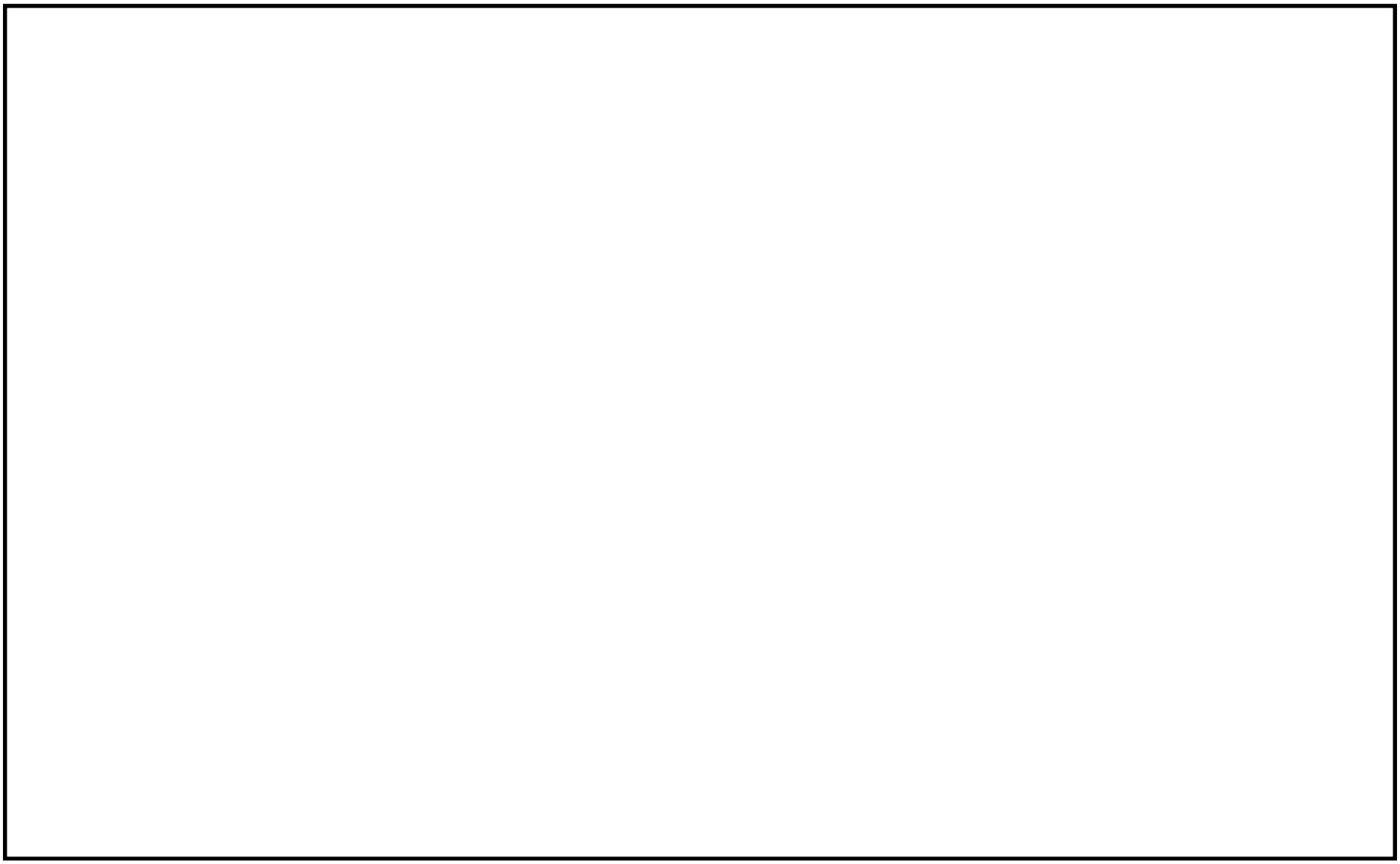


図1－1　隔離弁の操作場所（2／3）

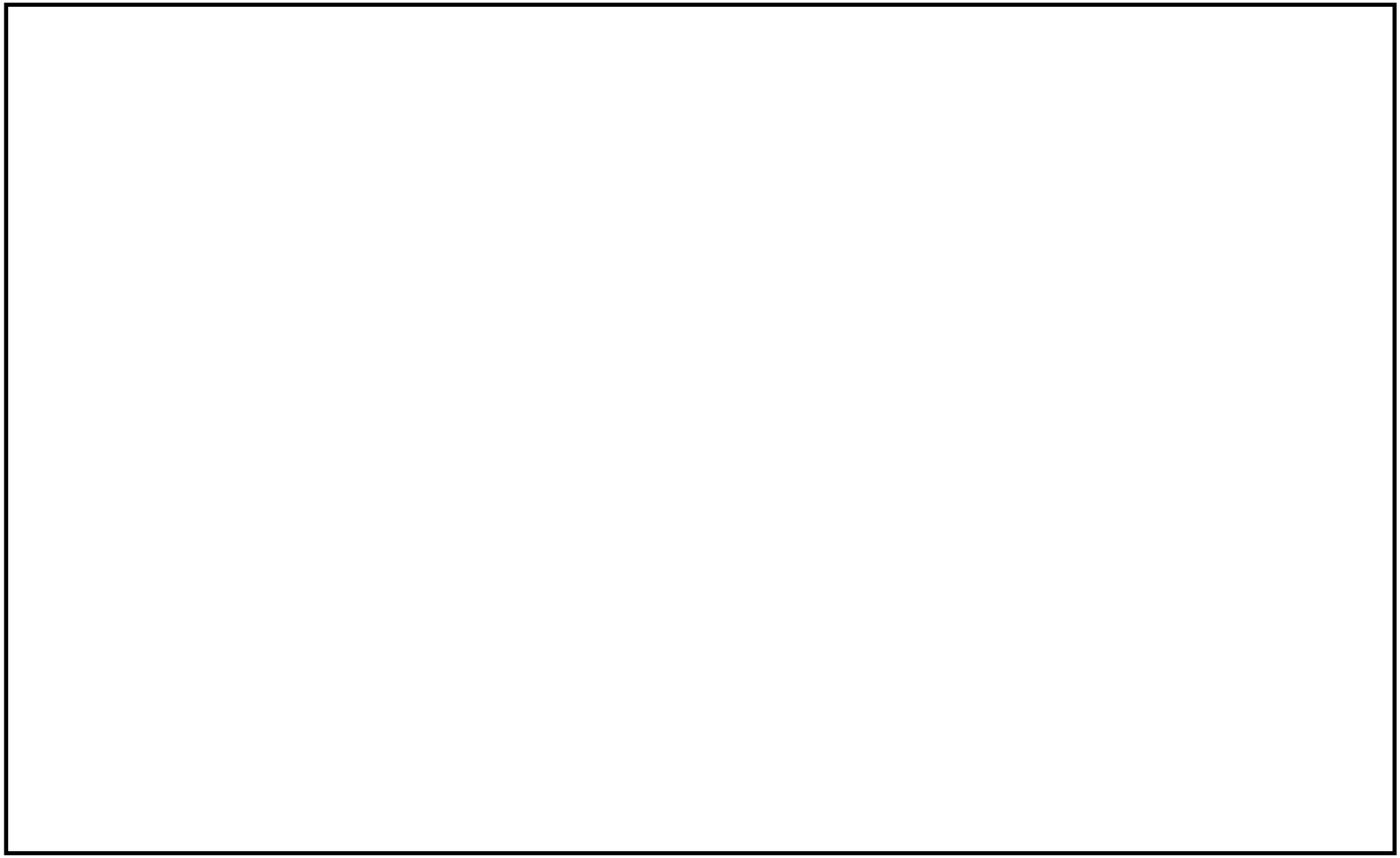


図1－1　隔離弁の操作場所（3／3）

別紙 6

ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから，作業の成立性を確認するために，各作業の被ばく評価を実施する。なお，中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については，高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日　原規技発第 13061918 号　原子力規制委員会決定)」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1.　想定する作業と作業時間帯，作業エリア

評価対象は，ベント実施に伴う作業とする。ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所，作業時間帯及び評価時間を表 1－1 及び図 1－1～図 1－5 に示す。また，図 1－6～図 1－11 に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には，作業場所への往復時間を含める。

ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては，移動中における線量率が，作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し，作業場所よりも線量影響が小さい場所を評価点とした。

ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては，移動時間も含めて，作業場所を代表評価点とした。ただし，フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては，移動中は屋内，作業中は屋外にいるものとして評価した。

2.　想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- 発災プラント：7 号機
- 想定事象：大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- 2 ケースについて評価
  -事象発生約 38 時間後に W/W ベントを実施するケース
  -事象発生約 38 時間後に D/W ベントを実施するケース

3.　放出放射能量

大気中への放出放射能量は，Ⅴ-1-7-3「中央制御室の居住性に係る説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし，D/W ベント時においては，ベントライン経由で放出される無機よう素に対し，サプレッションプールのスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 3－1 から表 3－2 に示す。また，放射性物質の大気放出過程を図 3－1～図 3－4 に示し，大気放出過程概略図を図 3－5 に示す。

4.　大気拡散評価

大気拡散評価の条件は，評価点，着目方位，実効放出継続時間を除き，V-1-7-3「中央制御室の

K7 ① V-1-8-1 別添 3 R1

居住性に係る説明書」と同じとした。V-1-7-3「中央制御室の居住性に係る説明書」との差異となる評価条件を表 4－1 に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表 4－2 に示す。この大気拡散評価の評価結果を，本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

なお，表 4－2 で示した評価結果は，着目方位を全方位（16 方位）とし，評価距離を放出点から 10m 刻みとした大気拡散評価において，最大の評価結果を与えた距離の評価結果である。このため，表 4－2 に示す相対濃度及び相対線量は，作業エリア全域に対し，保守的な結果を与えることとなる。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図 5－1 及び図 5－2 に示す。

6. 評価方法

(1)原子炉建屋外での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」を用い，スカイシャインガンマ線は解析コード「ＡＮＩＳＮ」及び解析コード「Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」を用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは，放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，線源の位置及び形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には，解析コード「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」を用い，スカイシャインガンマ線の評価には，解析コード「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」及び解析コード「Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」を用いた。

線源としては，よう素フィルタ，金属フィルタ，スクラバ水，主配管（フィルタ装置入口

側），ドレン移送ライン及びpH計装配管内の放射性物質を考慮した。各線源の評価で想定する放射性物質の付着割合を表6－1に示す。

ここで，ドレン移送ラインとpH計装配管による寄与については，作業者が当該線源に近接することを考慮して評価を実施した。具体的には，ドレン移送ラインによる寄与については，図 1－5 で示した評価点の結果と，評価点をドレン移送ラインの近接位置とした場合の評価結果を足し合わせて算出した。また，pH計装配管による寄与については，pH計装配管がフィルタベント遮蔽壁附室内の設備であることを考慮し，図 1－5 で示した評価点における被ばく線量は評価せず，評価点をpH計装配管の近接位置とした場合の評価のみ実施した。各作業の内容を考慮し，ドレン移送ライン及び pH 計装配管への近接時間として評価上想定した時間を表6－2に示す。

なお，保守的に，ドレン移送ライン及びpH計装配管ともに，ベント後は常に放射性物質を含む水を内包すると想定した。

(2)原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは，「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは，作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定し，サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお，サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は，7 号機の一次隔離弁，二次隔離弁及びSGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の作業エリア空間容積を包絡する値 [redacted] を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，遮蔽構造，評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」を用いた。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは，作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定して評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし，評価の対象外とした。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは，配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，配管の位置及び形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し，評価した。評価に当

たっては，解析コード「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」を用いた。

なお，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし，評価の対象外とした。また，原子炉建屋内の配管においても，配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は,影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

注記＊：ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は，熱エネルギを持つため放出後に上昇し，さらに風の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また，ベント流体の放出口（地上 39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/W ベント時：[redacted] D/W ベント時：[redacted] は少なくとも 30m 程度の高低差があることから，放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから，一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては，ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表 7－1 に示す。

8. 評価結果

W/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 8－1 に示す。また，D/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 8－2 に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においては約 81mSv となった。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。

なお，表 8－1 及び表 8－2 の評価結果は，表 1－1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，評価結果が大きくなる時間帯*1 で作業を実施した場合の被ばく線量となり，被ばく評価の保守性も踏まえると，表 1－1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業は可能であると考えられる*2。

また,炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については,当該作業に係る被ばく線量が,炉心損傷後のベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため,作業可能である。

注記＊1： 支配的な被ばく経路の線量率トレンドを基に推測する。なお，ベント後においては，よう素フィルタからの寄与が支配的であり，ベントからの時間経過が短いほど，放射性物質の減衰が小さく，評価結果が大きくなる。

＊2： 本被ばく評価では，非常用ガス処理系が停止した時点で，二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり，それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため，非常用ガス処理系の停止直後において，屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが，被ばく評価に当たって，この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって，非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。

表1－1　ベント実施前後の作業

	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント大気放出ライン ドレン弁の閉操作	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作	二次隔離弁の開操作	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作	フィルタ装置水位調整（水抜き）	フィルタ装置スクラバ水pH調整	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	ドレンタンク水抜き
	屋外（原子炉建屋屋上）	屋内（二次格納施設外）	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間（事象発生後）	4時間後～約38時間後	4時間後～約38時間後	4時間後～約38時間後	約36時間後～約37時間後	ベント実施時刻（約38時間後）	W/Wベント時：63時間後*1 D/Wベント時：79時間後*1	W/Wベント時：63時間後以降 D/Wベント時：79時間後以降		168時間後以降*2
評価時間*3	移動20分 作業5分	移動20分 作業5分	移動20分 作業5分	移動20分 作業35分	移動20分 作業40分	1班：移動20分 作業10分 2班：移動20分 作業10分	1班：移動20分 作業10分 2班：移動20分 作業5分 3班：移動55分 作業25分*4 4班：移動20分 作業15分	1班：移動55分 作業15分*4 2班：移動20分 作業10分 3班：移動20分 作業10分	1班：移動20分 作業10分 2班：移動20分 作業10分

注記＊1：スクラバ水の制限水位到達時間に時間余裕を考慮し，また，ベント実施後の作業環境を考慮して設定。
＊2：ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照。
＊3：図1－6から図1－11に各評価時間の設定根拠を示す。評価時間には作業場所への往復時間を含め，タイムチャートに記載がない場合は片道10分と仮定した。
＊4：作業時間のうち10分は高台での作業であることから，移動中の評価と同様に，作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

表 3－1　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（W/W ベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq]（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^{9}	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^{9}	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^{9}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^{8}	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^{8}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^{7}	約 8.8×10^{11}

表 3－2　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（D/W ベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq]（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.1×10^{15}	約 8.0×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 4.4×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{12}	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.4×10^{12}	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.4×10^{11}	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{11}	約 4.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.6×10^{10}	約 9.7×10^{11}

表 4－1　放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
実効放出継続時間	・7 号機格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・7 号機原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・7 号機主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間	審査ガイドを参照
放射性物質濃度の評価点	着目方位を全方位（16 方位）とし，放出点からの距離を 10m 刻みで変更した大気拡散評価を実施し，最大の評価結果を与える距離を選定。なお，評価点高さは，各放出源の高さと同じとする。	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定

表 4－2　相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度[s/m^3]	相対線量[Gy/Bq]
屋内及び屋外の作業エリア	7 号機格納容器圧力逃がし装置配管（地上 39.7m）	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心（地上 0m）	2.1×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7 号機主排気筒（地上 73m）	6.8×10^{-4}	4.9×10^{-18}

注記＊：放出点高さは，放出エネルギによる影響は未考慮。

表 6－1　配管内，フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合

項目	評価条件	選定理由
配管内,フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【主配管（フィルタ装置入口側)】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10%/100m 粒子状放射性物質：10%/100m	NUREG/CR-4551*を参照し，付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して,配管内面への沈着割合を設定。 配管 100m 当たり，配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【ドレン移送ライン及び pH 計装配管】 事故発生7日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を，フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m³と仮定）で除した濃度の水を内包すると想定	ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに,フィルタ装置水位調整(水抜き)後に水を内包する設備であるため,フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量を基に濃度を設定
	【スクラバ水】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：100% 粒子状放射性物質：100% 【金属フィルタ】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10% 粒子状放射性物質：10% 【よう素フィルタ】 希ガス：0% 有機よう素：100% 無機よう素：100% 粒子状放射性物質：0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために,設計上フィルタで除去できる放射性物質については,事故発生 7 日後までにフィルタに流入する全量が付着するものとした。なお，フィルタへの流入量の評価に当たっては,配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。ただし，金属フィルタについては，スクラバ水で大部分が除去された後の粒子状放射性物質が付着する設計であることを踏まえた付着率を設定した。 なお,よう素フィルタと金属フィルタについて,設計では除去を考慮しない無機よう素も保守的に付着すると仮定した。

注記＊：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

表 6－2　各現場作業*1 でドレン移送ライン及び pH 計装配管に
近接する時間として評価上想定する時間*2

作業	線源	近接する時間	備考
フィルタ装置 水位調整（水抜き）	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作で近接する
	pH 計装配管	1 班：1 分 30 秒 2 班：1 分 30 秒	ドレンポンプ操作のため附室内に入り近接する
フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分 4 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒 3 班：0 分 4 班：0 分	サンプリングポンプの系統構成・復旧等のため，附室内に入り近接する
ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
ドレンタンク 水抜き	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作で近接する
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒	系統構成・復旧やドレンポンプ操作のため附室内に入り近接する

注記＊1：ベント後の作業が対象となる。
＊2：作業内容を基に仮定した。

表 7－1　線量換算係数，呼吸率，防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131：2.0×10^{-8}Sv/Bq I-132：3.1×10^{-10}Sv/Bq I-133：4.0×10^{-9}Sv/Bq I-134：1.5×10^{-10}Sv/Bq I-135：9.2×10^{-10}Sv/Bq Cs-134：2.0×10^{-8}Sv/Bq Cs-136：2.8×10^{-9}Sv/Bq Cs-137：3.9×10^{-8}Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71*1 及び ICRP Publication72*2 に基づく
呼吸率	$1.2m^3/h$	安全評価審査指針*3 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	1000	着用を考慮し，期待できる防護係数として設定した
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上
地表への沈着速度	エアロゾル粒子：0.5cm/s 無機よう素：0.5cm/s 有機よう素：1.7×10^{-3}cm/s 希ガス：沈着なし	湿性沈着を考慮し設定

注記＊1：ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

＊2：ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

＊3：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成 2 年 8 月 30 日　原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

表8－1　7号機のW/Wベント実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント大気放出ライン ドレン弁の閉操作*1	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作*1	二次隔離弁の開操作*1	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（W/W側）	フィルタ装置水位調整（水抜き）*2	フィルタ装置スクラバ水pH調整*1*2	ドレン移送ライン窒素ガスパージ*1*2	ドレンタンク水抜き*1*2
	屋外（原子炉建屋屋上）	屋内（二次格納施設外）	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約7.0×10^{0}	約6.4×10^{0}	約6.4×10^{0}	約2.7×10^{0}	約1.5×10^{1}*3	約4.3×10^{-1}	約8.6×10^{-1}	約5.5×10^{-1}	約1.9×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約9.0×10^{-1}	0.1以下	0.1以下	約1.0×10^{1}	約4.7×10^{0}	約1.0×10^{0}	約2.7×10^{0}	約2.4×10^{0}	約2.7×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約5.5×10^{-1}	約6.4×10^{-1}	約6.4×10^{-1}	約1.4×10^{0}	約1.4×10^{0}	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約4.2×10^{0}	—*5	—*5	約2.3×10^{1}	—*5	約5.6×10^{0}	約1.5×10^{1}	約1.3×10^{1}	約2.9×10^{0}
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	0.1以下	約2.9×10^{1}	約4.8×10^{1}	約2.4×10^{1}	約1.3×10^{1}
被ばく線量	約13mSv	約7.0mSv	約7.0mSv	約38mSv	約21mSv	1班：約36mSv 2班：約36mSv	1班：約36mSv 2班：約22mSv 3班：約67mSv 4班：約49mSv	1班：約40mSv 2班：約35mSv 3班：約35mSv	1班：約17mSv 2班：約17mSv

注記＊1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載
＊2：被ばく線量の内訳は，被ばく線量が最も大きい班について記載
＊3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。
＊4：マスク着用（PF1000）による防護効果を考慮する。
＊5：線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり，評価の対象外とした。

表8－2　7号機のD/Wベント実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント大気放出ライン ドレン弁の閉操作*1	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の開操作*1	二次隔離弁の開操作*1	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整（水抜き）*2	フィルタ装置スクラバ水pH調整*1*2	ドレン移送ライン窒素ガスパージ*1*2	ドレンタンク水抜き*1*2
	屋外（原子炉建屋屋上）	屋内（二次格納施設外）	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約7.1×10^{0}	約6.5×10^{0}	約6.5×10^{0}	約2.8×10^{0}	約1.6×10^{1}*3	約3.3×10^{-1}	約6.5×10^{-1}	約4.1×10^{-1}	約2.0×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約9.1×10^{-1}	0.1以下	0.1以下	約1.0×10^{1}	約2.8×10^{0}	約2.3×10^{0}	約5.6×10^{0}	約4.8×10^{0}	約2.4×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約5.6×10^{-1}	約6.5×10^{-1}	約6.5×10^{-1}	約1.4×10^{0}	約1.6×10^{0}	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約4.2×10^{0}	—*5	—*5	約2.3×10^{1}	—*5	約5.0×10^{0}	約1.3×10^{1}	約1.2×10^{1}	約3.1×10^{0}
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約5.5×10^{0}	約5.3×10^{1}	約6.2×10^{1}	約3.1×10^{1}	約3.8×10^{1}
被ばく線量	約13mSv	約7.2mSv	約7.2mSv	約38mSv	約25mSv	1班：約60mSv 2班：約60mSv	1班：約55mSv 2班：約38mSv 3班：約81mSv 4班：約60mSv	1班：約48mSv 2班：約43mSv 3班：約43mSv	1班：約42mSv 2班：約42mSv

注記＊1：被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載
＊2：被ばく線量の内訳は，被ばく線量が最も大きい班について記載
＊3：ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。
＊4：マスク着用（PF1000）による防護効果を考慮する。
＊5：線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり，評価の対象外とした。

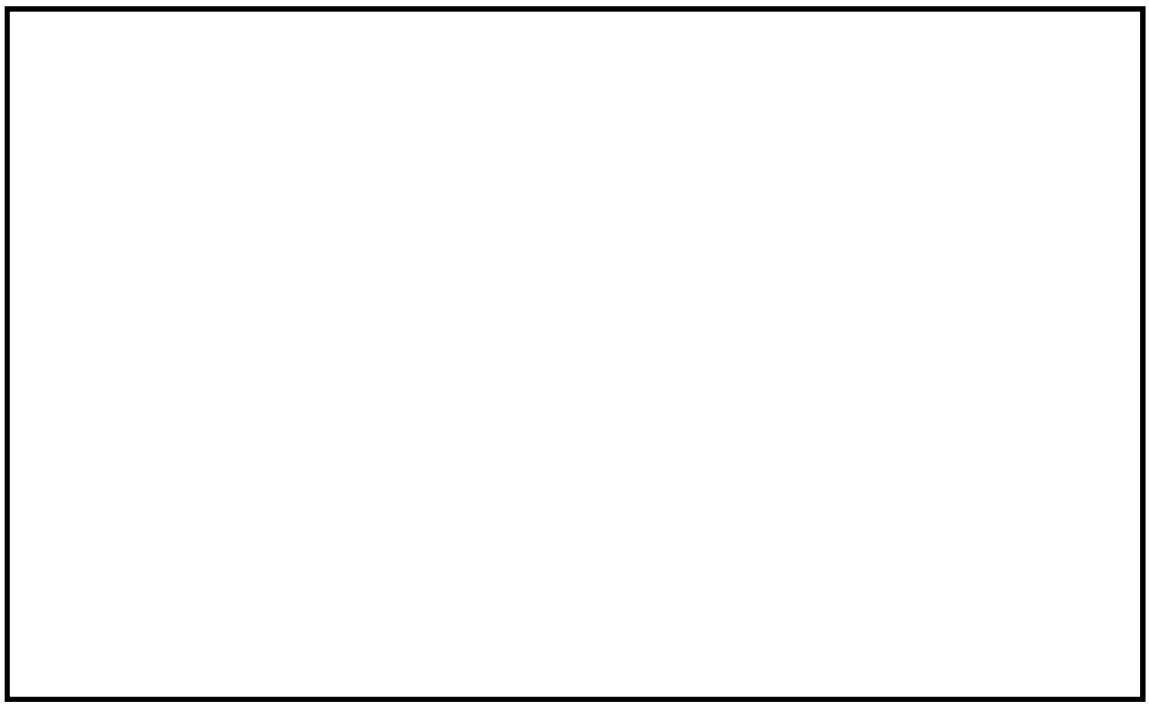


図 1－1　7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階）

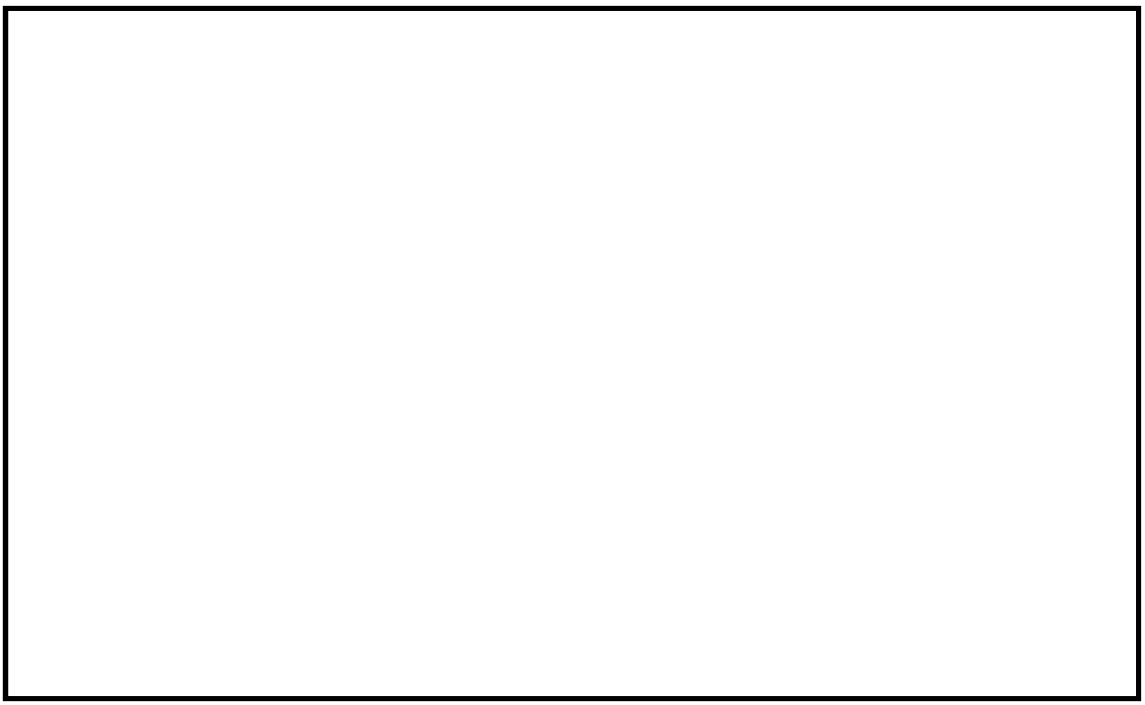


図 1－2　7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））

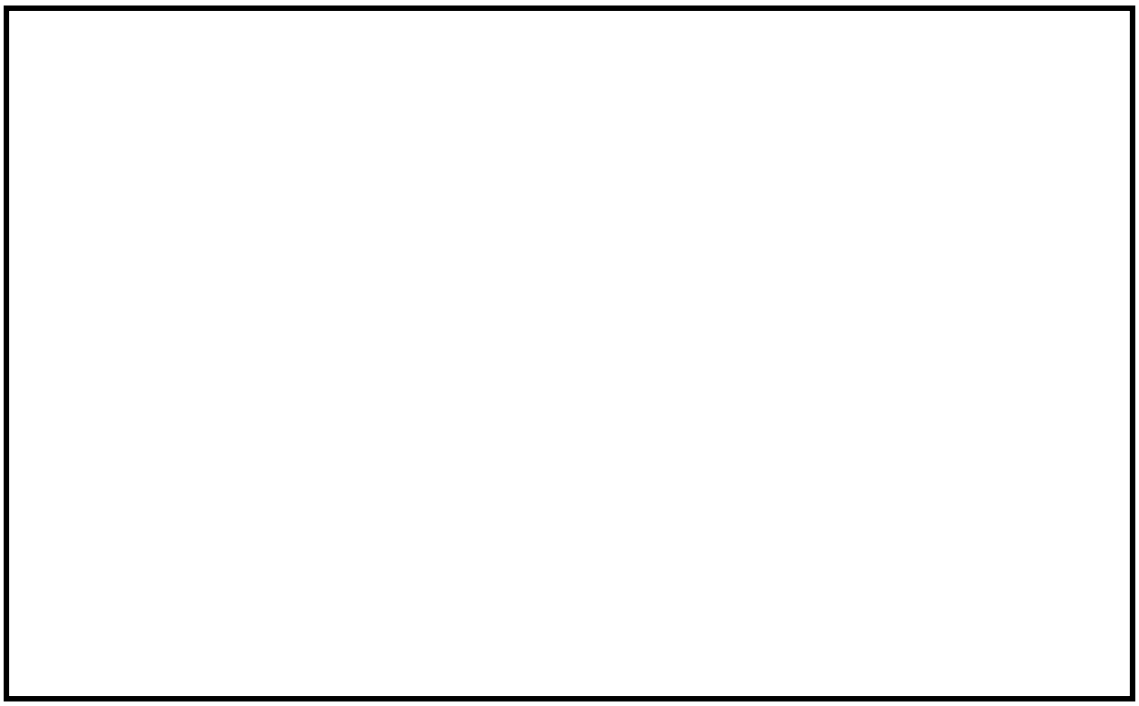


図 1－3　7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）

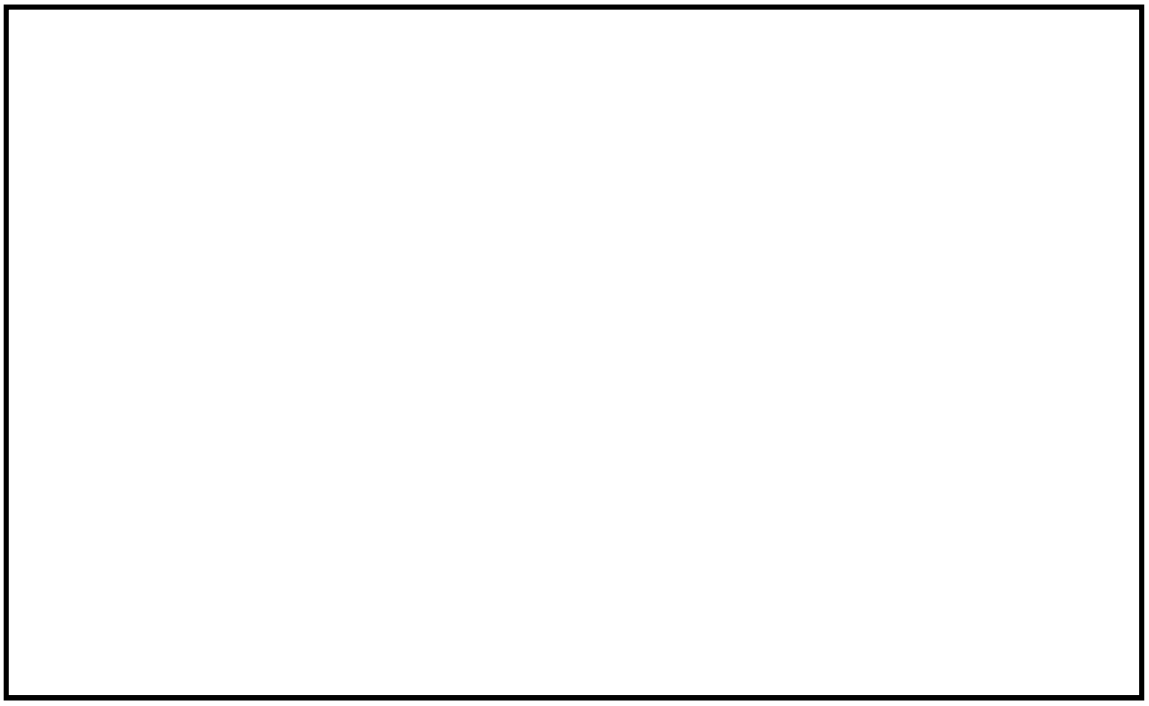


図 1－4　7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階（中間階））

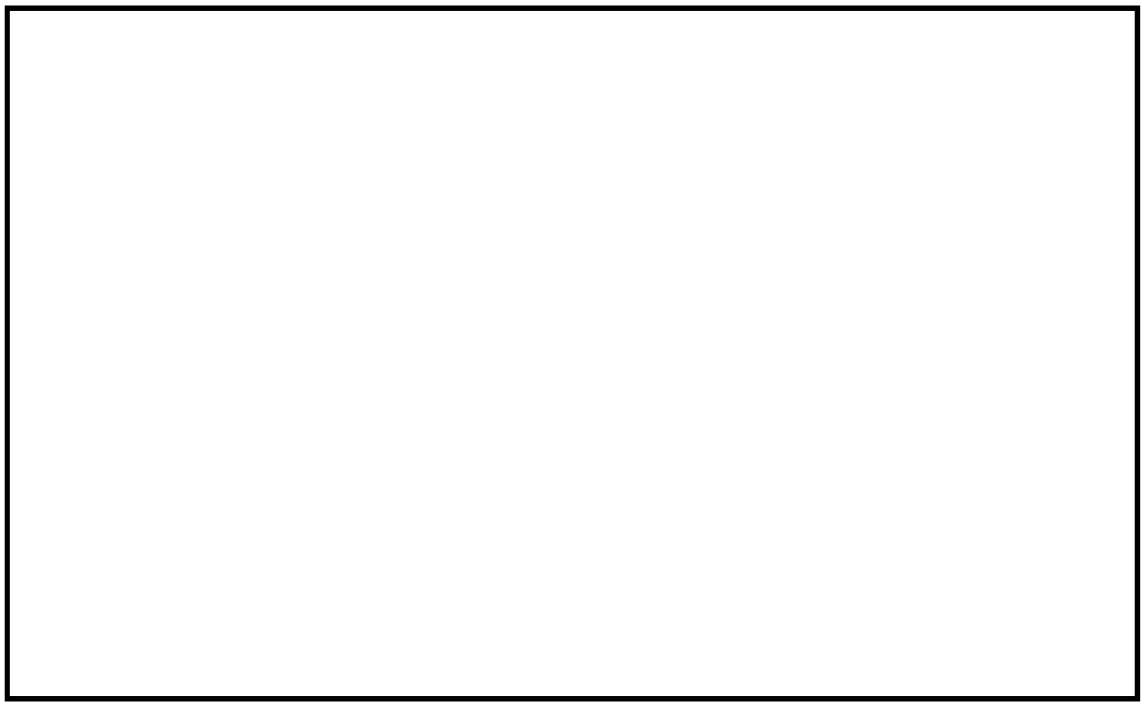


図 1－5　7 号機屋外作業場所

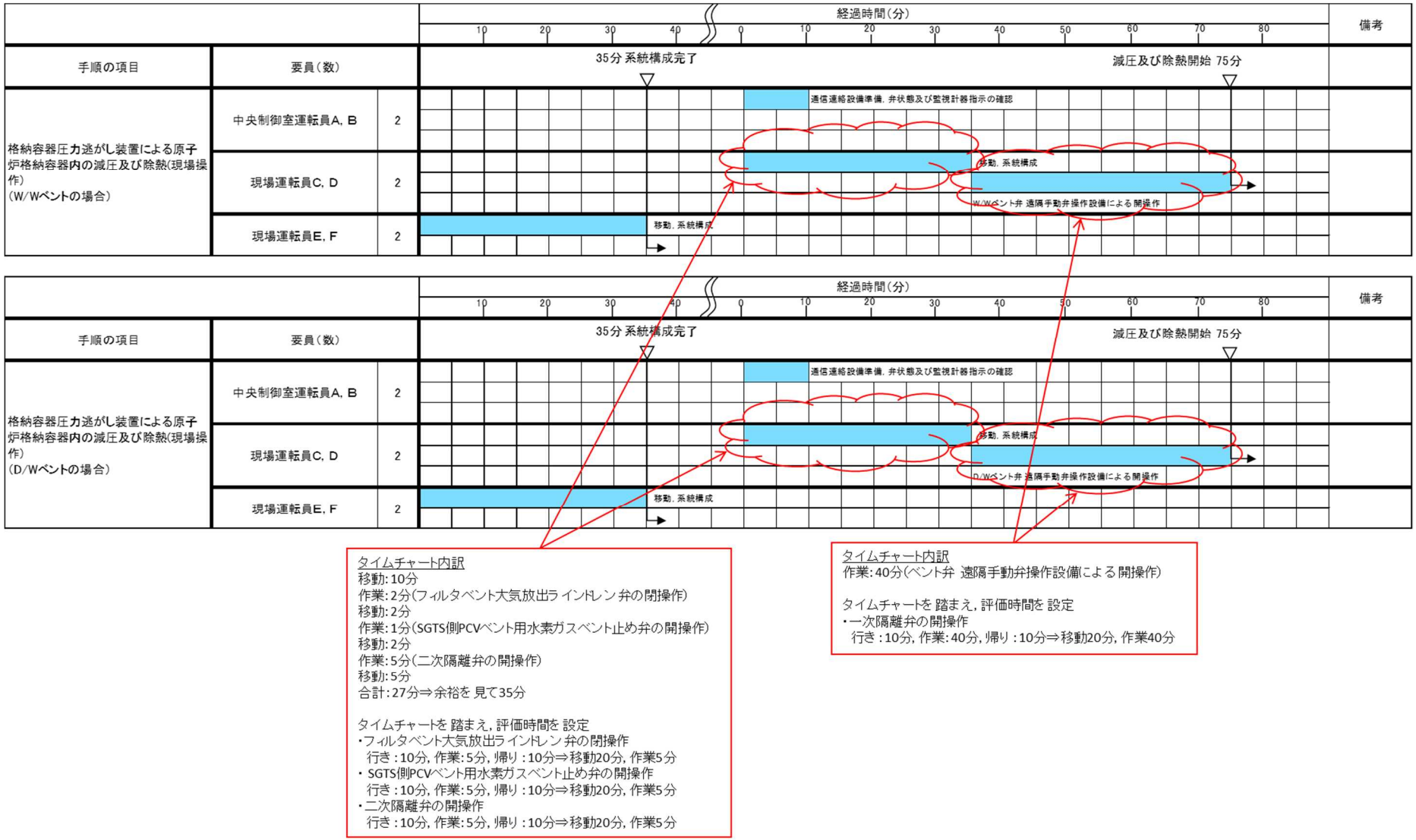


図1－6　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　タイムチャート（W/W ベントの場合）及び（D/W ベントの場合）

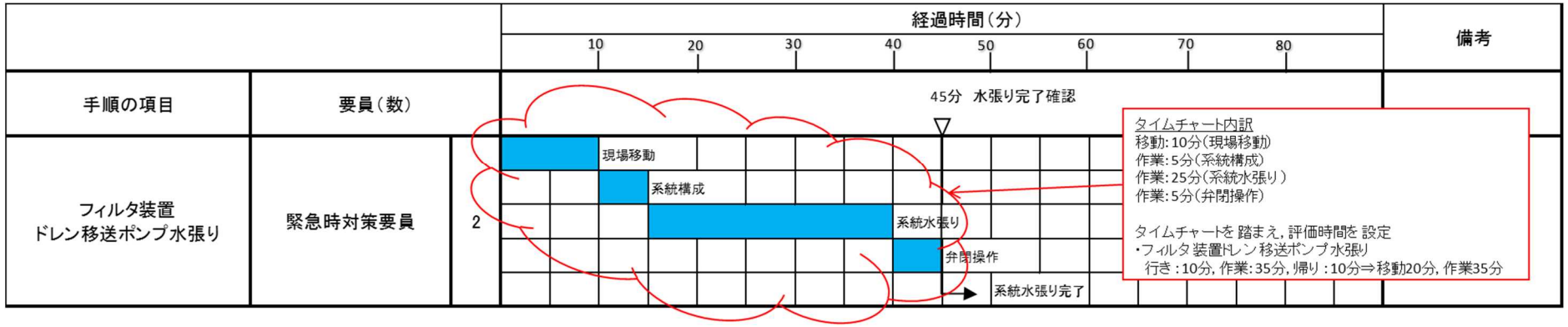


図 1－7　フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り　タイムチャート

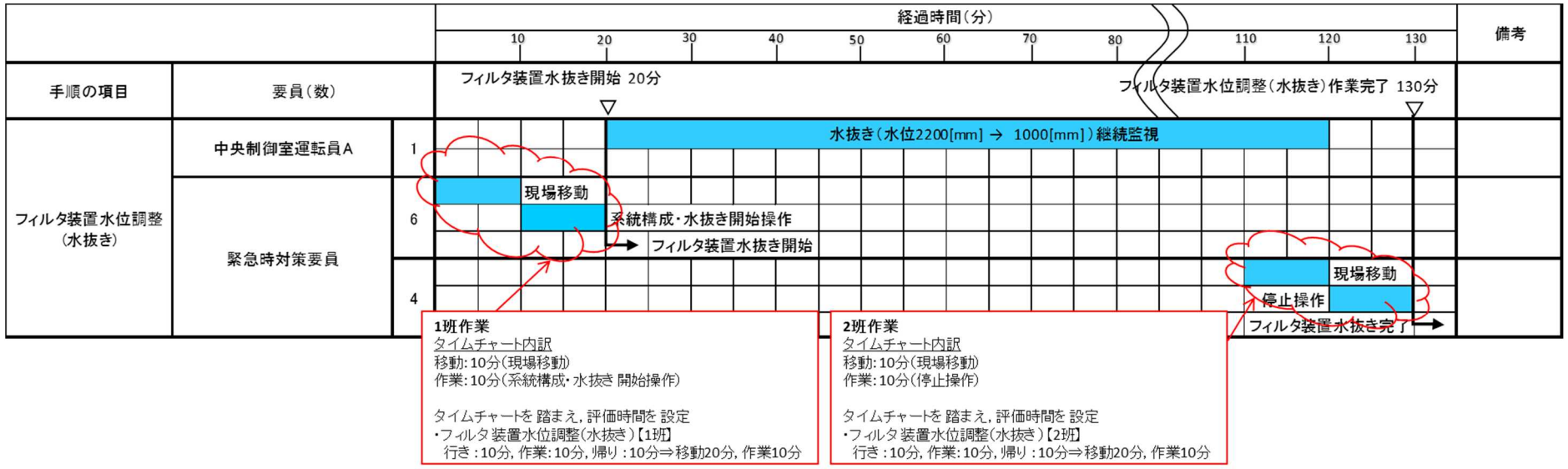


図 1－8　フィルタ装置水位調整（水抜き）　タイムチャート

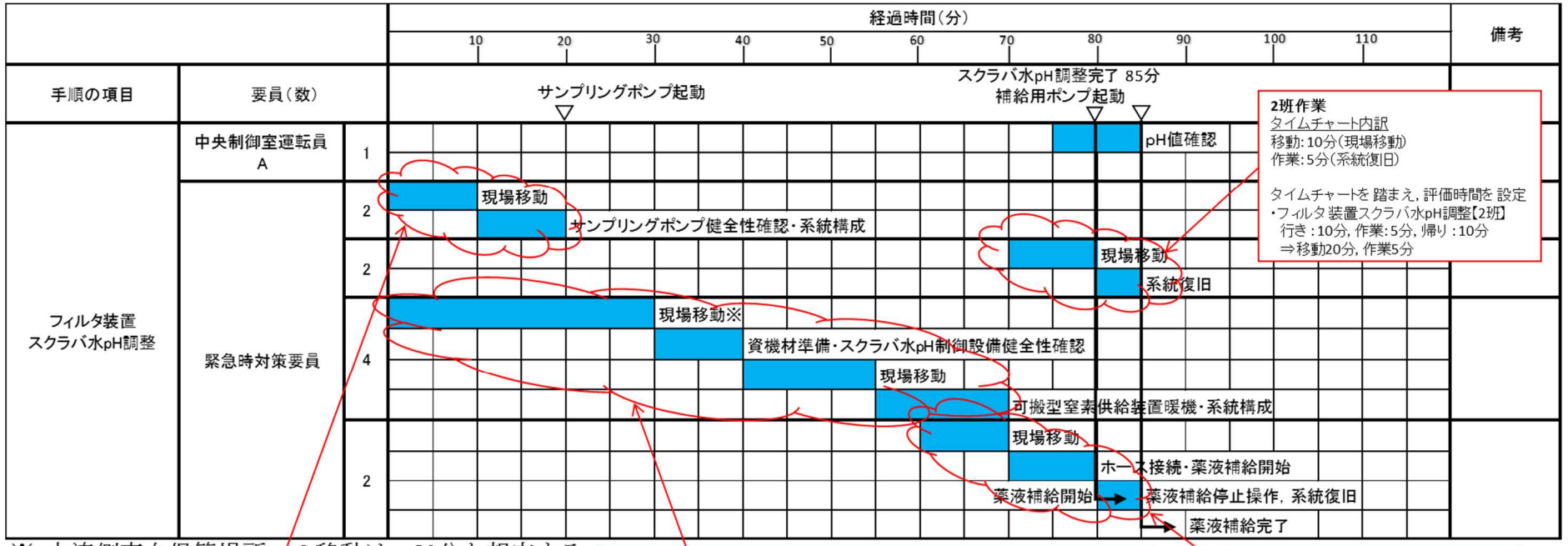
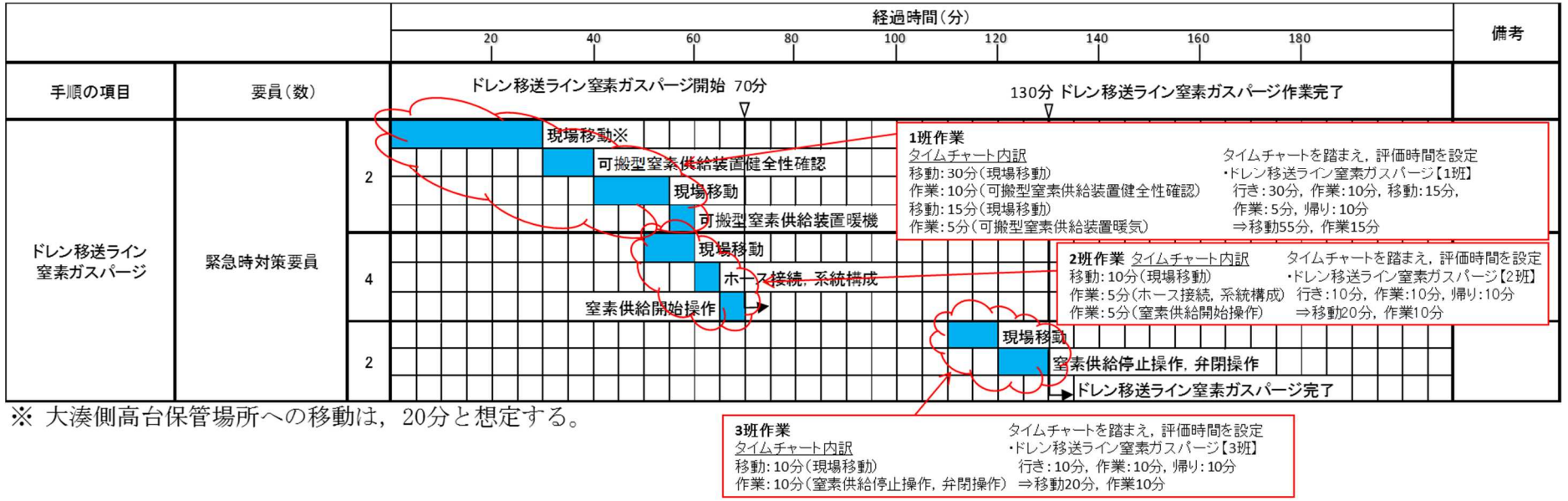


図1－9　フィルタ装置スクラバ水 pH 調整　タイムチャート



※ 大湊側高台保管場所への移動は，20分と想定する。

図 1－10　排水ライン窒素ガスパージ　タイムチャート

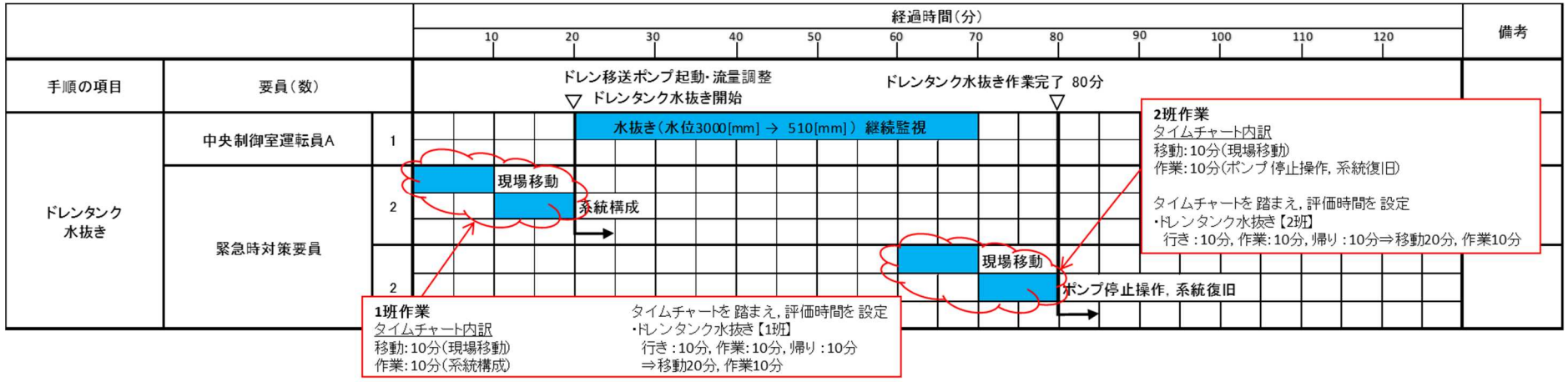
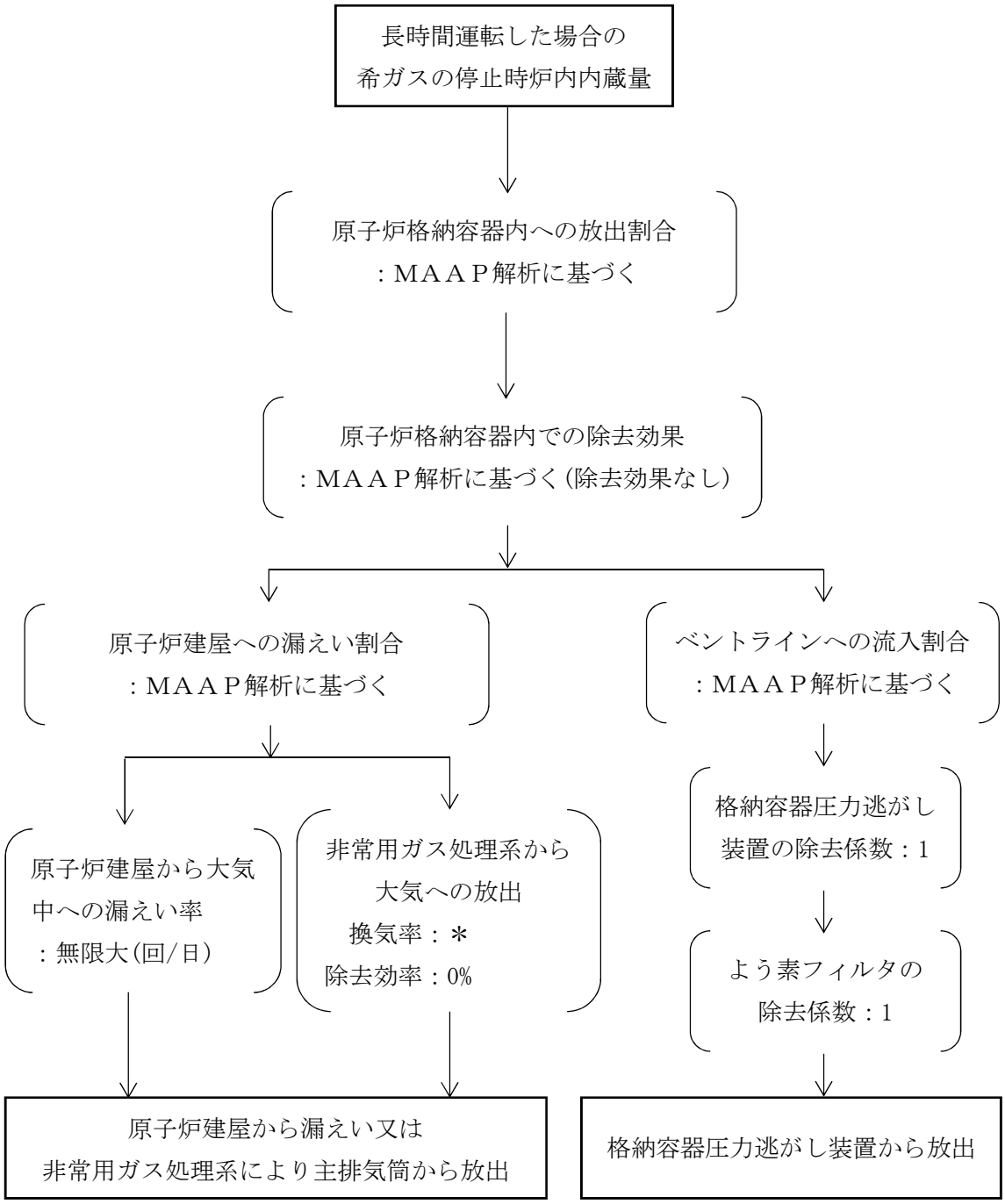
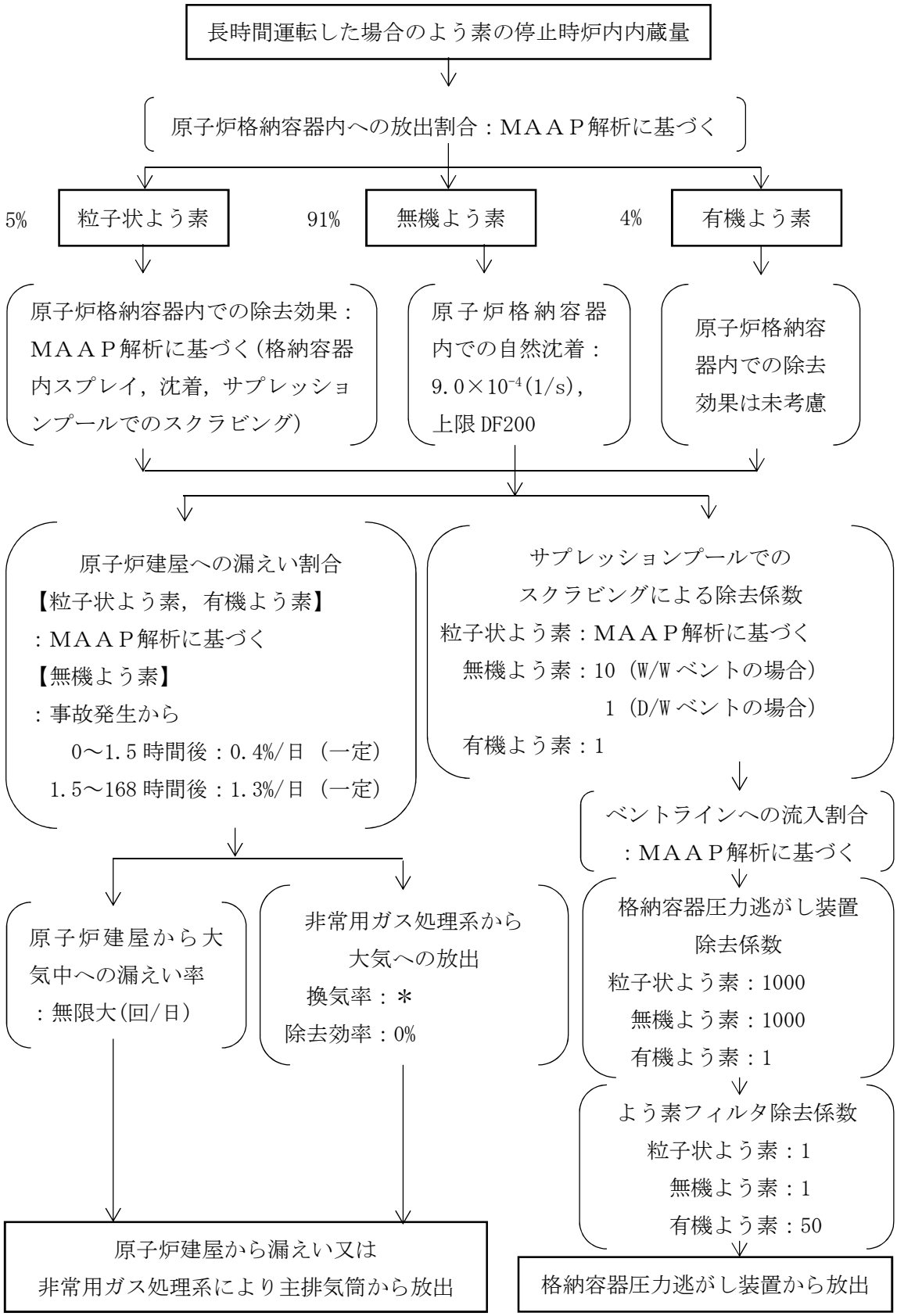


図 1－11　ドレンタンク水抜き　タイムチャート



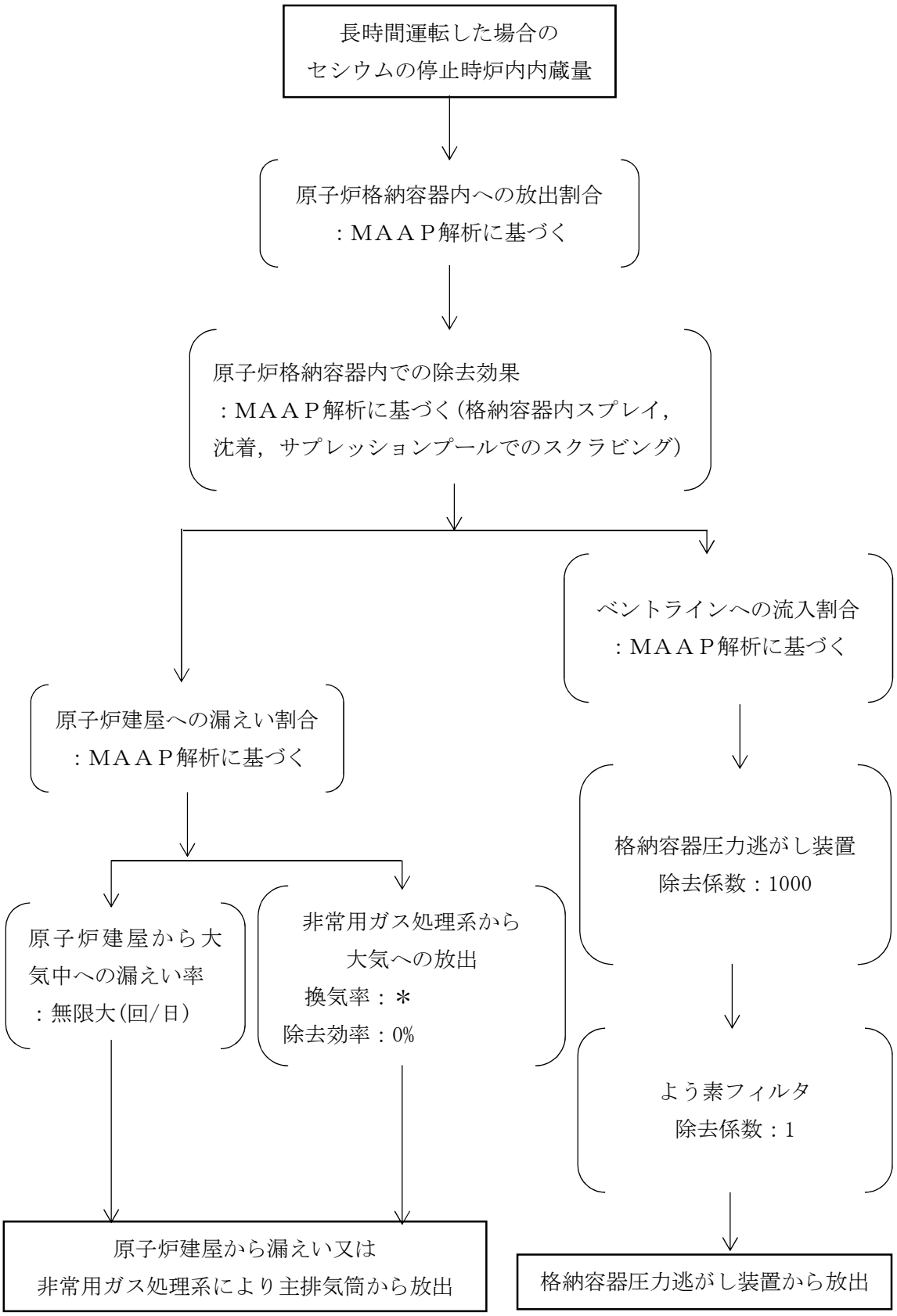
注記＊：非常用ガス処理系の定格風量 2000m^3/h による換気率（　　）により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価）

図 3－1　希ガスの大気放出過程



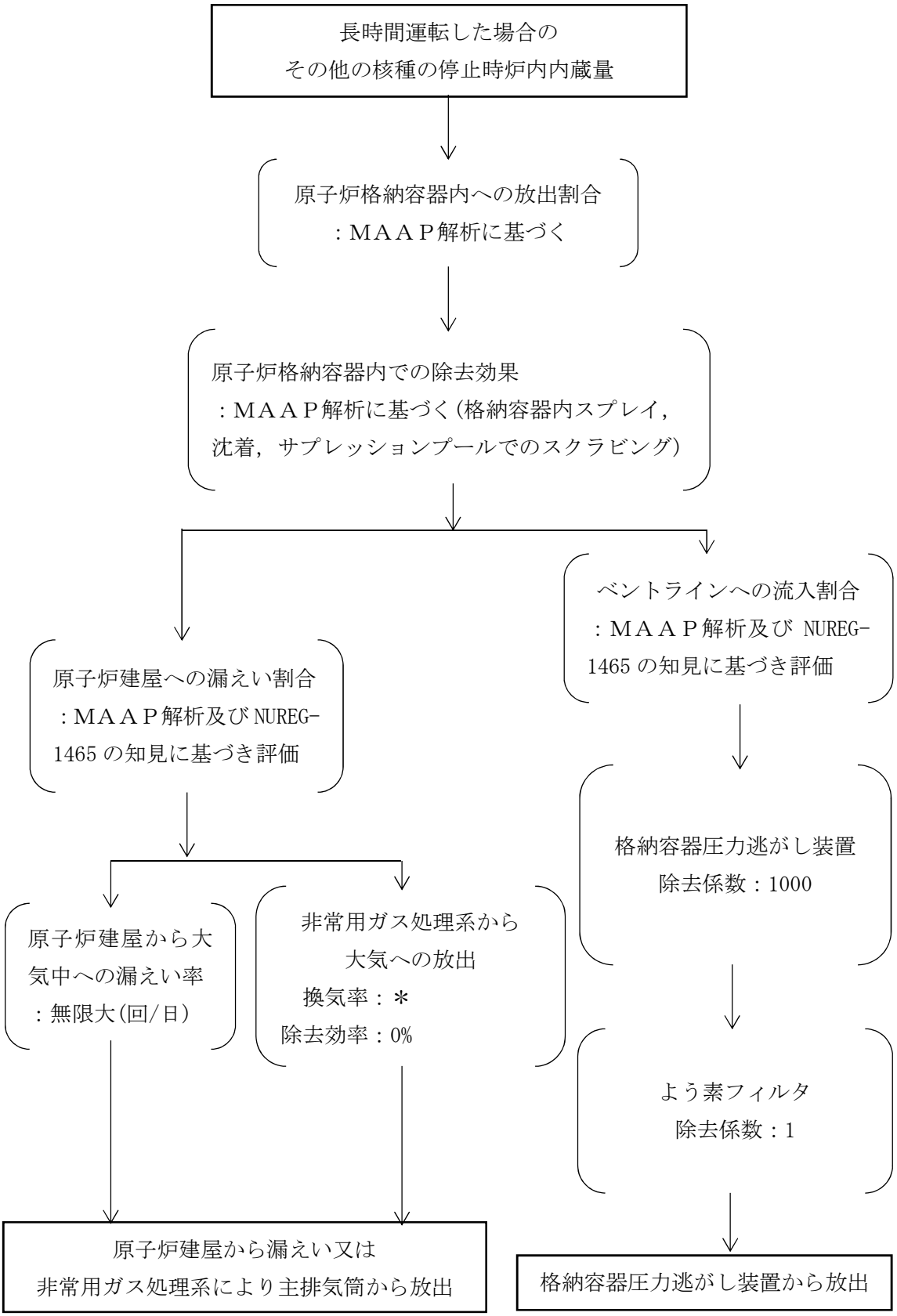
注記＊：非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率（　　）により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5(回/日)を用いて評価）

図3－2　よう素の大気放出過程



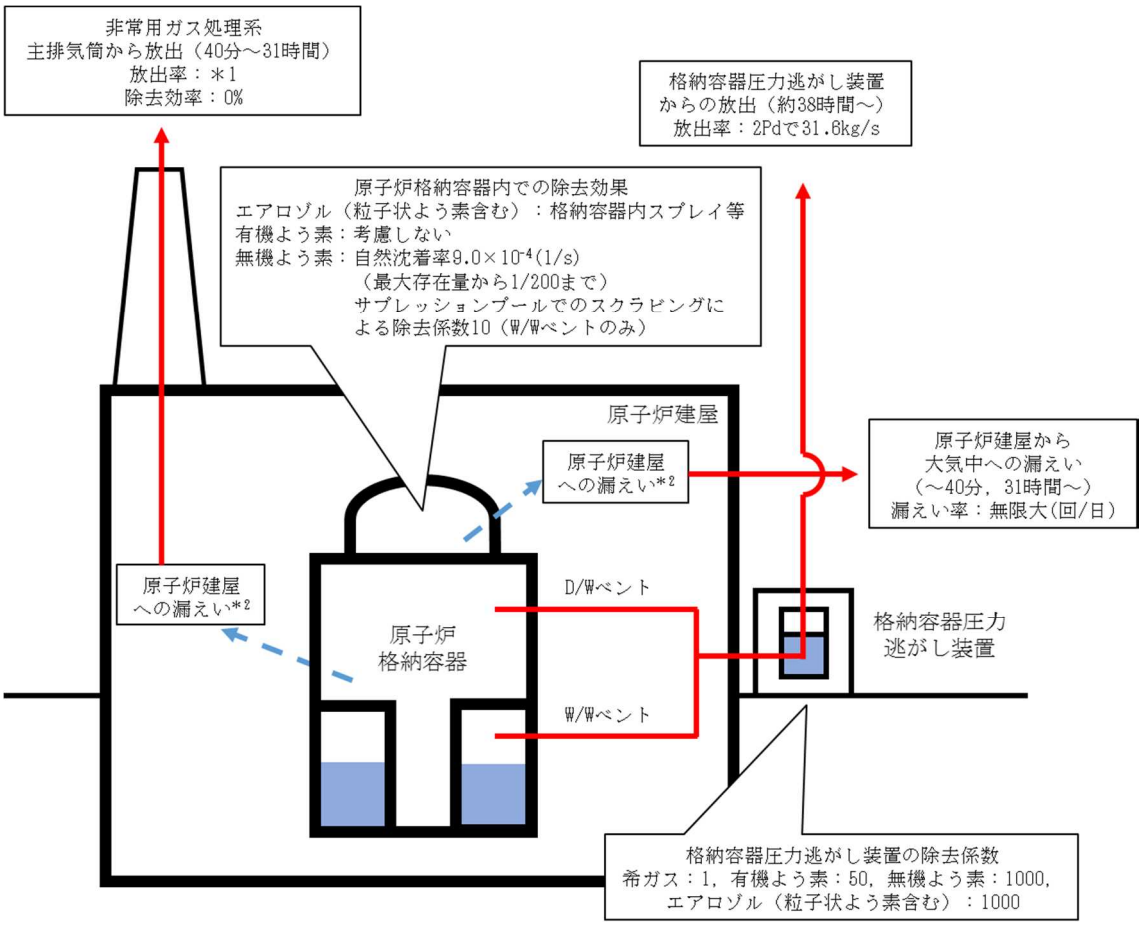
注記＊： 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率（　　）により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価）

図 3－3　セシウムの大気放出過程



注記＊：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率（　　）により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価）

図 3－4　その他核種の大気放出過程



注記＊1：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率（　　）により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価）

＊2：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日，1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 1.5 時間後まで：0.4%/日（一定），1.5 時間後以降：1.3%/日（一定）

大気への放出経路	0 時間 ▼40 分*3	▼31 時間	▼38 時間	168 時間
原子炉建屋からの漏えい				
非常用ガス処理系放出				
格納容器ベント放出				

＊3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内は負圧となるため，事象発生 40 分から 31 時間の期間は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

図 3－5　大気放出過程概略図（イメージ）

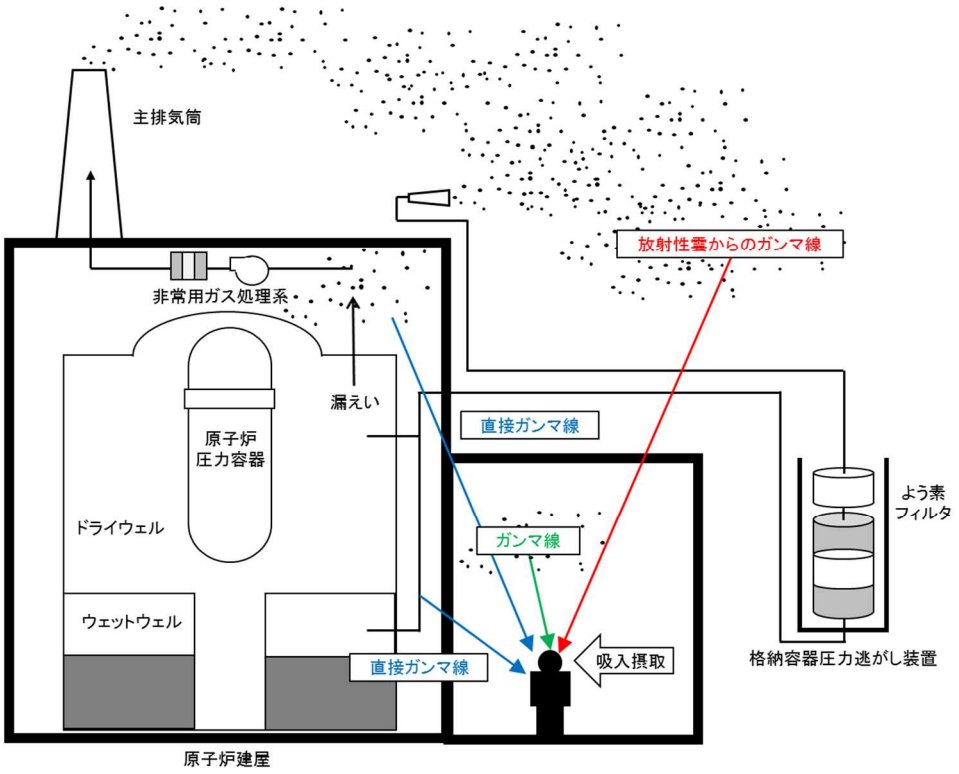


図 5－1　被ばく経路概念図（原子炉建屋内）

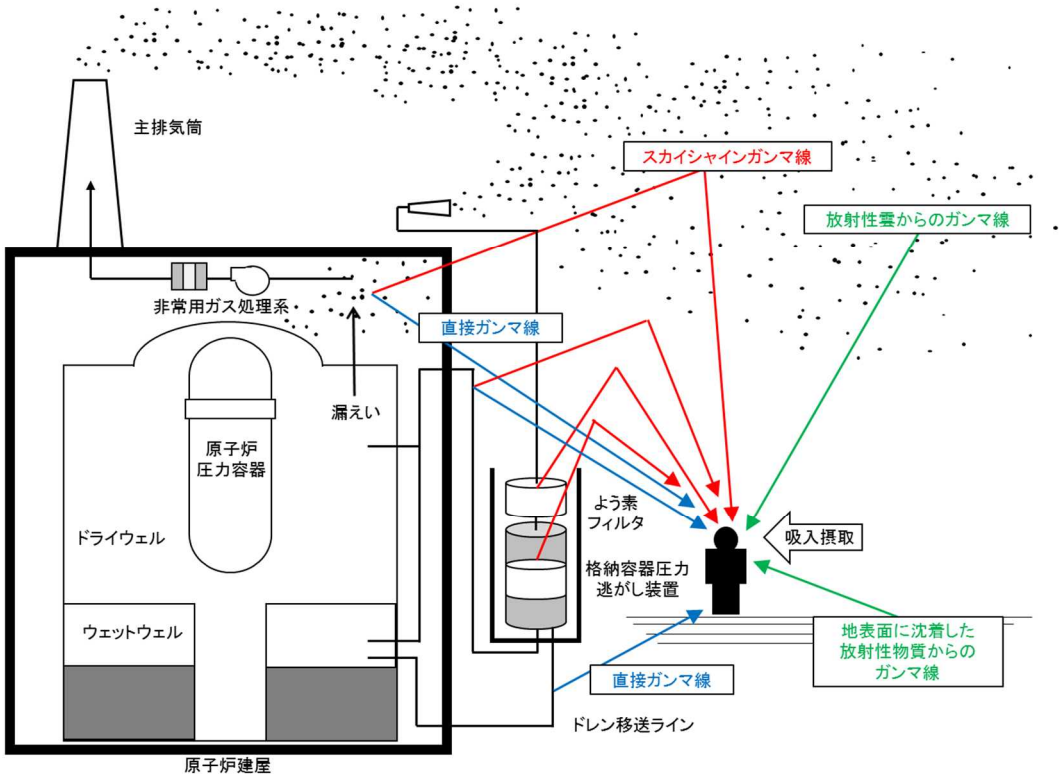


図 5－2　被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について

1. フィルタ装置スクラバ水pHの低下要因について

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」より，フィルタ装置のスクラバ水pHが低下する要因は下記に大別される。

① 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質による塩基の消費

・ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基量　約330mol

・無機よう素の捕集により消費される塩基量　約1.06mol

② スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することによる塩基の消費*

・上限水位から通常水位までのスクラバ水移送で失われる塩基量　約[redacted] mol

2. スクラバ水pH制御用水酸化ナトリウム水溶液の保有量について

水酸化ナトリウム水溶液の保有量は，上記要因①，②を考慮して決定する。

要因①は発生時期や量の予測が困難なことから，保有量の検討にあたっては要因①は考慮しない。

よって，水酸化ナトリウムの保有量は，要因②による塩基消費を基に必要量を算出し，かつ十分な余裕を考慮した容量を設定することとする。

フィルタ装置の水位上昇に伴うスクラバ水の移送（要因②）については，事故後7日間で3回発生することを想定する。スクラバ水移送1回につき失われる約[redacted] molと同量を濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液で補給する場合，補給1回当たりに必要な水酸化ナトリウム水溶液の量は[redacted] Lとなることから，3回合計の必要量は[redacted] Lとなる。

よって水酸化ナトリウムの保有量は，上記の合計の[redacted] Lに余裕を考慮し，1プラント当たり[redacted] Lの6，7号機共用で[redacted] L並びに予備[redacted] Lを保有することとする。

注記＊：ベントガス中の水蒸気凝縮に伴い，スクラバ水の水位が通常水位から上限水位まで上昇した場合，薬液濃度が0.61倍まで希釈される。また一方で，スクラバ水が上限水位に達する場合は，通常水位になるまでスクラバ水の水抜き（ドレン移送ポンプを用いたサプレッションチェンバへの移送）を実施することとしている。この際にフィルタ装置内から失われる塩基は約[redacted]molとなる。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ＡＢＡＱＵＳについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	Ver.6.11-1 Ver.2017

2.　解析コードの概要

2.1　ＡＢＡＱＵＳ　Ver.6.11-1

コード名 / 項目	ＡＢＡＱＵＳ
使用目的	2 次元有限要素法（軸対称モデル）による温度分布計算
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978 年（Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc） 2005 年（ダッソー・システムズ株式会社）
使用したバージョン	Ver.6.11-1
コードの概要	本解析コードは，米国 Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc（HKS 社）で開発され，ダッソー・システムズ社に引き継がれた有限要素法に基づく構造解析用の汎用計算機プログラムである。 適用モデルは 1 次元～3 次元の任意形状の構造要素，連続体要素について取り扱うことが可能であり，静的応力解析，動的応力解析，熱応力解析，伝熱解析，座屈解析等の機能を有している。特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり，境界条件として，熱流束，温度，集中荷重，分布荷重，加速度等を取り扱うことができる。 数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野で利用されている実績を持つ。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い，解析解が理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・本解析コードは数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野における使用実績を持ち，妥当性は十分に確認されて

	いる。 ・今回の工事計画認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。 ・開発期間が提示するマニュアルにより，今回の工事計画認可申請で使用する2次元有限要素法（軸対称モデル）による温度分布解析に，本解析コードが適用できることを確認している。

2.2　ＡＢＡＱＵＳ　Ver.2017

コード名 / 項目	ＡＢＡＱＵＳ
使用目的	3 次元有限要素法（ソリッド要素）による弾塑性解析
開発機関	ダッソー・システムズ株式会社
開発時期	1978 年（Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc） 2005 年（ダッソー・システムズ株式会社）
使用したバージョン	Ver.2017
コードの概要	本解析コードは，米国 Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc（HKS 社）で開発され，ダッソー・システムズ社に引き継がれた有限要素法に基づく構造解析用の汎用計算機プログラムである。 適用モデルは 1 次元～3 次元の任意形状の構造要素，連続体要素について取り扱うことが可能であり，静的応力解析，動的応力解析，熱応力解析，伝熱解析，座屈解析等の機能を有している。特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり，境界条件として，熱流束，温度，集中荷重，分布荷重，加速度等を取り扱うことができる。 数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野で利用されている実績を持つ。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・実績のあるＡＢＡＱＵＳ Ver.6.11-2 から本評価で使用したＡＢＡＱＵＳ Ver.2017 までのバージョンアップにおいて，本評価の解析で使用するコマンドに関して解析結果に影響するプログラム変更が無いことを各バージョンのリリースノートより確認した。 ・最新バージョンへの改訂において，計算結果に大きな影響を与える不具合に伴う改訂が行われていないことを確認した。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。

	【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・[redacted] において，3次元有限要素法（ソリッド要素）による弾塑性解析に本解析コード（Ver.6.11-2）が使用された実績がある。 ・バージョンの差分は，計算速度及び操作性の向上に伴うものであり，今回の使用範囲における解析結果に影響を及ぼさない。 ・本評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ＡＮＩＳＮについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	ANISN-ORNL

2. 解析コードの概要

コード名 / 項目	ＡＮＩＳＮ
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967 年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	本解析コードは,米国オークリッジ国立研究所で開発された，1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は，1 次元形状（球，無限平板，無限円筒）であり，中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは，計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され,線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより,線量率又は発熱量を算出することができる。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について，固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が，本解析コードとＧ３３コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が,原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告

	会（昭和 54 年 9 月,財団法人　原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果おおむね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価は,上記妥当性確認内容と合致している。 ・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５-2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，事故時の遮蔽のための輸送計算コードとして，本解析コードが挙げられている。

注記＊：「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和 54 年 9 月　財団法人　原子力安全研究協会）

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ····· 1
1.1　使用状況一覧 ····· 2
2.　解析コードの概要 ····· 3

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）Ｇ３３－ＧＰ２Ｒについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	1.00

2.　解析コードの概要

コード名 / 項目	Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学研究機構）
開発時期	2001 年（初版開発時期　1964 年）
使用したバージョン	1.00
コードの概要	本解析コードは，Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「Ｇ３３」をベースとし，旧日本原子力研究所がＩＣＲＰ1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて，実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。 本解析コードは，点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は，クライン－仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角，球，円筒座標により指定し，遮蔽体は平板，球，円筒又は二次曲面により入力することができる。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について，米国 Radiation Research Associates（RRA）が 1977 年に米国カンザス州立大学において ^{60}Co 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。

	・この RRA での実験値と計算値を比較した詳細が，ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988 年 1 月，社団法人日本原子力学会）に示されている。 ・その結果は，天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが，天井遮蔽があるケースでは，計算値は実験値について過小評価の傾向がある。 ・この原因は，本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり，この成分を考慮するため，天井遮蔽までをＡＮＩＳＮコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価では，この計算手法を採用している。 ・今回の重大事故等時におけるスカイシャインガンマ線線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。 ・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５-2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，事故時の遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，ＱＡＤ／Ｇ３３が挙げられている。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）にＨＩＳＡＰついて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	Ver.52

2.　解析コードの概要

コード名 / 項目	ＨＩＳＡＰ
使用目的	3次元有限要素法（はりモデル）による管の応力解析
開発機関	株式会社日立製作所
開発時期	1978年
使用したバージョン	Ver.52
コードの概要	本解析コードは,配管の強度解析を目的として開発された計算機プログラムである。本解析コードは，汎用構造解析コード[redacted]をメインプログラムとし,応力評価プログラム及びそれらのインターフェイスプログラムのサブプログラムから成る。 任意の1次元，2次元あるいは3次元形状に対し，静的解析，動的解析を行うことが可能で，反力・モーメント・応力，固有値・刺激係数等の算出が可能である。 原子力の分野における使用実績を有している。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 [redacted] 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 [redacted]

注記＊1：日本機械学会「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」

＊2：原子力発電所耐震設計技術指針

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）Ｍｏｄｕｌａｒ　Ａｃｃｉｄｅｎｔ　Ａｎａｌｙｓｉｓ　Ｐｒｏｇｒａｍ（ＭＡＡＰ）について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

なお，本解析コードの詳細は，柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「追補２　Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示している。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	Ver.4

2. 解析コードの概要

コード名 / 項目	Ｍｏｄｕｌａｒ　Ａｃｃｉｄｅｎｔ　Ａｎａｌｙｓｉｓ　Ｐｒｏｇｒａｍ（ＭＡＡＰ）
使用目的	シビアアクシデント解析（ソースターム解析及びコリウムシールド設計のための侵食量解析，フィルタ装置内スクラバ水の水位解析）
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver.4
コードの概要	本解析コードは，米国産業界が実施した Industry Degraded Core Rulemaking (IDCOR) プログラムにおいて，1980 年代の初めに米国 Fauske & Associates,LLC. (FAI 社) によって開発されたコードであり，プログラムの完了に伴い，所有権が米国 EPRI に移管され，EPRI を中心とした MAAP User's Group (MUG) のもとで保守及び改良が進められている。 本解析コードは，軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器，原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力／核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり，確率論的リスク評価やシビアアクシデントマネジメントの策定等において，米国を始め，世界的に広く利用されている。 本解析コードは，シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し，炉心，原子炉圧力容器，原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに，工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは原子炉格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また，FP に関する物理現象をモデル化しており，事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取扱うことが可能である。このように，広範囲の物理現象を取扱うことが可能な総合解析コードであり，シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて，起因事象から安定した状態，あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり，原子炉圧力容

	器，再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水，水蒸気，水素，FP，溶融炉心等の挙動の評価，格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価，フィルタ装置内スクラバタンク内の蒸発・凝縮量計算に基づく水位変化評価に使用している。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して，解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比較し，おおむね一致するため，シビアアクシデント時の発電用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。 ・Heiss Dampf Reaktor（HDR）炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し，実機データとおおむね一致するため，原子炉格納容器内の伝熱，流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。 ・溶融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する Advanced Containment Experiments（ACE）実験及び Sustained Uranium-Concrete Interactions（SURC）実験を模擬した実験解析を実施し，溶融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について，実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。 ・シビアアクシデント時の全体挙動，原子炉格納容器内の水素ガスの挙動，溶融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生の妥当性を確認しているため，本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。 ・米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い，NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため，本解析コードはソースターム評価へ適用できる。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム(解析コード)ＯＲＩＧＥＮ２について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	2.2

2.　解析コードの概要

項目＼コード名	ＯＲＩＧＥＮ２
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（ORNL）
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	本解析コードは，使用済燃料等の核種生成量，崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり，原子力発電所施設，再処理施設，廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。 また，国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し，日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され，公開されている。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり，計算に必要な主な条件は組成，照射条件，核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり，本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・米国原子力学会（ANS）の Nuclear Technology vol.62（1983 年 9 月）の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and

	Characteristic of Nuclear Materials」において，ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン，プルトニウム,アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては，「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-015(2004 年 11 月)等において，核種生成量について照射後試験結果と,本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており，本解析コードの使用は妥当である。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	1.04

2.　解析コードの概要

コード名 / 項目	ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ
使用目的	格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財)高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001 年（初版開発時期　1967 年）
使用したバージョン	1.04
コードの概要	本解析コードは，米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「ＱＡＤ」をベースとし，旧日本原子力研究所がＩＣＲＰ1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて，実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。 本解析コードは，線源を直方体，円筒，球の形状に構成でき，任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第 1 船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団，1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ，遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。

	・実験値と計算値を比較した結果，おおむね一致していることを確認している。 ・上記妥当性確認では，実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ，遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。 ・原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５－2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成20年6月）では，点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として，ＱＡＤコードが挙げられている。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，添付書類Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ＳＴＡＲ－ＣＣＭ＋について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	12.06.011

2.　解析コードの概要

コード名 / 項目	ＳＴＡＲ－ＣＣＭ＋
使用目的	3 次元流動解析
開発機関	シーメンス社
開発時期	2004 年
使用したバージョン	12.06.011
コードの概要	本解析コードは，有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり，数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，鉄道，自動車，機械，原子力・火力・水力・風力発電などの様々な分野の流体解析に広く利用されている。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・開発機関が作成した検証資料により，3 次元流動解析（移流及び拡散）について，解析値が実験値と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関が提示する要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・本解析コードは有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり，数多くの研究機関や企業において，様々な分野における使用実績を有しており，妥当性は十分に確認されている。 ・開発機関が作成した検証資料により，今回の工事計画認可申請で使用する 3 次元流動解析（移流及び拡散）に本解析コードが適用できることを確認している。

Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

目　　次

1.　概要 ····· 1
2.　基本方針 ····· 1
2.1　原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 ····· 1
2.1.1　可燃性ガス濃度制御系 ····· 2
2.1.2　耐圧強化ベント系 ····· 2
2.1.3　格納容器圧力逃がし装置 ····· 3
2.1.4　格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度 ···· 4
2.2　原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備 ····· 4
2.2.1　静的触媒式水素再結合器 ····· 4
2.2.2　原子炉建屋水素濃度 ····· 5
3.　原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価 ····· 12
4.　原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 ····· 12
4.1　原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 ····· 12
4.1.1　可燃性ガス濃度制御系 ····· 12
4.1.2　耐圧強化ベント系 ····· 12
4.1.3　格納容器圧力逃がし装置 ····· 13
4.1.4　格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度 ··· 14
4.2　原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備 ····· 14
4.2.1　静的触媒式水素再結合器 ····· 14
4.2.2　原子炉建屋水素濃度 ····· 17
4.3　水素濃度低減設備に係る電源 ····· 18
4.3.1　可燃性ガス濃度制御系 ····· 18
4.3.2　耐圧強化ベント系 ····· 18
4.3.3　格納容器圧力逃がし装置 ····· 18
4.3.4　格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度 ··· 18
4.3.5　静的触媒式水素再結合器 ····· 18
4.3.6　原子炉建屋水素濃度 ····· 19

別添1　静的触媒式水素再結合器の設計
別紙1　計算機プログラム（解析コード）の概要
別紙2　計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 44 条，第 67 条及び第 68 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系，炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置並びに炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて，機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

なお，格納容器圧力逃がし装置については，Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可燃性ガス濃度制御系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を，原子炉建屋等の損傷を防止する設備として静的触媒式水素再結合器を設置する。

2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

原子炉格納容器は，原子炉冷却材喪失事故時において，水の放射線分解等によって発生する水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないよう，不活性ガス系により，通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

また，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて，可燃性ガス濃度制御系を起動することによって，水素と酸素を再結合できる設計とする。なお，設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素濃度及び酸素濃度については，あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の処理能力によって，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを設置（変更）許可における添付書類十「3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

重大事故時においては，炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び金属腐食によって発生する水素，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素による水素爆発を防止できるよう，不活性ガス系により，通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とするとともに，水素及び酸素の濃度を低減するため，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置は，原子炉格納容器内に蓄積した水素及び酸素を原子炉格納容器外へ排出することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

2.1.1　可燃性ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なわないように，可燃性ガス濃度制御系を設置する。

可燃性ガス濃度制御系は，図2－1に示すとおり，ブロワ，加熱器，再結合器，冷却器等によって構成し，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に存在する水素濃度を4vol%未満又は酸素濃度を5vol%未満に維持し，可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は，通常運転中，原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を，可燃限界である水素濃度4vol%未満又は酸素濃度5vol%未満に維持できるように設計する。また，可燃性ガス濃度制御系は，原子炉格納容器内のガスを置換することなく，水素濃度及び酸素濃度を制御できる設計とする。可燃性ガス濃度制御系の電源については，非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

2.1.2　耐圧強化ベント系

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として，耐圧強化ベント系を設置する。

耐圧強化ベント系の系統概略図を図2－2に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては，代替循環冷却系を長期使用した際に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお，上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

(1)　排出経路での水素爆発を防止するため，通常待機時は原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管を窒素置換しておくことで，ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により配管内が可燃領域となることを防止する設計とする。

(2)　可搬型窒素供給装置を設置することにより，外部より排出経路の配管へ不活性ガスを供給できる設計とする。

(3)　サプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出するために使用する場合は,サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する。

(4)　耐圧強化ベント系の排出経路における線量当量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける設計とする。

(5)　耐圧強化ベント系の排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける設計とする。

(6)　排出経路に水素及び酸素が蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け，水素及び酸素が局所的に滞留しない設計とする。

(7)　耐圧強化ベント系の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.1.3　格納容器圧力逃がし装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として，格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置の系統概略図を図2－3に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお，上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

(1)　排出経路での水素爆発を防止するため，通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで，ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。

(2)　ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって，系統内が可燃領域に達することを防止するため，外部より不活性ガスを供給することにより系統内を置換することが可能な設計とする。

(3)　排出経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより，排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

(4)　格納容器圧力逃がし装置の排出経路における線量当量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける設計とする。

(5)　格納容器圧力逃がし装置の排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける設計とする。

(6)　排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出できる設計とする。

(7)　格納容器圧力逃がし装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.1.4　格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として，格納容器内水素濃度（SA）を設ける設計とする。

また，原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための設備として，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を設ける設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能とし，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）より監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度の系統概要を図2－4に示す。

2.2　原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために，水素濃度抑制系及び水素濃度監視設備として以下の設備を設置する。

2.2.1　静的触媒式水素再結合器

水素濃度抑制系として原子炉建屋地上4階（原子炉建屋オペレーティングフロア）に静的触媒式水素再結合器を設置し，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内へ漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御することで，原子炉建屋原子炉区域での水素爆発を防止する設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は，運転員による起動操作を行うことなく，水素と酸素を触媒反応により再結合させる装置とし，駆動用の電源が不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器は，試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器は，静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，静的触媒式水素再結合器の動作状態を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から監視できる設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器の概略設置図を図2－5に示す。

2.2.2　原子炉建屋水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として，原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図2－6に示す。

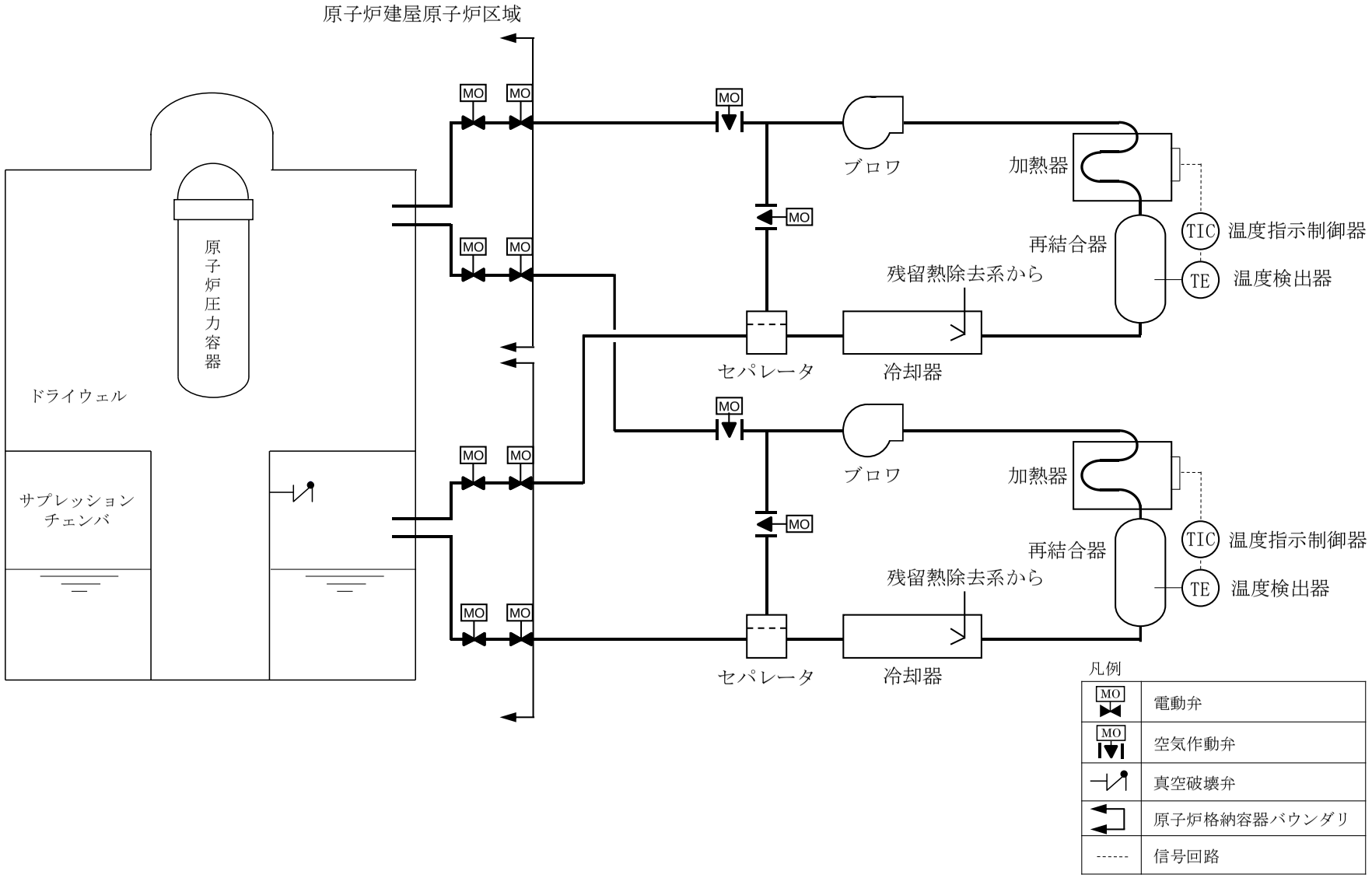


図２－１　可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

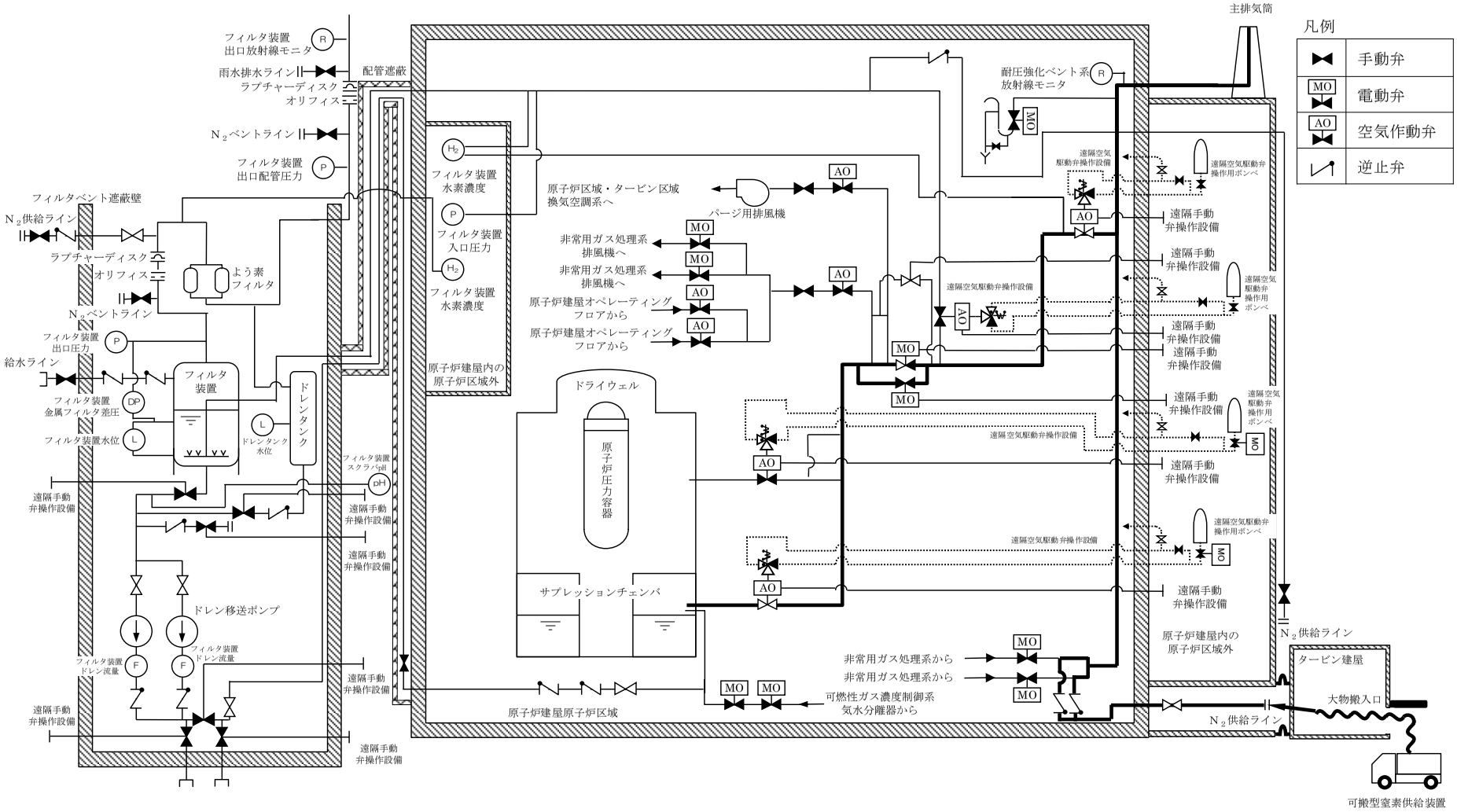


図2－2　耐圧強化ベント系の系統概略図

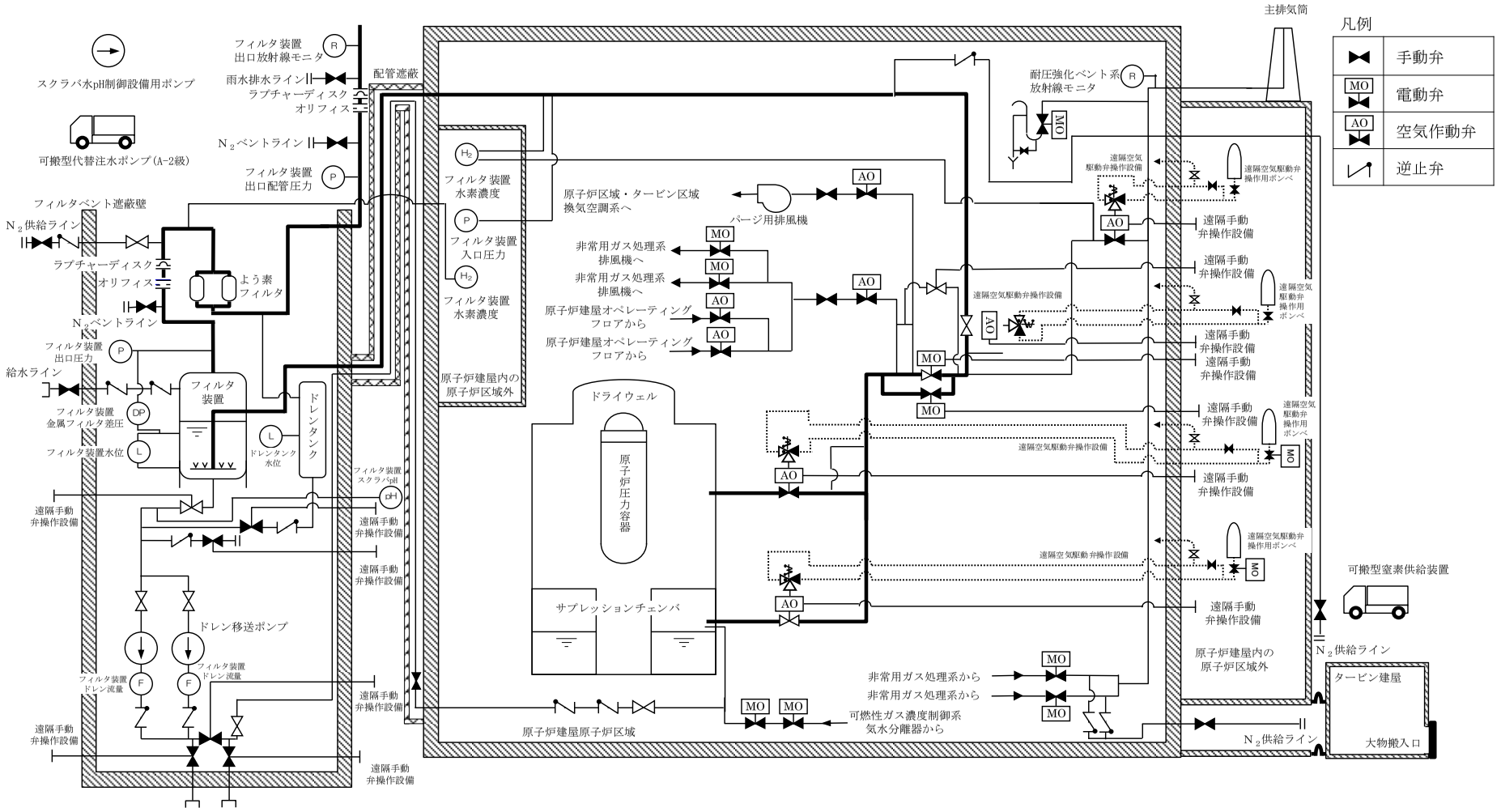


図2－3　格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

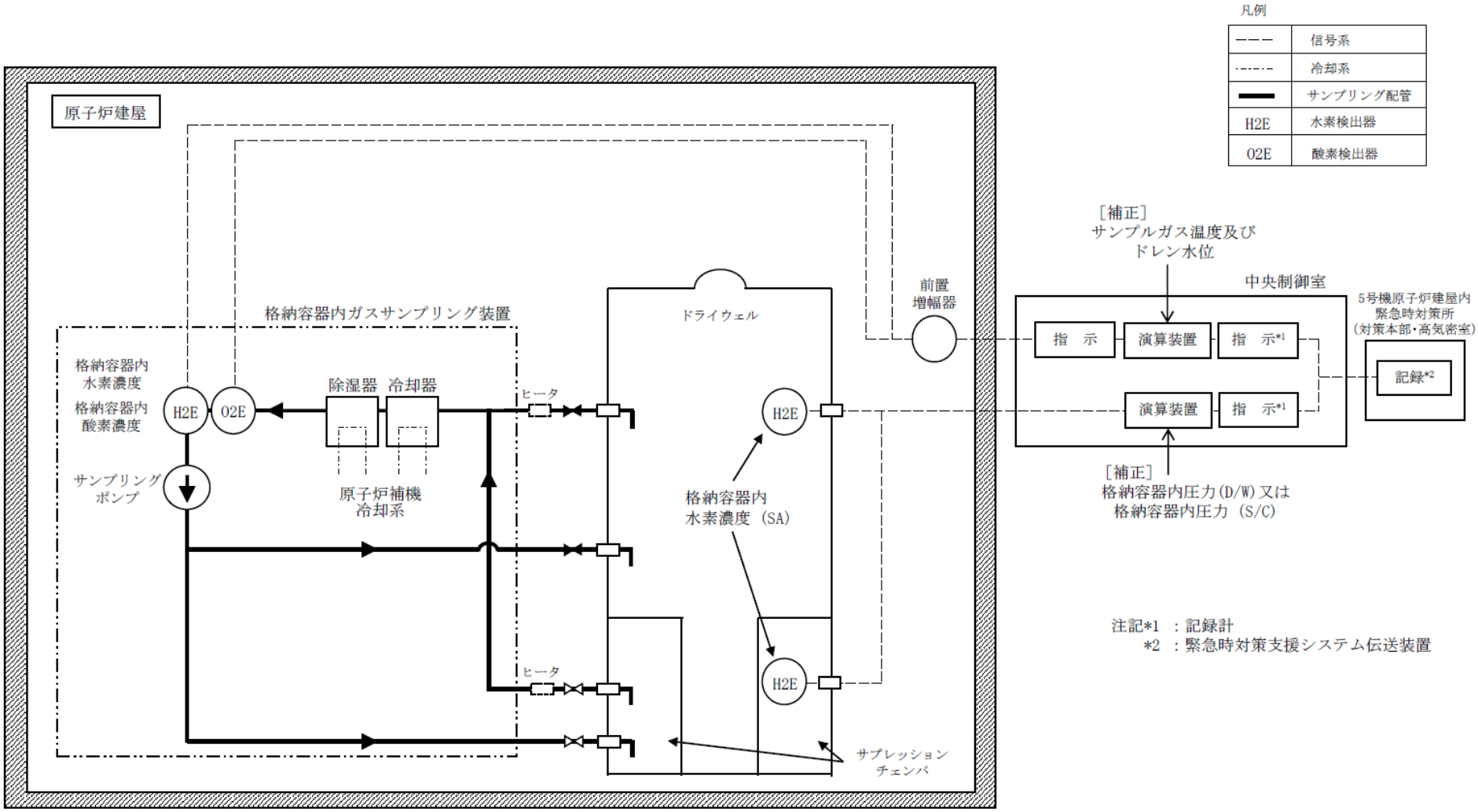


図2－4　格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度の系統概要図

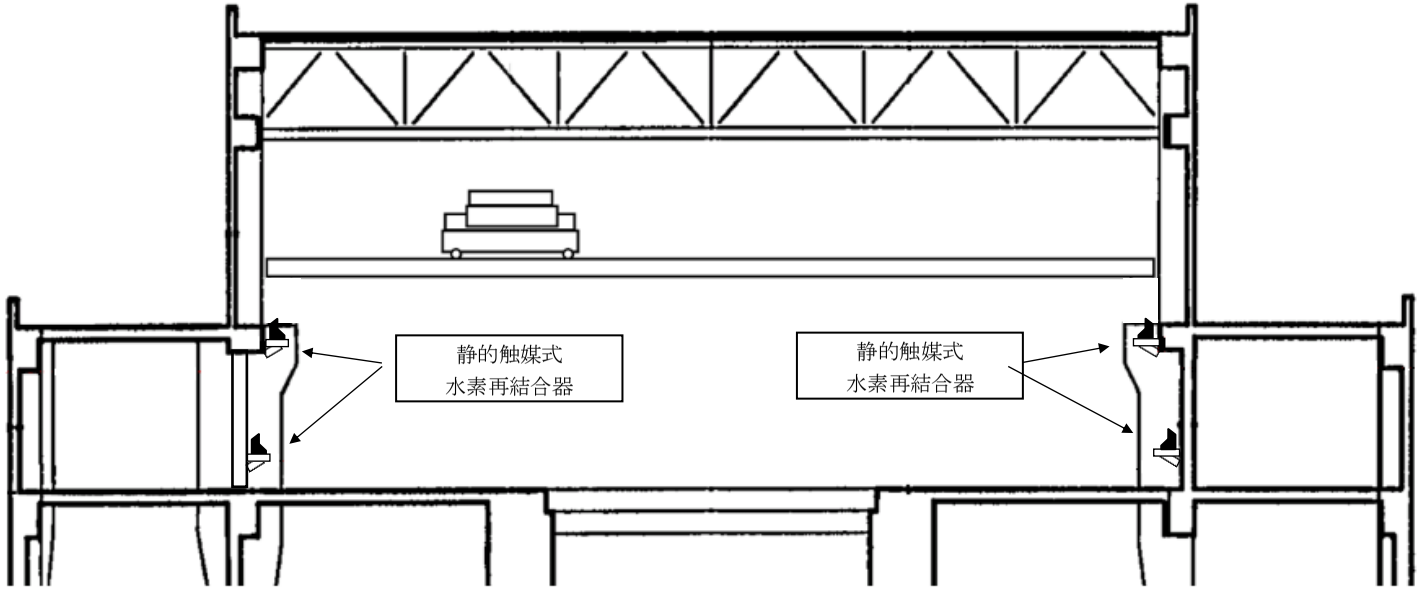


図2－5　静的触媒式水素再結合器の概略設置図

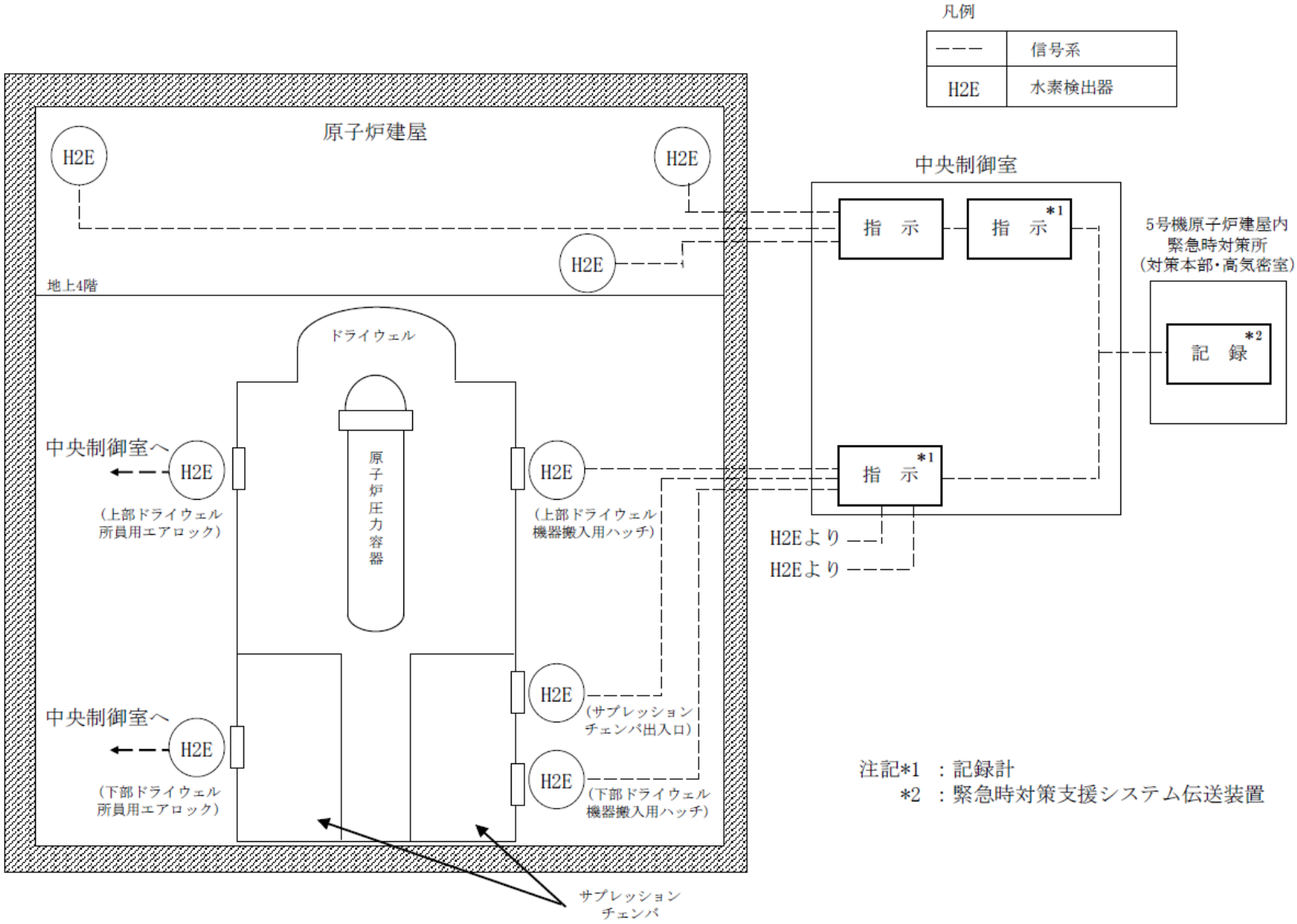


図2－6　原子炉建屋水素濃度の系統概要図

3.　原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については，当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし，当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは，設置（変更）許可における添付書類十「3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

また，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能の評価については，当該装置を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし，当該装置が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは，設置（変更）許可における添付書類十「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において確認している。なお，耐圧強化ベント系を用いた場合は，格納容器圧力逃がし装置を用いた場合よりも排出流量が大きいことから，水素濃度低減性能に必要な流量を確保できることを確認している。

静的触媒式水素再結合器による原子炉建屋原子炉区域の水素濃度低減性能の評価については，別添1「静的触媒式水素再結合器の設計」における水素濃度及び酸素濃度の評価において確認している。

4.　原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

4.1　原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.1.1　可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は，完全に独立した100%容量のもの2系統から構成され，各系統はブロワ，加熱器，再結合器，冷却器等から構成される設計とする。

設置（変更）許可において実施している評価を踏まえ，原子炉冷却材喪失事故時，中央制御室より手動で起動し，約3時間のウォームアップ運転時間を含めた40時間以内に処理が開始される設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は，熱反応式再結合装置であるため，再結合器のガス温度によって性能が決まることから，再結合器内に挿入された熱電対によりガス温度を検出し，温度指示制御器によって電気ヒータの出力を制御することで，再結合器内のガス温度を一定温度に制御できる設計とする。

4.1.2　耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系は，可搬型窒素供給装置，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成する。

耐圧強化ベント系は，水素及び酸素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1)　放射性物質低減機能

耐圧強化ベント系は，サプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出する場合は，サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレ

ッションチェンバ側からの排出経路のみを使用することにより，排出される放射性物質の低減を図るものとする。

(2) 水素爆発を防止する機能

耐圧強化ベント系は，水素及び酸素の爆発防止の対策として不活性ガスで置換した状態で待機し，可搬型窒素供給装置を用いて外部より排出経路に不活性ガスを供給できる設計とする。これにより，排気中に含まれる水素及び酸素による爆発を防ぐことが可能な設計とする。

排出経路で水素及び酸素が蓄積する可能性がある箇所については，バイパスラインを設置し，水素及び酸素が局所的に滞留しない設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路を図 4－1 に示す。なお，バイパスラインによる水素及び酸素の滞留防止については，Ⅴ-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」にて詳細を述べる。

4.1.3 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，可搬型窒素供給装置，配管・ホース・弁類，計測制御装置等によって構成する。また，格納容器圧力逃がし装置のうち，フィルタ装置は，フィルタ容器，スクラバ水，金属フィルタから構成する。

格納容器圧力逃がし装置は，水素及び酸素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1) 放射性物質低減機能

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器に発生するガスを，フィルタ装置を通して大気に逃がすことで，放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置は，上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため，粒子状放射性物質に対して除去効率 99.9%以上の性能を有する設計とする。また，無機よう素に対して除去効率 99.9%以上の性能を有する設計とする。

よう素フィルタは，有機よう素に対して除去効率 98%以上の性能を有する設計とする。

(2) 水素爆発を防止する機能

格納容器圧力逃がし装置は，可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機し，格納容器圧力逃がし装置の使用後には，可搬型窒素供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換する。これにより，排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して 5vol%未満で管理することで，格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用により原子炉格納容器内及びスクラバ水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の量は微量であること，また格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することから，格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

排出経路で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については，バイパスラインを設置し，可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

4.1.4　格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素濃度を監視する目的で，水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）は，原子炉格納容器内に設置することにより原子炉格納容器内の水素濃度を測定し，中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，格納容器内ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉区域内へ導き，検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）については代替電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また，格納容器内水素濃度及び酸素濃度においては，代替原子炉補機冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては代替原子炉補機冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol%に到達しない。

なお，格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～10vol%/0～30vol%において，計器仕様は最大±0.25vol%/±0.75vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の酸素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。また，原子炉格納容器の水素爆発を防止するための格納容器ベントの判断等に使用する（格納容器ベント基準：格納容器内酸素濃度 4vol%（ウェット条件））。

なお,格納容器内酸素濃度の最大計測誤差は,ウェット条件において±0.25vol%であり,プラス側の誤差を考慮しても可燃限界である酸素濃度（5vol%）に対して 0.75vol%の余裕を有している。

4.2　原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1　静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器は，評価に用いる性能と，水素を継続的に低減させるための配置を考慮して以下のとおり設計する。

また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

仕様について表4－1に，容量設定の条件を表4－2に示す。

(1) 静的触媒式水素再結合器の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素再結合器は，水素処理容量0.250kg/h（1基当たり）（水素濃度4vol%，大気圧，温度 100℃において）を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。具体的には，メーカによる開発試験に基づく，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式についての検証を確認した仕様と同等の型式品を設置する設計とする。また，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じ設計とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88枚）に対して，柏崎刈羽原子力発電所第7号機で使用する静的触媒式水素再結合器の触媒カートリッジ枚数は，11枚であることから，スケールファクタ「11/88（＝0.125）」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器の詳細な性能評価式の検証については，別添1別紙1「静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に示す。

b. 環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故時において，原子炉格納容器内にう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生するため，これらが原子炉建屋地上4階へ漏えいした場合においても，所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

具体的には，国際的なプロジェクト試験等での以下のような環境条件への適用試験を踏まえた設計とする。

粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋地上4階への漏えい量が十分に小さいことに加え，粒子状放射性物質の影響を受けても所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

蒸気環境下による性能への影響については，国際的なプロジェクト試験により，水蒸気濃度[redacted]vol%の条件下における性能比較を実施した評価試験を実施しており，性能に与える影響がないことを確認している。

ガス状よう素による性能への影響については，開発試験により性能低下が確認されているが，メーカの提示する性能評価式に対して，試験で得られたガス状よう素による性能低下を考慮した反応阻害物質ファクタを考慮する設計としている。

原子炉建屋地上4階の環境は，国際的なプロジェクト等の試験環境と同等以下であることから，これらの試験で有効性が確認された型式品を設置する設計とする。

蒸気環境条件の試験については，別添1別紙1「静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に，ガス状よう素の影響については，別添1別紙2「反応阻害物質ファクタについて」に詳細を示す。

(2)　静的触媒式水素再結合器の基数及び配置

静的触媒式水素再結合器は，以下の考えに基づき，設置（変更）許可における基数（56基）を設置することとし，配置においては，静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう 3m 以上の離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では，原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉区域内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋地上 4 階まで上昇し，原子炉建屋地上 4 階に滞留することが想定されるため，原子炉建屋地上 4 階に 56 基を分散して設置する設計とする。設置箇所の配置図を図 4－2 に示す。

静的触媒式水素再結合器の温度上昇による周辺機器への悪影響について，別添 1 別紙 3「静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3)　静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて動作状況を温度上昇により確認できるよう，原子炉建屋地上 4 階に設置されている静的触媒式水素再結合器（2 基）に熱電対を入口側と出口側に取り付ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図について図 4－3 に示す。

静的触媒式水素再結合器は，触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇することから，静的触媒式水素再結合器に温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，静的触媒式水素再結合器による水素処理が行われていることを確認することができる設計とする。図 4－4 に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合器の動作時に想定される範囲の温度は，触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より，可燃限界水素濃度である水素濃度 4vol%程度で約 170K である。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，これを包含する 0～300℃とすることで，有意な温度上昇を確認できる設計とし，重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。なお，静的触媒式水素再結合器内への流路影響の観点から，水素濃度低減性能へ影響を及ぼさない設計とする。仕様について表 4－3 に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の詳細について，別添 1 別紙 4「静的触媒式水素再結合器動作監視装置について」に示す。

(4)　静的触媒式水素再結合器の性能確認方法

静的触媒式水素再結合器は，設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量 0.250kg/h（1 基当たり）（水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃において）を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する。

静的触媒式水素再結合器は，重大事故時の環境においても所要の性能が発揮される型式

品であることを確認する。

よって，静的触媒式水素再結合器は，静的触媒式水素再結合器の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.250kg/h（1 基当たり）（水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃において）を満足するものであるかどうかを設計として確認し，その後，設置する静的触媒式水素再結合器の性能に係る影響因子を確認する手段として以下の確認を行うことで，静的触媒式水素再結合器が性能評価式(水素処理容量0.250kg/h(1基当たり)(水素濃度4vol%，大気圧，温度 100℃において））のとおり性能が発揮されていることを確認する。

a. 機能・性能検査

原子炉停止中に検査装置にて触媒カートリッジの水素処理性能を確認する。

b. 外観検査

原子炉停止中に静的触媒式水素再結合器のハウジングが設計通りの外観であることを確認する。

触媒カートリッジは有意な変形，傷等の有無について確認する。また，員数について，規定の枚数がハウジングに収納されていることを確認する。

触媒カートリッジの表面に異常がないことを確認する。

c. 仕様確認（質量測定）

設置段階において，触媒充てん前後のカートリッジ質量を測定し，触媒充てん量を確認する。

詳細な静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法について，別添 1 別紙 5「静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について」に示す。

4.2.2 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉区域に漏えいした場合に，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できるように，0～20vol%を計測可能な設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 4 階の天井付近，原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋地上 2 階，地下 1 階及び地下 2 階，非常用ガス処理系吸込配管付近に設置し，水素の早期検知及び滞留状況を把握のため，0～20vol%を計測可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，熱伝導式であり同一目的の水素爆発による原子炉建屋原子炉区域の損傷を防止するための監視設備である熱電対式の静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また，原子炉建屋地上 4 階の天井付近，地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階及び非常用ガス処理系吸込配管付近に設置する原子炉建屋水素濃度に対して，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は原子炉建屋地上 4 階両壁面付近に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋原子炉区域の水素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。

4.3　水素濃度低減設備に係る電源

4.3.1　可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系の電源については，非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

4.3.2　耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置の電源については，重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系放射線モニタの電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.3　格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置の電源については，重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置用電源設備から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.4　格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内水素濃度並びに格納容器内酸素濃度

格納容器内水素濃度（SA）の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.5　静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器の電源については，水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置であり，駆動用の電源は不要である。

また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.6　原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度の電源については，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

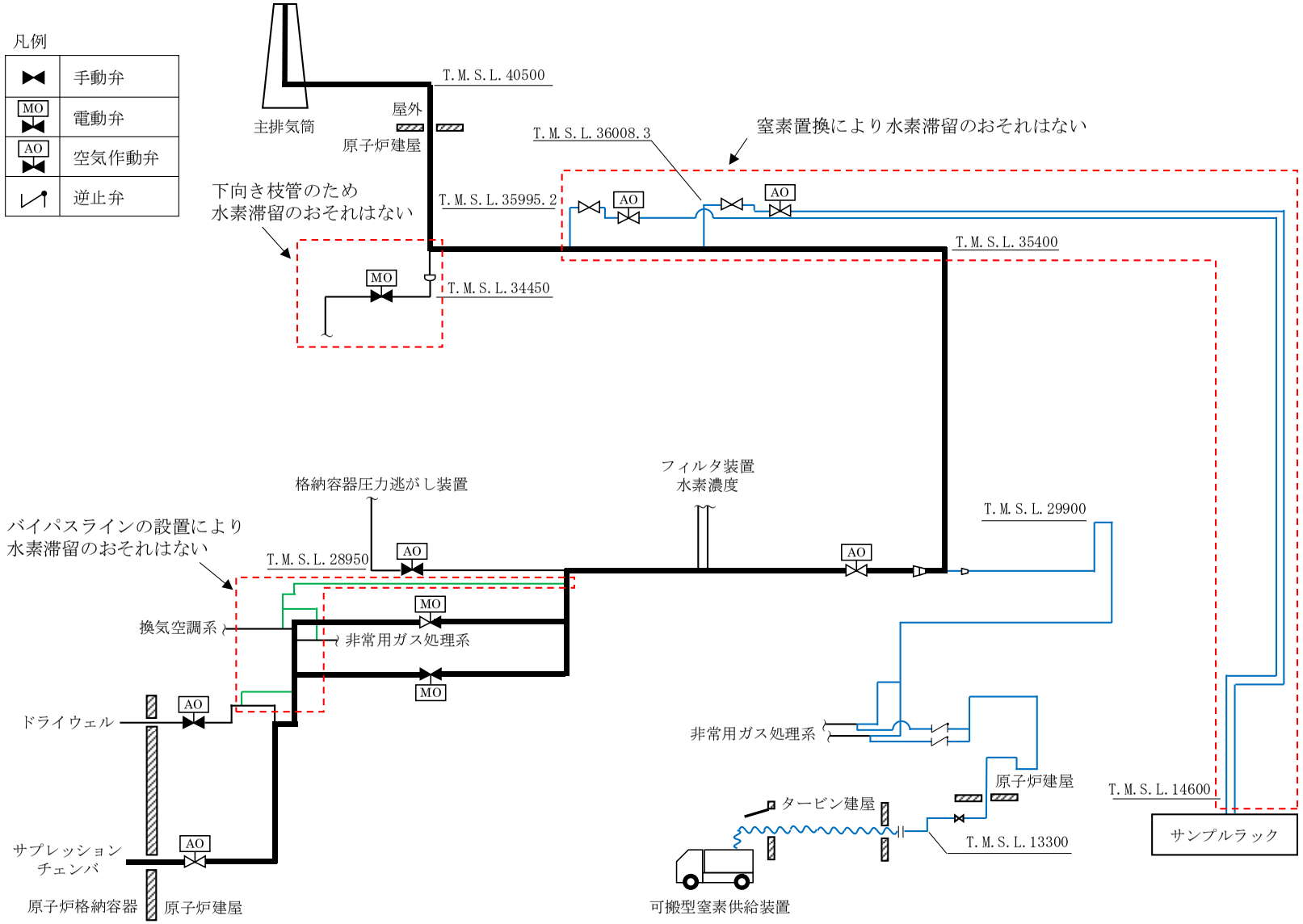


図4－1　耐圧強化ベント系の排出経路

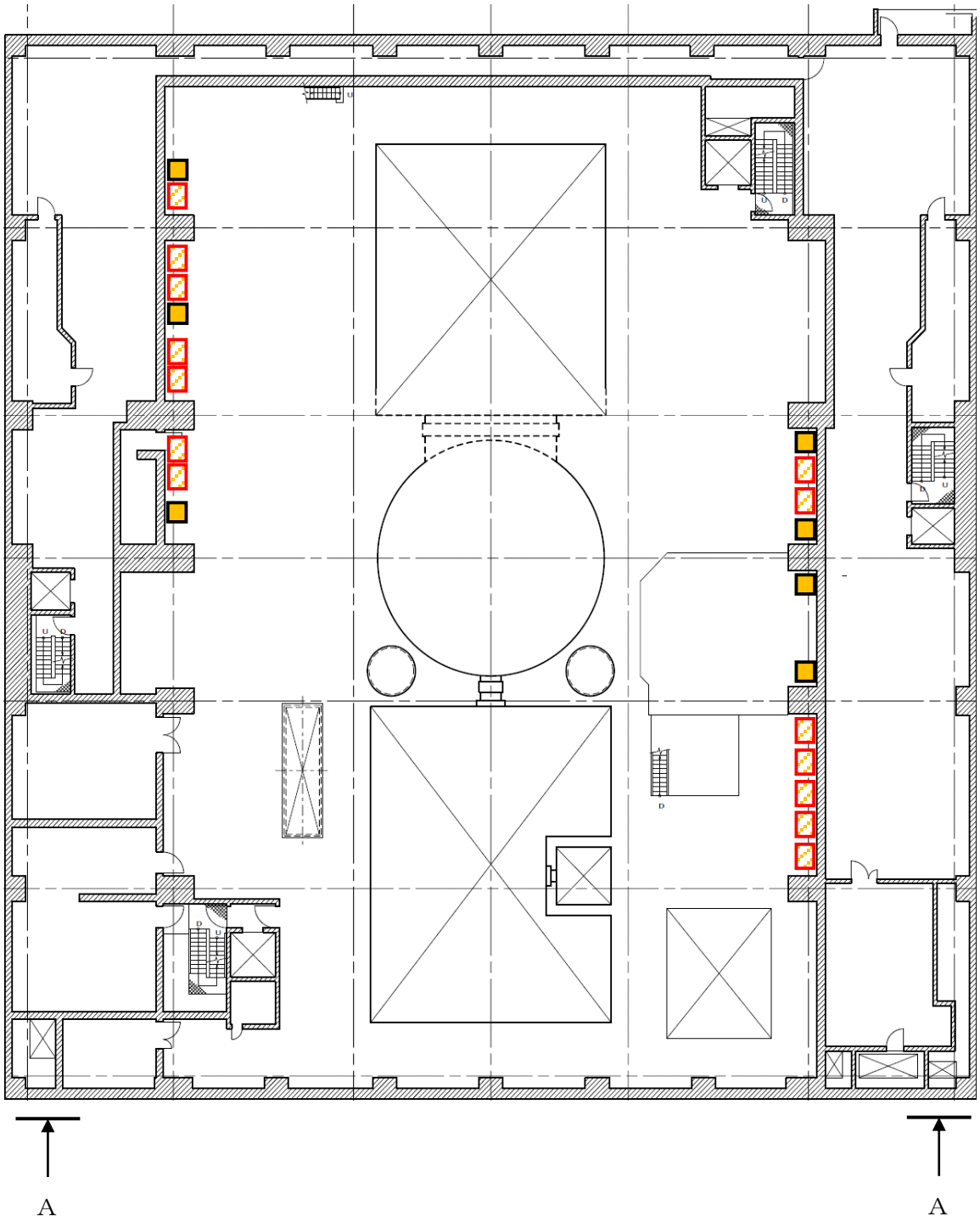


図 4－2　静的触媒式水素再結合器の概略設置図（1/2）

Ａ－Ａ断面

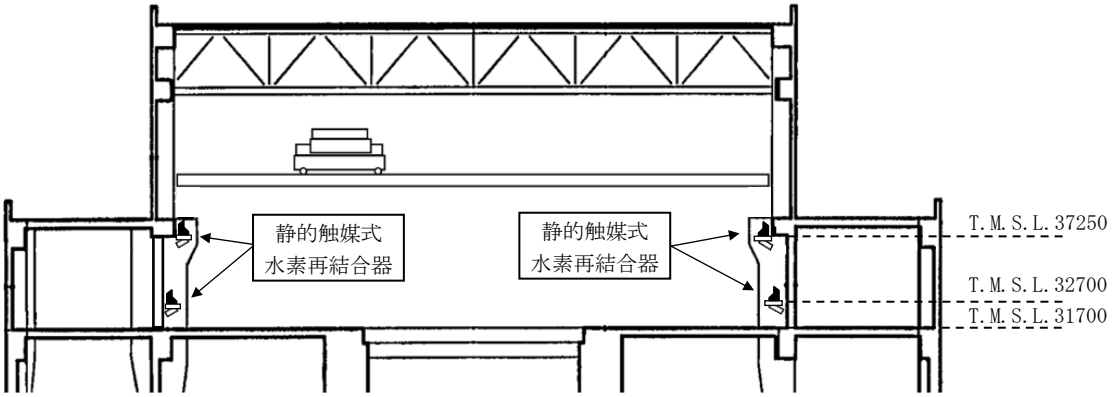


図 4－2　静的触媒式水素再結合器の概略設置図（2/2）

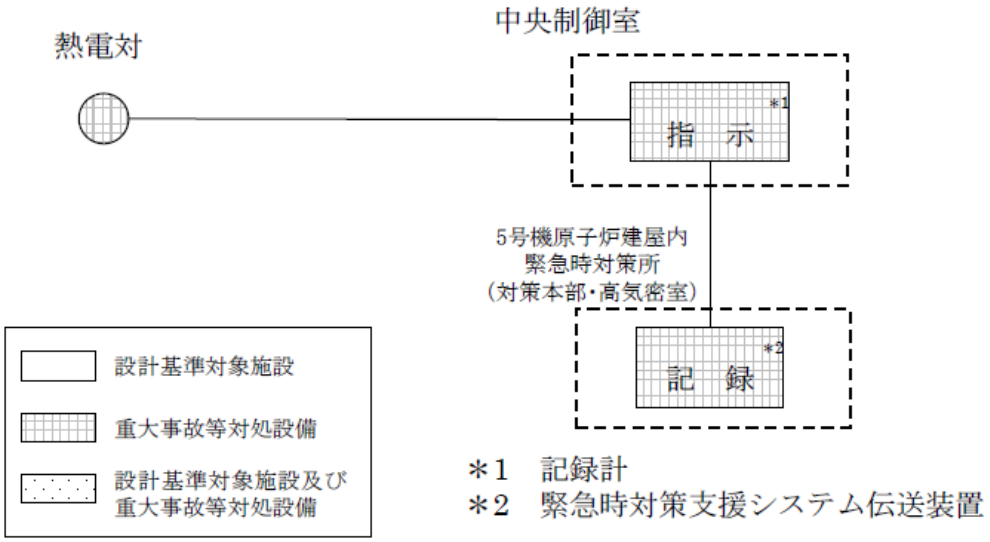


図 4－3　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

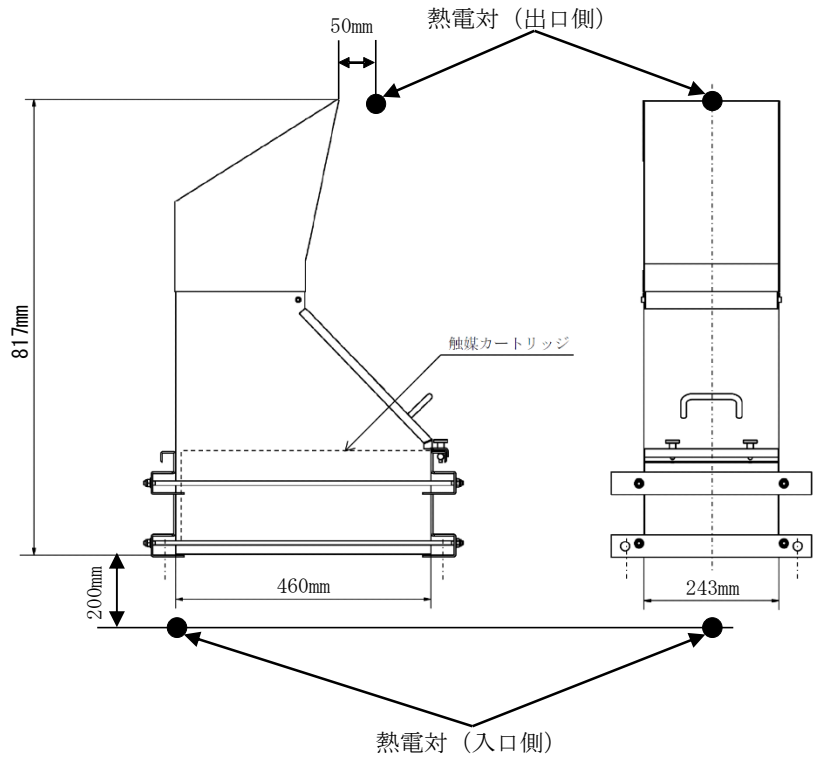


図 4－4　静的触媒式水素再結合器への熱電対取付位置概要図

表 4－1　静的触媒式水素再結合器の設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h（1 基当たり） （水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃において）
静的触媒式水素再結合器 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋オペレーティングフロア）

表 4－2　水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H2}	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため，4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325×10^5Pa）とする。
温度 T	保守的に 100℃（373.15K）とする。

表 4－3　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
熱電対	0～300℃	4*	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋オペレーティングフロア）

注記＊：2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個設置

Ⅴ-1-8-2-別添１　静的触媒式水素再結合器の設計

目　　次

1.　概要 ····· 1
1.1　設置目的 ····· 1
2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ····· 1
2.1　水素濃度抑制系 ····· 1
2.1.1　水素濃度抑制系の主要仕様 ····· 1
2.1.2　水素濃度抑制系の設計方針 ····· 3
2.1.3　水素濃度抑制系の設計仕様 ····· 5
2.2　原子炉建屋原子炉区域の水素挙動 ····· 7
2.2.1　解析条件 ····· 12
2.2.2　解析結果 ····· 22
2.3　水素濃度監視設備 ····· 28
2.3.1　水素濃度監視設備の概要 ····· 28
2.3.2　水素濃度監視設備の主要仕様 ····· 28

別紙1　静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について
別紙2　反応阻害物質ファクタについて
別紙3　静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について
別紙4　静的触媒式水素再結合器動作監視装置について
別紙5　静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため，水素濃度抑制系及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 水素濃度抑制系

水素濃度抑制系として静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）を設置し，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PARは，触媒カートリッジ及びハウジングで構成し，駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

PARの動作確認を行うため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）としてPARの入口側及び出口側に温度計を設置し，PARの動作状態を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から監視できる設計とする。また，PAR動作監視装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 水素濃度監視設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として，原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

2.1 水素濃度抑制系

2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため，水素濃度抑制系としてPARを設置する。なお，設置するPARは，国際的な性能試験の実績があり，欧米で納入実績のあるNIS社製のPARを採用する。

PARは，触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり，触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは，ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充てんしており，空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用しており，表面には疎水コーティングを施すことにより，高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素，酸素を触媒に接触し易くしている。

ハウジングは，ステンレス鋼製であり，触媒カートリッジを内部に収納し，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し，水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

PARは，周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸

素を結合させ，その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し，結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は，PARの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって，PARは，電源及び起動操作を必要とせず，水素と酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PARの主要仕様を表2－1，概要図を図2－1に示す。

表2－1　PARの主要仕様

(1) 静的触媒式水素再結合器		
種類		触媒反応式
水素処理容量		0.250kg/h（1 基当たり） （水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃）
最高使用温度		300℃
(2) ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	全高	
	幅	
	奥行	
(3) 触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等小物部品	
寸法	幅	
	全高	
	厚さ	
カートリッジ枚数		11 枚（1 基当たり）
(4) 触媒		
基盤材		酸化アルミニウム（アルミナ）
触媒材質		パラジウム

K7 ① V-1-8-2-別添 1 R1

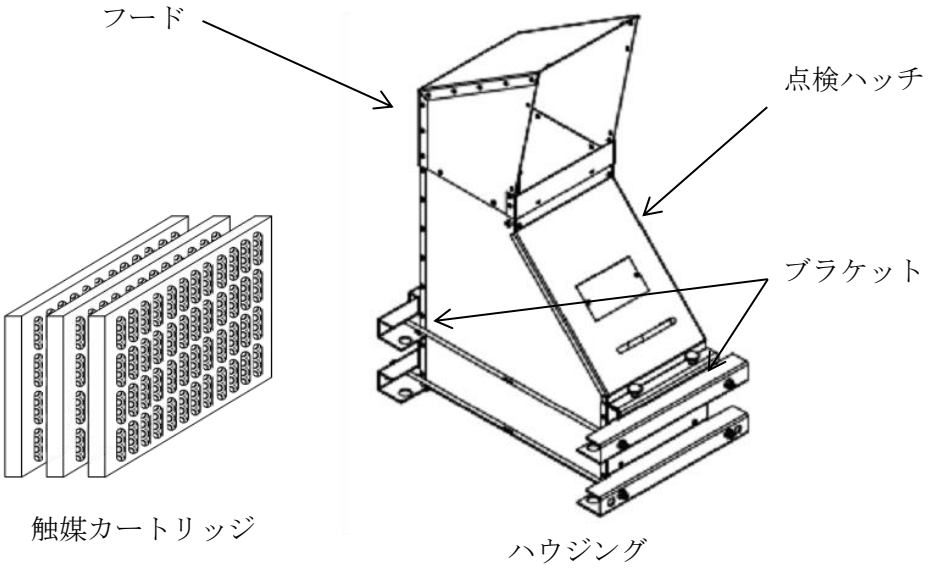


図 2－1　PAR の概要図

2.1.2　水素濃度抑制系の設計方針

PAR は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は，事故シナリオに依存するが，有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で，原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量が多くなる「格納容器過圧・過温破損シナリオ」を選定）を踏まえた条件において，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で，更に過酷な条件を想定して，PAR の設計を実施する。

(1)　水素漏えい条件

水素漏えい条件は，表 2－2 に示すとおり，有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表 2－2　PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	（参考）有効性評価結果 （雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損））
水素発生量	約 1600kg （AFC（燃料有効部被覆管） 100%相当）	約 600kg （AFC 約 39%相当）
格納容器漏えい率	10%/day	約 1.0%/day ： AEC 式（2Pd 時）

a.　水素発生量(AFC 100%)について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））における水素発生量は，約 600kg（AFC 約 39%相当の水素発生量）であるが，更に過酷な条件として，約 1600 kg（AFC100%相当）が発生するものとして PAR を設計する。

b.　格納容器漏えい率について

重大事故時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は，以下の AEC(Atomic Energy Commission)の式から設定する。重大事故時は，原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため，2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時条件として 200 ℃，2Pd，AFC100 %相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素 33vol%，窒素 21vol%，水蒸気 46vol%）を踏まえると，AEC の式から約 1.0%/day となる。この値は，有効性評価結果を包含した条件であるが，更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し，PAR を設計する。

（AEC の式）

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L　：格納容器漏えい率
L_0　：設計漏えい率
P_t　：格納容器内圧力
P_a　：格納容器外圧力
P_b　：格納容器設計圧力
R_t　：事故時の気体定数
R_b　：空気の気体定数
T_t　：格納容器内温度
T_b　：格納容器設計温度

2.1.3　水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2－3 に示す。

表 2－3　PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h（1 基当たり） （水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃において）
PAR 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋オペレーティングフロア）

(1)　水素処理容量について

PAR の水素処理容量は，以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式（2.1）}$$

DR：水素処理容量［kg/h（1 基当たり）］

A　：定数 [redacted]

C_{H2}：PAR 入口水素濃度［vol%］

P　：圧力［10^5Pa］

T　：温度［K］

SF：スケールファクタ［—］

式（2.1）は，メーカによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は，単位時間当たり PAR 内部を通過し，酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88 枚）に対して，実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は，11 枚であり，スケールファクタは，「11/88（＝0.125）」となる。

これらに表 2－4 の条件を設定し，PAR の水素処理容量は，0.250kg/h（1 基当たり）（水素濃度 4vol%，大気圧，100℃）とする。

表 2－4　水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 C_{H2}	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため，4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325×10^5Pa）とする。
温度 T	保守的に 100℃（373.15K）とする。

(2)　PAR 設置基数

PAR の実機設計においては，PAR の設置環境を踏まえ，式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（$F_{inhibit}$）を乗じた式（2.2）を用いる。

反応阻害物質ファクタとは，重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の実機設計における水素処理容量は，PAR の水素処理容量 0.250kg/h（1 基当たり）に 0.5 を乗じた 0.125kg/h（1 基当たり）とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\text{式 (2.2)}$$

DR：水素処理容量［kg/h（1 基当たり）］

A　：定数 [redacted]

C_{H2}：PAR 入口水素濃度［vol%］

P　：圧力［10^5 Pa］

T　：温度［K］

SF：スケールファクタ［＝0.125］

$F_{inhibit}$：反応阻害物質ファクタ［＝0.5］

これに表 2－2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ，PAR の必要基数 54 基以上に余裕を見込み 56 基設置する。

PAR 必要基数　＝水素発生量×格納容器漏えい率／24［h/day］／設計水素処理容量

＝1600［kg］×10［%/day］／24［h/day］／0.125［kg/h（1 基当たり）］

＝53.3［基］

2.2　原子炉建屋原子炉区域の水素挙動

PAR の効果について，GOTHIC コードによる解析により原子炉建屋原子炉区域の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2－5 及び表 2－6 に，原子炉建屋原子炉区域の解析モデルを図 2－2 及び図 2－3 に，解析モデルにおける原子炉建屋地上 4 階の PAR の配置を図 2－4 に示す。

表 2－5　PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　:水素処理容量（kg/h（1 基当たり）） A　　: 定数 CH2　: PAR 入口水素濃度（vol%） P　　: 圧力(10^5Pa) T　　: 温度(K) SF　: スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質 ファクタ $F_{inhibit}$	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 （事故初期より一定）
	(3)低酸素 ファクタ F_{lowO2}	低酸素ファクタは以下のとおりとする。ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}　: 酸素濃度(vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C_{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O2on}	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 基数	実際の設置基数	56 基
3	PAR 設置位置	図 2－4 参照	—

表 2－6　その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (1) 圧力（初期条件）	大気圧	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし，他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2) 温度（初期条件）	40℃	想定される高めの温度として設定
	(3) 組成（初期条件）	相対湿度 70%の空気	想定される高めの湿度として設定
	(4) 空間容積（固定）	4 階：36100m^3 3 階：3400m^3 2 階：2200m^3 1 階：3900m^3 地下 1 階：1200m^3 地下 2 階：7100m^3 地下 3 階：6100m^3	原子炉建屋地上 4 階の容積は，低減率 0.85 とする。（躯体分，機器配管分を差し引いた値） 原子炉建屋地上 4 階以外の容積は，原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出
	(5)ハッチ開口面積（固定）	4 階-3 階：44.5m^2 3 階-2 階：60.6m^2 2 階-1 階：57.5m^2 1 階-地下 1 階：11.02m^2 地下 1 階-地下 2 階：7.25m^2 地下 2 階-地下 3 階：4.05m^2	原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力（固定） (2) 温度（固定） (3) 酸素濃度（固定） (4) 窒素濃度（固定）	 101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	 大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	 原子炉建屋地上 4 階	 原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 （原子炉建屋地上 4 階壁面）	 凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	 GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル：DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル： 垂直平板（壁面） 水平平板（天井）
	(2) 壁厚さ（固定）	下部壁：[redacted] 上部壁：[redacted] 天井：[redacted]	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率（固定）	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱（固定）	1kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度（固定）	2400kg/m^3	同上
	(6) 外壁熱伝達率（壁面－外気）	5W/m^2/K	原子炉建屋原子炉区域の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
	(7) 外気温（固定）	40℃	想定される高めの温度として設定
	(8) 放熱面積（固定）	下部壁：514.8m^2 上部壁：2281.6m^2 天井：2360.16m^2	躯体図より算出

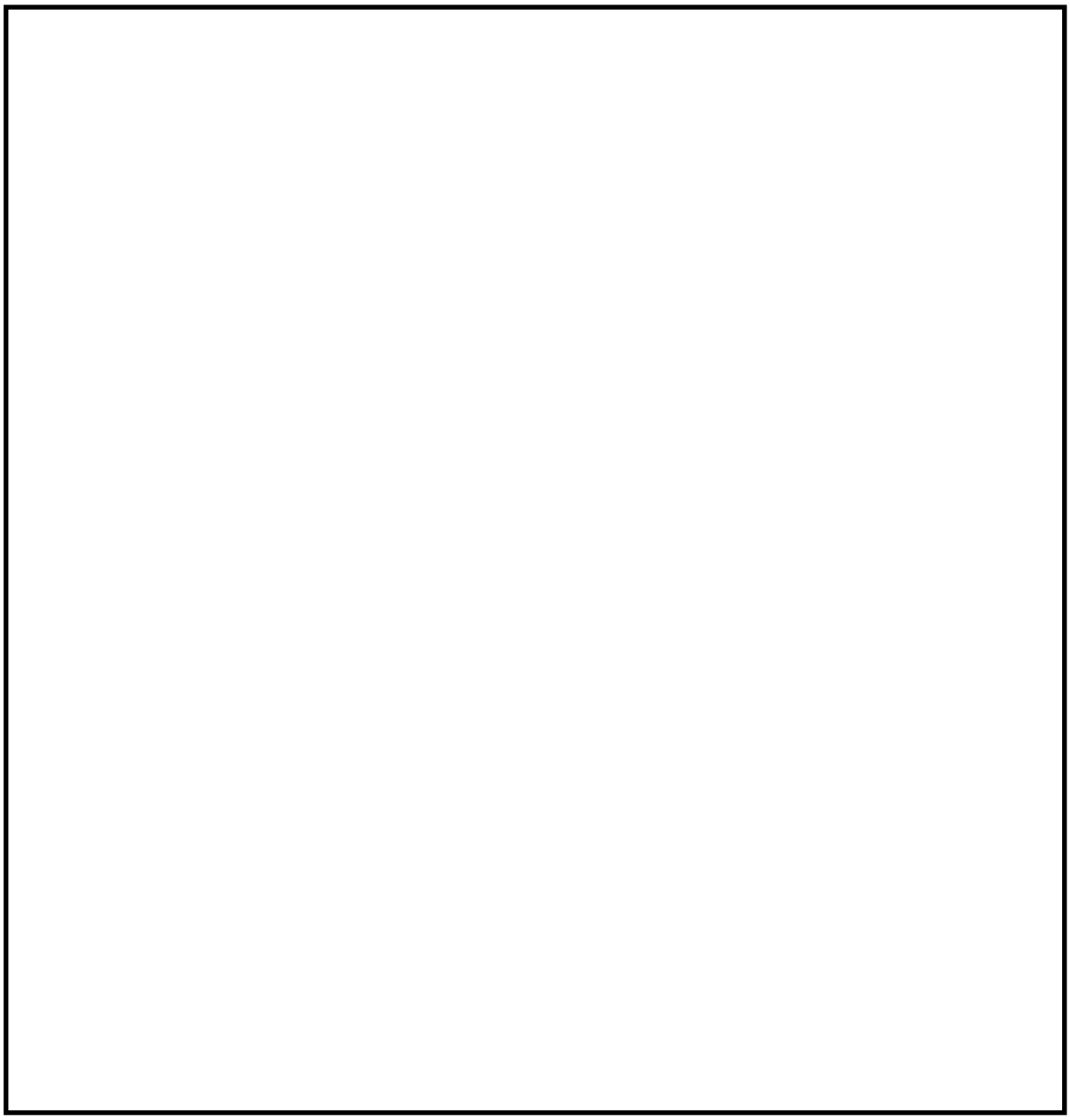


図 2－2　GOTHIC 解析モデル

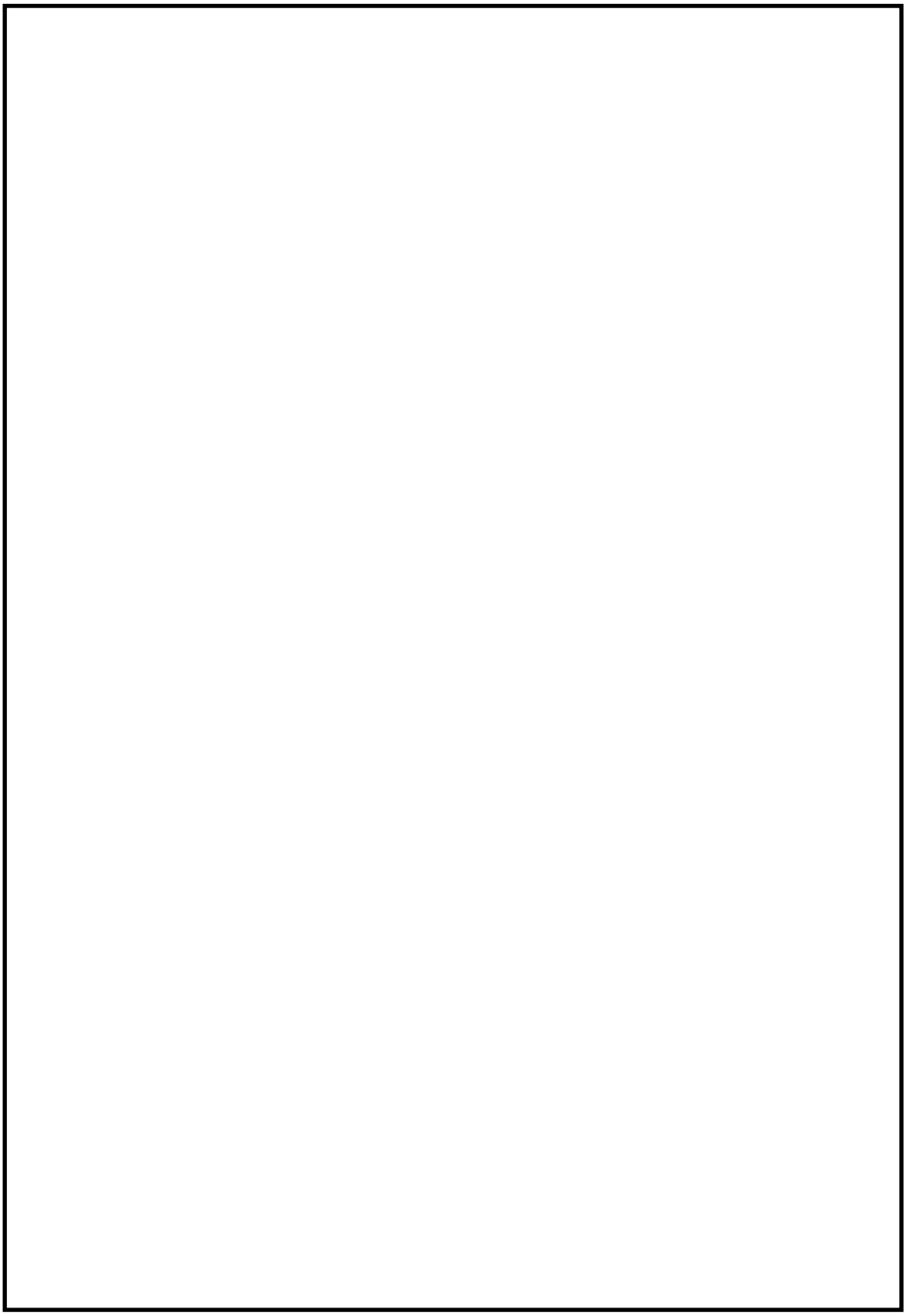


図 2－3　原子炉建屋地上 4 階サブボリューム分割イメージ

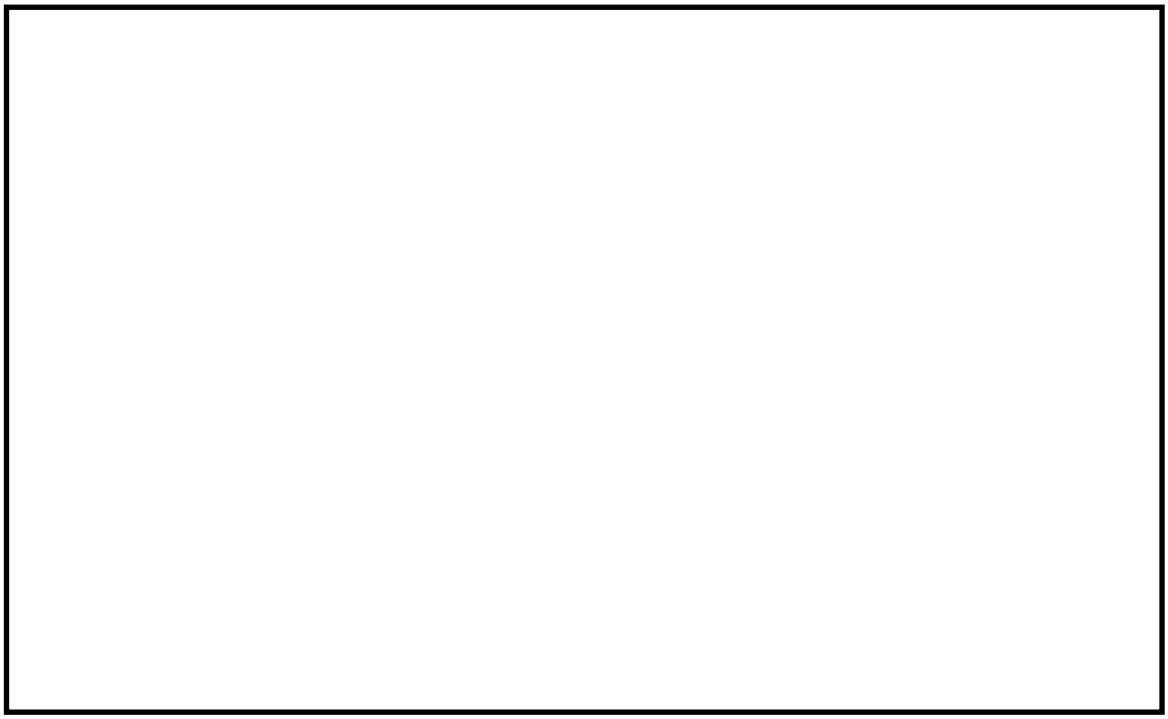


図 2－4　PAR 設置箇所

2.2.1　解析条件

(1)　原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域への漏えい条件として，「a．有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件」，「b．有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件」，「c．設計条件」のいずれかを用いる。

a.　有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2－7 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，図 2－5 から図 2－7 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

圧力については，格納容器ベント想定時刻までは格納容器限界圧力 620kPa(2Pd)とする。格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみの漏えいとなり原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が減少に転じるため，圧力が低い方が水蒸気の漏えいが減少し，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度の減少が緩やかになることから，168 時間後のドライウェル内圧力の下限値以下である格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)とする。なお，約 59 時間後以降はサプレッションチェンバの圧力が解析条件を下回るが，水蒸気のみの漏えいであり，原子炉格納容器内の水素濃度が増加することはなく，また漏えい量も小さく影響は軽微であることから，格納容器最高使用圧力の 0.5 倍である 155kPa(0.5Pd)を解析条件とする。

温度については，ドライウェル内温度が短期的に 200℃を超過するが，格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2－7 に示すとおり水素濃度を保守的に設定していることから，格納容器限界温度 200℃とし，格納容器ベント想定時刻以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については，格納容器ベント想定時刻までは，保守的に c．設計条件と同じとし，格納容器ベント想定時刻以降は，格納容器内は全て蒸気と仮定し，蒸気のみの漏えいが継続するものとする。

格納容器漏えい率については，格納容器ベント想定時刻までは，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値(1.05%/day)及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値(1.06%/day)に対し，マージンを加えて 1.5%/day とする。格納容器ベント想定時刻以降は，AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

b.　有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2－8 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，図 2－8 から図 2－11 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおりに設定する。

K7 ① V-1-8-2-別添 1 R1

圧力については，24 時間後までは格納容器限界圧力 620kPa(2Pd)とし，24 時間後から 84 時間後までは 465kPa(1.5Pd)，84 時間後以降は格納容器最高使用圧力 310kPa(1Pd)とする。

温度については，ドライウェル内温度が短期的に 200℃を超過するが，格納容器漏えい率を温度超過の影響も考慮して保守的に設定していること及び図 2－10 に示すとおり水素濃度を保守的に設定していることから，格納容器限界温度 200℃とし，84 時間後以降は格納容器最高使用温度 171℃とする。

ガス組成については，水素濃度を一定とし，窒素濃度を事象発生前の全量が原子炉格納容器内に残っていると仮定して算出し，残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率については，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値(1.05%/day)及び短期的な温度超過を考慮して AEC の式より算出した値(1.06%/day)を包絡する値である 1.5%/day（0～24 時間），1.0%/day（24～84 時間），0.75%/day（84 時間以降）とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2－9 に示す。格納容器ベントは，想定せず，格納容器漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定とする。

表 2－7　有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

項目	解析条件	
	ベント想定時刻（38h）まで	ベント想定時刻以降
圧力	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	100vol%
水素分率	33vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	0.5%/day

表 2－8　有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件

項目	解析条件					
	D/W			S/C		
	0～24h	24～84h	84～168h	0～24h	24～84h	84～168h
圧力	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)
温度	200℃		171℃	200℃		171℃
水蒸気分率	46vol%	41vol%	33vol%	40vol%	35vol%	27vol%
水素分率	33vol%			39vol%		
窒素分率	21vol%	26vol%	34vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	地上 4 階，地上 2 階の漏えい条件			地下 1 階，地下 2 階の漏えい条件		

表 2－9　設計条件

項目	解析条件
圧力	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃
水蒸気分率	46vol%
水素分率	33vol%
窒素分率	21vol%
格納容器漏えい率	10%/day

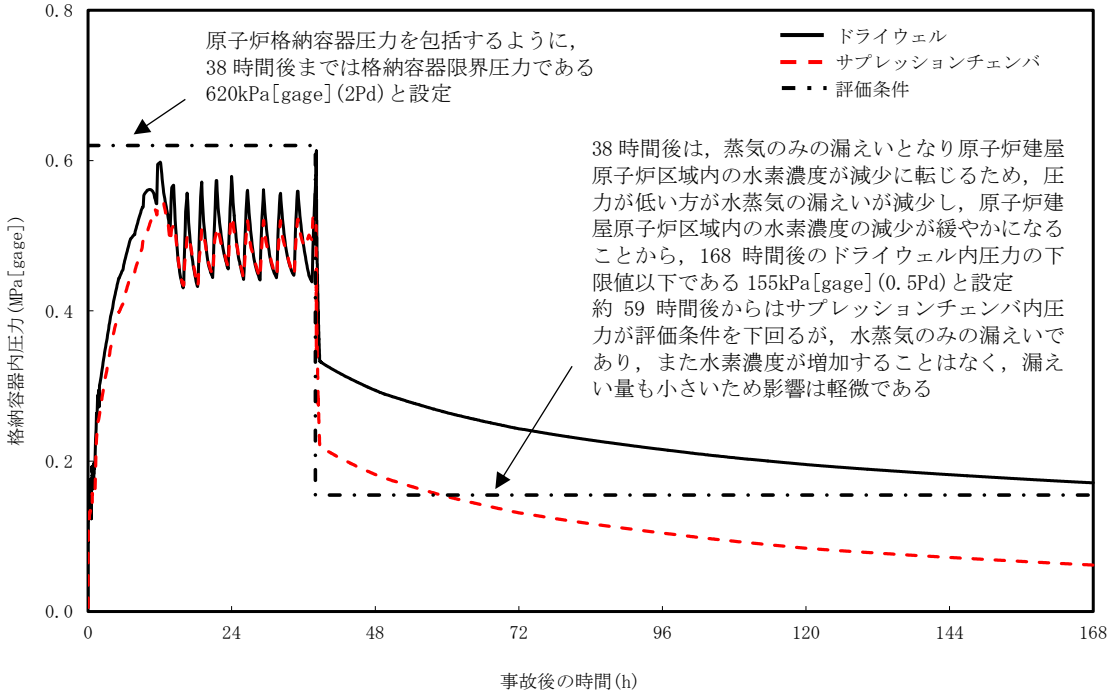


図 2－5　格納容器圧力（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

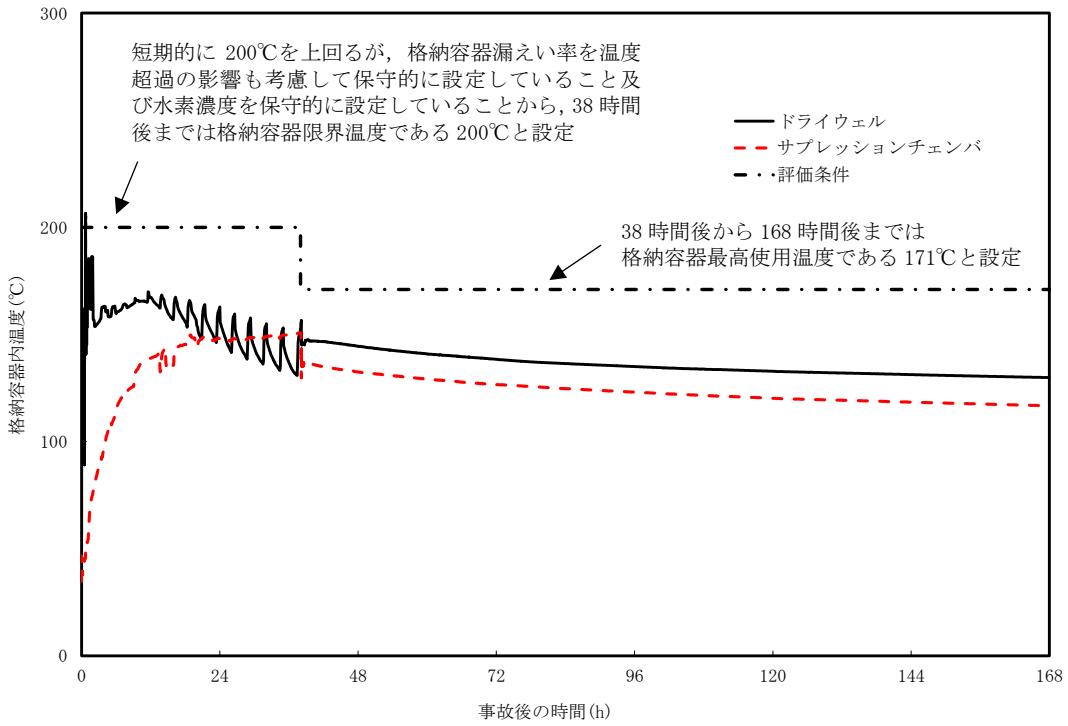


図 2－6　格納容器温度（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

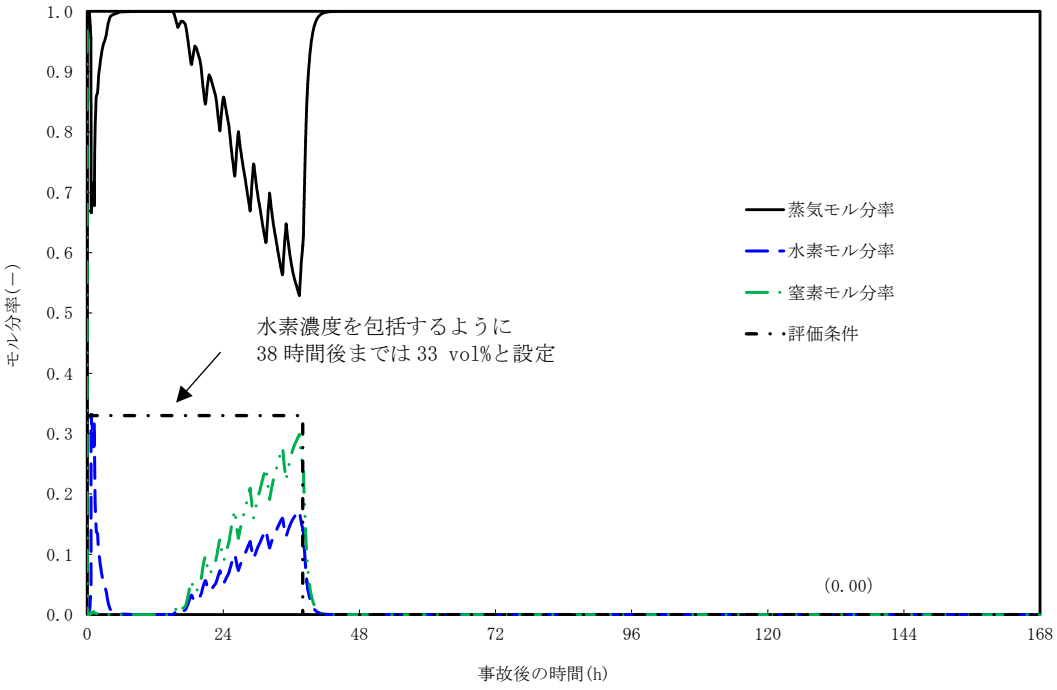


図 2－7　格納容器ガス組成（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件）

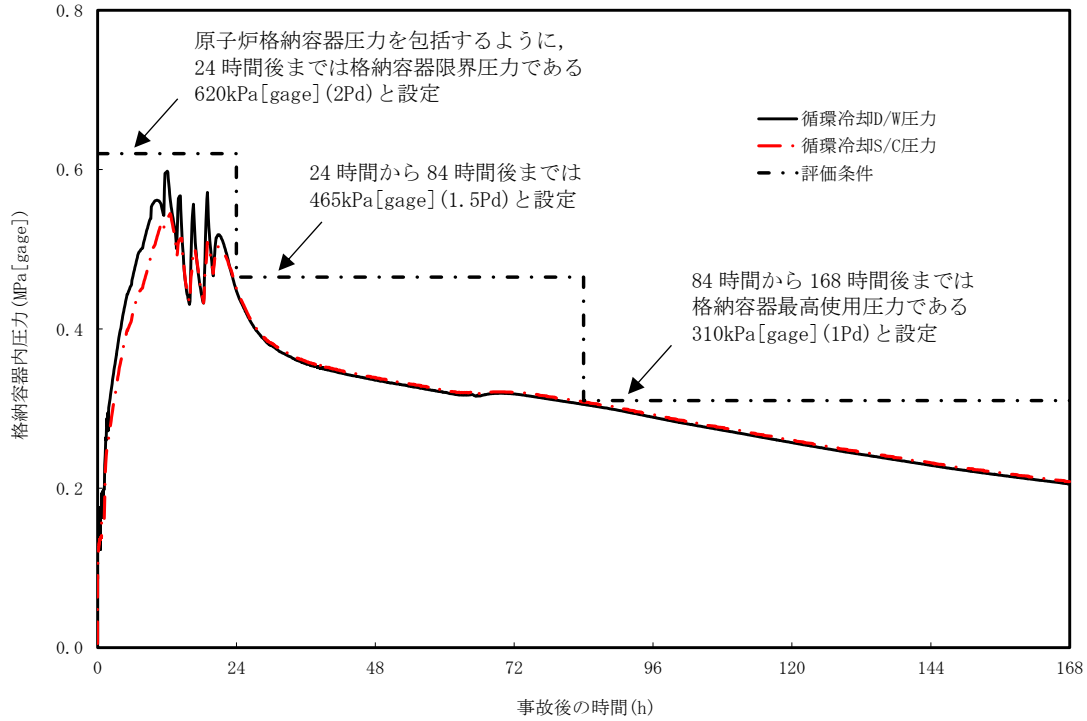


図 2－8　格納容器圧力（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

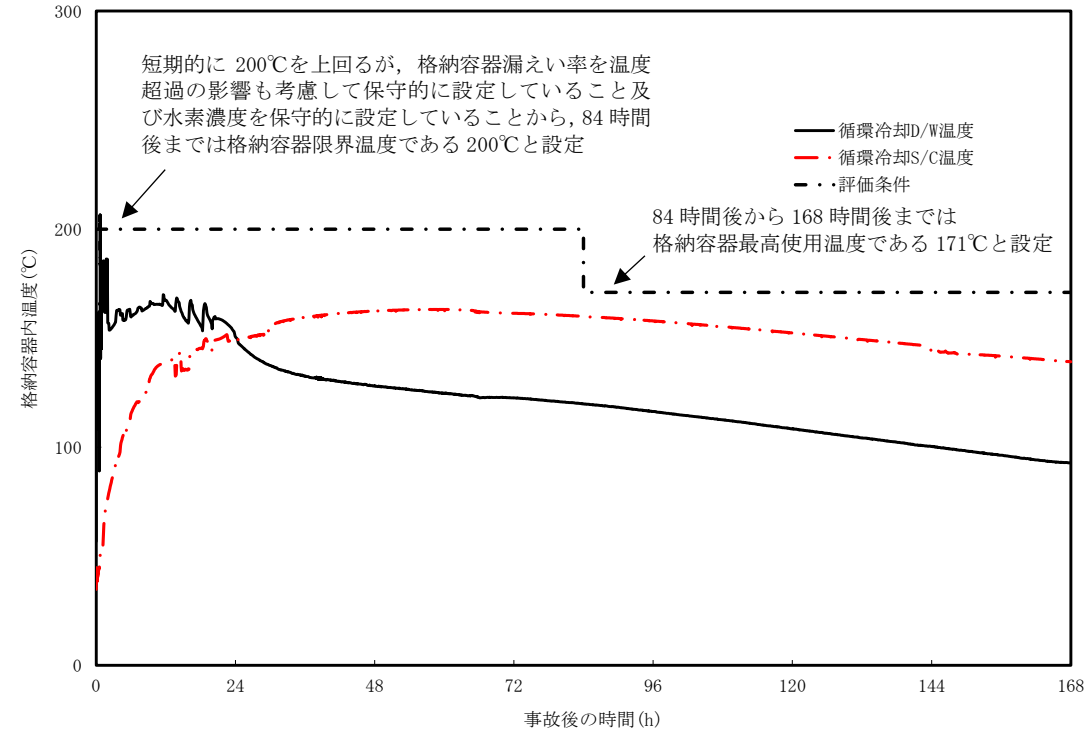


図 2－9　格納容器温度（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

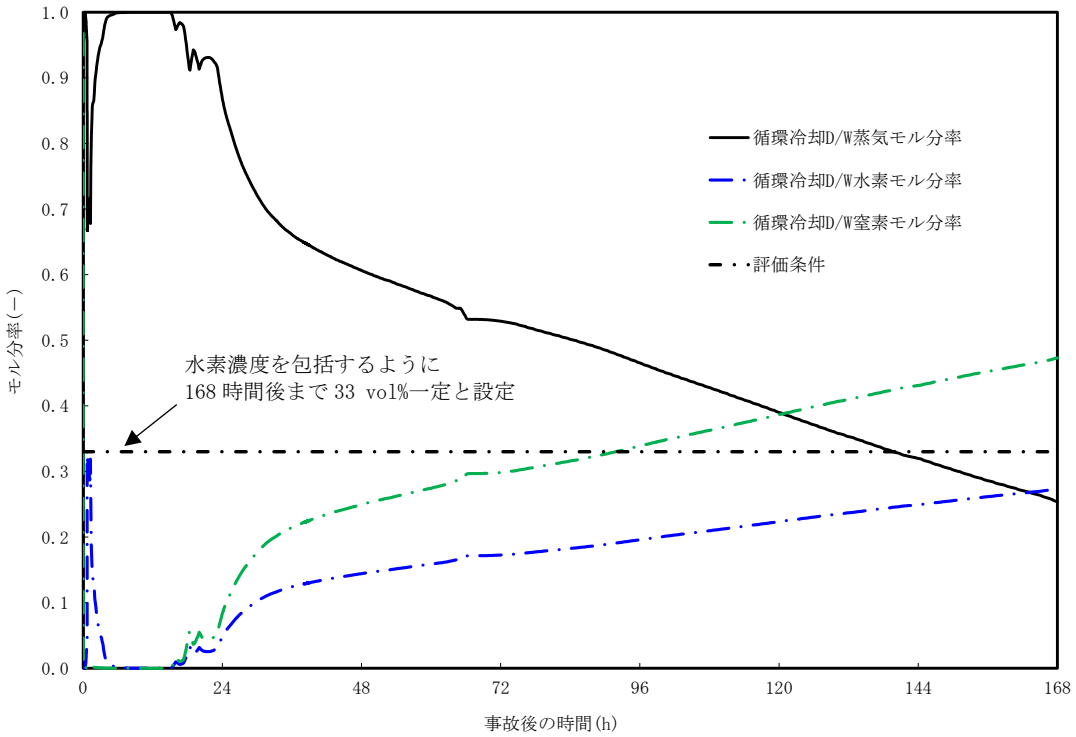


図 2－10　ドライウェルガス組成（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

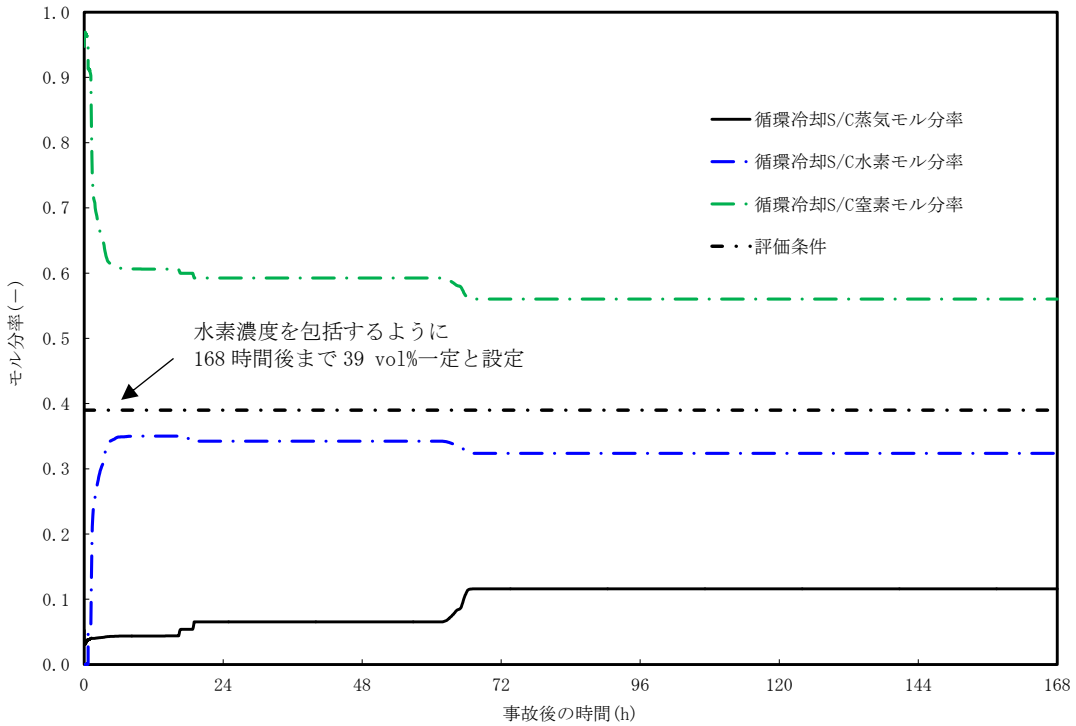


図 2－11　サプレッションチェンバガス組成
（有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）条件）

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は，以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋地上4階）
・上部ドライウェル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地上2階東側）
・ISI用ハッチ（原子炉建屋地上2階東側）
・上部ドライウェル所員用エアロック（原子炉建屋地上2階東側）
・サプレッションチェンバ出入口（原子炉建屋地下1階西側）
・下部ドライウェル機器搬入用ハッチ（原子炉建屋地下2階東側）
・下部ドライウェル所員用エアロック（原子炉建屋地下2階西側）

原子炉建屋地上4階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合，各フロアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を表2－10に示す。

部屋の位置を図2－11から図2－13に示す。

表2－10　水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア		漏えい個所	口径[mm]	周長*1[mm]	周長割合*2	漏えい量割合*3	漏えいの対象とする局所エリア
地上4階		原子炉格納容器トップヘッドフランジ					—
地上2階	東側	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ					上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室
		ISI用ハッチ					
	東側	上部ドライウェル所員用エアロック					上部ドライウェル所員用エアロック室
地下1階	西側	サプレッションチェンバ出入口					サプレッションチェンバ出入口室
地下2階	東側	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ					下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室
	西側	下部ドライウェル所員用エアロック					下部ドライウェル所員用エアロック室

注記＊1：所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は，漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。
＊2：周長割合は，漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。
＊3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

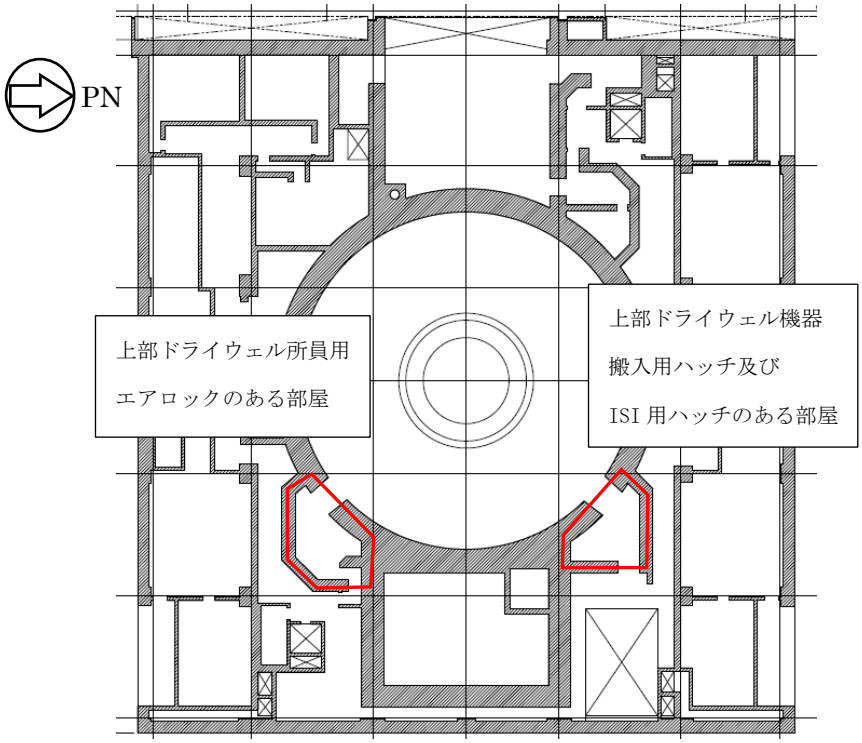


図 2－11　原子炉建屋地上 2 階

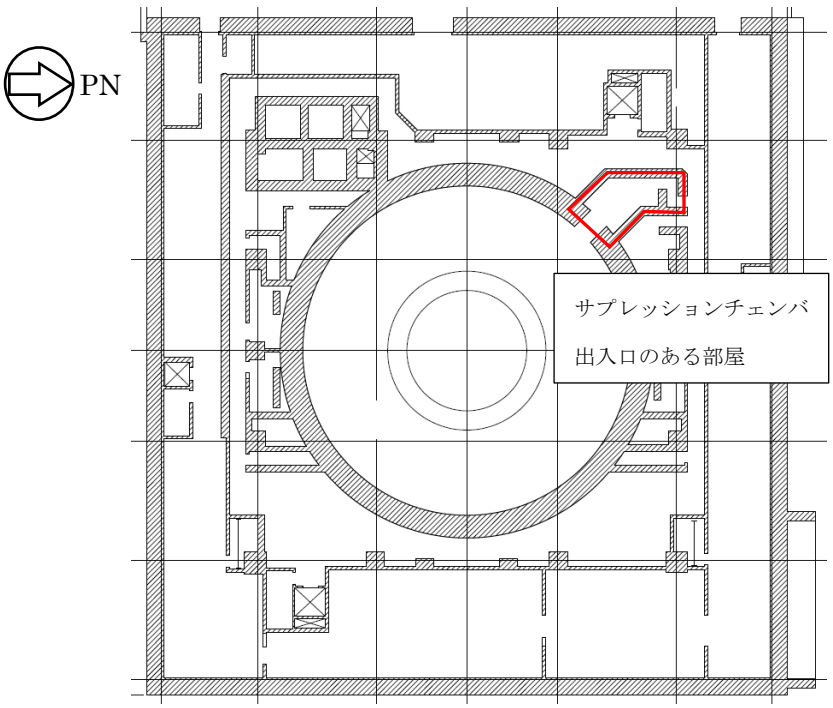


図 2－12　原子炉建屋地下 1 階

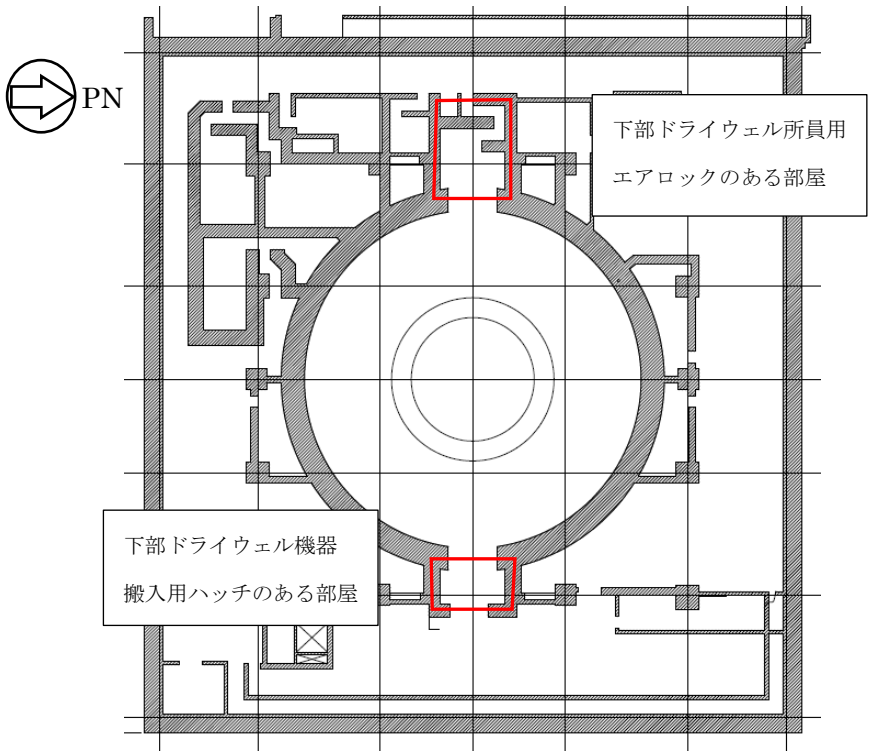


図 2－13　原子炉建屋地下 2 階

2.2.2　解析結果

2.2.1 で示した解析条件の組み合わせから，表 2－11 に示す 3 ケースを選定し，解析を行った。

表 2－11　解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋　全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ （格納容器過圧・過温） （代替循環冷却系を使用しない場合）	有効性評価シナリオ （格納容器過圧・過温） （代替循環冷却系を使用する場合）	設計条件
漏えい箇所	オペフロ*＋下層階	オペフロ*＋下層階	オペフロ*のみ
格納容器 漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	10%/day

注記＊：表中のオペフロは原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋オペレーティングフロア）を示す。

ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 2：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，全漏えい量を原子炉建屋地上 4 階及び下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため，ケース 1 及びケース 2 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて，全漏えい量が原子炉建屋地上 4 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。

(1) ケース1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋地上4階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図2－14に示す。

また，原子炉建屋地上4階における水素の成層化を確認するため，原子炉建屋地上4階を100個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図2－15に示す。

下層階から漏えいした水素は，大物搬入口及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋原子炉区域全域で水素濃度が均一化される。また，事故発生後38時間で格納容器ベントが行われ，原子炉建屋原子炉区域の水素濃度は，PAR起動水素濃度である1.5vol%未満となる結果となった。

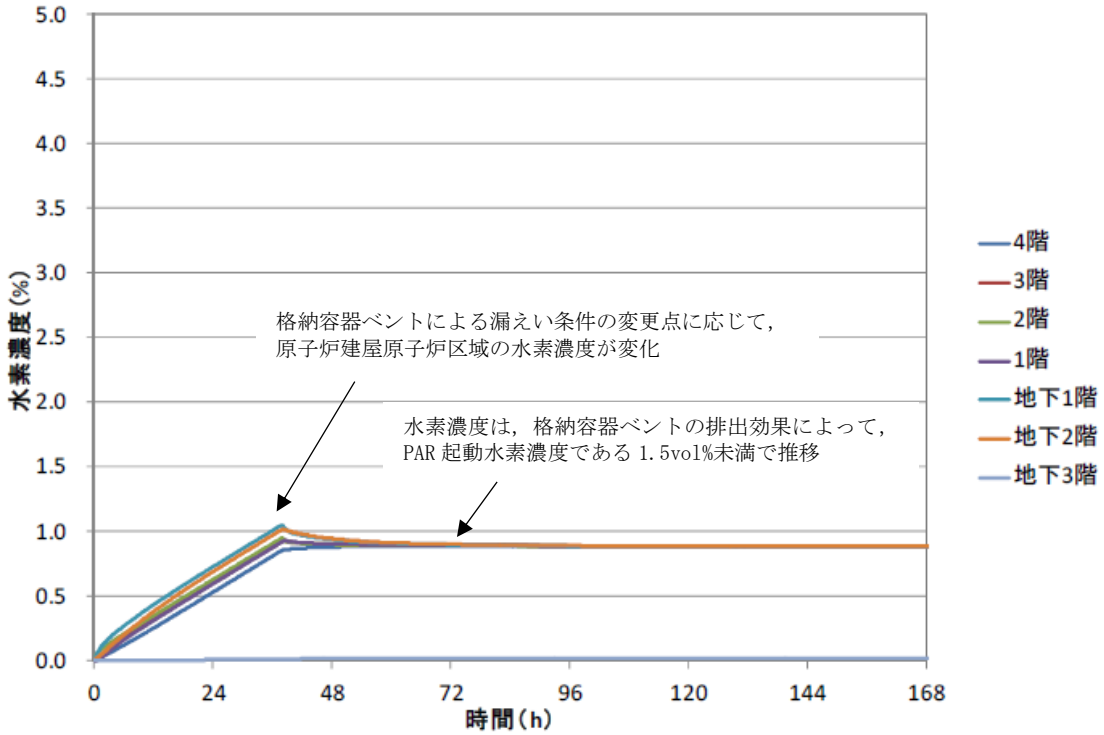


図2－14　ケース1　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

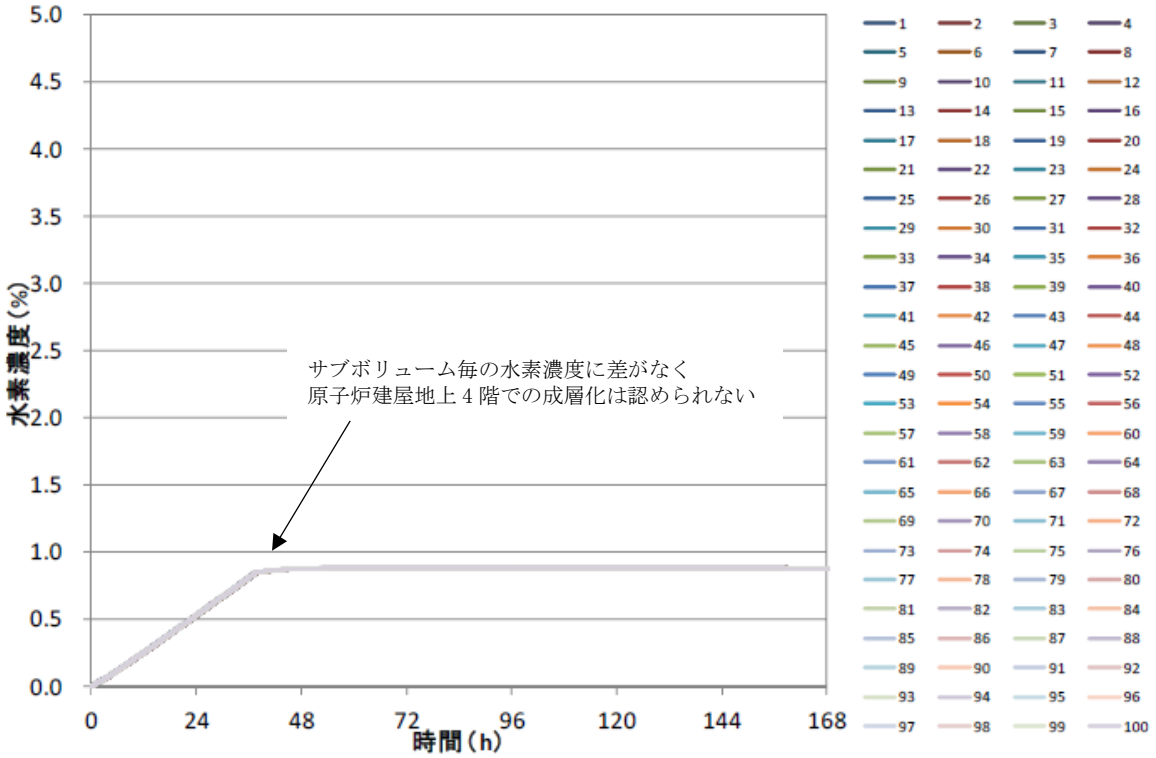


図 2－15　ケース 1　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(2)　ケース 2

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋地上 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2－16 に示す。

また，原子炉建屋地上 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2－17 に示す。

本ケースにおいても，水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることはない。

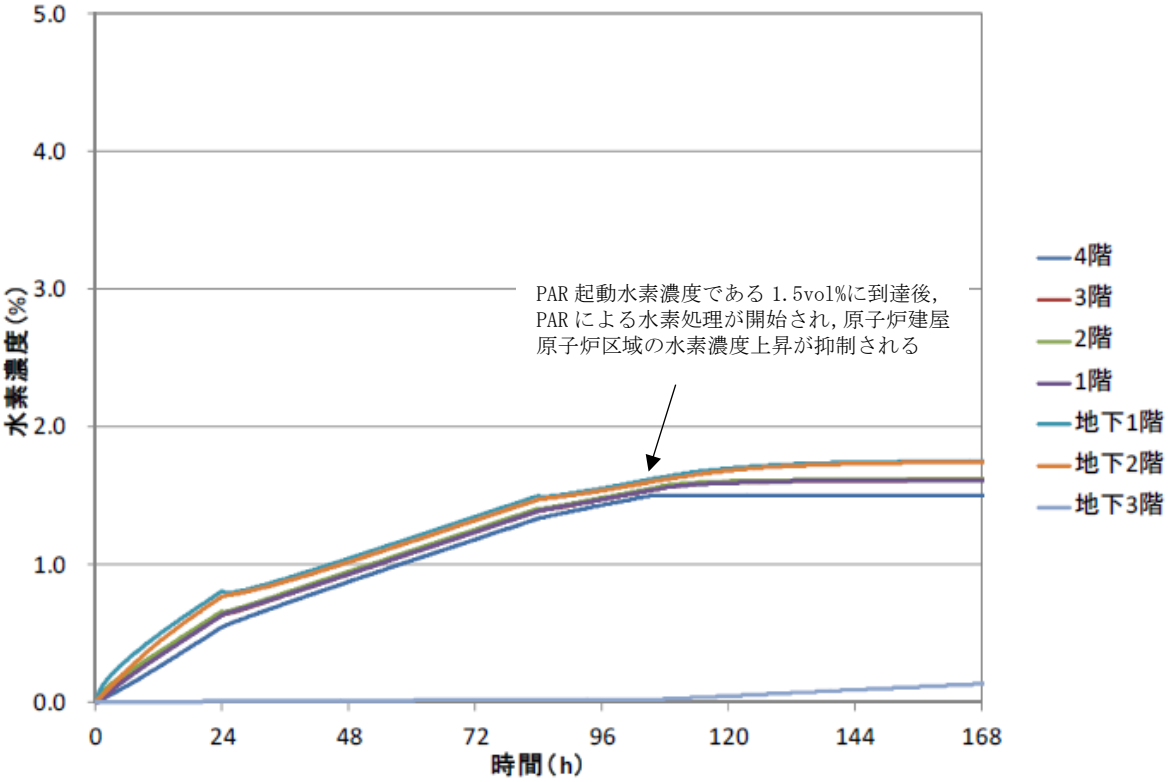


図 2－16　ケース 2　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

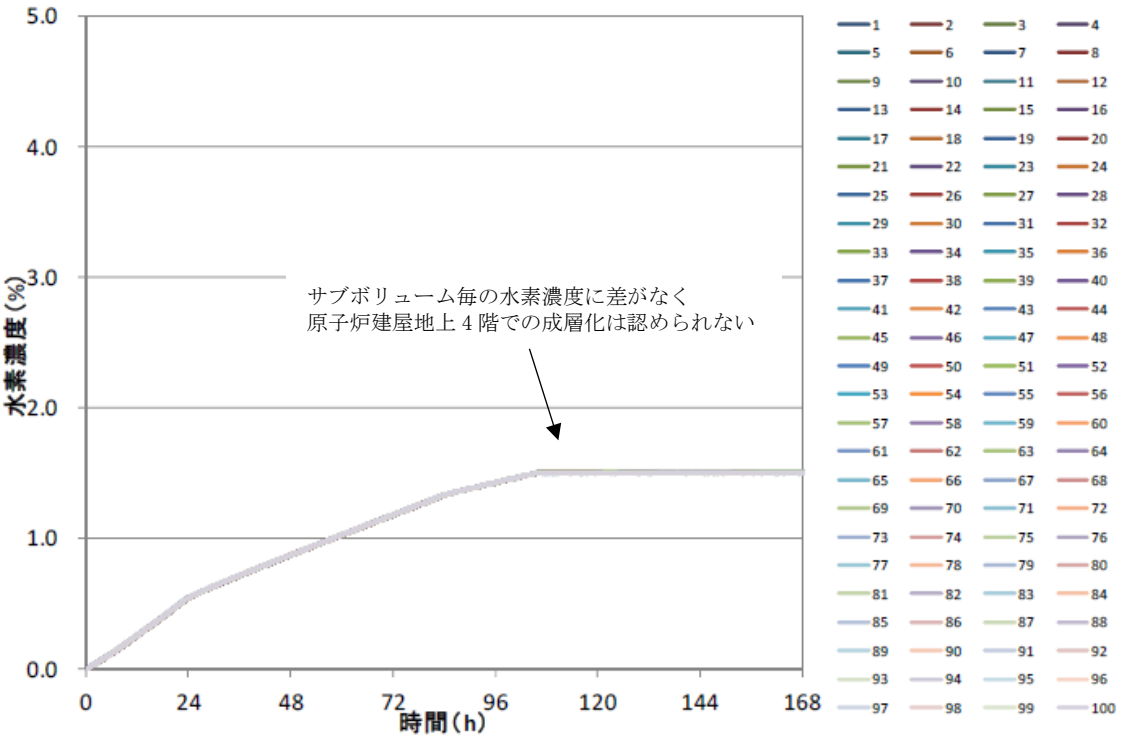


図 2－17　ケース 2　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(3)　ケース 3

設計裕度の確認を行うため，有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC 100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋地上 4 階のみから漏えいすると仮定して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2－18 に示す。

また，原子炉建屋地上 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2－19 に示す。

図 2－18 から，設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることはない。なお，格納容器ベント未実施ケースにおいて，事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋地上 4 階で水素濃度の上昇が発生しているが，これは大量に発生した水素を処理し続けた結果，酸素が欠乏したことにより，PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい，PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。また，PAR の設置によって水素濃度が 4vol%に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから，設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できる。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため，例えば，この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで，水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2－20 に示す。

また，図 2－19 に示すとおり，原子炉建屋地上 4 階は，均一化されており，成層化しない。

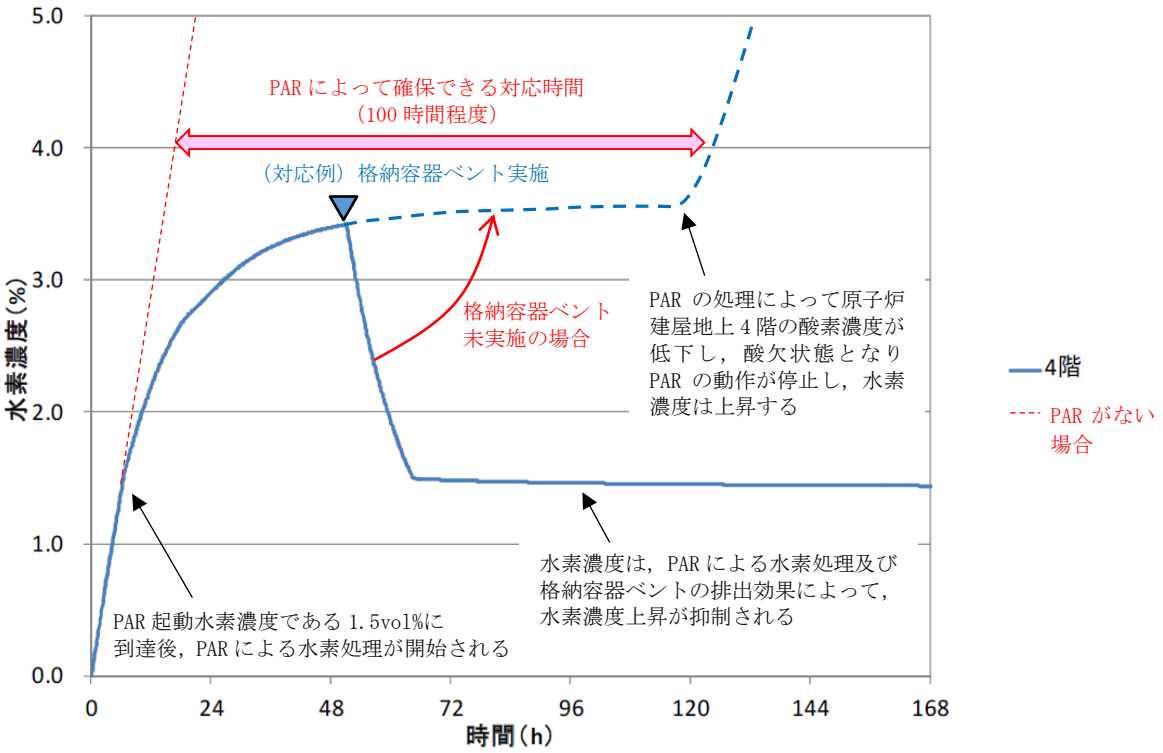


図 2－18　ケース 3　水素濃度の時間変化（原子炉建屋地上 4 階）

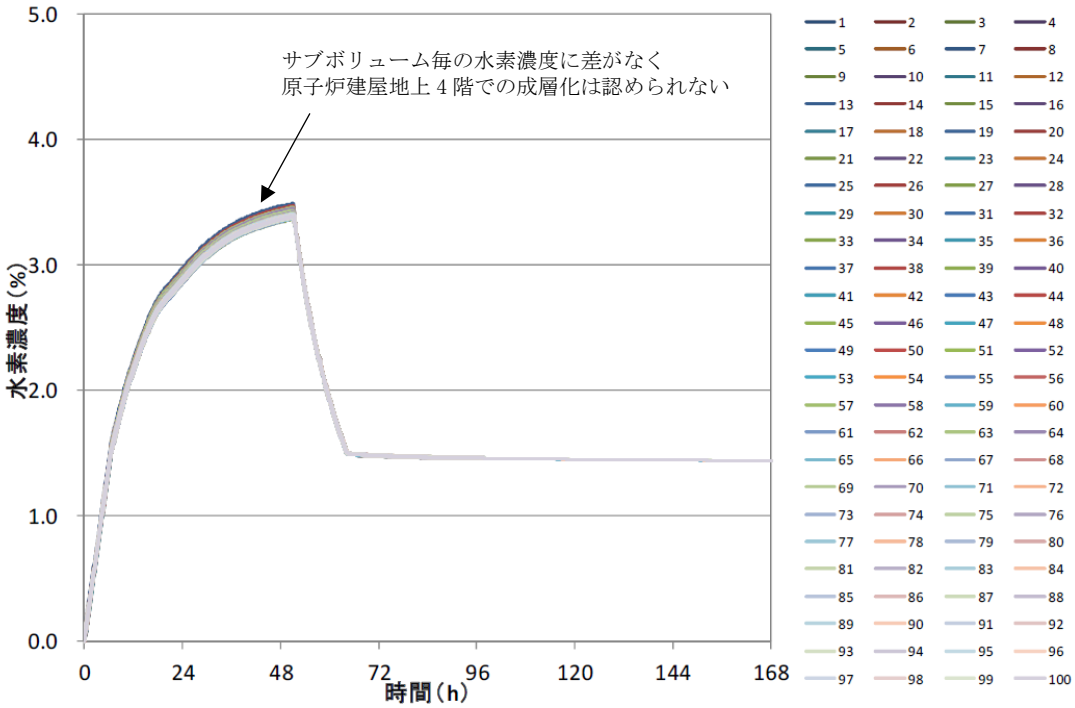
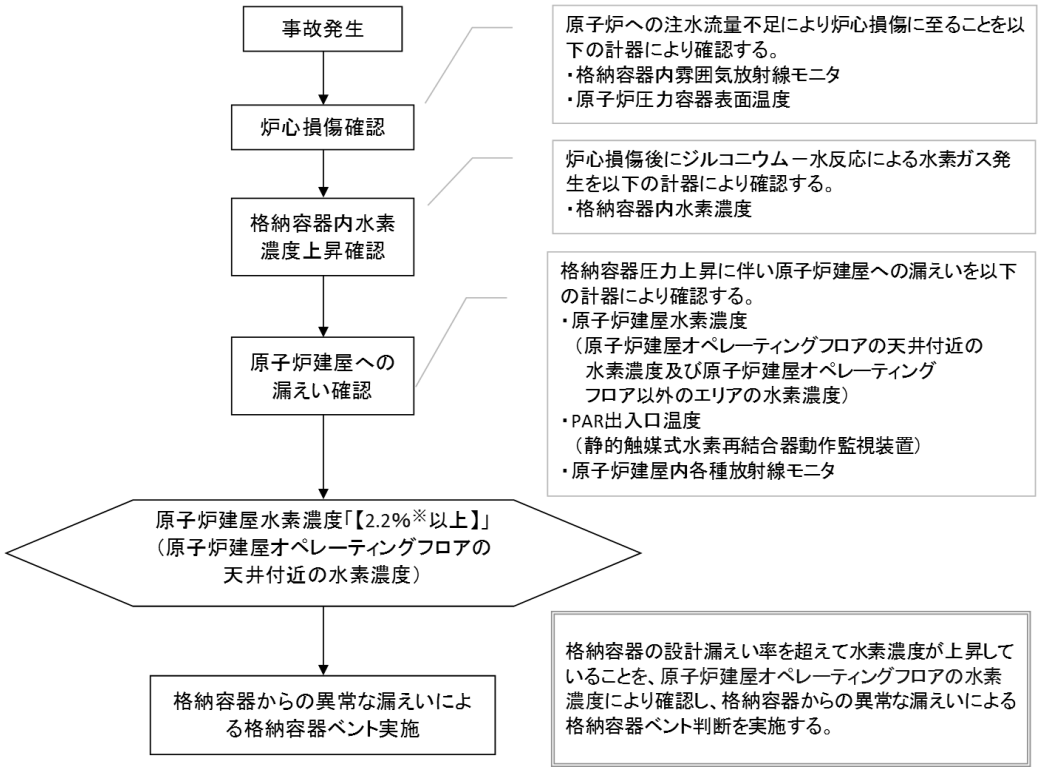


図 2－19　ケース 3　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）



※格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は，可燃限界（水素濃度 4%）に計器誤差（±1%），運転操作の余裕（0.8%＝約 6 時間）を見込んだ値として設定。

図 2－20　格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

2.3　水素濃度監視設備

2.3.1　水素濃度監視設備の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として，原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）において連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋地上4階まで上昇し，滞留することが予想される。PAR は，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR により上昇気流が発生し，原子炉建屋地上 4 階の水素は，自然対流により拡散される。これらを考慮し，設置位置は，水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階の天井付近とする。（図 2－21 参照）

なお，局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，局所エリアに漏えいした水素を測定するため原子炉建屋水素濃度を設置し，事故時の監視性能を向上させる。（図 2－22 から図 2－24 参照）

これにより，原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と，水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上4階での濃度の両方が監視できることとなり，原子炉建屋原子炉区域内全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.3.2　水素濃度監視設備の主要仕様

(1)　機器仕様

種類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20vol%

個数：8個

(2)　配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2－21 から図 2－24 に示す。

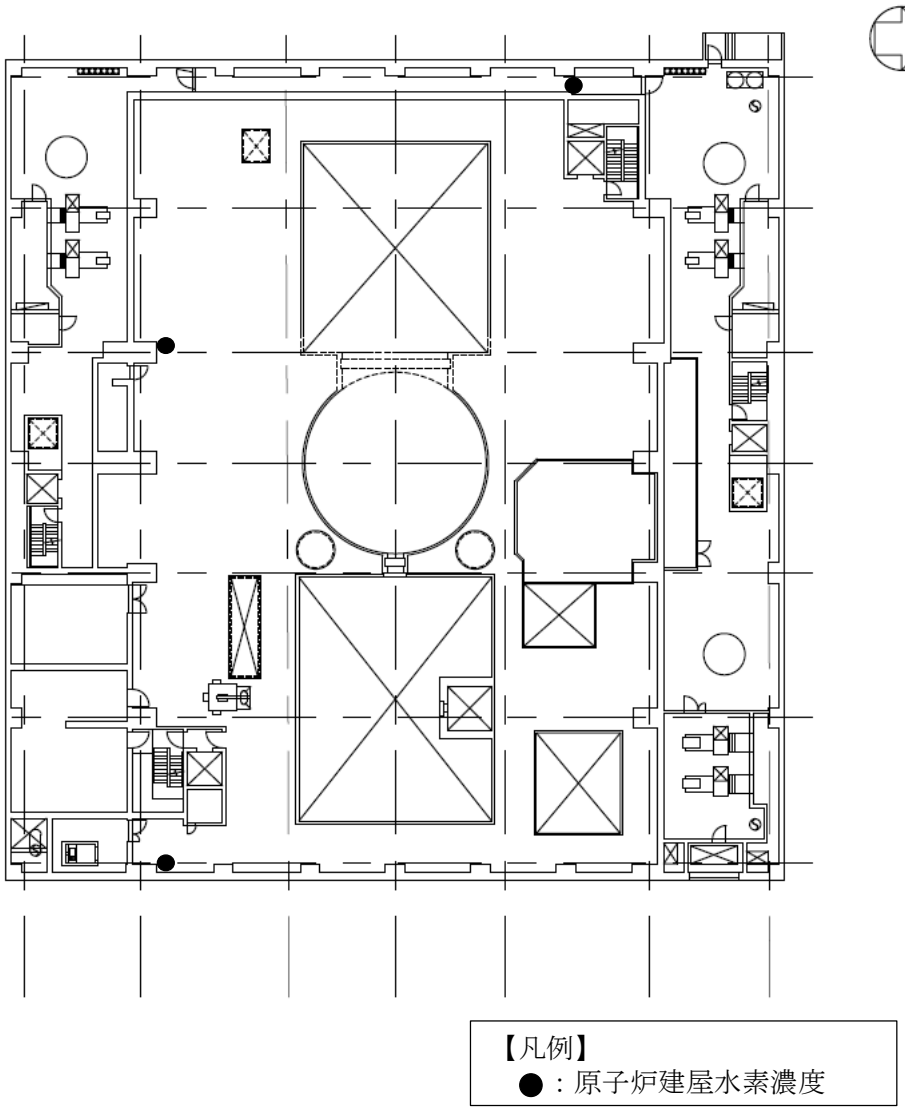


図 2－21　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 4 階）

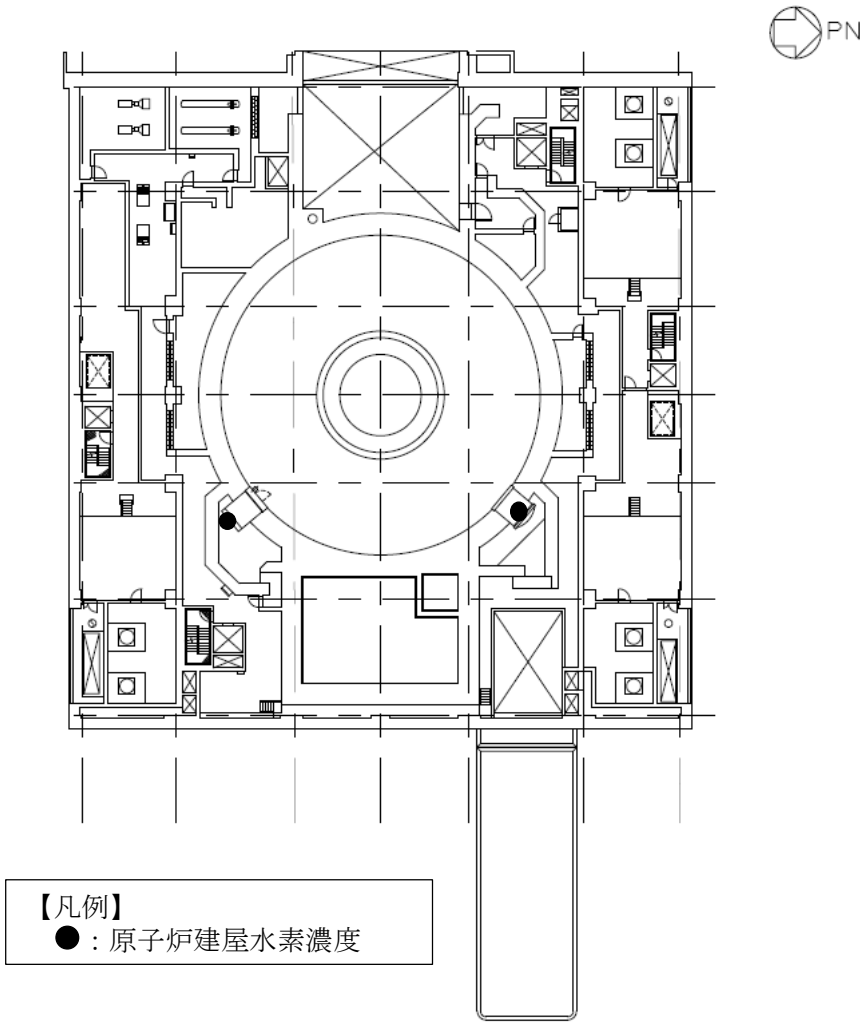


図 2－22　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地上 2 階）

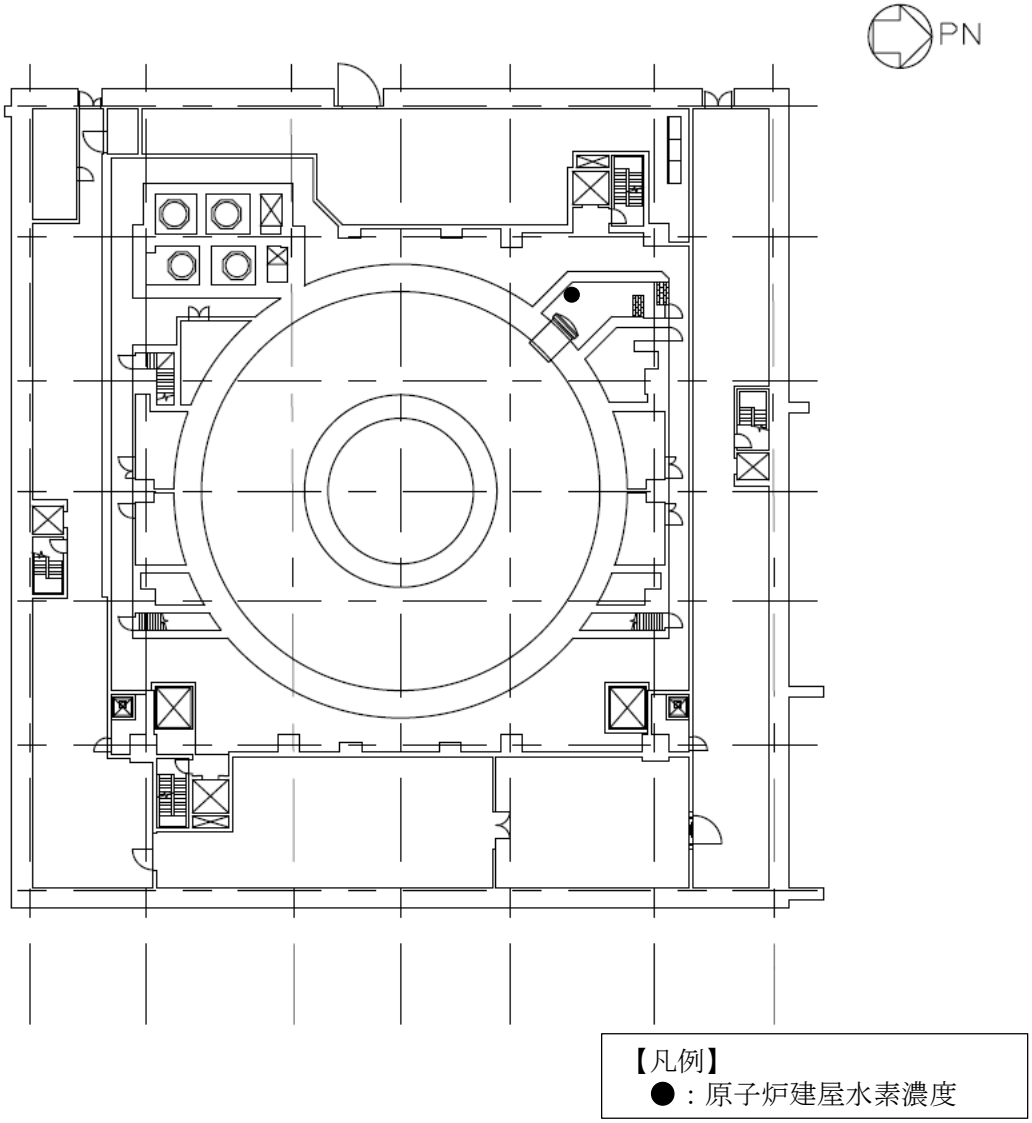


図 2－23　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 1 階）

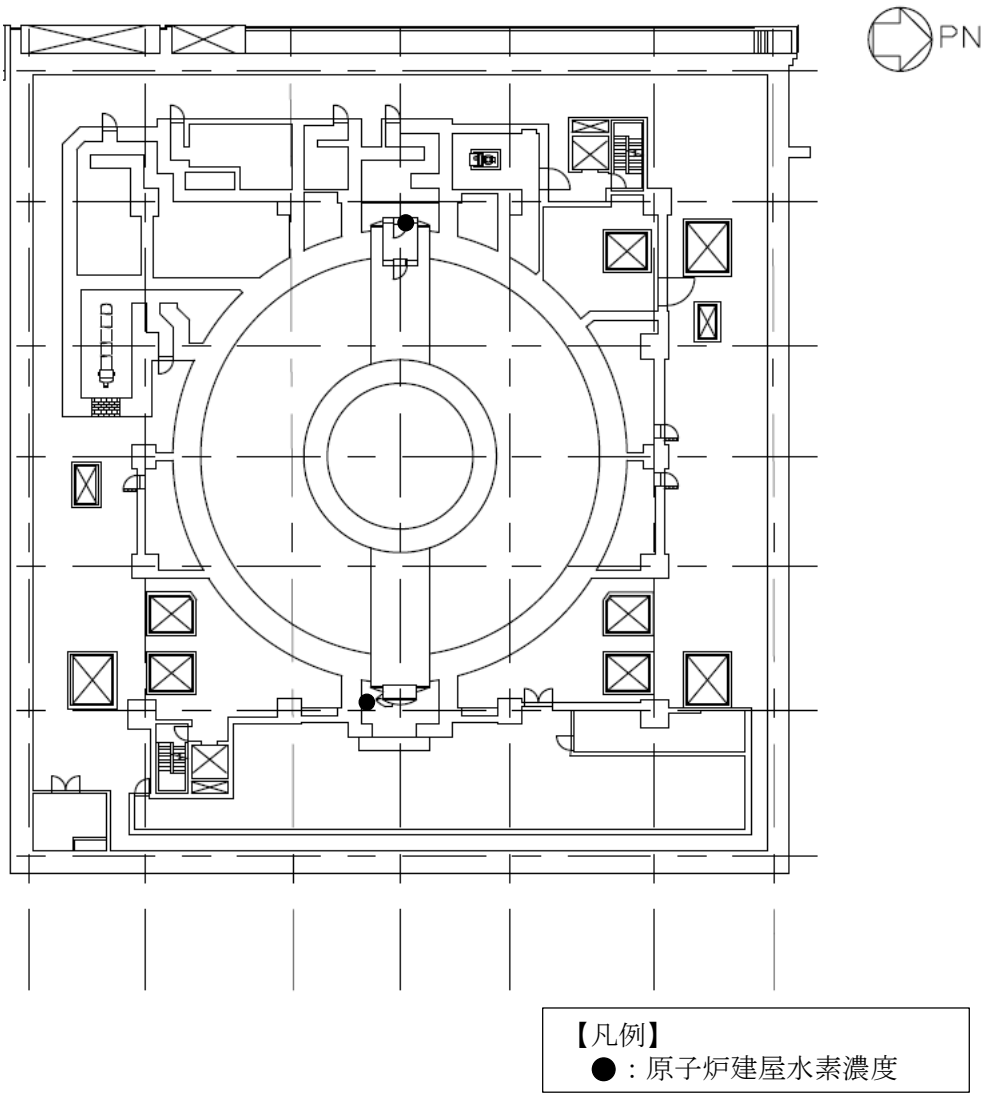


図 2－24　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下 2 階）

(3)　システム構成

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電気信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に指示し，記録する。原子炉建屋水素濃度の概略構成を図2－25，2－26に示す。

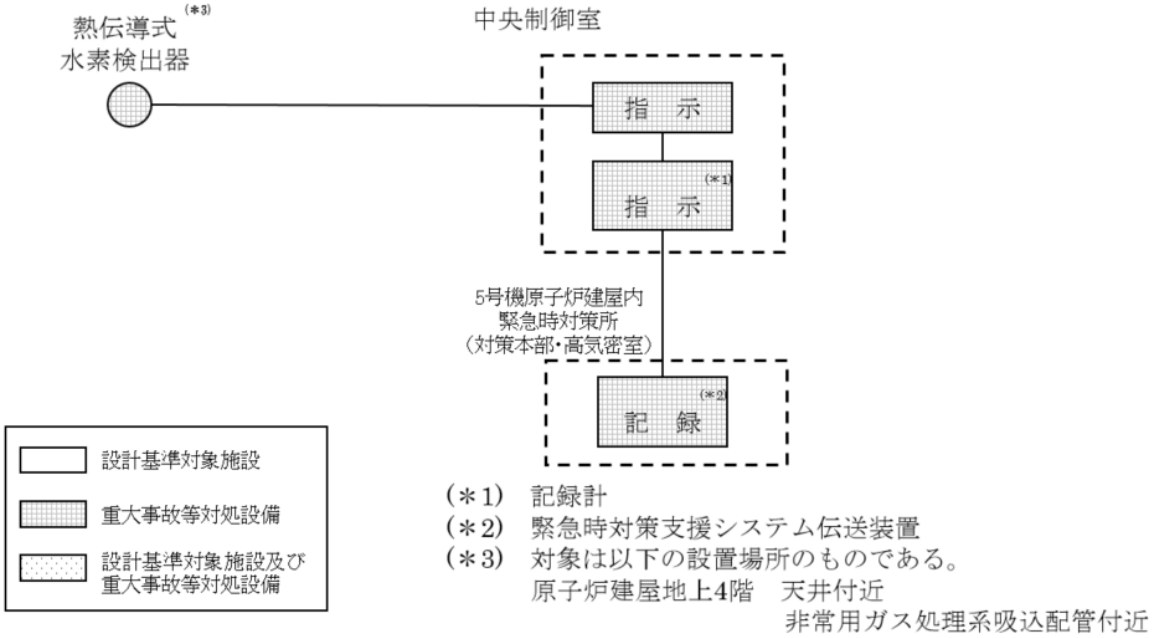


図 2－25　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

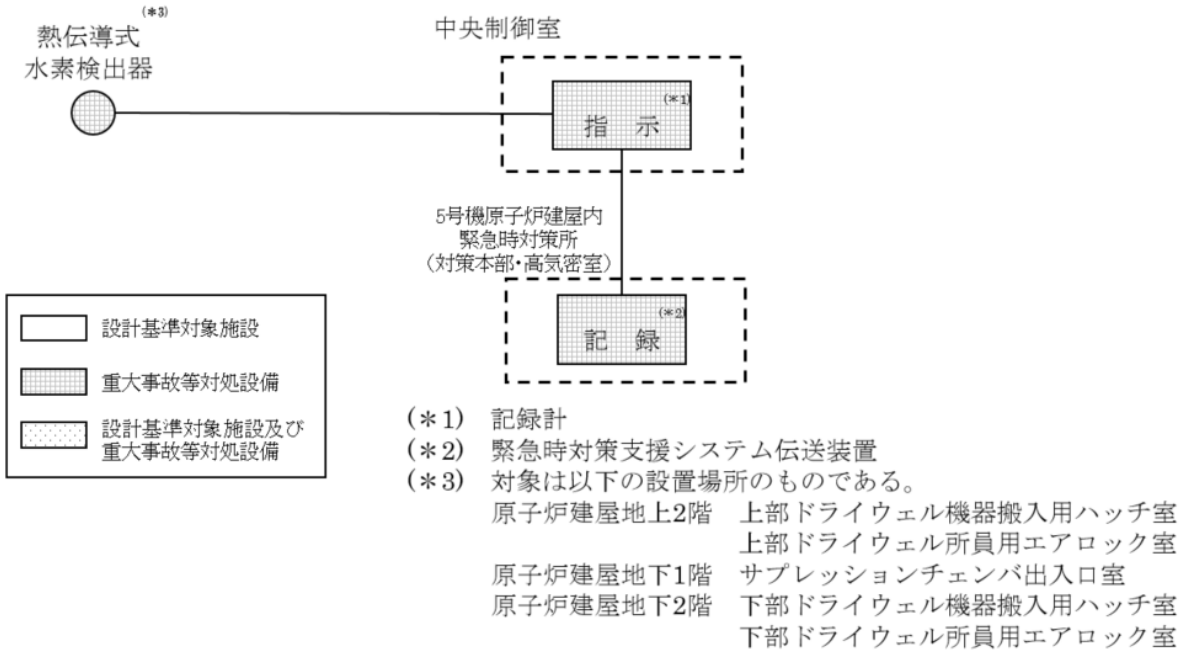


図 2－26　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4)　代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から供給が可能な設計としている（図2－27参照）。

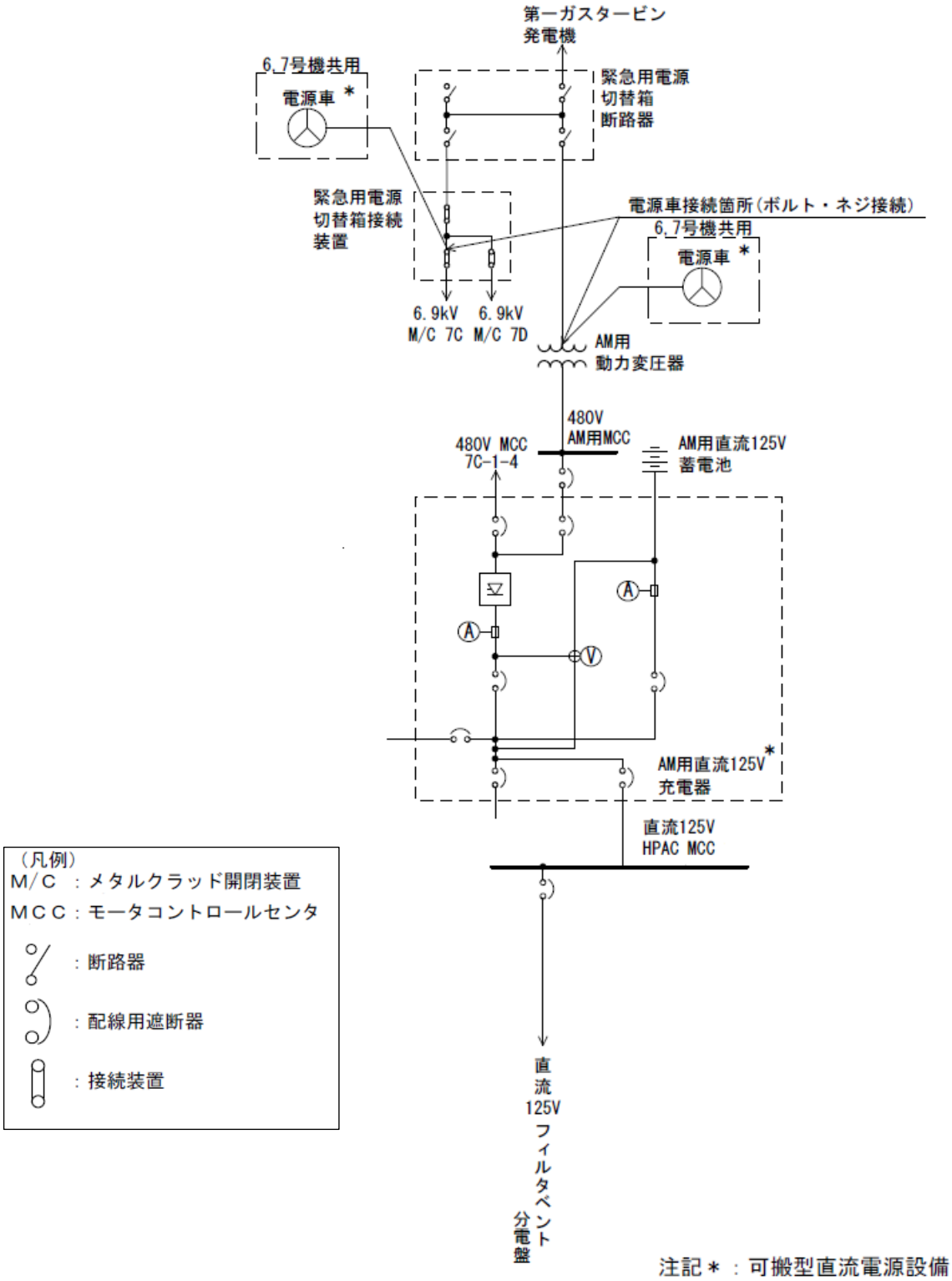


図 2－27　単線結線図

静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について

メーカによる開発試験により静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の基本性能評価式が設定され，様々な環境下でのPARの性能確認のため，国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出，様々な環境下におけるPARの性能評価等を示す。

1. 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定，PAR設置位置の違いによる性能評価を目的とし，PAR開発試験として，Battelle MCの試験が実施されている。

試験条件を表1－1，試験体概要を図1－1に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にPARを設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。

図1－2は，Ｒ５の部屋にPARを設置し，雰囲気を蒸気条件にしたのちにＲ５の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図1－3に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布は，ほぼ均一になっていることが分かる。得られた試験結果をもとに，PARの入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図1－4に示す。再結合効率は，約85%（0.846）となっている。

基本性能評価式は，この試験を通じて設定されており，以下に導出過程を示す。

メーカにおいて，PARへの流入量と水素濃度の相関は，以下の式で表されると仮定している。

$$Q=a\times\left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b} \quad \cdots\cdots\text{式(1)}$$

Q ：PARへの流入量［m^3/s］

C_{H2}：水素濃度［vol%］

a ：定数

b ：定数

単位時間当たりの水素処理容量は，単位時間当たりにPARへ流入する水素量とPARの性能を示す再結合効率により表され，以下となる。

$$DR = Q\times\left(\frac{C_{H2}}{100}\right)\times\gamma\times\eta \quad \cdots\cdots\text{式(2)}$$

DR：水素処理容量［kg/s］

γ ：水素密度［kg/m^3］

η ：再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は，以下となる。

K7 ① V-1-8-2-別添1 別紙1 R1

$$DR = \frac{dC_{H2}}{dt} \times V_C \times \gamma \quad \cdots\cdots\cdots\

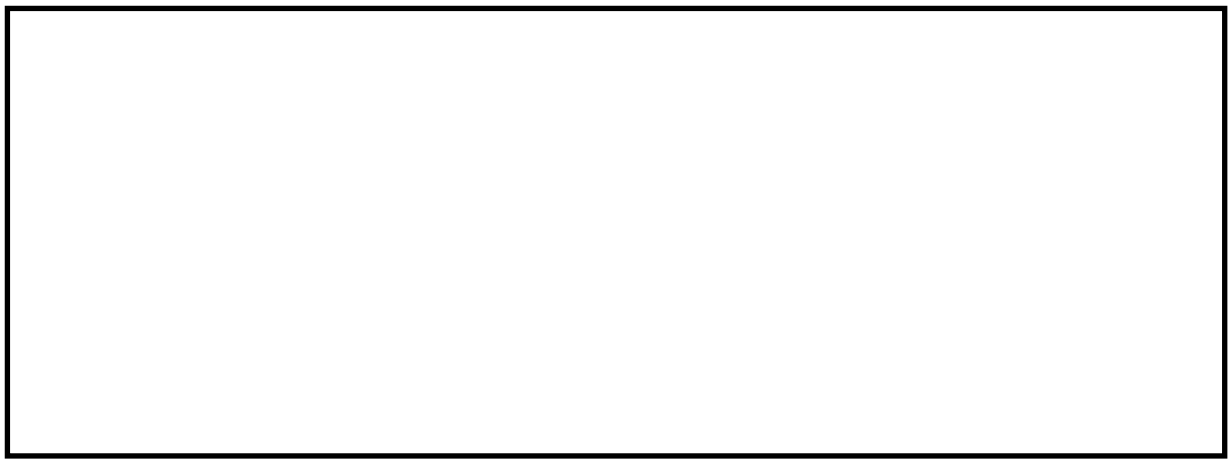


図 1－1　試験体概要図

図 1－2　試験概要

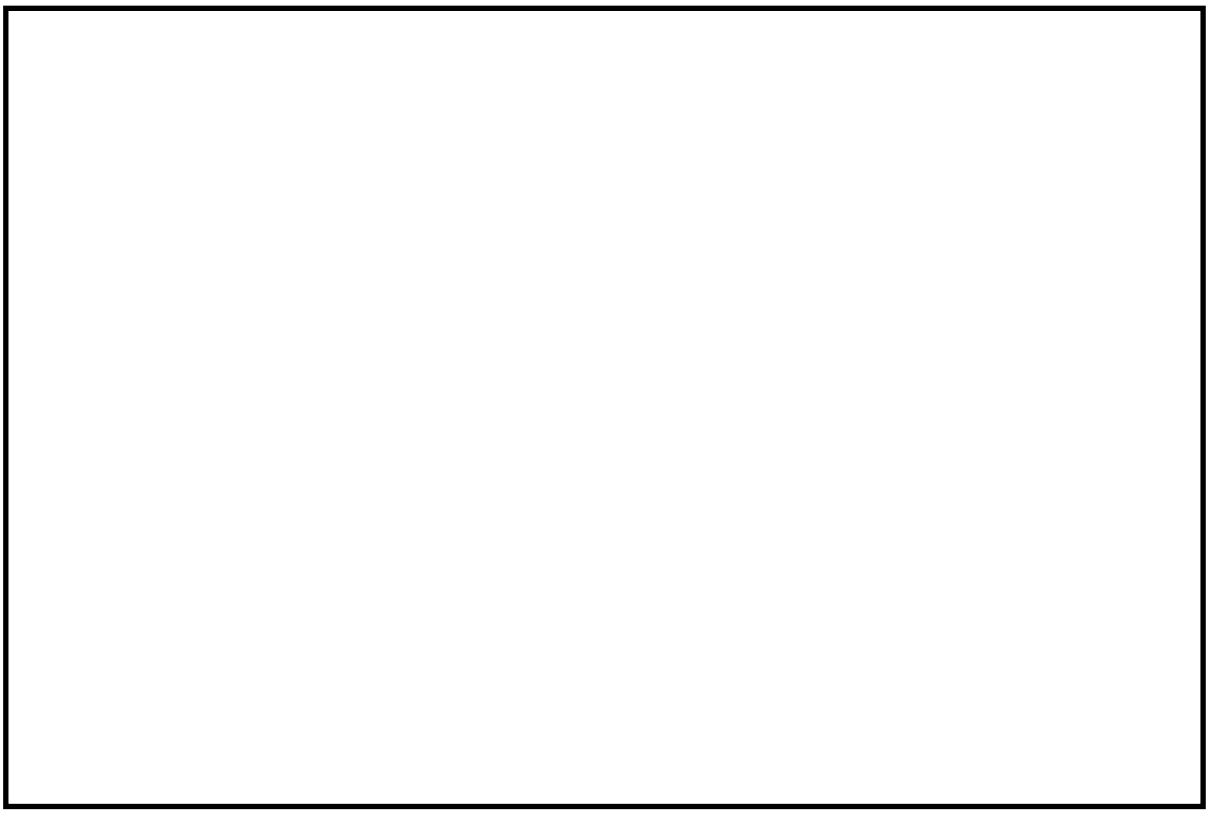


図 1－3　試験結果（各部屋の水素濃度変化）

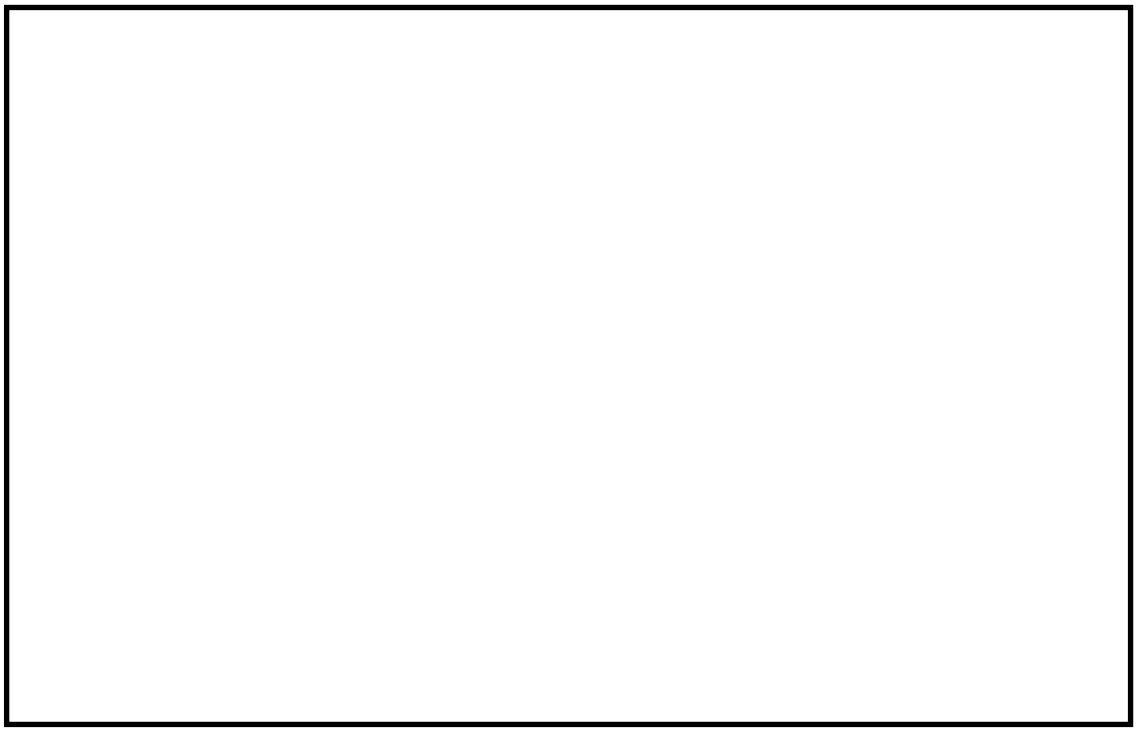


図 1－4　試験結果（再結合効率の算出）

2.　雰囲気の違いによるPARの性能影響

NRC（米国原子力規制委員会）の委託により，PARの性能試験がSNL（サンディア国立研究所）で実施されている。試験条件を表2－1に，試験装置の全体写真を図2－1に，試験装置内のPAR配置を図2－2に示す。

表2－1　試験条件

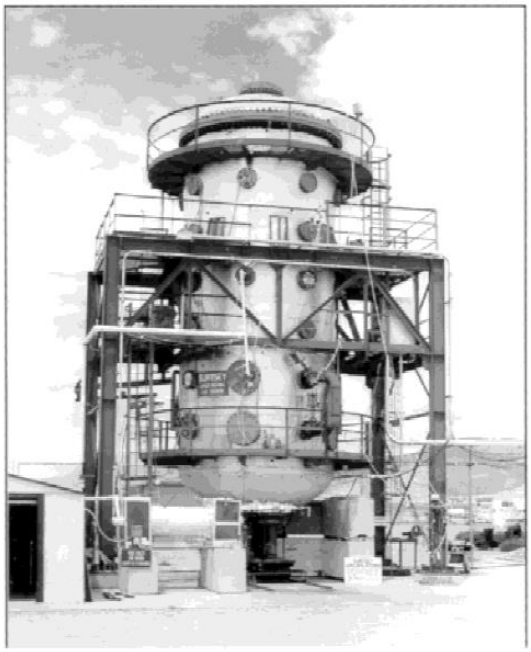


図2－1　試験装置の全体写真

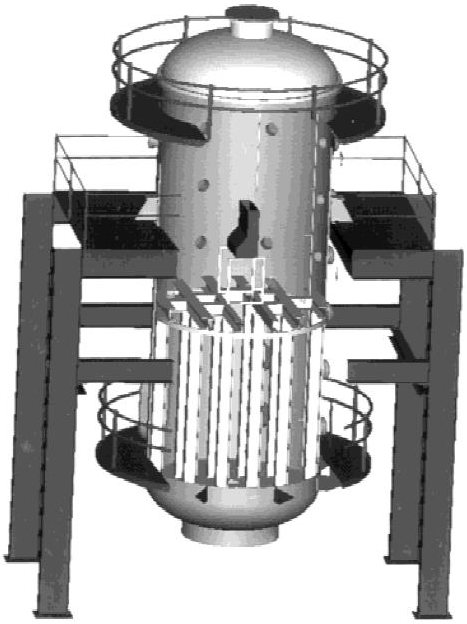


図2－2　試験装置内のPAR配置

2.1　蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表 2－2 に，試験結果を図 2－3 に示す。空気と水蒸気が各々約 50%の環境下に 0～6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において,PAR は性能を発揮することが確認されており，水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響はない。

表 2－2　試験条件（蒸気環境による影響）

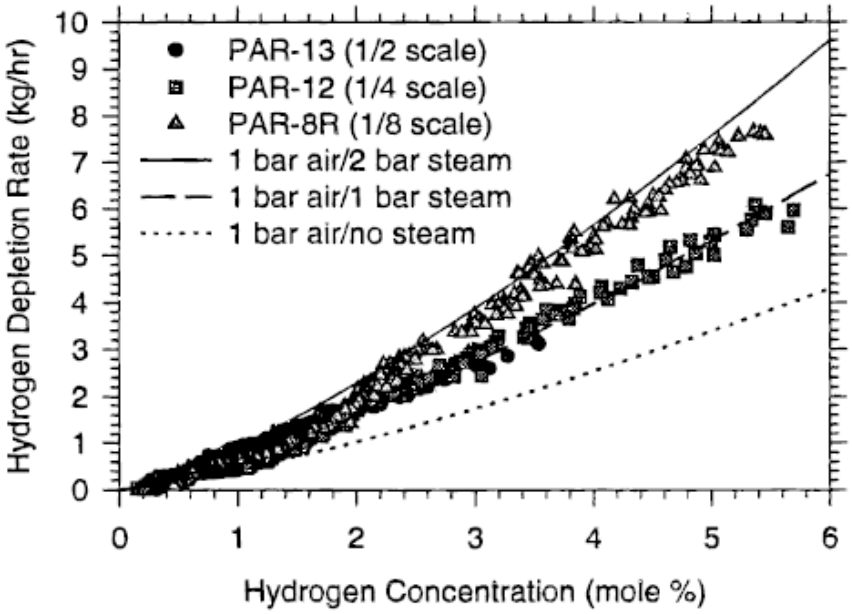


図 2－3　試験結果（蒸気環境による影響）

重大事故時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉区域に漏えいした場合の原子炉建屋地上 4 階の水蒸気濃度を図 2－4 に示す。

図 2－4 のとおり，重大事故時において，水蒸気濃度は，50vol%に達することはなく，水蒸気による影響はない。

また，使用済燃料貯蔵プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，蒸気により水素は，希釈され，原子炉建屋地上 4 階の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考えられる。

K7 ① V-1-8-2-別添 1 別紙 1 R1

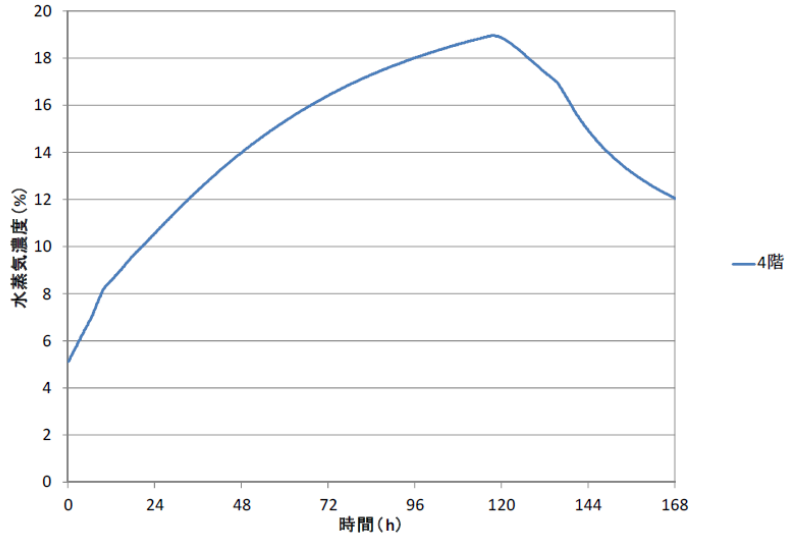


図 2－4　原子炉建屋地上 4 階の水蒸気濃度（10%/day 漏えい条件）

(1)　蒸気環境下における疎水コーティングの有無が与える影響

蒸気環境下において，疎水コーティングの有無が PAR の処理能力に与える影響について確認した試験条件を表 2－3 に，試験結果を図 2－5 に示す。

表 2－3　試験条件（蒸気環境下における疎水コーティングの有無の影響）

[redacted]

[redacted]

図 2－5　試験結果（蒸気環境下における疎水コーティングの有無の影響）

表 2－3 に示すとおり，PAR-8R については，1/8 スケール，高水蒸気濃度環境下及び疎水コーティングを施していない状態での試験であるが，図 2－5 に示すとおり，0.250kg/h 以上の処理容量を有している。なお，図 2－5 に示す試験のうち，PAR-12 及び PAR-13 については，疎水コーティングを施した状態での試験である。

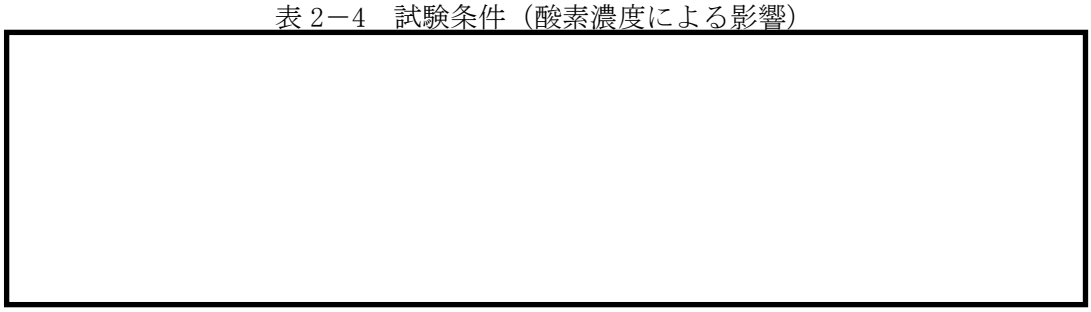
以上のことから，高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無が PAR による水素処理に与える影響はない。

2.2　低酸素環境下での影響

EPRI（米国電力研究所）と EDF の合同により，CEA（フランス原子力庁）の Cadrache 研究所の KALI 施設を用いた試験において，低酸素濃度条件下での影響について確認されており，試験条件を表 2－4 に，試験結果を図 2－6 に示す。試験条件としては，初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており，図 2－6 に示すように，酸素濃度が低い場合，水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから，PAR の性能が低下していることが分かる。また，N4／2 の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合，N6／22 及び N13／7 の試験結果と相違ないことからも，低酸素環境下では PAR の性能が低下するといえる。

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。

表 2－4　試験条件（酸素濃度による影響）



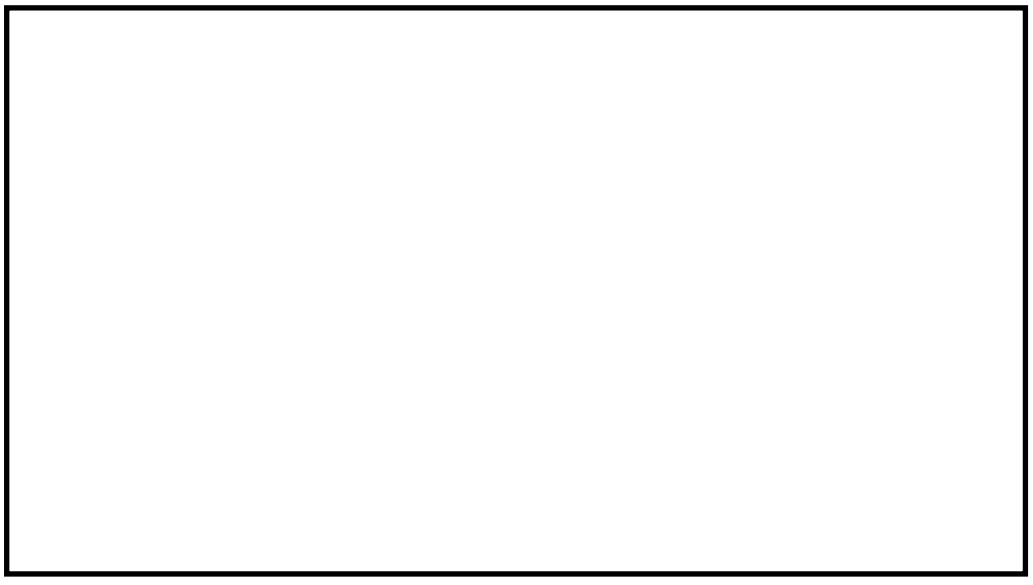


図 2－6　試験結果（酸素濃度による影響）

3. 基本性能評価式の保守性

触媒カートリッジ 88 枚相当の試験体（1/1 スケール）を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され，その後，触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が 44 枚（1/2 スケール），22 枚（1/4 スケール），11 枚（1/8 スケール）である小型化された PAR が開発された。

これらの小型 PAR は，単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう，ハウジングの開口面積の比も 1/2，1/4，1/8 としていることから，水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとして，スケールファクタが設定されている。また，試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも，触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで，同様にスケールファクタは，ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式(7)）にこのスケールファクタを乗じたものが小型 PAR の基本性能となる。

SNL 試験では，1/2，1/4，1/8 スケールの試験体で性能が確認されている。スケール毎に正規化した試験結果（例えば 1/8 スケールの PAR は 8 倍）と基本性能評価式との比較を図 3－1 に示す。表 2－2 に示したとおり，各スケールの試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，基本性能評価式は「1 bar air/1 bar steam」を参照する。

試験結果と基本性能評価式による計算結果を比較すると，試験結果の値の方が大きく，基本性能評価式は保守的であることを示している。

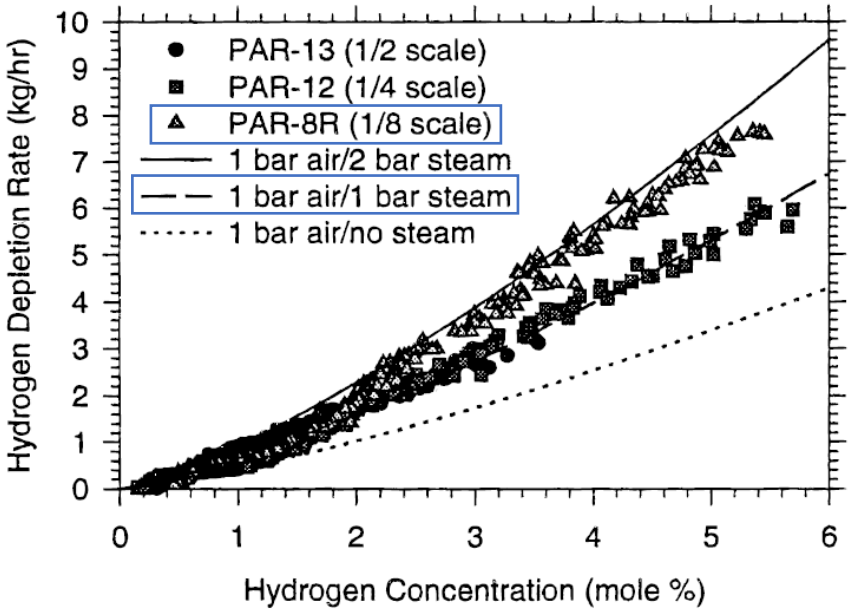


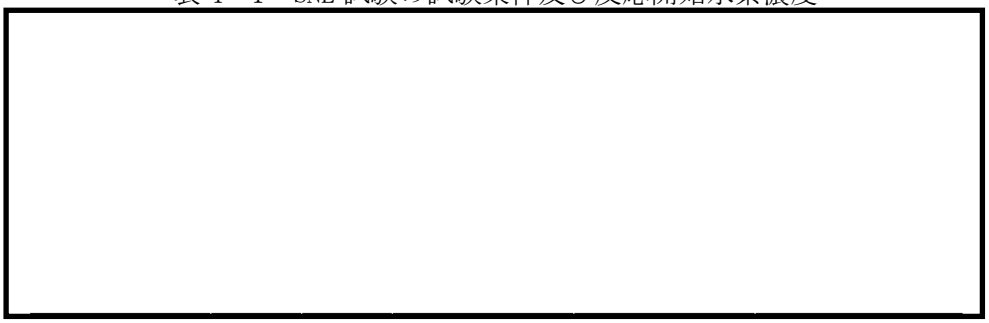
図 3－1　SNL 試験結果と基本性能評価式との比較

4. PAR の結合反応開始の遅れの影響

PAR の結合反応の開始水素濃度について，SNL 試験にて確認されている。表 4－1 に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず，水素濃度 1vol%未満で PAR による結合反応を開始している。

GOTHIC による原子炉建屋原子炉区域の水素濃度解析においては，PAR による反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており，PAR の起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても，原子炉建屋原子炉区域の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから，PAR の反応開始遅れの影響はないと考える。

表 4－1　SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度



5.　PAR の最高使用温度

PAR の最高使用温度は，THAI 試験結果に基づき 300℃に設定している。THAI 試験は，OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機構）の TAHI PROJECT にて，各メーカの PAR の性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図 5-1 に示す。

図 5－2 に示すとおり，THAI 試験では PAR 各部の温度を測定しており，PAR の最高使用温度を設定する上では，PAR 内部を通過するガス温度のうち，触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では，注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後，水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ，PAR 各部の温度の時間変化を確認している。

図 5－3 は，PAR 入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので，図 5－4 は，各部の温度履歴を PAR 入口水素濃度に対して図示したものである。

試験開始から 115～130 分の水素濃度が一定の時は，発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時は反応熱が低下するが，各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

図 5－3 及び図 5－4 より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも，水素濃度 4vol%の温度は，水素濃度低下時においても 300℃を下回っていることが分かる。

したがって，PAR の最高使用温度を 300℃とすることは妥当と考えられる。

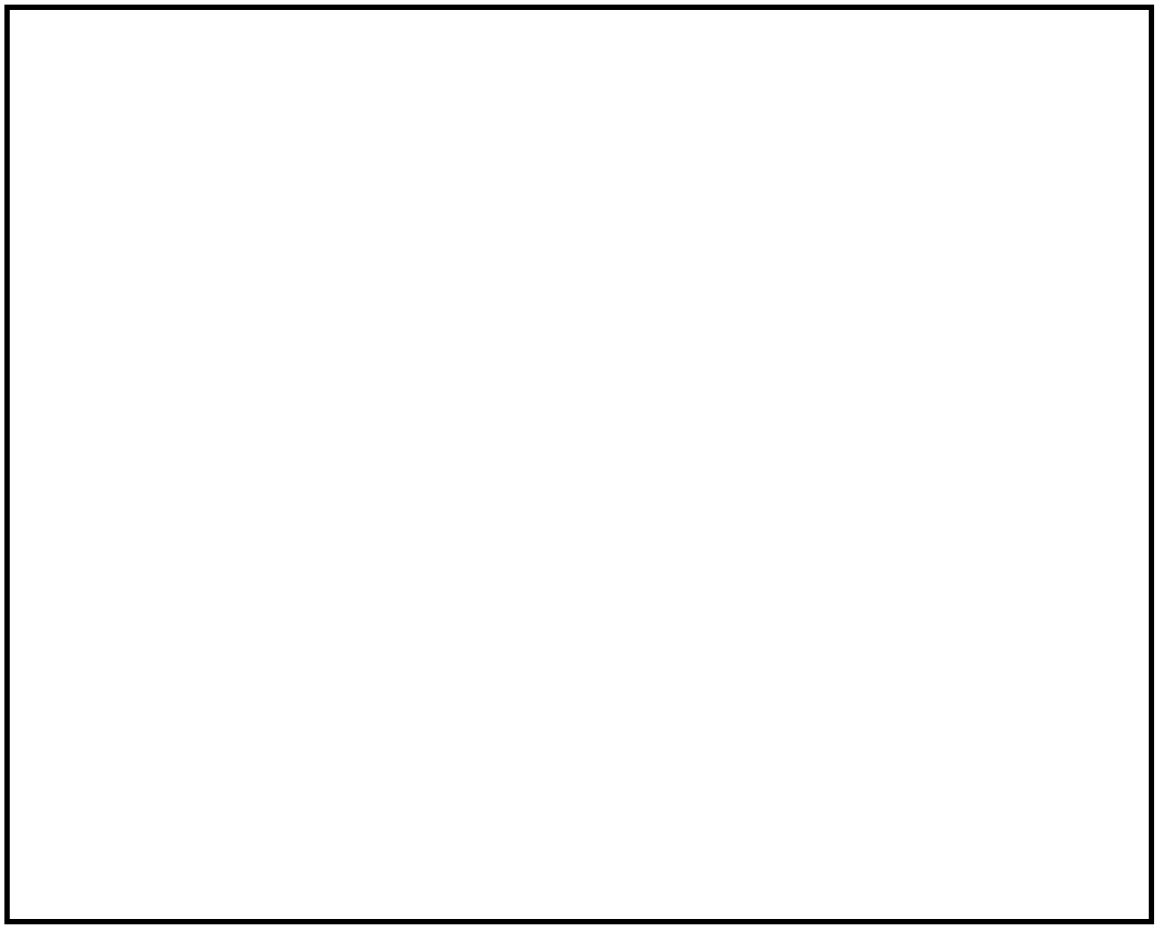


図 5－1　試験装置及び試験体の概要

K7 ① V-1-8-2-別添 1 別紙 1 R1

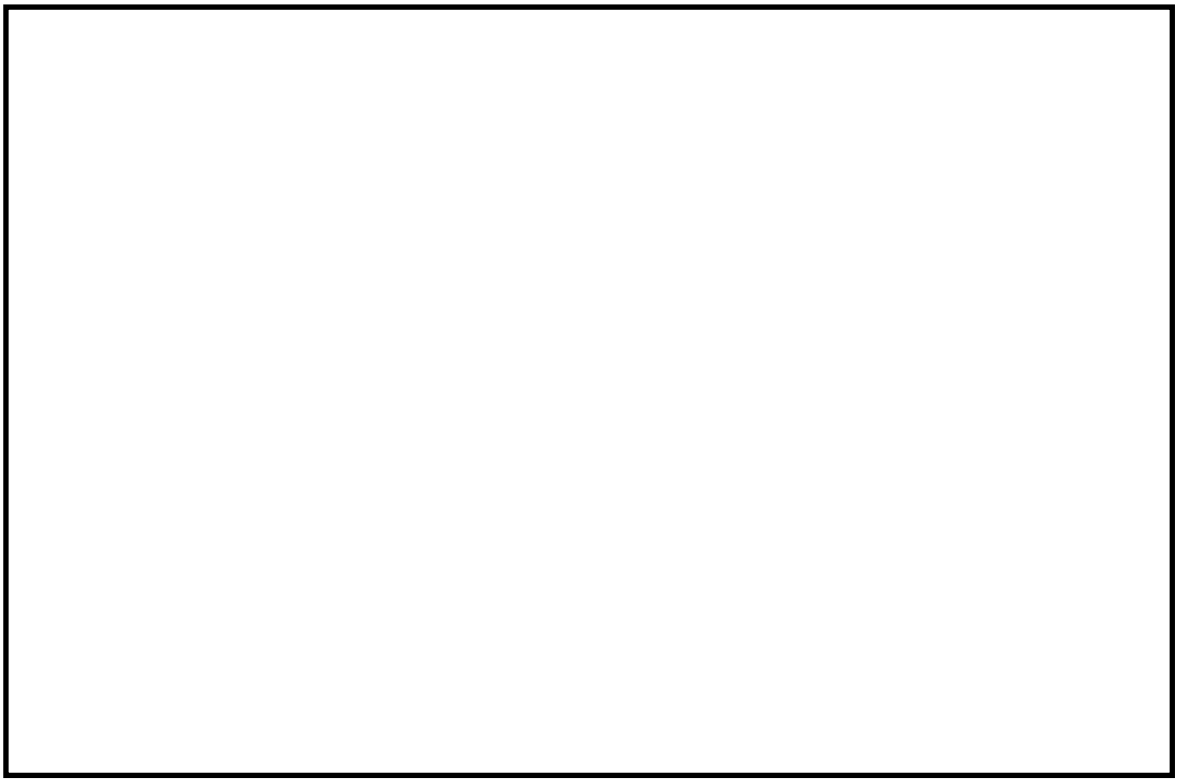


図 5－2　試験体の温度測定点

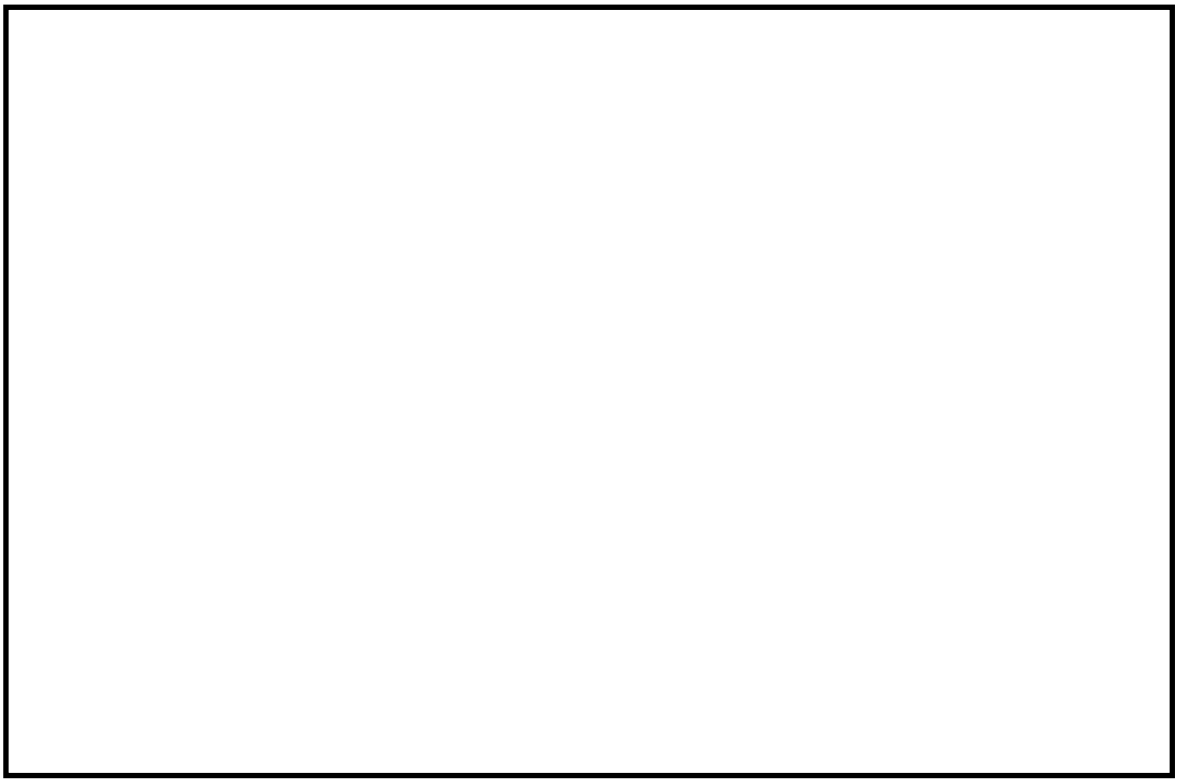


図 5－3　温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

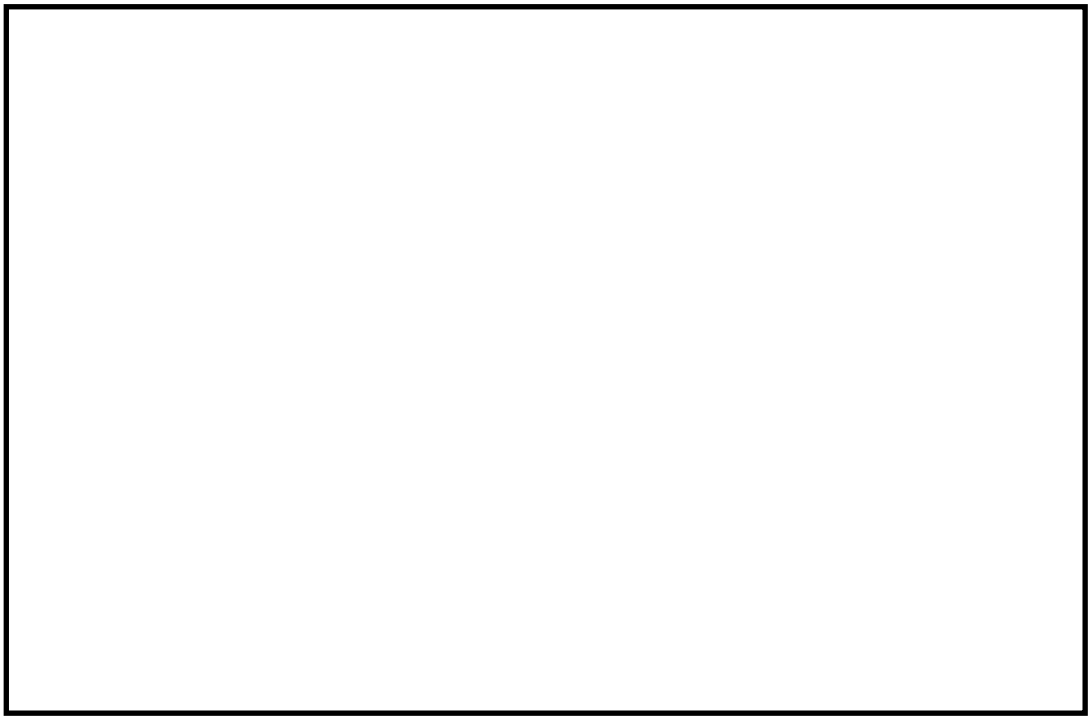


図 5－4　温度及び PAR 入口水素濃度の関係

6. チムニーの影響について

水素低減性能試験において，PAR にチムニー(煙突)を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。

SNL 試験では，高さ 500mm の煙突が取り付けられた PAR で水素低減性能試験を実施している。柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機に設置されている PAR は煙突が取り付けられていないため，図 3－1 で示す水素処理容量(kg/h)を 1/1.15 することで柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機に設置されている PAR の構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。

水素濃度 4vol%時に着目すると，チムニーの影響を考慮しても，水素処理容量は 0.250kg/h（1 基当たり）よりも十分大きな値であることから，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機に設置されている PAR の水素処理容量は妥当であると考えられる。

7. 引用文献

(1) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume Ⅰ and Ⅱ, March 1991

(2) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

(3) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

(4) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997

(5) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009

(6) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013

(7) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故時において，原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋地上4階へ漏えいした場合，静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の性能に影響を与える可能性があるため，影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋地上4階への漏えい量は十分小さく，PARに対する放射線量が上昇する等の影響はないと考えられる。なお，PARは，[redacted]Gyの線量下においても所要の性能を発揮できる設計としており，重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域の1.1×10^{4}Gy／7日間程度の環境において，性能が低下することはない。

また，別紙1に示したように，蒸気環境下による性能への影響はないと考えられる。

したがって，影響因子としてはガス状よう素を対象とし，以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

1. ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は，約29.1kgであり，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を100%，Regulatory Guide 1.195に基づき，無機よう素生成割合を91%，有機よう素生成割合を4%とする。また，原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については，有機よう素に対しては考慮せず（DF1），無機よう素に対してはDF20を考慮する。

上記の保守的な条件で原子炉建屋地上4階に存在するよう素濃度を算定すると，68.92mg/m^{3}となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を表1－1に，試験結果を図1－1に示す。試験は，蒸気環境下において空間に対するよう素割合約[redacted]mg/m^{3}で実施しており約15%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて柏崎刈羽原子力発電所第7号機で想定されるガス状よう素濃度は，十分に小さく，影響は小さいと考えるが，よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し，反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお，反応阻害は，よう素が触媒に付着することで起こるものであり，スケールファクタが変わっても，PAR内部の流速は一律であり，付着するよう素の割合は変わらないため，ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

表1－1　試験条件（よう素の影響）

[redacted]



図1－1　試験結果（よう素の影響）

本試験は，表1－1に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について示す。

触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図1－2参照）。水蒸気濃度と圧力は，パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度及び圧力は，よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「別紙1 2.1 蒸気環境下での影響」のとおり，有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また，本試験条件は，柏崎刈羽原子力発電所第7号機の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はない。

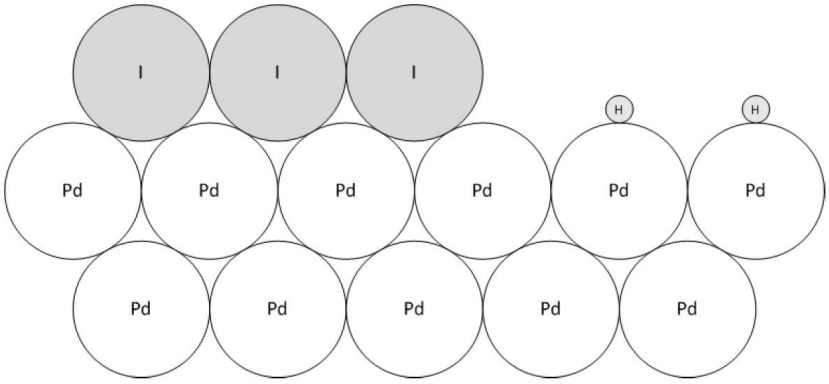


図1－2　パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方，温度については，触媒周りの温度が200 ℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図1－3参照）。これは，温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。

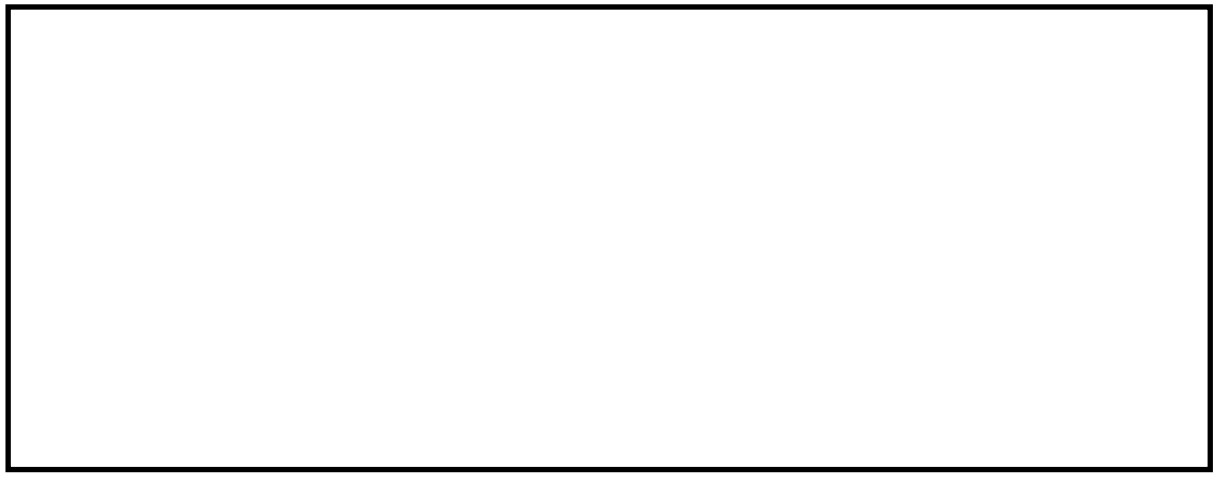


図1－3　再結合効果と温度の関係

PARは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は200℃を超える高温状態になる。NIS社製PAR触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は，再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。

すなわち，よう素による被毒は，再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果に示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

2.　引用文献

(1)　“EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997

K7 ① V-1-8-2-別添1 別紙2 R1E

静的触媒式水素再結合器の周辺機器に対する悪影響防止について

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，PAR の温度上昇が周辺機器に悪影響を与えないための PAR の設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に悪影響を与える評価項目としては，「1. PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「2. PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。

1. PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PAR ハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

周辺機器の温度は，原子炉建屋地上 4 階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は，以下のユルゲスの式より計算する。

$$h = 5.6 + 4.0u$$

ここで，u［m/s］は，気流速度である。PAR の設計条件である 10%/day のケースにおける原子炉建屋地上 4 階の気流速度の最大値が 0.58m/s であることを踏まえて，想定する気流速度の範囲を 0～1.5m/s と仮定し，熱伝達率を計算すると 5.6～11.6W/(m^2・K)となる。したがって，熱伝達率は 5.6W/(m^2・K)及び 11.6W/(m^2・K)の 2 ケースで評価を行った。

評価結果を図 1－1 に示す。いずれのケースも PAR から 0.1m 離れると周辺機器の表面温度は，最高使用温度である 300℃を十分下回ることから，隣接する PAR に対して悪影響を与えることはない。また，周辺機器の温度が 100℃となるのは，熱伝達率が 5.6W/(m^2・K)の場合 0.77m，11.6W/(m^2・K)の場合 0.50m の地点であることから，PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。さらに，2m の地点で PAR の輻射熱の影響はほぼなくなることから，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，PAR 周囲（排気口方面除く）には，2m 以上の離隔距離を設けることとする。なお，PAR 同士の離隔については，上記のとおり，隣接する PAR への悪影響は考えられないこと及び原子炉格納容器から 10%/day の漏えいを考慮した GOTHIC コードによる解析においても，原子炉建屋地上 4 階の水素濃度は 4vol%に到達しないことから，PAR の最高使用温度 300℃を超えるおそれがないため，離隔を設ける対象外とする。

K7 ① V-1-8-2-別添 1 別紙 3 R1

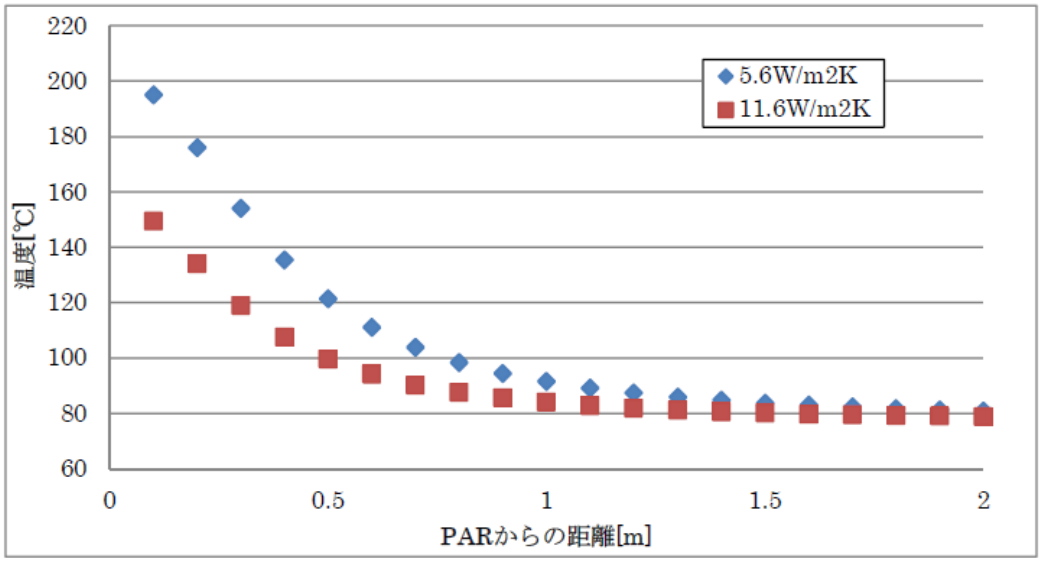


図 1－1　PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

2.　PAR 排気ガスによる熱影響評価

PAR の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが，PAR ハウジング上部にはフードが設置されており，出口ガスの流れ方向を変えており，PAR の上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また，高温の出口ガスが排出される排気口からは，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，3m 以上の離隔距離を設けることとする。

上記 1.，2. の結果から，PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

＜PAR 周辺機器への熱影響防止の方針＞

・PAR 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。
・PAR 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

3.　原子炉建屋地上 4 階に設置する重大事故等対処設備及び影響設備

原子炉建屋地上 4 階に設置する重大事故等対処設備のうち，配管を除く重大事故等対処設備の配置図について，図 3－1 に示す。PAR 動作監視装置を除く計装設備について，排気口から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。また，燃料取替床ブローアウトパネル及び燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置については，燃料取替床ブローアウト下端位置が PAR から 3m 以上離れているため，PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。

以上のことから，PAR の温度上昇による重大事故等対処設備への悪影響はない。

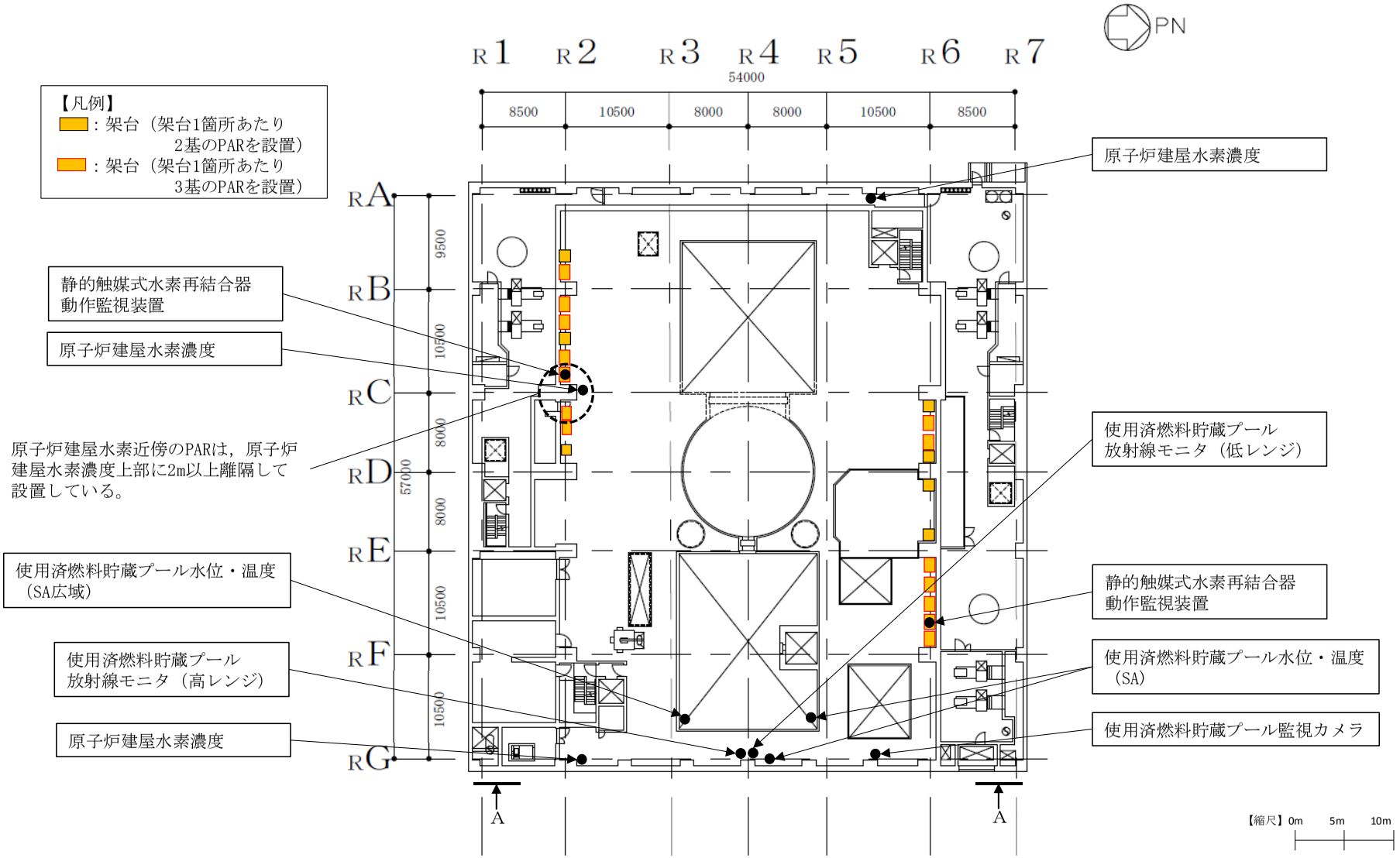


図3－1　原子炉建屋地上4階における重大事故等対処設備の機器配置（1／2）

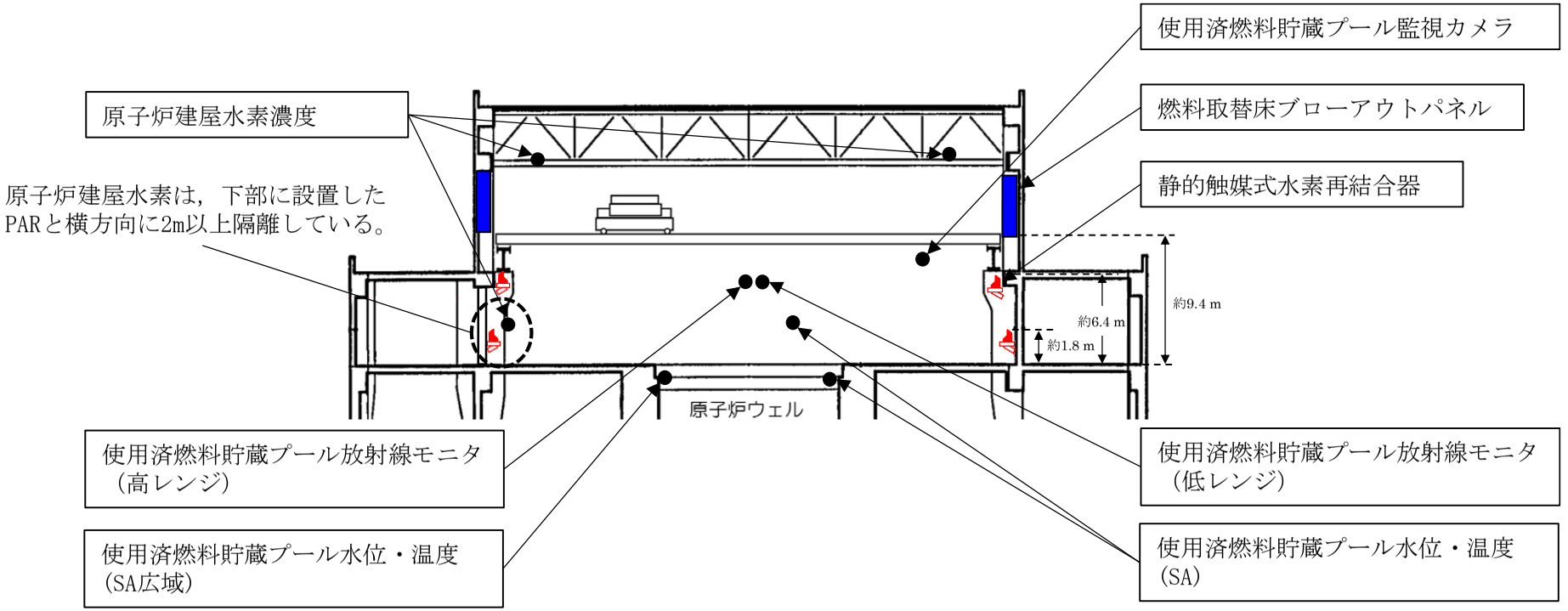


図3－1　原子炉建屋地上4階における重大事故等対処設備の機器配置（2／2）

静的触媒式水素再結合器動作監視装置について

1. 目的

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）は，原子炉建屋地上4階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作の不要な設備である。

PARは，触媒における再結合反応により水素を除去する設備であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（図1－1，図1－2）ことから，PARに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば，重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから，原子炉建屋地上4階に設置されているPAR（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてPARの温度を監視できる設計とする。

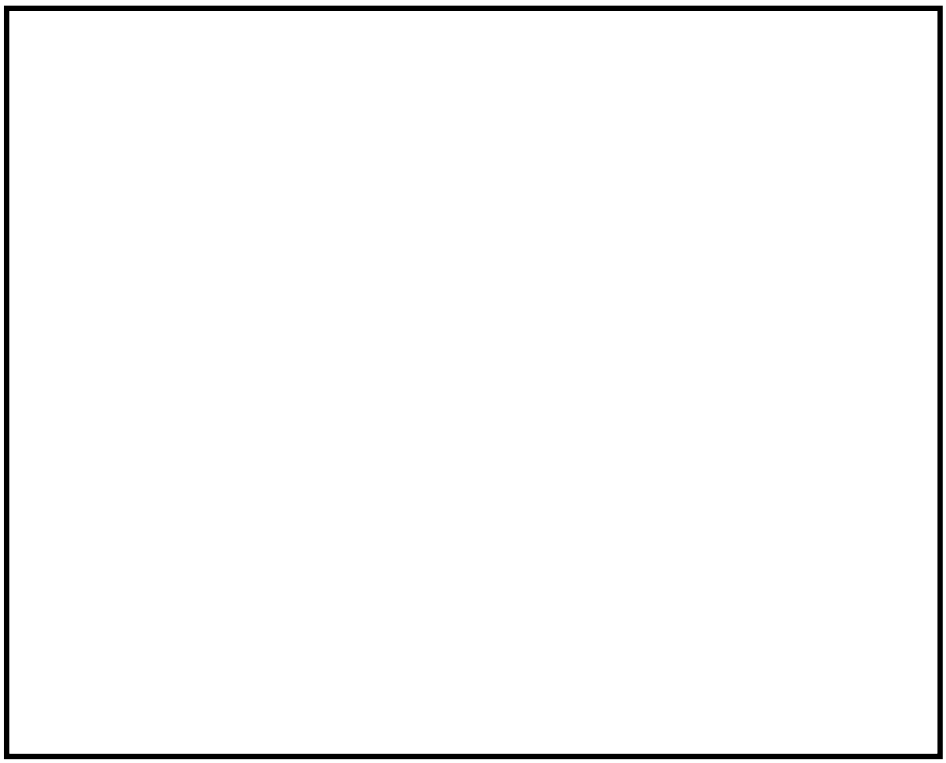


図1－1　SNLで行われた試験用PARの概要図

K7 ① V-1-8-2-別添1 別紙4 R1

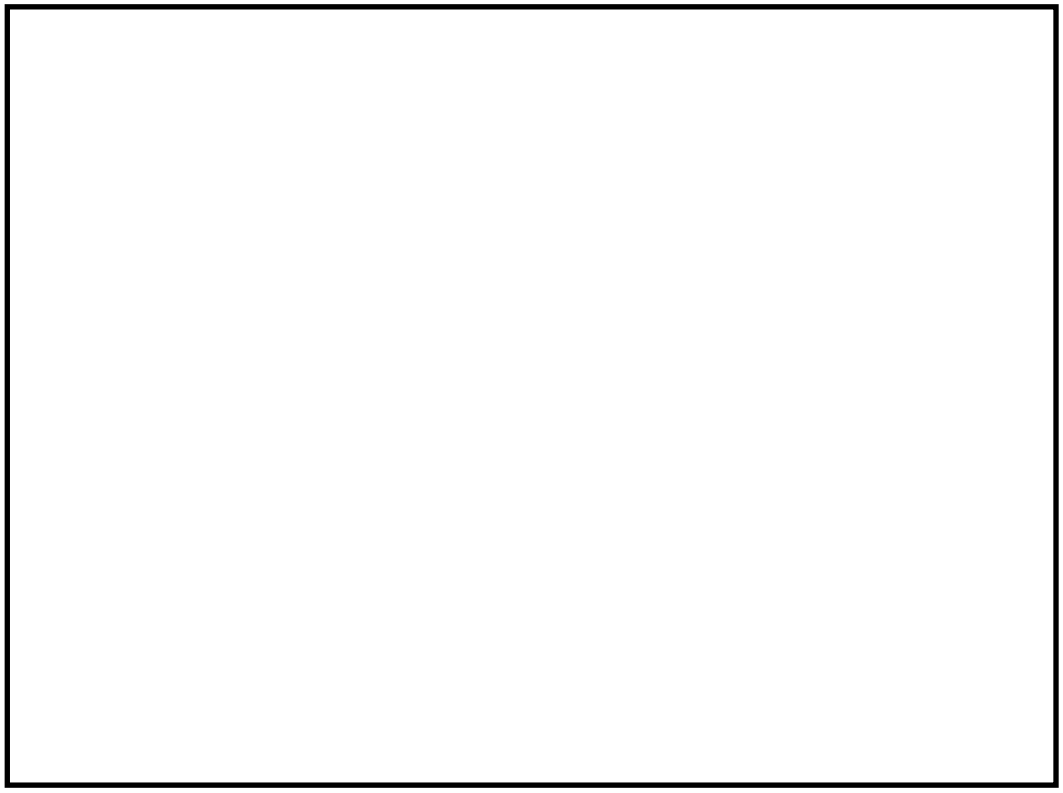


図 1－2　SNL で行われた試験結果（PAR 温度と水素濃度の関係）

2.　設備概要

PAR2基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のPARの測定温度を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にて監視できる設計とする。（主要仕様は表2－1参照）

熱電対の設置位置は，PAR入口及び出口近傍に熱電対シースを取付け，ガス温度を測定できる設計とする。

試験結果（図1－2）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度1.0vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約40K，水素濃度4.0vol%程度でPAR入口と出口のガス温度差は約170Kになっており，PARの入口側と出口側の温度差が明確であることから，PAR動作を把握することができる。

なお，図 1－2 に示す試験のうち，PAR－4，PAR－7 及び PP－2 について環境温度は 100℃以上であり，それ以外の試験については常温での試験であるが，図 1－2 に示すとおり，環境温度による PAR 入口と出口のガス温度差に有意な差異はないことから，環境温度に関わらず，PAR 動作を監視することが可能である。

PARへの熱電対取付位置は，サポートとの干渉を考慮したPAR付近への取付性，固定性，保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測定可能な位置とする。（図2－1参照）

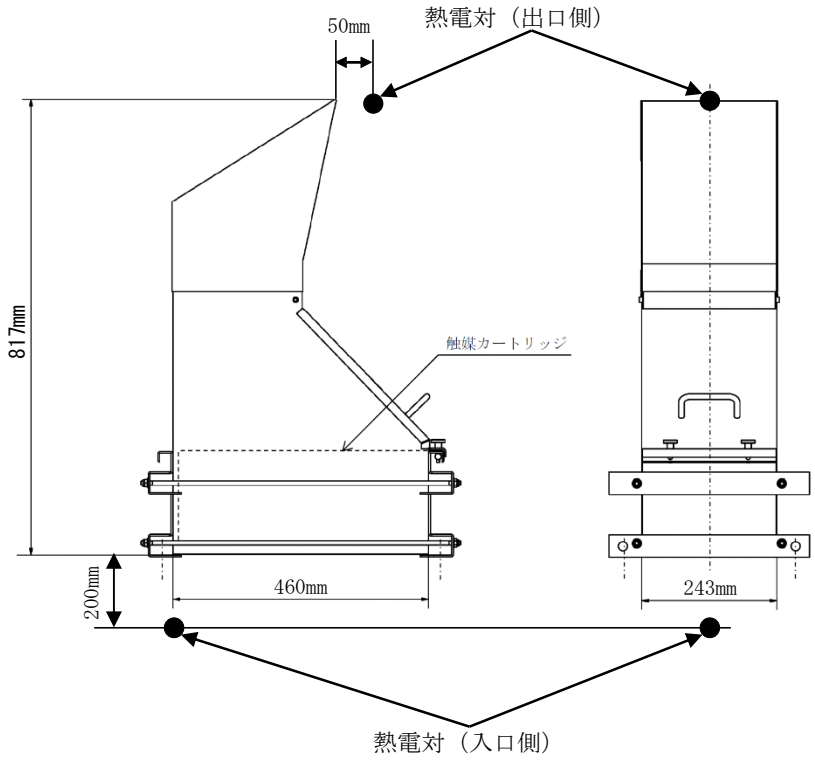


図2－1　PARへの熱電対取付位置概要図

熱電対シースは外径4.8mmであり，PARへの流路影響の観点から流入経路を妨げない配置及び寸法のため水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は，中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に指示及び記録される（図2－2参照）。

表2－1　PAR動作監視装置の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
PAR 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4*	原子炉建屋地上4階

注記＊：PAR2基に対して入口側及び出口側に各1個設置

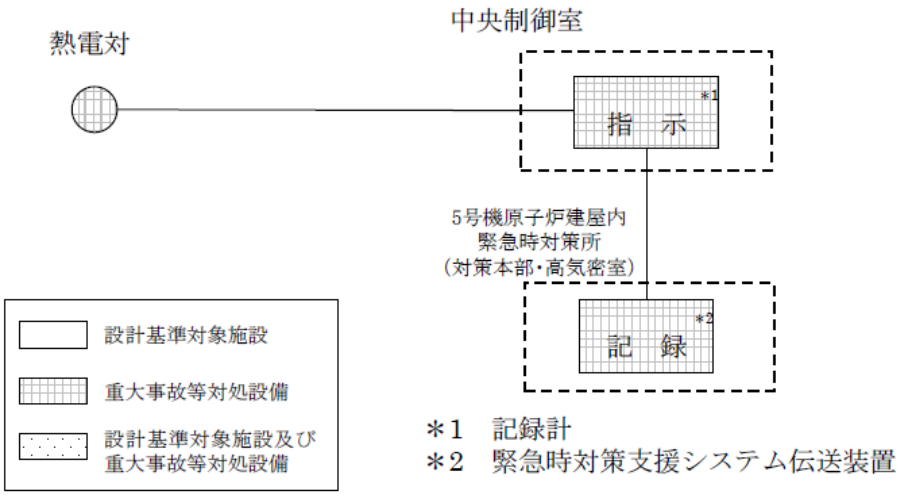


図 2－2　PAR 動作監視装置の概略構成図

3.　PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋地上 4 階の水素が自然対流を起こし拡散されることから，原子炉建屋地上 4 階の両壁面に配置した PAR 全体に水素が行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇することが想定される。

以上を考慮して，PAR動作監視装置の設置場所は，位置的分散を考慮して原子炉建屋地上4階の両壁面に配置したそれぞれ1基のPARに設置する。（図3－1参照）

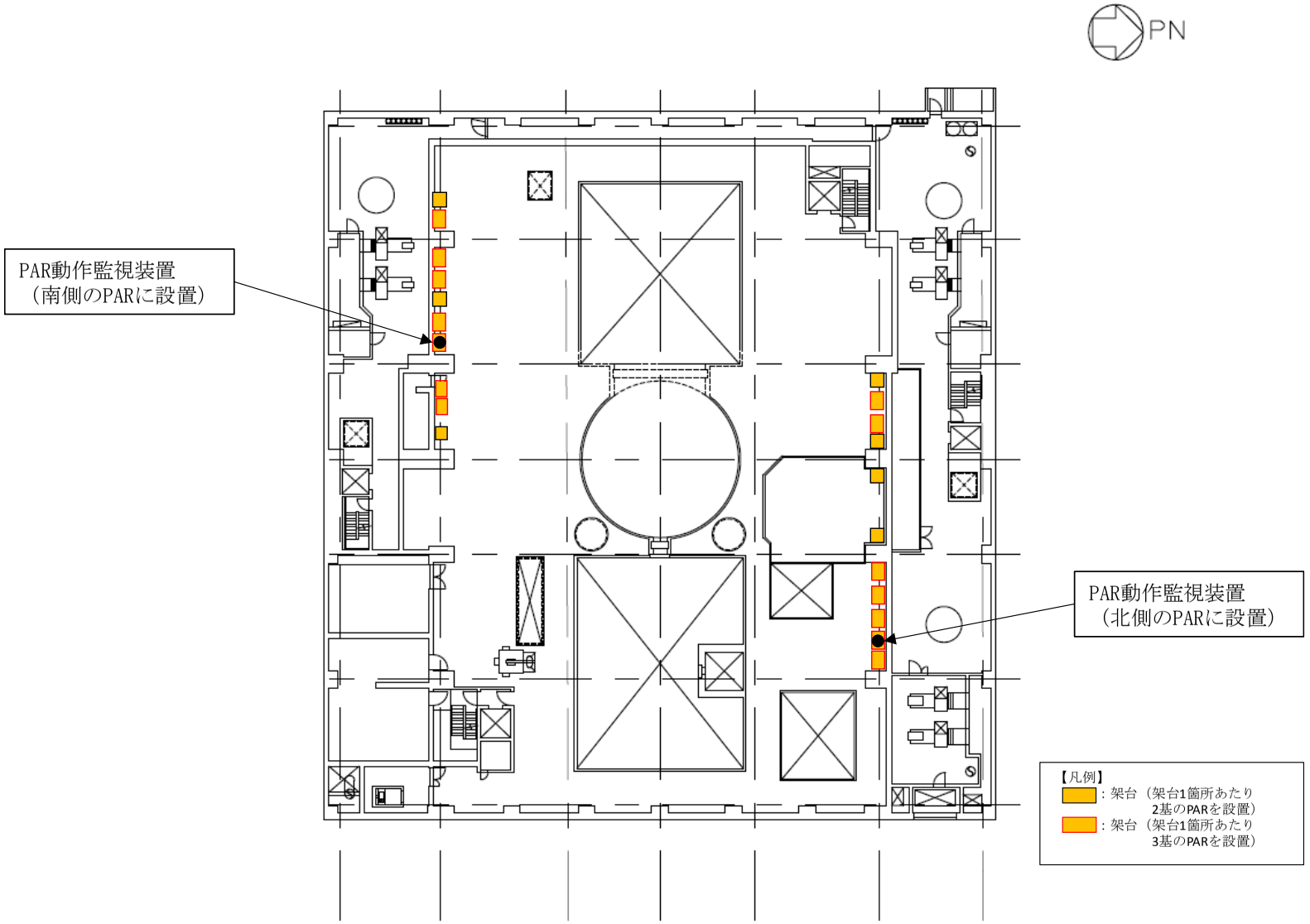


図 3－1　PAR 動作監視装置の概略配置図

4. 引用文献

(1) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

静的触媒式水素再結合器の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）の性能を維持するため，以下のような検査及び点検を行う。

1. PARの性能確保の考え方

PARの性能評価式は，PAR内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり，流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて，検査又は点検時に確認することでPARの性能を確保できる。表1－1にPARの性能確保に必要となるパラメータとその確認項目を示す。

表1－1　PARの性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	PARハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	 ・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	 ・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 （材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	 ・機能確認 ・外観確認

2. 検査及び点検内容

1.の考え方を踏まえ，以下に示す検査及び点検を実施することで，PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を表2－1に，供用開始以降の点検内容を表2－2に示す。

K7 ① V-1-8-2-別添1 別紙5 R1

表2－1　設置段階における検査内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視より確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充てん量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

表2－2　供用開始以降の点検内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視より確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は，[redacted]で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，表3－1に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充てんする際には，規定量が充てんされていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充てんされた触媒カートリッジの性能は同様である。

また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜取り数としては，1 ロット当たり触媒カートリッジ 1 枚を確認することで十分である。

表3－1　触媒製作段階における管理項目

対　象	項　目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充てん量	[redacted]
触媒	比表面積	[redacted]
	直径	[redacted]
	パラジウム含有量	[redacted]
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後，20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが，使用開始前においてもPARの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また，PARを設置する原子炉建屋地上4階の雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，触媒にとって良好な環境条件であるが，供用開始後の経年劣化の有無を評価するため，触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを供給し，水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで，メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し，触媒の健全性を確認する。工場製作時，使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件，判定基準を表4－1に，試験装置の概要を図4－1に示す。

工場製作時においては，メーカ標準の試験条件として水素濃度3vol%の試験ガスを通気するが，国内で実施する使用開始前，供用開始後の健全性確認は，国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて，低い水素濃度条件で行うため，水素処理能力が低く，温度上昇も小さい状態となるが，工場製作時と同じ判定基準を用いるため，保守的な性能管理となる。

なお，使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。

表4－1　触媒の健全性確認試験条件

項　目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内 又は 20℃以上/30分以内



図 4－1　検査装置概要図

計算機プログラム（解析コード）の概要

K7 ① V-1-8-2-別紙 1 R1

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，Ｖ-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ＧＯＴＨＩＣについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver.7.2a

2. 解析コードの概要

項目＼コード名	ＧＯＴＨＩＣ
使用目的	シビアアクシデント解析 （シビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉区域における水素分布評価及び水素濃度抑制系による水素濃度低減性能解析）
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI) 及び Numerical Applications, Inc. (NAI)
開発時期	1989年
使用したバージョン	Ver.7.2a
コードの概要	本解析コードは，EPRI/NAIにより開発された汎用熱流体解析コードであり，気相，液体連続相及び液体分散相（液滴）の3相について，各々，質量，運動量及びエネルギの3保存式を解く，完全3流体（9保存式）解析コードである。 各相間の質量，運動量及びエネルギの移動は，構成式で表され，これにより，凝縮・沸騰現象や，凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており，これらの機器の作動及び制御を模擬できる。 このような基本構成により，原子炉建屋原子炉区域内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。本解析コードは，主に米国において設計基準事故を想定した原子炉格納容器の設計や環境条件，シビアアクシデント時の水素分布解析などに豊富な使用実績がある。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	今回の解析は，シビアアクシデント時の原子炉建屋原子炉区域内における静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能評価に使用している。 【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・コードのサンプル問題を実行し，ユーザーマニュアルに示される同一問題の結果と比較を行い，解析解がそれを再現していることを確認している。

	・1 次元熱伝導の理論解に対する解析解が再現していることを確認している。 ・本解析コードの適用制限について，蒸気表・各種相関式・物性範囲及び数値計算手法上の制約に対し問題ないことを確認している。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・実機プラントに対する上記の目的に対しては，検証内容が事故時の状況，機器設備の作動状況，物理現象の模擬などに対し適用可能な範囲にあることを確認している。 ・静的触媒式水素再結合器作動時に見られる重要な物理現象の個別効果及び，それらを重ね合わせた総合効果の再現性を確認している。 ・NUPEC 試験など，実機解析の再現能力，適用範囲と不確かさを考慮した上で，上記目的に対する保守性を有している。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，Ⅴ-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）Ｍｏｄｕｌａｒ　Ａｃｃｉｄｅｎｔ　Ａｎａｌｙｓｉｓ　Ｐｒｏｇｒａｍ（ＭＡＡＰ）について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

なお，本解析コードの詳細は，柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「追補２　Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示している。

1.1　使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
Ⅴ-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver.4

2.　解析コードの概要

コード名 / 項目	Ｍｏｄｕｌａｒ　Ａｃｃｉｄｅｎｔ　Ａｎａｌｙｓｉｓ　Ｐｒｏｇｒａｍ（ＭＡＡＰ）
使用目的	シビアアクシデント解析（シビアアクシデント時の水素濃度低減性能解析）
開発機関	EPRI
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver.4
コードの概要	本解析コードは，米国産業界が実施した IDCOR（Industry Degraded Core Rulemaking）プログラムにおいて，1980 年代の初めに米国 FAI 社（Fauske & Associates,LLC.）によって開発されたコードであり，プログラムの完了に伴い，所有権が米国 EPRI（Electric Power Research Institute）に移管され，EPRI を中心とした MUG（MAAP User’s Group）のもとで保守及び改良が進められている。 本解析コードは,軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器,原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力／核分裂生成物（FP）の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり，PRA やシビアアクシデントマネジメントの策定等において，米国を始め，世界的に広く利用されている。 本解析コードは,シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し，炉心，原子炉圧力容器，原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに，工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また，FP に関する物理現象をモデル化しており，事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取り扱うことが可能である。このように,広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり,シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて，起因事象から安定した状態，あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり，原子炉圧力容器，再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水，水蒸気，水素，FP，溶融炉心等の挙動の評価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用している。 【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・米国プラントのSBO事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して，解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるTMI事故を模擬した解析結果が事故データと比較し，おおむね一致するため，シビアアクシデント時の炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。 ・HDR炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し，実機データとおおむね一致するため，原子炉格納容器内の伝熱，流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。 ・溶融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関するACE（Advanced Containment Experiments）実験及びSURC（Sustained Uranium-Concrete Interactions）実験を模擬した実験解析を実施し，溶融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について，実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。 ・シビアアクシデント時の全体挙動，原子炉格納容器内の水素ガスの挙動，溶融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生の妥当性を確認しているため，本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。 ・米国NRCで整備されたNUREG-1465における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い，NUREG-1465のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため，本解析コードはソースターム評価へ適用できる。

Ⅴ-1-8-3　原子炉格納施設の基礎に関する説明書

目　次

1.　概要 …… 1
2.　基本方針 …… 2
2.1　構造計画 …… 5
2.2　構造概要 …… 5
3.　評価 …… 8
3.1　基礎の健全性評価 …… 8
3.1.1　基礎の耐震評価 …… 8
3.1.2　基礎の強度評価 …… 8
3.2　地盤の健全性評価 …… 11
3.2.1　荷重 …… 11
3.2.2　許容支持力度 …… 11
3.2.3　健全性評価 …… 11

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 5 条，第 17 条，第 50 条及び 55 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則の解釈」という。）に基づき，原子炉格納施設の基礎が十分な強度を有することに加えて，技術基準規則第 4 条及び第 49 条並びにそれらの技術基準規則の解釈に基づき，それを支持する地盤が十分な支持力を有することを説明するものである。

なお，技術基準規則第 17 条について，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

今回，基準地震動Ｓｓ及び弾性設計用地震動Ｓｄの策定並びに原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い，原子炉格納施設の基礎が，基準地震動Ｓｓによる地震力（以下「Ｓｓ地震時」という。）及び弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力（以下「Ｓｄ地震時」という。）に対して，また，重大事故等時の状態において，十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）並びにそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。なお，原子炉格納施設の基礎は，原子炉格納容器（以下「RCCV」という。）の底部に該当する部分（以下「RCCV 底部」という。）及び RCCV 底部以外の基礎（以下「周辺部基礎」という。）で構成される。

なお，基準地震動Ｓｓ及び弾性設計用地震動Ｓｄの策定並びに原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は，表 2－1 に示すとおりであり，その詳細は，同表に示すとおり，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」及びⅤ-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」並びにⅤ-3「強度に関する説明書」のうちⅤ-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」において説明する。また，それ以外の評価は，平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の添付資料Ⅳ-1-3「原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（以下「既工認」という。）にて評価を実施している。

表 2－1　原子炉格納施設の基礎の評価についての整理

項目	部位	荷重状態*1	荷重時	記載資料*2
基礎の健全性評価	RCCV底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①
			試験時	①
		荷重状態Ⅲ	地震時	②
			異常時	①
			（異常＋地震）時*3	②
		荷重状態Ⅳ	地震時	②
			異常時	①
			ジェット力作用時	①
			（異常＋地震）時*4	②
		荷重状態Ⅴ	異常時	④
			（異常＋地震）時*5	②
	周辺部基礎	Ｓs地震時，Ｓd地震時		③
地盤の健全性評価	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時*6	③
			（異常＋地震）時*6	③
		荷重状態Ⅳ	地震時*7	③
			（異常＋地震）時*6	③
		荷重状態Ⅴ	（異常＋地震）時*6,7	③

注記＊1：以下の５つに分類する。

荷重状態Ⅰ：通常運転時の状態

荷重状態Ⅱ：逃がし安全弁作動時，試験時の状態

荷重状態Ⅲ：荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱ，荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態

荷重状態Ⅳ：コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

荷重状態Ⅴ：発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故，又は重大事故の状態で重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

＊2：凡例は以下のとおり。

① 既工認

② Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」

③ Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」

④ Ⅴ-3「強度に関する説明書」のうちⅤ-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」

＊3：荷重状態Ⅲの（異常＋地震）時は，異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値とＳｄ地震荷重が同時に作用しないものとする。この組合せにおいて考慮する異常時荷重は，異常発生から 10^{-1} 年以降の圧力による荷重，温度荷重及び配管荷重とする。

＊4：荷重状態Ⅳの（異常＋地震）時は，異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値とＳｄ地震荷重が同時に作用するものとする。

＊5：荷重状態Ⅴの（異常＋地震）時は，重大事故等時の状態で長期的（以下「SA(L)時」という。）に作用する荷重とＳｄ地震荷重が，重大事故等時の状態で SA(L)時より更に長期的に作用する荷重とＳｓ地震荷重が同時に作用するものとする。

＊6：周辺部基礎の評価におけるＳｄ地震時の評価に相当する。

＊7：周辺部基礎の評価におけるＳｓ地震時の評価に相当する。

2.1　構造計画

原子炉格納施設の基礎は，その上部構造である原子炉本体基礎（以下「RPV 基礎」という。），RCCV，原子炉建屋の外壁（以下「ボックス壁」という。）及び RCCV とボックス壁の間の耐震壁（以下「中間壁」という。）を支持する構造物であり，RCCV 底部と周辺部基礎で構成される。

原子炉格納施設の基礎は，上部構造物からの死荷重，活荷重，地震力，内圧等に対して，十分な強度を有することができる設計とする。

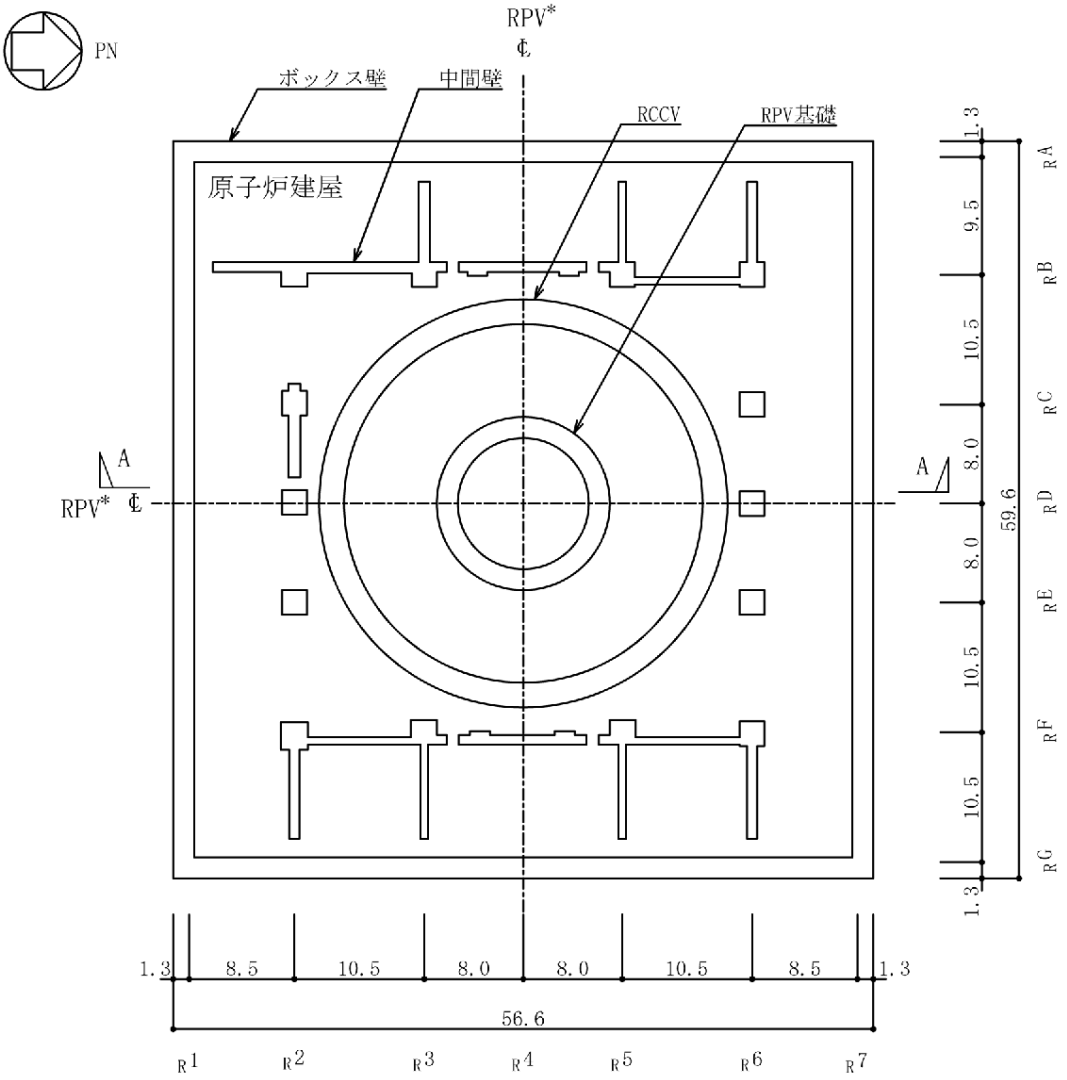
原子炉格納施設の基礎の応力解析は 3 次元 FEM モデルを用いて実施する。

2.2　構造概要

原子炉格納施設の基礎は，平面 56.6m（NS 方向）×59.6m（EW 方向），厚さ 5.5m の鉄筋コンクリート造の基礎スラブであり，支持地盤である泥岩上にマンメイドロックを介して設置されている。

コンクリートの設計基準強度はF_c＝29.4N/mm^2，鉄筋の種類は SD35（SD345 相当）を用いる。

原子炉格納施設の基礎の概略平面図及び概略断面図を図 2－1 及び図 2－2 に示す。



注記＊：原子炉圧力容器

注：東京湾平均海面（以下「T.M.S.L.」という。）

図２－１　原子炉格納施設の基礎の概略平面図（T.M.S.L.-8.2m）（単位：m）

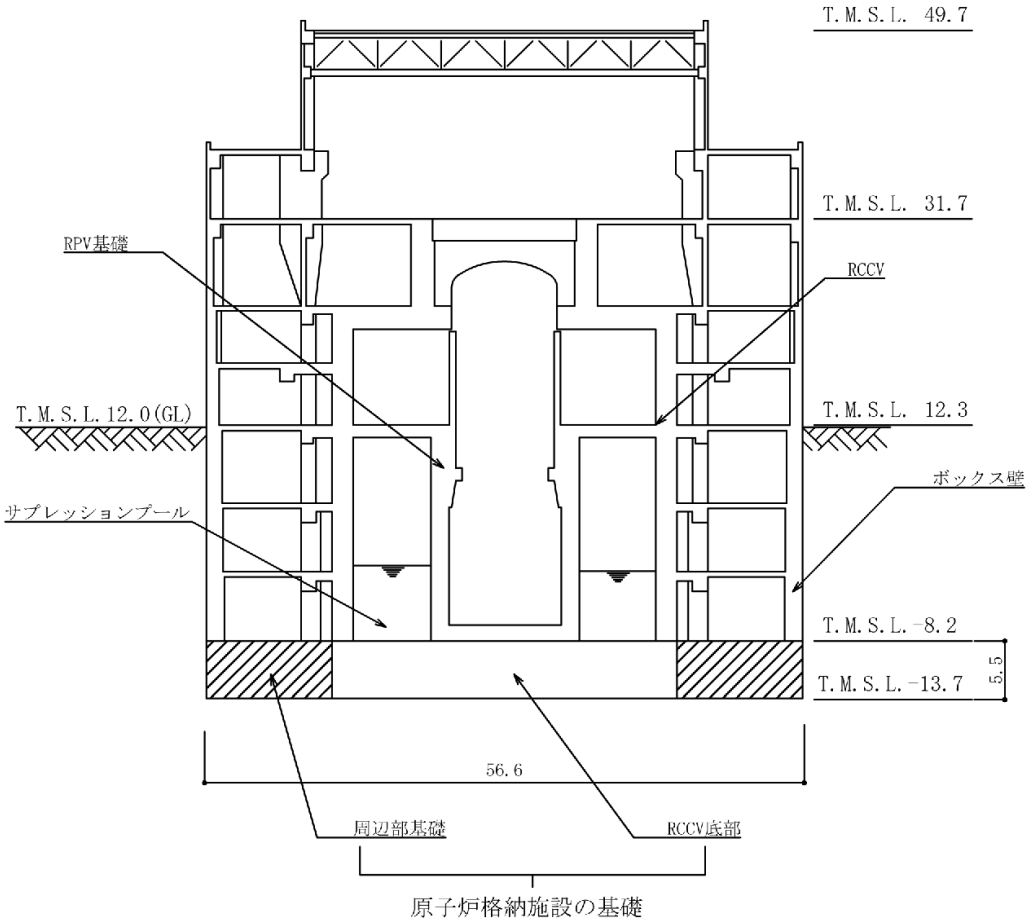


図 2－2　原子炉格納施設の基礎の概略断面図（A-A 断面）（単位：m）

3. 評価

3.1 基礎の健全性評価

RCCV 底部の健全性は，「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）」（以下「CCV 規格」という。）又は「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」（平成 2 年 10 月 22 日 通商産業省告示第４５２号）（以下「告示第４５２号」という。）に基づき評価する。また，周辺部基礎の健全性は，Ｓｄ地震時に対する評価及びＳｓ地震時に対する評価を行うこととし，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005）」（以下「RC-N 規準」という。）及び CCV 規格に基づき評価する。

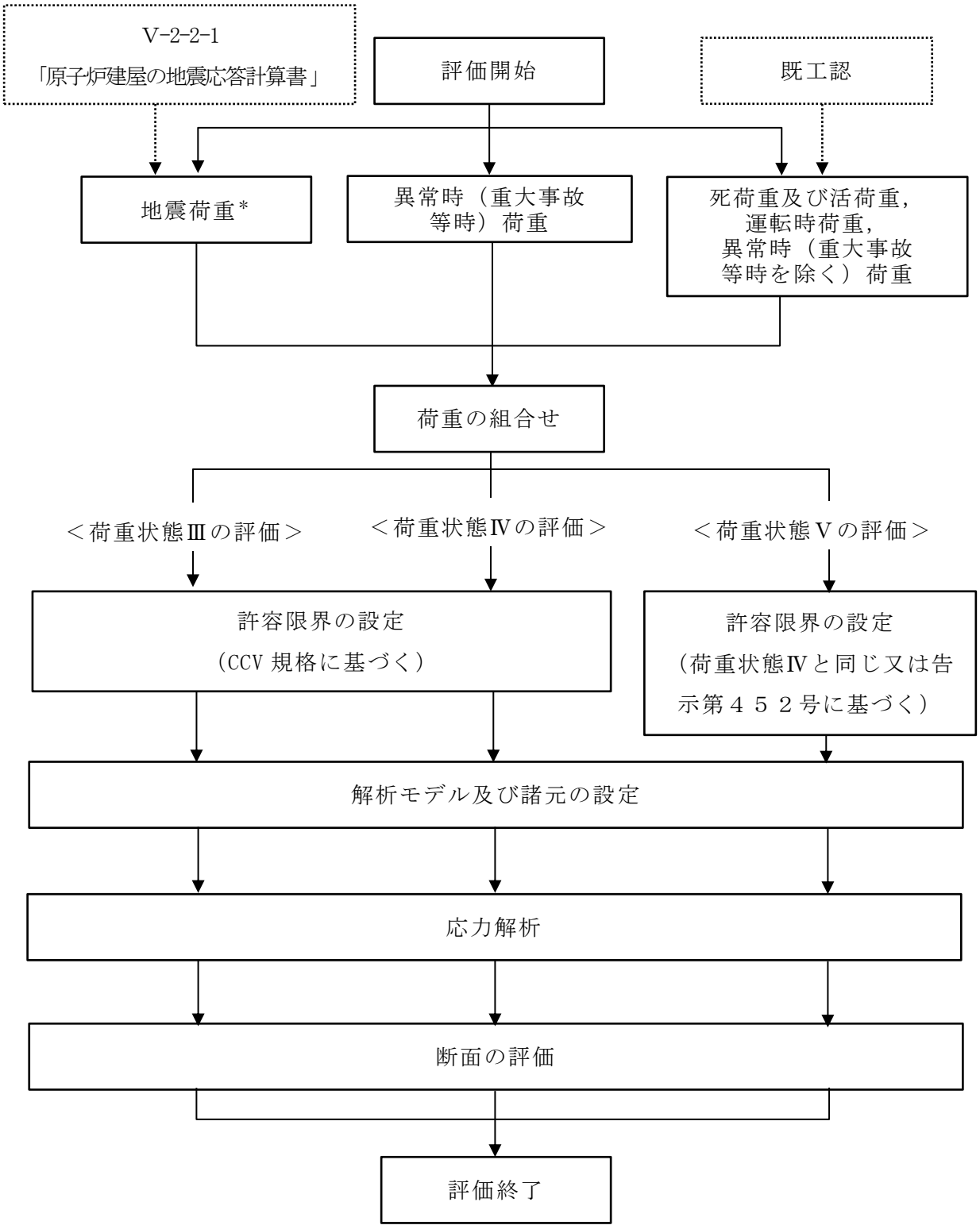
3.1.1 基礎の耐震評価

基礎の耐震評価において，3 次元 FEM モデルを用いた応力解析によることとし，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき断面の評価を行う。断面の評価は，既設であることを踏まえ，設計配筋に対して発生する応力又はひずみが許容限界以下であることを確認する。RCCV 底部の耐震評価については，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」に示すとおりであり，荷重状態Ⅲ～Ⅴの各荷重時（荷重状態Ⅴの異常時を除く）において基礎は十分な強度を有する。また，周辺部基礎の耐震性については，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおり，Ｓｓ地震時及びＳｄ地震時において基礎は十分な強度を有する。

基礎の応力解析による評価フローを図 3－1 に示す。

3.1.2 基礎の強度評価

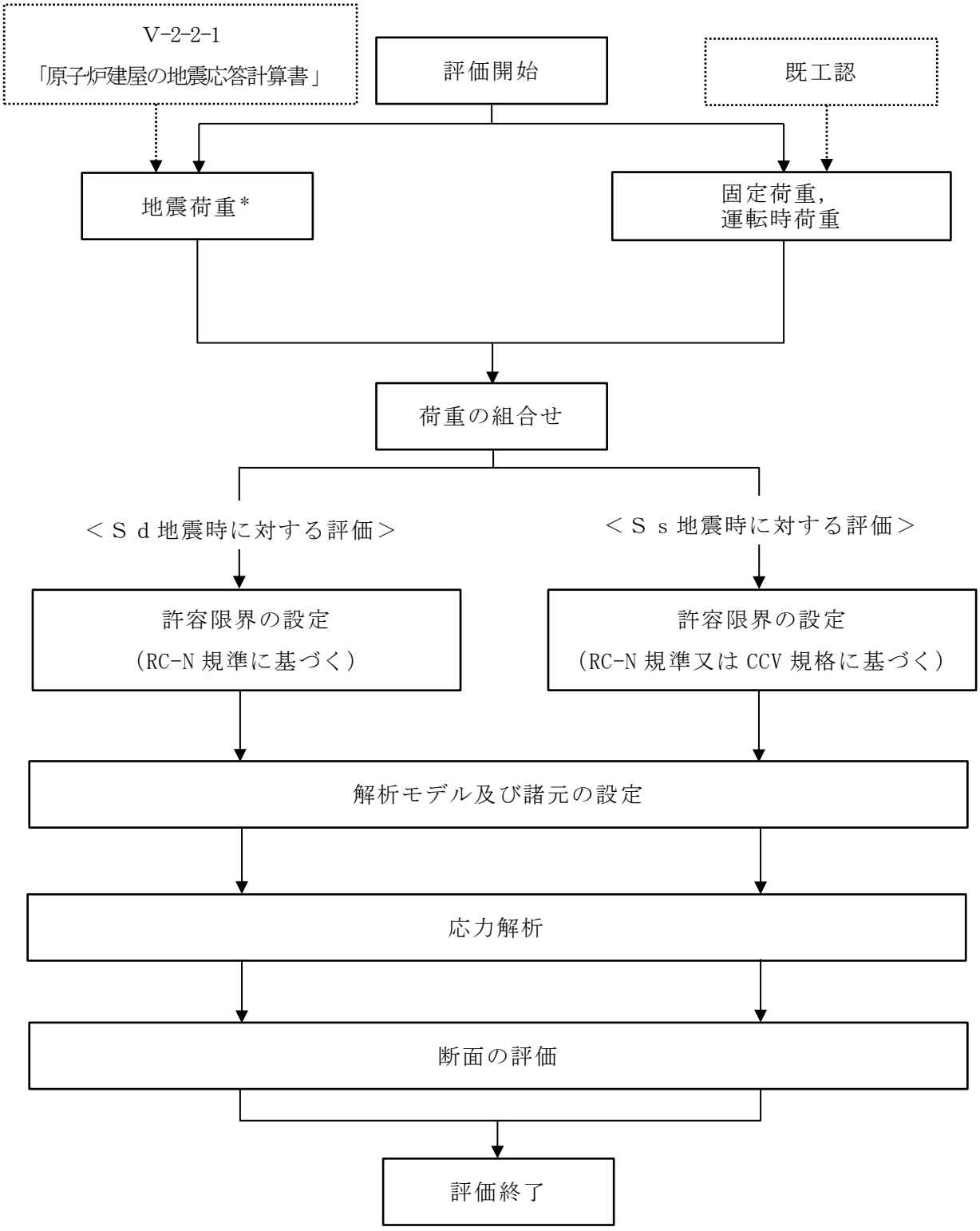
基礎の強度評価においては，荷重状態Ⅴの異常時について，想定される事故時荷重は重大事故等時の内圧（620kPa 及び 310kPa）であり，Ⅴ-3「強度に関する説明書」のうちⅤ-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に示すとおり，基礎は十分な強度を有する。



注記＊：材料物性の不確かさについては，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(a)　RCCV 底部

図 3－1　応力解析による評価フロー（1/2）



注記＊：材料物性の不確かさについては，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(b)　周辺部基礎

図 3－1　応力解析による評価フロー（2/2）

3.2　地盤の健全性評価

地盤の健全性評価において，地震応答解析は質点系モデルによることとし，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき評価を行う。健全性評価は，Ⅴ-2「耐震性に関する説明書」のうちⅤ-2-9-3-4「原子炉建屋基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおりであり，地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

3.2.1　荷重

Ｓｄ地震時の地盤の接地圧は，弾性設計用地震動Ｓｄに対する地震応答解析より算出される地盤の接地圧とし，材料物性の不確かさを考慮する。

Ｓｓ地震時の地盤の接地圧は，基準地震動Ｓｓに対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし，材料物性の不確かさを考慮する。

3.2.2　許容支持力度

原子炉格納施設の基礎は，泥岩上にマンメイドロックを介して設置されており，その許容支持力度は，既工認及び平成 3 年 8 月 23 日付け 3 資庁第 6675 号にて認可された工事計画の添付資料Ⅳ-2-7-1「原子炉建屋の耐震性についての計算書」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は，Ｓｄ地震時の地盤の接地圧に対しては，4110kN/m^2（短期許容支持力度）を，Ｓｓ地震時の地盤の接地圧に対しては 6170kN/m^2（極限支持力度）を用いる。

3.2.3　健全性評価

材料物性の不確かさを考慮したＳｄ地震時及びＳｓ地震時の地盤の最大接地圧は，表 3－1 のとおりであり，いずれもそれぞれに対応する許容支持力度を超えないため，地盤は十分な支持力を有する。

表 3－1　最大接地圧と許容支持力度の比較

（単位：kN/m^2）

	最大接地圧	許容支持力度
Ｓｄ地震時	1340	4110
Ｓｓ地震時	2620	6170

Ⅴ-1-8-4　圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目　　次

1.　概要 ・・・

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により，原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが，原子炉格納容器内の圧力，水位，温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH 」という。）において，正常に機能することを説明するとともに，サプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明するものである。

また，有効 NPSH 以外の温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては，Ⅴ-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回，新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び復水移送ポンプ並びにサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6,7号機共用（以下同じ。））について，想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明する。なお，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプについては，溶融炉心の原子炉格納容器下部（下部ドライウェル）への落下の遅延又は防止を目的として，原子炉圧力容器への注水に使用するため，Ⅴ-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

2. 基本方針

2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッションプールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位，温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは，各水源タンク等の圧力，水位，温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理された復水貯蔵槽，淡水貯水池又は防火水槽を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

3. 評価

3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッションプールを水源とするポンプは，原子炉格納容器内の圧力，水位，水源の温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH 」という。）を上回ることを評価する。

そのうち，原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッションプールを水源として，原子炉格納容器除熱のために運転する場合，運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断 LOCA を想定するが，破断形態は設計基準事故と同等であるため，保温材の破損影響範囲及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし，炉心損傷を伴う重大事故等時においては，原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため，化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また，評価に当たっては，平成18年8月17日付け平成18・07・31原第44号にて認可された工事計画のⅣ-5「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び平成20年4月7日付け平成20・02・29原第10号にて認可された工事計画のⅣ-5「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規)」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)）に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプは，それぞれの水源の圧力，水位，温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3　評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

・残留熱除去系ポンプ*　　（水源：サプレッションプール）
・復水移送ポンプ*　　（水源：サプレッションプール又は復水貯蔵槽）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）*　（水源：淡水貯水池又は防火水槽）

注記＊：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち，残留熱除去系ポンプは，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱のために使用する場合の有効 NPSH 評価条件が，設計基準事故時に「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため，Ⅴ-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプは，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器冷却のために使用する場合の有効 NPSH 評価条件が，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため，Ⅴ-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

・復水移送ポンプ　　（水源：サプレッションプール）
（□ m^3/h）

3.4　評価方法

3.4.1　サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により選定した復水移送ポンプの有効 NPSH 評価については，重大事故等時の各事象のうち，個別評価が必要な事象を抽出し，その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

サプレッションプール吸込ストレーナへの異物付着による影響に関する具体的な評価手順及び評価内容については，別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1)　有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッションプール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し，「3.3　評価対象ポンプの選定」で選定した復水移送ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して，有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3－1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a.　重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等時における各事象（表3－1のaからl）のうち，a,b,c,d,e,f及びgの事象については，評価対象ポンプによるサプレッションプールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮しないため個別評価対象外とする。

b.　有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3－1のaからl）のうち，kの事象については，有効 NPSH 評価条件がhの事象の評価に包絡されるため個別評価対象外とする。

i，j及びlの事象については，復水移送ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが，原子炉冷却材配管の破断が生じず，保温材等の異物発生が想定されないことから，hの事象の評価に包絡されるため個別評価対象外とする。

以上より，復水移送ポンプについて，「h　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の事象を想定し，発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について，以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は，事故後の経過時間とともに変化するが，サプレッションチェンバの圧力は常にサプレッションプール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッションプールを水源として有効 NPSH を評価するときは，評価条件を保守的に設定するという観点より，保守性を十分考慮した背圧及び水源の温度を設定する。

b. サプレッションプールの水位

サプレッションプールの水位は，重大事故等時に想定されるサプレッションプールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については，別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

なお，ストレーナの異物付着による圧損上昇は，代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量（ ］m^3/h）に対して，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，通水流量を上回る流量（ ］m^3/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については，配管の径，長さ，形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3－1　設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等時における各事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）			S/P水源で運転するポンプ*1	有効 NPSH 評価条件（水源の圧力，温度等）	破断形態	発生異物量	
						保温材等	化学影響生成異物
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	RHR	—*2	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	RHR	—*2	無	—	—
	f	LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準事故時未満	—
	g	格納容器バイパス	RHR	—*2	無	—	—
炉心損傷がある場合	h	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MUWC	個別評価を実施	大破断	設計基準事故時同等	化学影響生成異物の発生*3
	i	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3
	j	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3
	k	水素燃焼	MUWC	hの事象に包絡	大破断	設計基準事故時同等	化学影響生成異物の発生*3
	l	溶融炉心・コンクリート相互作用	MUWC	hの事象に包絡	無	—	化学影響生成異物の発生*3

注記＊1 ：サプレッションプールを水源として，原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

＊2 ：残留熱除去系ポンプについては，Ⅴ-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

＊3 ：自主対策設備である格納容器pH制御設備より原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内のAl,Si,Zn,Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

注：[ ]：有効 NPSH の評価対象事象，S/P：サプレッションプール，RHR：残留熱除去系ポンプ，MUWC：復水移送ポンプ

3.4.2　サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により，評価対象となるポンプは無い。

3.5　評価結果

3.5.1　サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1)　復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果

a.　有効 NPSH の算定結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3－2に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3－1に示す。

表3－2　復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果

（単位：m）

	重大事故等時
H_a：吸込み液面に作用する絶対圧力	
H_s：吸込揚程	
H_1：ポンプ吸込配管圧損	
H_2：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
H_3：異物付着による圧損上昇*2	
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	5.9
有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-H_3-h_s$）	

注記＊1　：代替循環冷却系の復水移送ポンプの流量は，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，残留熱除去系ストレーナの既工事計画のⅣ-5「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」の算定値と同じとする。

＊2　：ストレーナの異物付着による圧損上昇は，代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量（ m³/h）に対して，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，通水流量を上回る流量（ m³/h）を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

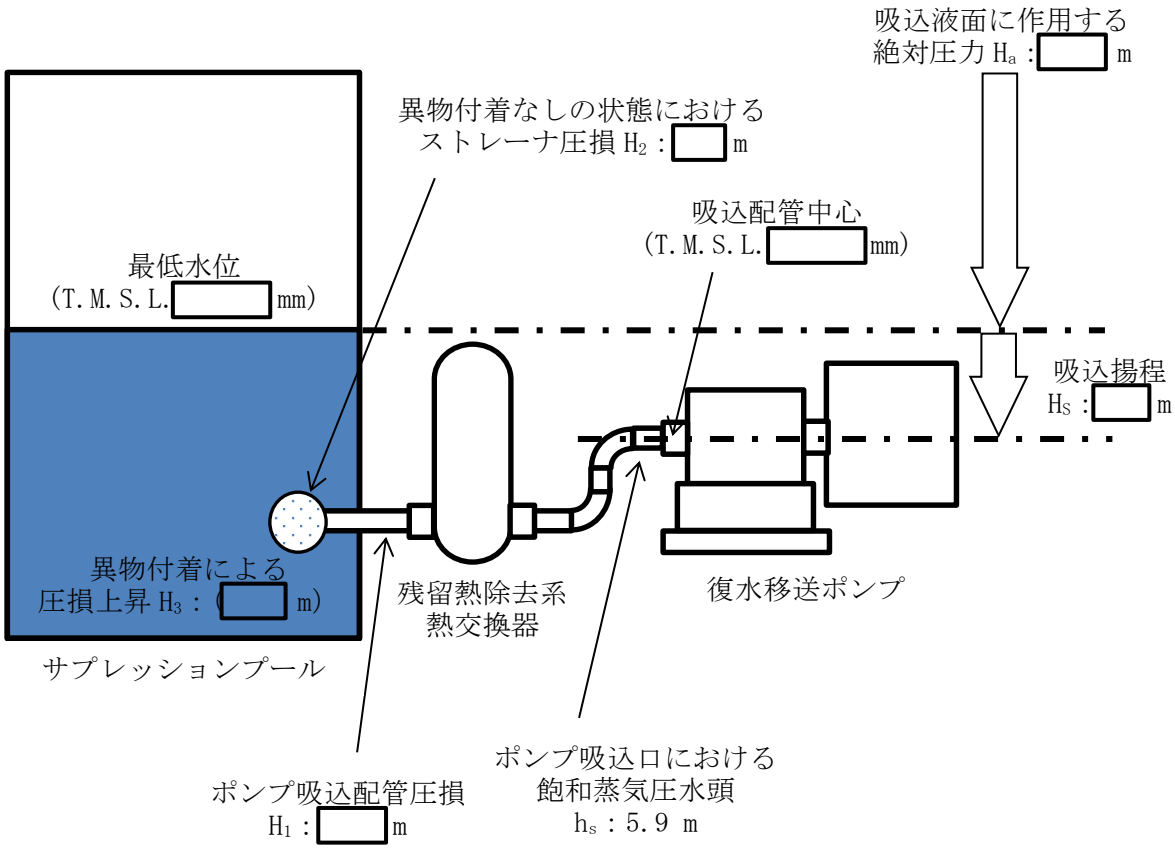
b.　有効 NPSH 評価結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3－3に示す。表3－3に示すとおり，重大事故等時における復水移送ポンプの有効 NPSH は，必要 NPSH を上回っており，復水移送ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3－3　復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果

（単位：m）

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
復水移送ポンプ	□	□



有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-H_3-h_s$）≧ 必要 NPSH

（□＋□－□－□－□－5.9）＝□ m ＞□ m

図 3－1　復水移送ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

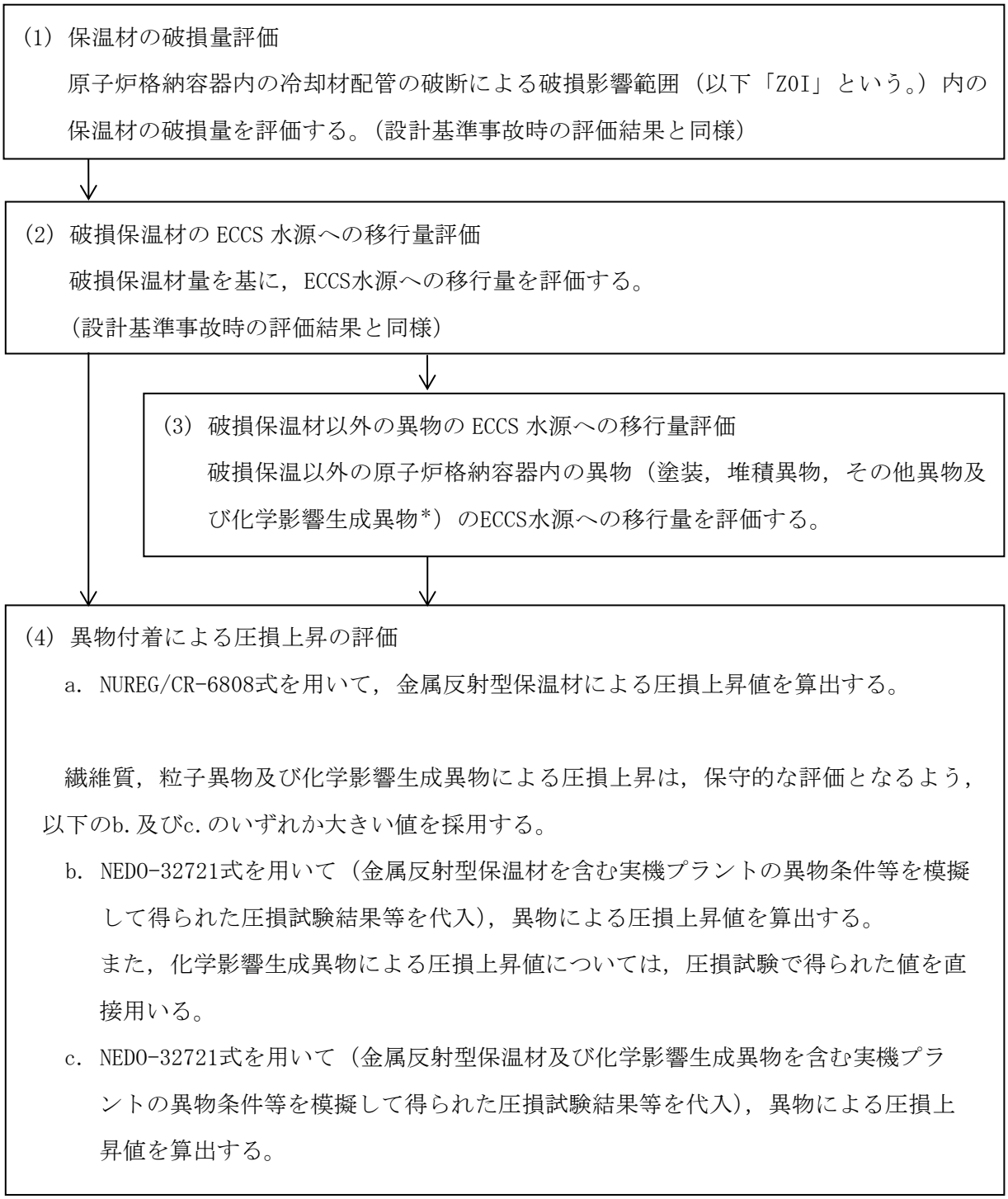
Ⅴ-1-8-4-別添1　重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

目　　次

1.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法 ····· 1
2.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価 ····· 3
2.1　保温材の破損量評価 ····· 3
2.2　破損保温材のECCS水源への移行量評価 ····· 3
2.3　破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価 ····· 4
3.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価 ····· 5
3.1　ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量 ····· 5
3.2　試験装置の概要 ····· 5
3.3　試験条件 ····· 6
3.4　異物付着による圧損上昇の評価 ····· 8
3.5　試験結果 ····· 11
4.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果 ····· 12

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法

重大事故等時の評価においては，原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し，配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し，破損した保温材等がドライウェル(以下「D/W」という。)からECCS水源であるサプレッションプール(以下「S/P」という。)へ流入し，代替循環冷却系の復水移送ポンプの吸込流により非常用炉心冷却系ストレーナに付着するという事象シナリオに沿って，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規)」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)）（以下「内規」という。)に準拠し非常用炉心冷却系ストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図1－1に示す。



注記＊：化学影響生成異物は，「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。））に基づいて算出する。

図1－1　非常用炉心冷却系ストレーナの圧損上昇の評価の手順

2.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価

2.1　保温材の破損量評価

LOCA時に破断する冷却材配管が設置されている原子炉格納容器内において，配管破断想定箇所は，ZOI内の保温材破損量が多いと想定される箇所を選定し，保温材の破損量を評価する。なお，重大事故等時における保温材の破損量は，設計基準事故時と同様である。

保温材の最大破損量を表2－1に示す。

表2－1　保温材の最大破損量

保温材種類	配管破断想定箇所	ZOI 半径 (配管口径:D)	ZOI 内の 保温材破損量
金属反射型保温材	主蒸気系配管 [redacted]	7.4D	[redacted] m^2
ケイ酸カルシウム保温材	同上	7.4D	[redacted] m^3

2.2　破損保温材のECCS水源への移行量評価

保温材の破損量のうち，ECCS水源に移行する量を評価した結果を表2－2に示す。移行割合は，内規別表第２に示す値とする。また，破損保温材のECCS水源への移行量は，表2－1のZOI内の保温材破損量に移行割合を乗じて算出する。なお，重大事故等時の破損保温材移行量は，設計基準事故時と同様である。

表2－2　破損保温材のECCS水源への移行量

保温材種類	移行割合 (%)	移行量
金属反射型保温材	50	[redacted] m^2
ケイ酸カルシウム保温材	10	[redacted] m^3

2.3　破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

重大事故等時において考慮する異物の種類，量及びECCS水源への移行量を表2－3に示す。また，耐DBA仕様塗装及び堆積異物については，異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃，点検を実施するため，内規別表第３に示す値を用いる。

表2－3　重大事故等時における破損保温材以外の異物の種類，量及びECCS水源への移行量

異物の種類		異物量	移行割合	移行量
耐DBA仕様塗装（ジェット破損）		39kg		
非DBA仕様塗装		□kg		
堆積異物	スラッジ	89kg		
	錆片	23kg		
	塵土	68kg		
その他異物		□m^2		
耐DBA仕様塗装 (耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*1)		□kg		
化学影響生成異物		□kg*2		

注記＊1　：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから，塗装片の追加発生を考慮する。

＊2　：化学影響生成異物は，WCAPに基づいて算出する。

3.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価

発生が想定される異物量による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し，Ⅴ-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」で評価対象ポンプに選定した代替循環冷却系の復水移送ポンプが重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認する。

圧損試験は，十分保守的な評価となるよう，以下のとおり試験流量，異物量等を設定した。

3.1　ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量

ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量は，有効NPSH 評価上保守的な評価となるように，代替循環冷却系の復水移送ポンプの通水流量を上回る流量とする。非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量を表3－1に示す。

表3－1　非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量

(単位:m^3/h)

系統設備	流量
代替循環冷却系 復水移送ポンプ	□ *

注記＊：代替循環冷却系の復水移送ポンプ2台運転時の通水流量は□m^3/hであるが，保守的に圧損を評価する観点から通水流量を上回る流量□m^3/hとして評価する。

3.2　試験装置の概要

重大事故等時の圧損評価に使用した試験装置の概要を図3－1に示す。

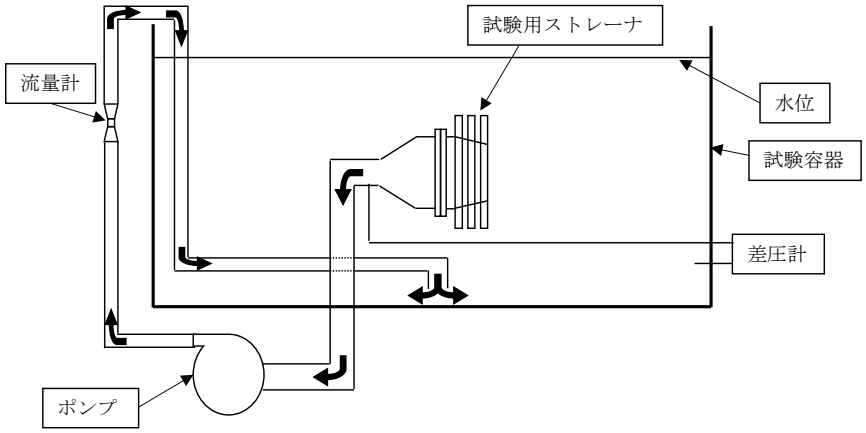


図3－1　圧損試験装置の概要図

3.3　試験条件

(1)　試験のスケーリング比

試験異物のスケーリング比は，試験用ストレーナ1個当たりの表面積（　　m^2）と実機ストレーナ1個当たりの基準表面積（　　m^2）の比率から，　　とした。

圧損試験で考慮するストレーナ基準表面積は，下記の式で算出する。

ストレーナ基準表面積＝

（有効表面積）－（その他異物付着面積）÷（ストレーナ台数）×0.75

＝　　－　　÷2 個×0.75（内規）＝　　→　　m^2

(2)　試験の異物物量

圧損試験に用いる異物量を表3－2に示す。

表3－2　圧損試験に用いる異物量

試験に用いる異物量の計算 ＼ 異物の種類		重大事故等時における異物量（ストレーナ2個分） A	異物スケーリング比 R_{sd}	試験に用いる異物量（ストレーナ1個分） $B=A/2\times R_{sd}$
金属反射型保温材		m^2		m^2
ケイ酸カルシウム保温材		m^3		$(m^3)\times 140\ (kg/m^3)$ ＝　　kg
耐DBA仕様塗装 （ジェット破損）		39kg		kg
非DBA仕様塗装		kg		(kg)×　　*5 ＝　　kg
堆積異物	繊維質保温材	kg*1 （　　kg）		kg （　　kg）
	スラッジ	89kg		kg
	錆片	23kg		kg
	塵土	68kg		kg
その他異物		m^2	0*2	0 m^2
耐DBA仕様塗装 （耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*3）		kg		kg
化学影響生成異物		kg*4		kg

注記＊1 ：繊維質保温材は，D/W内の高エネルギ配管の両端破断を想定した時の最大のZOIを設定し，S/Pへの移行量評価を実施して想定物量を評価する。また，実機のD/W内では，繊維質保温材を撤廃しているため，圧損評価条件としては繊維質ゼロとする。ただし，NEDO-32721式を適用する場合は繊維質ゼロでは評価できないため，繊維質ゼロ相当として繊維質厚さを0.3mm（薄膜効果の発生開始量3mmの10分の1）として試験を実施した。

＊2 ：その他異物のステッカー類については，ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の75％分を差し引いて考慮しているため，試験には投入していない。

＊3 ：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから，塗装片の追加発生を考慮する。

＊4 ：化学影響生成異物は，WCAPに基づいて算出する。

＊5 ：圧損試験において非DBA仕様塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と，非DBA仕様塗装の体積が等価となるよう密度比(　　)で補正する。

(3) 試験流量

試験流量は，代替循環冷却系の復水移送ポンプの通水流量に対して，実機における側面の接近流速と同等となるよう，試験用ストレーナ1個当たりの側面積（　　m^2）と実機ストレーナ1個当たりの側面積（　　m^2）の比率から，　　とした。

試験流量＝　　m^3/h÷ストレーナ2個×　　＝　　m^3/h

3.4　異物付着による圧損上昇の評価

(1)　金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価

金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価については，NUREG/CR-6808にて示される下記評価式を使用して算出する。下記評価式に用いる金属反射型保温材の諸元について表3－3に示す。

この算出の結果，金属反射型保温材が付着した場合の非常用炉心冷却系ストレーナの圧損をあわせて表3－3に示す。

$h_{RMI} = (1.56\times10^{-5}/K_t^2)\cdot U_{RMI}^2\cdot(A_{foil}/A_C)\cdot 0.30$

$= (1.56\times10^{-5}/\square^2)\times\square^2\times(\square/\square)\times 0.30$

$= \square$ (m)

ここで，

h_{RMI}　：圧力損失(m)

K_t　：金属箔のギャップ厚さ(m)

U_{RMI}　：接近流速

$$U_{RMI} = \frac{Q}{A_c} = \frac{\square}{\square} = \square \text{ (m/s)}$$

A_{foil}　：金属箔の表面積(両面の合計値)(m^2)

A_c　：ストレーナ表面積 ＝ $\square$ (m^2)

Q　：流量 ＝ $\square$ (m^3/h)÷ストレーナ2個＝ $\square$ (m^3/h)＝ $\square$ (m^3/s)

表3－3　金属反射型保温材の諸元及び圧損上昇

	重大事故等時 代替循環冷却系 復水移送ポンプ
ギャップ厚さ K_t(m)	$\square$ *1
表面積 A_{foil}(m^2)（両面の合計値）	$\square$ *2
圧損上昇(m)	$\square$ *3

注記＊1：既工事計画から変更はない。

＊2：表2－2 破損保温材のECCS水源への移行量

＊3：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示す。

K7 ① V-1-8-4-別添1 R1

(2)　繊維質異物,粒子状異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇

NEDO-32721にて示される下記評価式を使用して算出する。

$$h_{debris} = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h$$

$$= \frac{\square \times \square \times \square}{\square \times 9.80665 \times (\square)^2} \times \square$$

$$= \square \ (m)$$

であり，式中の記号の意味は以下のとおりである。

h_{debris}：圧力損失(m)

μ　　：水の粘性係数　＝□(Pa･s) □

U　　：側面の接近流速(m/s)

$$= \frac{Q}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\square}{\pi \times \square \times \square} = \square \ (m/s)$$

ここで，　Q：流量　＝□(m^3/s)

D：外径　＝□(m)

L：圧損評価長さ　＝□(m)

t：側面の異物の厚さ　＝□(m)

$$= \frac{V_{debris}}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\square}{\pi \times \square \times \square} = \square \ (m)$$

ここで，V_{debris}：異物の体積(m^3)

□(m^2)×0.0003(m)＝□(m^3)

ρ　　：水の密度　＝□(kg/m^3) □

g　　：重力加速度　＝9.80665(m/s^2)

d　　：インターファイバーディスタンス(m)

代替循環冷却系：□(m)

実機異物条件を基に，保守的な条件で圧損試験を実施し，その試験で計測された圧損結果（化学影響生成異物投入後の圧損値）から算出した値。なお圧損試験では，金属反射型保温材も試験デブリとして投入した。

K_h　：ストレーナの側面積を基準とした接近流速，デブリ特性，形状効果を無次元化した数値

$= f_1 \cdot f_2 \cdot f_3 \cdot f_4$

$=$ [　　] $\times$ [　] $\times$ [　] $\times$ [　　] $=$ [　　]

ここで，

f_1：流速を考慮する係数

$= 1 + 0.07 \cdot Re$

$= 1 + 0.07 \times$ [　　] $=$ [　　]

ここで，

Re：レイノルズ数

$= U_1 \cdot d_{fiber} \cdot \rho / \mu$

$=$ [　　] $\times$ [　　] $\times$ [　　] $/$ [　　　　] $=$ [　　]

ここで，

U_1　：f_1用接近流速

$$= \frac{Q}{\pi \cdot D \cdot L + \pi \cdot (2 \cdot D^2 - D_0^{\,2} - D_L^{\,2})/4}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\pi \times \boxed{} \times \boxed{} + \pi \times (2 \times \boxed{}^2 - \boxed{}^2 - \boxed{}^2)/4}$$

$=$ [　　] (m/s)

d_{fiber}：繊維直径　$=$ [　　] (m)

D_0　：トップフランジ外径　$=$ [　　] (m)

D_L　：ボトムスペーサ外径　$=$ [　　] (m)

f_2：異物の層の圧縮を表す係数

$$= 0.2197 + 0.23 \frac{\mu \cdot U}{\rho \cdot g \cdot d^2}, \quad \text{for } \frac{\mu \cdot U}{\rho \cdot g \cdot d^2} < 3.393$$

$$= 1, \quad \text{for } \frac{\mu \cdot U}{\rho \cdot g \cdot d^2} \geqq 3.393$$

$$\frac{\mu \cdot U}{\rho \cdot g \cdot d^2} = \frac{\boxed{} \times \boxed{}}{\boxed{} \times 9.80665 \times (\boxed{})^2} = \boxed{}\ \boxed{}\ 3.393$$

したがって，$f_2 =$ [　]

f_3：繊維質異物と粒子状異物の比率(M_c/M_f)を表す係数

$= 1 + 0.15 \cdot (M_c / M_f)$

ここで，

M_c：粒子状異物の質量(kg)

M_f：繊維質異物の質量(kg)

実機のデブリ条件を用いた実験によりデブリ特性の全てを包括するため，

M_c/M_f＝□となり f_3＝□

f_4：形状効果を表す係数

＝0.1558＋6.525･(t/D)，for t/D ＜ 0.27

＝2.0157－0.3467･(t/D)，for 0.27 ＜t/D ＜ 1.8

t/D ＞1.8の場合，f_4=1.4 を保守的に使用する。

t/D＝□

したがって，f_4＝□

3.5　試験結果

「3.3　試験条件」にて示した条件において圧損試験を実施したところ，「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」の(1),(2)に示したとおり，金属反射型保温材の付着による圧損上昇は□m（□m），繊維質異物，粒子状異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇は□mとなり，これらを加算した圧損上昇の最大値は□m程度であった。

以上より，重大事故等時において想定される異物の量を考慮しても，代替循環冷却系の復水移送ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認した。

4.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果

「3.4　異物付着による圧損上昇の評価」による，金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果，非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損値は表4－1に示すとおりである。

表4－1　金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価結果

（単位 ： m）

	圧損値
	重大事故等時
	代替循環冷却系 復水移送ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	[redacted]*
繊維質,粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	[redacted]*
合計	[redacted]*

注記＊：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示し,合計値は小数点以下第3位を切り上げ処理した結果を示す。

Ⅴ-1-9　その他発電用原子炉の附属施設の説明書

Ⅴ-1-9-1　非常用電源設備の説明書

Ⅴ-1-9-1-1　非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

目　次

1.　概要 ····· 1
2.　基本方針 ····· 1
2.1　常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 ····· 1
2.1.1　ガスタービン ····· 3
2.1.2　内燃機関 ····· 3
2.1.3　発電機 ····· 4
2.1.4　遮断器 ····· 5
2.1.5　その他電気設備 ····· 6
2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 ····· 16
2.2.1　可搬型の非常用発電装置 ····· 16
3.　施設の詳細設計方針 ····· 18
3.1　非常用ディーゼル発電機 ····· 18
3.1.1　設計基準対象施設 ····· 18
3.1.2　重大事故等対処設備 ····· 26
3.2　第一ガスタービン発電機 ····· 28
3.2.1　ガスタービン ····· 28
3.2.2　発電機 ····· 28
3.3　モニタリングポスト用発電機 ····· 31
3.3.1　内燃機関 ····· 31
3.3.2　発電機 ····· 31
3.4　可搬型の非常用発電装置 ····· 32
3.4.1　電源車 ····· 32
3.4.2　5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ····· 35
3.4.3　可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備 ····· 36

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条及び第 72 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき設置する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関及び発電機(以下「非常用ディーゼル発電機」という。)，技術基準規則第 72 条及びその解釈に基づき設置する第一ガスタービン発電機（6,7 号機共用（以下同じ。））及び電源車（6,7 号機共用（以下同じ。)），技術基準規則第 76 条及びその解釈に基づき設置する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6,7 号機共用（以下同じ。)），技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき設置するモニタリングポスト用発電機（6,7 号機共用（以下同じ。））並びに技術基準規則第 63 条，第 65 条及び第 67 条並びにそれらの解釈に基づき設置する可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備（6,7 号機共用（以下同じ。））の出力の決定に関して説明するものである。

また，技術基準規則第 48 条及び第 78 条に基づく「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（以下「火力省令」という。）及び「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（以下「原子力電技命令」という。）の準用について，本資料にて非常用電源設備のガスタービン及び内燃機関に対する火力省令への適合性，並びに非常用電源設備の発電機，遮断器及びその他電気設備に対する原子力電技命令への適合性について説明するものである。

更に，技術基準規則第 45 条第 3 項第 1 号及びその解釈に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」（非常用ディーゼル発電機に接続される電気盤に関する措置に係る部分を除く。）として，遮断器の遮断時間の適切な設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針

設計基準対象施設のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機は，設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。また，工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し，継続的に供給できる設計とする。

重大事故等対処設備のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機は，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力

を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機は，3 系統の母線で構成する非常用高圧母線に接続し，高圧補機へ給電する設計とする。また，動力変圧器を通して降圧し，3 系統の母線で構成する非常用低圧母線の低圧補機へ給電する設計とする。

第一ガスタービン発電機は，外部電源系及び非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等時の対応に必要な設備に電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機は，設置（変更）許可申請書の添付書類十における，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」時に電力を供給できる出力を有する設計とする。

モニタリングポスト用発電機は，専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機並びに重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置である第一ガスタービン発電機及びモニタリングポスト用発電機（ガスタービン及び内燃機関については，燃料系を含める。）は，火力省令第 19～23 条，第 25～29 条のうち関連する事項を準用する設計とする。ガスタービン及び附属設備は，「ガスタービン等の構造」，「調速装置」，「非常停止装置」及び「計測装置」について各事項を準用し，内燃機関及び附属設備は，「内燃機関等の構造等」，「調速装置」，「非常停止装置」，「過圧防止装置」及び「計測装置」について各事項を準用する設計とする。

なお，ガスタービン及び内燃機関における火力省令第 19 条第 4 項又は第 25 条第 3 項に基づく強度評価の基本方針，強度評価方法及び強度評価結果は，Ⅴ-3「強度に関する説明書」の別添にて説明する。

非常用ディーゼル発電機,第一ガスタービン発電機,モニタリングポスト用発電機,遮断器及びその他電気設備は，原子力電技命令第 4～16 条，第 19～28 条，第 30～35 条の関連する事項を準用する設計とする。「感電，火災等の防止」として，「電気設備における感電,火災等の防止」,「電路の絶縁」,「電線等の断線の防止」,「電線の接続」,「電気機械器具の熱的強度」,「高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止」,「電気設備の接地」,「電気設備の接地の方法」及び「発電所等への取扱者以外の者の立入の防止」について各事項を準用する設計とする。「異常の予防及び保護対策」として，「特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止」及び「過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策」について各事項を準用する設計とする。「電気的，磁気的障害の防止」として，「電気設備の電気的，磁気的障害の防止」について各事項を準用する設計とする。また，「供給支障の防止」として，「発変電設備等の損傷による供給支障の防止」,「発電機等の機械的強度」及び「常時監視をしない発電所等の施設」について各事項を準用する設計とする。

2.1.1　ガスタービン

ガスタービンは，火力省令を準用し，以下の設計とする。

(1)　ガスタービン等の構造

ガスタービンは，非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度及びガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達するタービン入口ガス温度高トリップ作動温度における十分な熱的強度を有する設計とする。軸受は，車軸の両側に設けた転がり軸受により運転中の荷重を安定に支持できるものであって，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じない設計とする。調速装置により調節することができる最低速度から過速度トリップが作動したときに達する最高速度までの間に被動機一体の危険速度がない設計とする。耐圧部分の構造は，最高使用圧力又は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。

(2)　調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため，ガスタービンに流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3)　非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため，その異常が発生した場合にガスタービンに流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置その他非常停止装置を設ける設計とする。

(4)　計測装置

設備の損傷を防止するため，回転速度，潤滑油圧力，潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.2　内燃機関

内燃機関は，火力省令を準用し，以下の設計とする。

(1)　内燃機関等の構造等

非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。軸受は，運転中の荷重を安定に支持できるもので，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じない設計とする。耐圧部分は，最高使用圧力又は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。また，非常用ディーゼル発電機は屋内に設置する設計とするため，酸素欠乏の発生のおそれのないように，建屋に吸排気部を設置する設計とする。

(2)　調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため，内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3)　非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため，その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置を設ける設計とする。

(4)　過圧防止措置

非常用ディーゼル発電機は，過圧が生じるおそれがあるシリンダ内の圧力を逃すためにシリンダ安全弁を設ける設計とする。

(5)　計測装置

設備の損傷を防止するため，回転速度，潤滑油圧力，潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.3　発電機

発電機は，原子力電技命令を準用し，以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

感電防止のため接地し，また，充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気機械器具は,「日本電気技術規格委員会規格ＪＥＳＣ　Ｅ７００２」（以下「ＪＥＳＣ　Ｅ７００２」という。）等に基づき，通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため，高圧の電気機械器具は金属製の筐体に格納することで可燃性のものと隔離し,外箱等は接地を施す設計とする。電気設備は，適切な接地工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を過電流継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

発電機は，閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

発変電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作して達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とし，三相短絡試験等により異常のないこと

を確認する。発電所構内には，発電機の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.4　遮断器

遮断器は，原子力電技命令を準用し，以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

遮断器は，感電防止のため接地し，また，充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。遮断器は，ＪＥＳＣ　Ｅ７００２等に基づき，通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし，火災発生防止のため，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。遮断器は適切な接地を施し，鉄台及び金属製の外箱には，A 種接地工事（高圧設備），C 種又は D 種接地工事（低圧設備）を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流遮断器は，施設する箇所を通過する短絡電流を遮断する能力を有し，高圧電路に施設する過電流遮断器はその作動に伴いその開閉状態を表示する装置を有する設計とする。

重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤(安全施設(重要安全施設を除く。)への電力供給に係るものに限る。)のうち非常用ディーゼル発電機に接続される電気盤以外の電気盤（以下「HEAF 対策対象盤」という。）については，適切な遮断時間にてアーク放電が発生した遮断器の上流の遮断器を開放し，アーク放電の継続を防止することでアーク火災を防止し，電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。HEAF 対策対象盤を表 2－1 に示す。

HEAF 対策対象盤の適切な遮断時間の設計にあたっては，HEAF 対策対象盤は，「高エネルギーアーク損傷（HEAF）に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」を踏まえ，アーク放電を発生させる試験，アーク火災発生の評価を実施し，高エネルギーアーク損傷に係る対策の判断基準としてアーク火災が発生しないアークエネルギーの閾値（メタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という。）は 25MJ,パワーセンタ（以下「P/C」という。）は 18MJ,モータコントロールセンタ（以下「MCC」という。）は 4.4MJ）を設定する。

発生するアークエネルギーは，次式により求め，各遮断器の遮断時間を表 2－2 に示す。

K7 ① V-1-9-1-1 R1

$E_{3\varphi} = V_{arc} \times I_{arc} \times t_{arc}$

$E_{3\varphi}$：三相のアークエネルギー

V_{arc}：アーク電圧の平均値

I_{arc}：三相短絡電流の平均値

t_{arc}：アーク発生時の遮断器の遮断時間

図 2－1 に示した各母線に接続されるすべての遮断器（非常用ディーゼル発電機に係る部分を除く。）をアーク放電発生箇所とし，各アーク放電発生箇所の上流の遮断器を開放することによりアーク放電を遮断する。

(3) 電気的，磁気的障害の防止

遮断器は，閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発変電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電所構内には，遮断器の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.5 その他電気設備

その他の非常用電源設備は，原子力電技命令を準用し，以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

電気設備は，感電の防止のため接地し，また，外箱やカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所については，接続板，接続用ボルト･ナット等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気設備は，熱的強度について期待される使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため，可燃性の物から離して施設する設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と結合する変圧器は，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，適切な接地を施す設計とする。過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策のため，電気設備には，過電流を検知できるよう保護継電器，過電流検知器

及び配線用遮断器を設置し，過電流を検知した場合は，遮断器を開放する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

変圧器，母線及びそれを支持する碍子は，短絡電流により生ずる機械的衝撃に耐える設計とする。発電所構内には，電気設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

表 2－1　HEAF 対策対象盤

常時使用される電気盤*1	①：重要安全施設（MS-1）への電力供給に係る電気盤	②：①の電気盤の周囲 2.5m 以内に設置されている電気盤*2	HEAF 対策対象盤
非常用高圧母線 （M/C7C,M/C7D,M/C7E）	○		○
非常用低圧母線（パワーセンタ） （P/C7C-1,P/C7C-2,P/C7D-1,P/C7D-2,M/C7E-1, P/C7E-2）	○		○
非常用低圧母線（モータコントロールセンタ） （MCC7C-1-1,MCC7C-1-2,MCC7C-1-3,MCC7C-1-4, MCC7C-1-6,MCC7C-1-7,MCC7C-2-1,MCC7D-1-1, MCC7D-1-2,MCC7D-1-3,MCC7D-1-4,MCC7D-1-6, MCC7D-1-7,MCC7D-2-1,MCC7E-1-1A,MCC7E-1-1B, MCC7E-1-2,MCC7E-1-3,MCC7E-2-1）	○		○
非常用低圧母線（モータコントロールセンタ） （MCC7C-1-5,MCC7D-1-5）	×	×	×
常用高圧母線，常用低圧母線	×	×	×
共通用高圧母線，共通用低圧母線	×	×	×
AM 用 MCC	×	×	×

注記＊1 ：電線路，主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている電気盤をいう。

＊2 :「高エネルギーアーク損傷（HEAF）に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」による。

表 2－2　各遮断器の遮断時間（1/6）

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
メタルクラッド開閉装置	M/C7C-1B （M/C6SA-1―M/C7C 母線連絡（M/C7C 側））	M/C6SA-1-5A		
	M/C7C-6A （M/C6SB-2―M/C7C,7D,7E 母線連絡（M/C7C 側））	M/C6SB-2-3B		
	M/C7D-1B （M/C6SB-2―M/C7C,7D,7E 母線連絡（M/C7D 側））	M/C6SB-2-3B		
	M/C7D-6A （M/C6SA-2―M/C7D,7E 母線連絡（M/C7D 側））	M/C6SA-2-3B		
	M/C7E-1B （M/C6SA-2―M/C7D,7E 母線連絡（M/C7E 側））	M/C6SA-2-3B		
	M/C7E-6A （M/C6SB-2―M/C7C,7D,7E 母線連絡（M/C7E 側））	M/C6SB-2-3B		
	M/C7C 母線に接続される遮断器 （M/C7C-1B,4B,6A を除く）	M/C7C-1B		
		M/C7C-6A		
	M/C7D 母線に接続される遮断器 （M/C7D-1B,4B,6A を除く）	M/C7D-1B		
		M/C7D-6A		
	M/C7E 母線に接続される遮断器 （M/C7E-1B,3B,6A を除く）	M/C7E-1B		
		M/C7E-6A		

表 2－2　各遮断器の遮断時間（2/6）

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
パワーセンタ	P/C7C-1-2B （P/C7C-1 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7C-2A		
	P/C7C-1 母線に接続される遮断器 （P/C7C-1-2B を除く）	P/C7C-1-2B		
	P/C7C-2-2B （P/C7C-2 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7C-2B		
	P/C7C-2 母線に接続される遮断器 （P/C7C-2-2B を除く）	P/C7C-2-2B		
	P/C7D-1-2B （P/C7D-1 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7D-2A		
	P/C7D-1 母線に接続される遮断器 （P/C7D-1-2B を除く）	P/C7D-1-2B		
	P/C7D-2-2B （P/C7D-2 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7D-2B		
	P/C7D-2 母線に接続される遮断器 （P/C7D-2-2B を除く）	P/C7D-2-2B		

表 2－2　各遮断器の遮断時間（3/6）

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
パワーセンタ	P/C7E-1-2B （P/C7E-1 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7E-2A		
	P/C7E-1 母線に接続される遮断器 （P/C7E-1-2B を除く）	P/C7E-1-2B		
	P/C7E-2-2B （P/C7E-2 受電遮断器（動力変圧器二次側））	M/C7E-2B		
	P/C7E-2 母線に接続される遮断器 （P/C7E-2-2B を除く）	P/C7E-2-2B		

表 2－2　各遮断器の遮断時間（4/6）

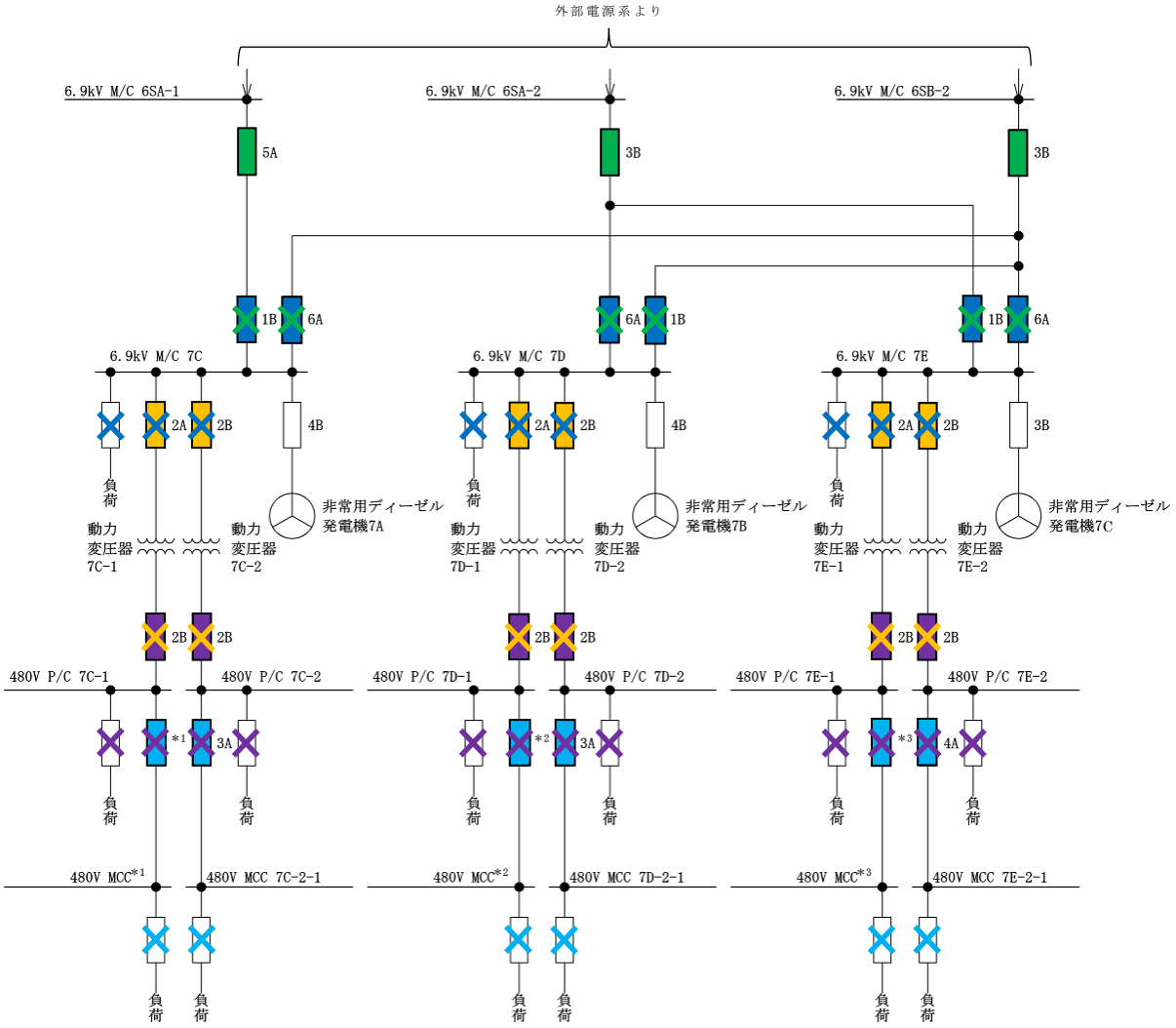
アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
モータコントロールセンタ	MCC7C-1-1 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-3A を除く）	P/C7C-1-3A		
	MCC7C-1-2 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-4A を除く）	P/C7C-1-4A		
	MCC7C-1-3 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-3B を除く）	P/C7C-1-3B		
	MCC7C-1-4 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-4B を除く）	P/C7C-1-4B		
	MCC7C-1-6 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-5A を除く）	P/C7C-1-5A		
	MCC7C-1-7 母線に接続される遮断器（P/C7C-1-5B を除く）	P/C7C-1-5B		
	MCC7C-2-1 母線に接続される遮断器（P/C7C-2-3A を除く）	P/C7C-2-3A		

表 2－2　各遮断器の遮断時間（5/6）

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
モータコントロールセンタ	MCC7D-1-1 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-3A を除く）	P/C7D-1-3A		
	MCC7D-1-2 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-4A を除く）	P/C7D-1-4A		
	MCC7D-1-3 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-3B を除く）	P/C7D-1-3B		
	MCC7D-1-4 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-4B を除く）	P/C7D-1-4B		
	MCC7D-1-6 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-5A を除く）	P/C7D-1-5A		
	MCC7D-1-7 母線に接続される遮断器（P/C7D-1-5B を除く）	P/C7D-1-5B		
	MCC7D-2-1 母線に接続される遮断器（P/C7D-2-3A を除く）	P/C7D-2-3A		

表 2－2　各遮断器の遮断時間（6/6）

アーク発生箇所		アーク放電を遮断するために開放する遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器名称	遮断器名称			
モータコントロールセンタ	MCC7E-1-1A,1B 母線に接続される遮断器（P/C7E-1-3A を除く）	P/C7E-1-3A		
	MCC7E-1-2 母線に接続される遮断器（P/C7E-1-3B を除く）	P/C7E-1-3B		
	MCC7E-1-3 母線に接続される遮断器（P/C7E-1-3C を除く）	P/C7E-1-3C		
	MCC7E-2-1 母線に接続される遮断器（P/C7E-2-4A を除く）	P/C7E-2-4A		



注：「×」はアーク放電発生箇所を示し，塗りつぶした遮断器は同色のアーク放電を遮断するために開放する遮断器を示す。

注記＊1 ：3A…480V MCC 7C-1-1，4A…480V MCC 7C-1-2，3B…480V MCC 7C-1-3，4B…480V MCC 7C-1-4，5A…480V MCC 7C-1-6，5B…480V MCC 7C-1-7

＊2 ：3A…480V MCC 7D-1-1，4A…480V MCC 7D-1-2，3B…480V MCC 7D-1-3，4B…480V MCC 7D-1-4，5A…480V MCC 7D-1-6，5B…480V MCC 7D-1-7

＊3 ：3A…480V MCC 7E-1-1A 及び 1B，3B…480V MCC 7E-1-2，3C…480V MCC 7E-1-3

図 2－1　アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断する遮断器

2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針

重大事故等対処設備における可搬型の非常用発電装置のうち電源車は，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

電源車は，外部電源系及び非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，必要な設備に電力を供給できる設計とする。また，熱交換器ユニットへ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は，AM 用直流 125V 充電器と組み合わせて使用することにより，重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備は，専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

また，非常用発電装置としての機能の重要性を考慮し，電源車，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備については，火力省令及び電気設備に関する技術基準を定める省令を引用している日本内燃力発電設備協会規格の「可搬形発電設備技術基準（ＮＥＧＡ　Ｃ　３３１：2005)」（以下「可搬形発電設備技術基準」という。）を準用する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の内燃機関は，流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗,変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とし，回転速度,潤滑油圧力,潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。また，過回転防止装置は定格回転速度の 116%以下で動作する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の発電機は，電気的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し，耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。過電流が発生した場合等に電路から自動的に遮断する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の強度については，完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し，定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。

耐圧部分に対する強度については，可搬形発電設備技術基準に関連する事項がないため,「日本電機工業会規格ＪＥＭ－１３５４」又は「日本電機工業会規格ＪＥＭ－１３９８」で規定される温度試験による強度評価の基本方針，強度評価方法及び強度評価結果をⅤ-3「強度に関する説明書」の別添にて説明する。

2.2.1　可搬型の非常用発電装置

可搬型の非常用発電装置は，可搬形発電設備技術基準を準用し，以下の設計とする。

(1)　原動機

内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

また，内燃機関の軸受は，運転中の荷重を安定に支持できるものであり，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。

(2)　発電機

通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし，発電機の耐熱クラスは，E 種絶縁以上の設計とする。発電機の巻線は，非常停止速度や短絡電流に対して十分な電気的・機械的強度及び絶縁性能を有する設計とする。

(3)　計測装置

回転速度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

(4)　保護装置

電圧低下，過速度，冷却水温度上昇及び潤滑油圧力低下時に，原動機を自動的に停止する設計とする。定格回転速度の 116%以下で動作する非常用調速装置を設ける設計とする。

また，発電機は，過電流が発生した場合に電路から自動的に遮断する保護装置を設ける設計とする。

(5)　運転性能

定格出力のもとで 1 時間運転し，安定した運転が維持される設計とする。

(6)　絶縁抵抗及び絶縁耐力

出力端子と大地間の絶縁抵抗値を測定し，出力端子と大地間に規定の交流電圧を印加したときこれに耐える設計とする。

3.　施設の詳細設計方針

3.1　非常用ディーゼル発電機

3.1.1　設計基準対象施設

発電用原子炉施設には，外部電源が喪失した場合において，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため，非常用ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また，火力省令及び原子力電技命令を準用し，「2.1.2　内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則に基づき，非常用ディーゼル発電機は，使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位の監視設備，使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ並びに通信連絡設備へ給電できる設計とする。

非常用ディーゼル発電機の容量は，表 3－1 から表 3－3 に示す発電所を安全に停止するために必要な負荷（7A：4725kW,7B：4972kW,7C：3787kW）及び表 3－4 から表 3－6 に示す工学的安全施設の作動時に必要となる負荷（7A：4170kW,7B：4878kW,7C：3398kW）に対し，十分な容量が確保できるよう，非常用ディーゼル発電機は，5000kW の出力を有する設計とする。

また，非常用ディーゼル発電機は，13 秒以内に電圧を確立し，工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とし，燃料プール冷却浄化系ポンプに対しては，これらの一連の設備への電力供給が開始された後に，必要により手動起動を実施する際に，電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図 3－1 から図 3－6 に示す。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

(1)　内燃機関

発電機の出力 5000kW から，内燃機関の出力は次式により 5264kW 以上の 5295kW とする。

$$P_E \geqq P \div \eta = 5000 \div 0.95 \fallingdotseq 5264$$

P_E　：内燃機関の出力(kW)

P　：発電機の定格出力(kW)＝5000

η　：発電機の効率＝0.95

(2)　発電機

発電機の容量は，次式により 6250kVA とする。

$$Q = P \div p\,f = 5000 \div 0.8 = 6250$$

Q　：発電機の容量(kVA)

K7 ① V-1-9-1-1 R1

Ｐ　：発電機の定格出力(kW)＝5000

ｐｆ：力率＝0.8

表 3－1　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ 7A	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7A	280
原子炉補機冷却水ポンプ 7D	280
原子炉補機冷却海水ポンプ 7A	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7D	245
制御棒駆動水ポンプ 7A	390
照明設備	123
非常用ガス処理装置	15
ディーゼル室換気設備	114
蓄電池用充電器（使用済燃料貯蔵プール温度及び水位の監視設備，通信連絡設備等）	390
その他の非常用負荷* （燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，通信連絡設備等）	2117
負荷合計	4725

注記＊：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3－2　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7B）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 7B	1188
残留熱除去系ポンプ 7B	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7B	280
原子炉補機冷却水ポンプ 7E	280
原子炉補機冷却海水ポンプ 7B	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7E	245
照明設備	112
非常用ガス処理装置	15
ディーゼル室換気設備	114
蓄電池用充電器	246
その他の非常用負荷*	1721
負荷合計	4972

注記＊：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3－3　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7C）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 7C	1188
残留熱除去系ポンプ 7C	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7C	121
原子炉補機冷却水ポンプ 7F	121
原子炉補機冷却海水ポンプ 7C	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7F	245
制御棒駆動水ポンプ 7B	390
照明設備	112
ディーゼル室換気設備	149
蓄電池用充電器	196
その他の非常用負荷	494
負荷合計	3787

表 3－4　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ 7A	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7A	280
原子炉補機冷却水ポンプ 7D	280
原子炉補機冷却海水ポンプ 7A	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7D	245
照明設備	123
非常用ガス処理装置	15
ディーゼル室換気設備	114
蓄電池用充電器（使用済燃料貯蔵プール温度及び水位の監視設備，通信連絡設備等）	390
その他の非常用負荷* （燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，通信連絡設備等）	1952
負荷合計	4170

注記＊：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，格納容器雰囲気モニタ系事故時用サンプルポンプ 7A 等を起動する。

表 3－5　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7B）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 7B	1188
残留熱除去系ポンプ 7B	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7B	280
原子炉補機冷却水ポンプ 7E	280
原子炉補機冷却海水ポンプ 7B	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7E	245
照明設備	112
非常用ガス処理装置	15
ディーゼル室換気設備	114
蓄電池用充電器	246
その他の非常用負荷*	1627
負荷合計	4878

注記＊：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，格納容器雰囲気モニタ系事故時用サンプルポンプ 7B 等を起動する。

表 3－6　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7C）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 7C	1188
残留熱除去系ポンプ 7C	526
原子炉補機冷却水ポンプ 7C	121
原子炉補機冷却水ポンプ 7F	121
原子炉補機冷却海水ポンプ 7C	245
原子炉補機冷却海水ポンプ 7F	245
照明設備	112
ディーゼル室換気設備	149
蓄電池用充電器	196
その他の非常用負荷	495
負荷合計	3398

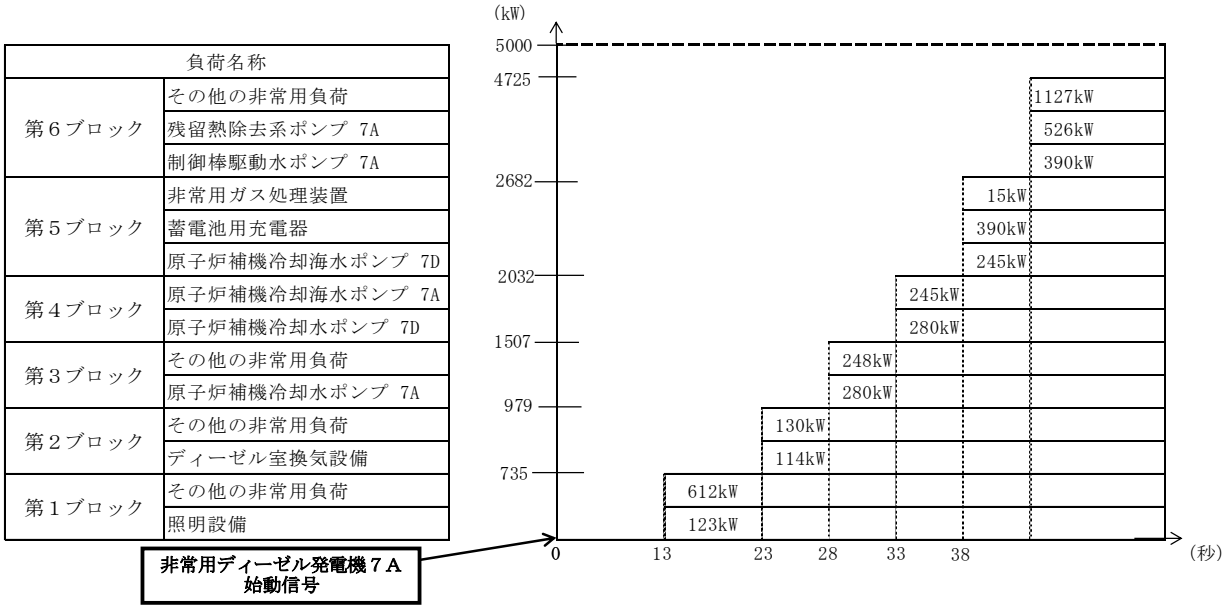


図３－１　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7A）積算イメージ

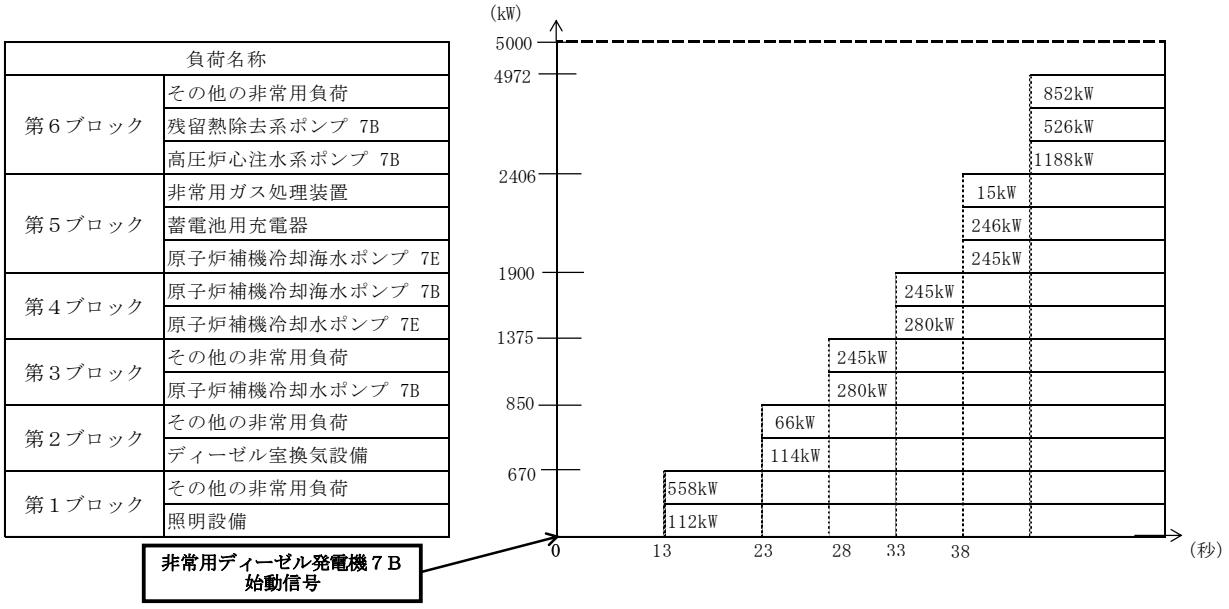


図３－２　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7B）積算イメージ

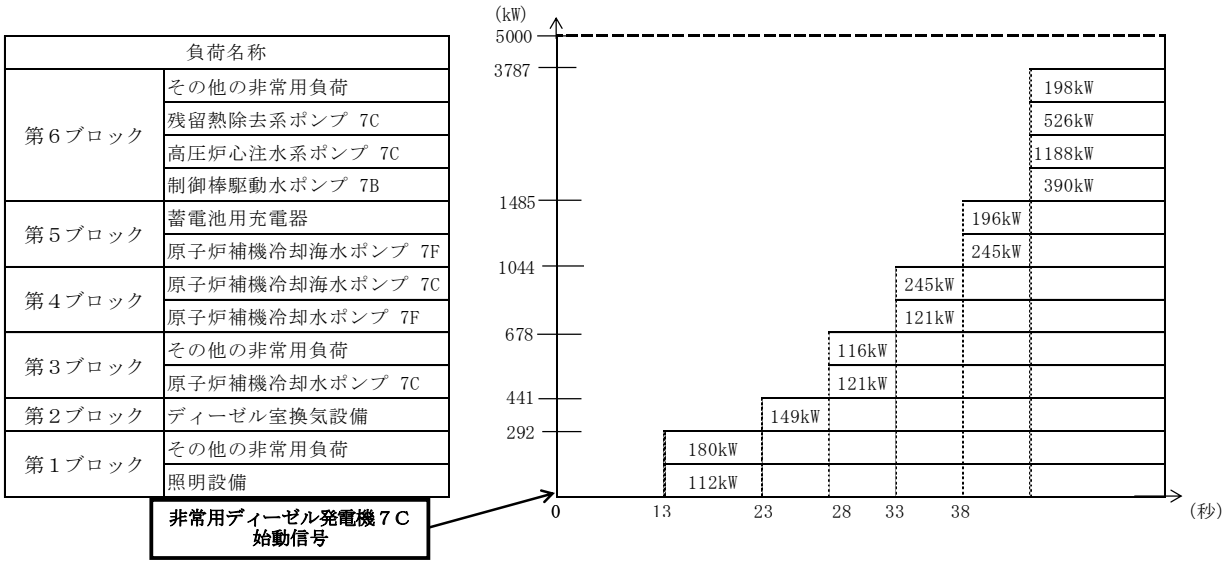


図 3－3　発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7C）
積算イメージ

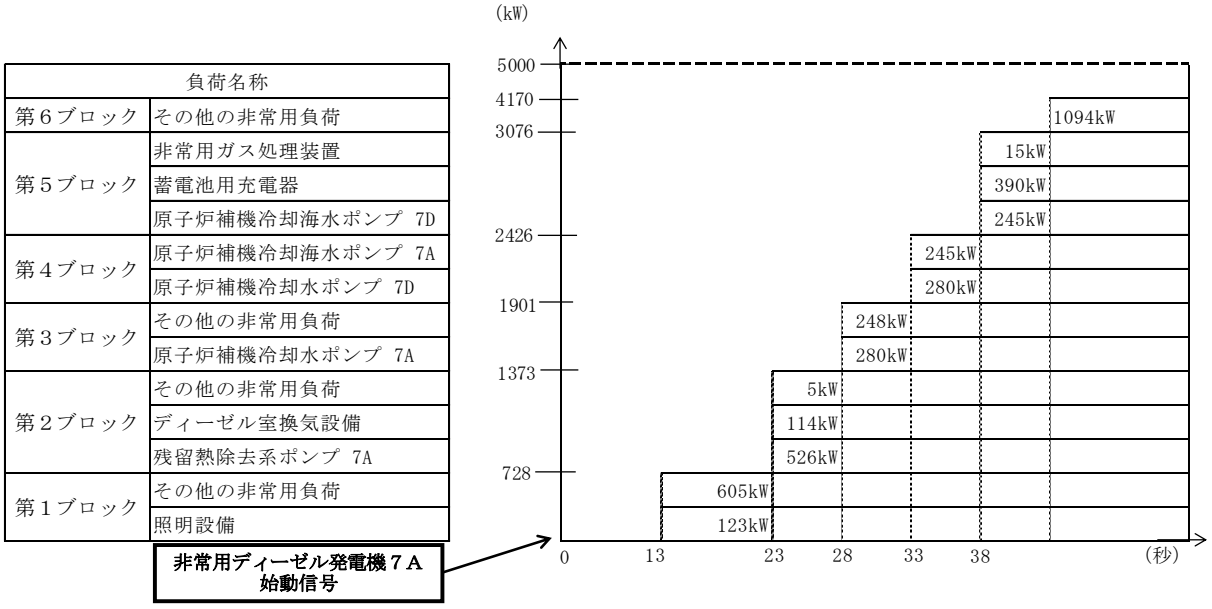


図 3－4　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7A）
積算イメージ

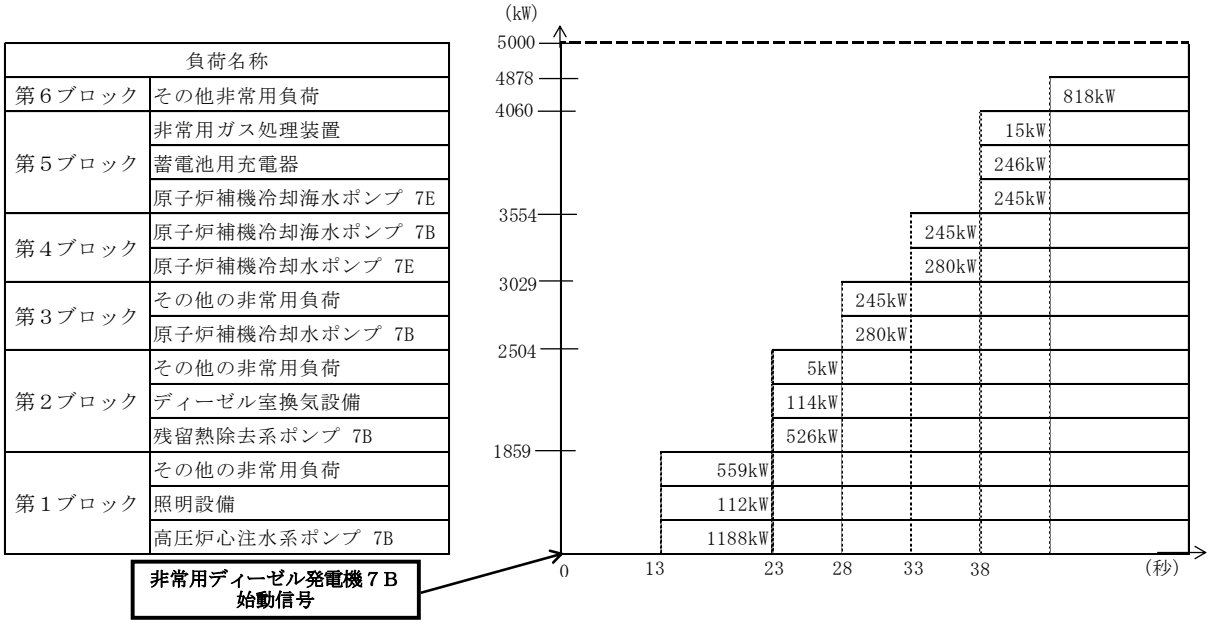


図 3－5　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7B）
積算イメージ

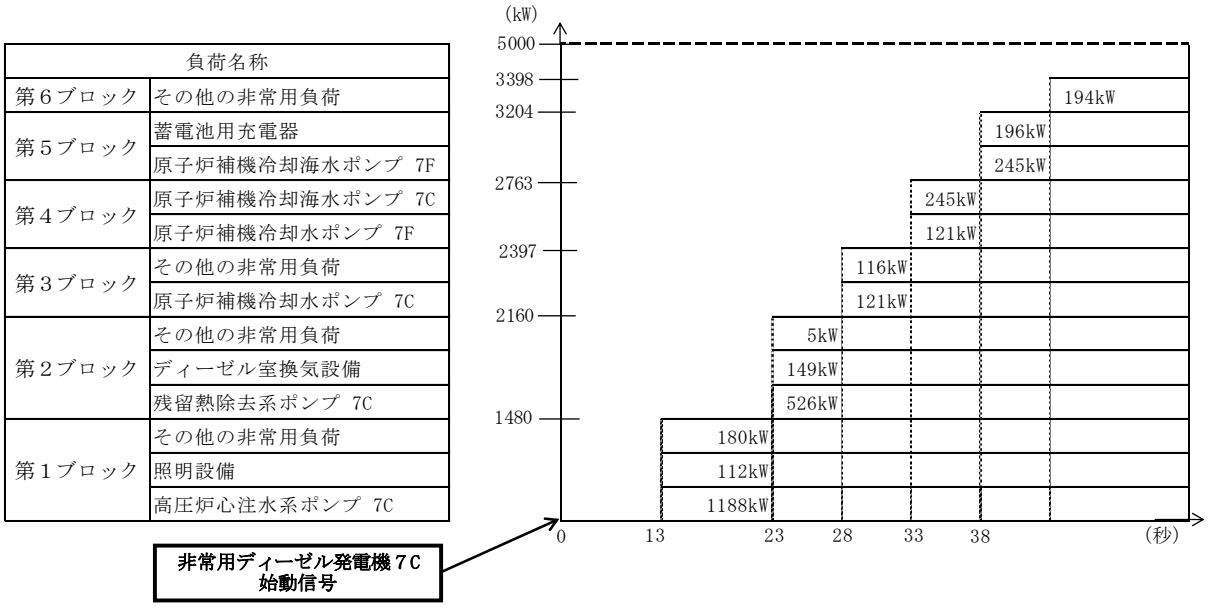


図 3－6　工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 7C）
積算イメージ

3.1.2　重大事故等対処設備

非常用ディーゼル発電機は，工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため，重大事故等時に非常用ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には，重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力電技命令を準用し，「2.1.2　内燃機関」及び「2.1.3　発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 59～64 条，第 66～69 条，第 73 条，第 74 条及び第 77 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において，非常用ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3－7 に示す。技術基準規則に基づき必要となる重大事故等対処設備は，各条文により異なるため，すべての機器を同時に使用することはないが，仮にすべての負荷を合計した場合の最大所要負荷は（7A：2208kW，7B：3322kW，7C：2591kW）である。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，5000kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は，3.1.1 項の「(1)　内燃機関」及び「(2)　発電機」に示す。

表 3－7　非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量(kW)*1			技術基準規則
		7A	7B	7C	適用条文
ほう酸水注入系ポンプ	2	43	43	—	第 59 条，第 60 条，第 66 条
高圧炉心注水系ポンプ	2	—	1188	1188	第 60 条
復水移送ポンプ	3	55	110	—	第 62 条，第 64 条，第 66 条
残留熱除去系ポンプ	3	526	526	526	第 62～64 条
原子炉補機冷却水ポンプ	6	560	560	242	第 62～64 条
原子炉補機冷却海水ポンプ	6	490	490	490	第 62～64 条
非常用ガス処理装置	4	15	15	—	第 74 条
蓄電池用充電器*2 ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・計装設備	5	212	217	109	第 59 条，第 61 条，第 67～69 条，第 73 条，第 77 条
その他非常用負荷*3 ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ・計装設備	—	307	173	36	第 59 条，第 67 条，第 69 条，第 73 条，第 77 条
合計	—	2208	3322	2591	—

注記＊1 ：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

＊2 ：各設備・機器のうち，直流で運転する負荷

＊3 ：各設備・機器のうち，交流で運転する負荷

3.2　第一ガスタービン発電機

設置（変更）許可申請書の添付書類十における事故シーケンスにおいて，第一ガスタービン発電機から電力を供給する有効性評価で期待する負荷に加え，評価上期待していない不要負荷であるが，電源が供給されるため発電機の負荷として考慮する必要がある負荷を抽出した結果，所要負荷が最大となる事故シーケンスは，「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」であり，負荷積算イメージを図 3－7 に示す。最大負荷は，1989kW であり，最大所要負荷リストを表 3－8 に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，3600kW（　　）の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，ガスタービンの必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，ガスタービンの出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また，火力省令及び原子力電技命令を準用し，「2.1.1　ガスタービン」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

3.2.1　ガスタービン

発電機の出力 3600kW から，ガスタービンの出力は次式により　　kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 3600 \div$　　$\fallingdotseq$　　

P_E　：ガスタービンの出力(kW)

P　　：発電機の定格出力(kW)＝3600

η　：発電機の効率＝　　

3.2.2　発電機

発電機の容量は，次式により 4500kVA とする。

$Q = P \div pf = 3600 \div 0.8 = 4500$

Q　　：発電機の容量(kVA)

P　　：発電機の定格出力(kW) = 3600

pf　：力率 = 0.8

表 3－8　第一ガスタービン発電機の最大所要負荷リスト

負荷名称	負荷容量(kW)*1
蓄電池用充電器	320
交流 120V 中央制御室計測用主母線盤 7A，7B	100
照明設備	112
中央制御室可搬型陽圧化空調機	4
復水移送ポンプ B （）内は起動時	55 (112)
復水移送ポンプ C	55
残留熱除去系ポンプ B （）内は起動時	526 (917)
燃料プール冷却浄化ポンプ B （）内は起動時	87 (144)
非常用ガス処理装置 （）内は起動時	15 (32)
その他必要な負荷*2 （）内は起動時	180 (184)
その他不要な負荷*3	231
合計 連続最大容量 （最大容量）	1685 (1989)

注記＊1 ：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

＊2 ：その他必要な負荷は，空調設備，計装設備，火災防護設備である。

＊3 ：その他不要な負荷は，中央制御室外原子炉停止制御盤，FCS 除湿ヒータ，SLC 貯蔵タンク加熱ヒータ，HECW 冷凍機制御盤，交流 120V 原子炉系計測用主母線盤，薬液注入タンクヒータ，照明設備である。

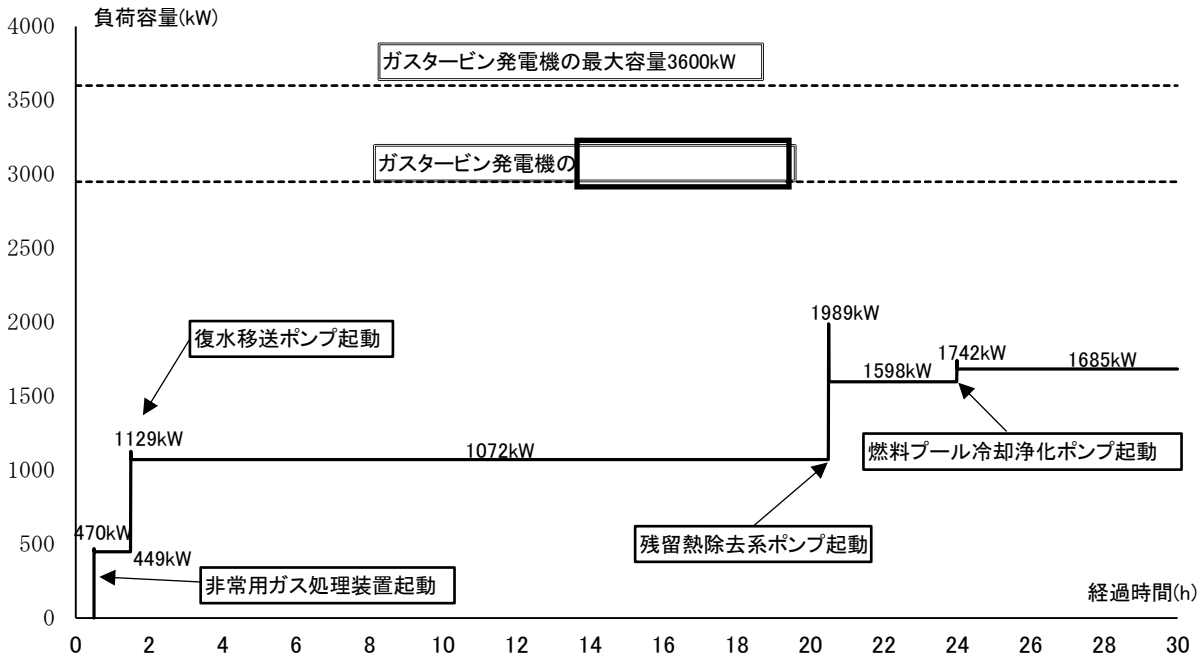


図 3－7　重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」積算イメージ

3.3　モニタリングポスト用発電機

最大所要負荷は，重大事故等発生時にモニタリングポストへの給電に必要な負荷の22.03kWである。負荷リストを表3－9に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，32kWの出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。所要負荷に基づき，モニタリングポスト用発電機内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

また，火力省令及び原子力電技命令を準用し，「2.1.2　内燃機関」及び「2.1.3　発電機」に記載の設計とする。

3.3.1　内燃機関

発電機の出力32kWから,内燃機関の出力は次式により39kW以上の41kWとする。

$$P_E \geqq P \div \eta = 32 \div 0.823 \fallingdotseq 39$$

P_E　：内燃機関の出力(kW)

P　：発電機の定格出力(kW)＝32

η　：発電機の効率＝0.823

3.3.2　発電機

発電機の容量は，次式により40kVAとする。

$$Q = P \div pf = 32 \div 0.8 = 40kVA$$

Q　：発電機の容量(kVA)

P　：発電機の定格出力(kW) = 32

pf：力率 = 0.8

表3－9　モニタリングポスト用発電機の最大所要負荷リスト*1

負荷名称	負荷容量(kW)
モニタリングポスト用測定部	0.6
通信設備	0.64
その他負荷*2	20.79
合計	22.03

注記*1：モニタリングポスト用発電機は3台設置されており，発電機1台あたりの負荷容量の合計が最大となるモニタリングポスト8周辺エリアに設置しているモニタリングポスト用発電機の負荷リストを示す。

*2：その他負荷は，エアコン，照明設備，ダストサンプラ,気象観測設備である。

3.4　可搬型の非常用発電装置

3.4.1　電源車

電源車は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，必要な設備に電力を供給できる設計とする。また，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に，AM 用直流 125V 充電器と組み合わせて使用することで，重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。電源車の容量は，表 3－10,図 3－8 に示すメタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D 又は AM 用 MCC への給電時の負荷(795kW)，表 3－11 に示す熱交換器ユニット(221kW)への給電時の負荷*，直流母線への給電時の負荷(AM 用直流 125V 充電器へ給電するため表 3－10 に包含される)に対し，十分な容量を確保できるよう，800kW（400kW×2 台）の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除することにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

電源車用内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお，可搬形発電設備技術基準を準用し，「2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

注記＊：電源車は 2 台を使用して熱交換器ユニット 1 台へ給電を行い，熱交換器ユニットへの給電と他の負荷への給電は同時に行わない。

(1)　内燃機関

発電機の出力 800kW から，内燃機関の出力は次式により [redacted] 以上の 946kW（473kW×2 台）とする。

$$P_E \geqq P \div \eta = 800 \div [redacted] \fallingdotseq [redacted]$$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW)＝800

η ：発電機の効率＝ [redacted]

(2)　発電機

発電機の容量は，次式により 1000kVA（500kVA×2 台）とする。

$$Q = P \div pf = 800 \div 0.8 = 1000$$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) = 800

pf ：力率 = 0.8

表 3－10　メタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D 又は AM 用 MCC への給電時の負荷

負荷名称	負荷容量(kW)*1
蓄電池用充電器	321
交流 120V 中央制御室計測用主母線盤 7A，7B*2	7
照明設備	112
復水移送ポンプ B （）内は起動時	55 (112)
復水移送ポンプ C	55
燃料プール冷却浄化ポンプ B （）内は起動時	87 (144)
その他必要な負荷*3	158
合計	795

注記＊1 ：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

＊2 ：必要な負荷は，計装設備である。

＊3 ：その他必要な負荷は，空調設備，計装設備，火災防護設備である。

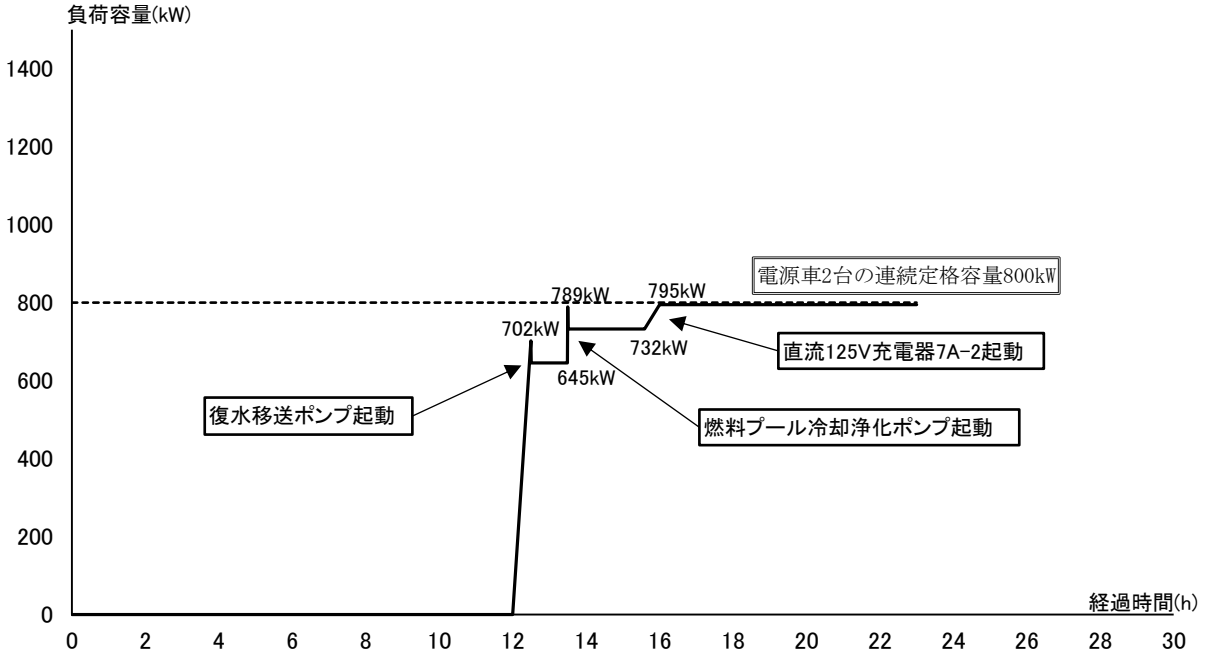


図 3－8　メタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D 又は AM 用 MCC への給電時の負荷積算イメージ

表 3－11　熱交換器ユニットへの給電時の負荷

負荷名称	負荷容量(kW)	
	P27-D2000 P27-D3000 P27-D4000	P27-D1000 P27-D5000
代替原子炉補機冷却水ポンプ	220 (110kW×2 台)	210
制御電源	1	1
合計	221	211

3.4.2　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

最大所要負荷は，重大事故等発生時に 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所で要求される負荷の 57.02kW である。負荷リストを表 3－12 に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，160kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また，可搬形発電設備技術基準を準用し，「2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1)　内燃機関

発電機の出力 160kW から,内燃機関の出力は次式により 203kW 以上とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 160 \div 0.788 \fallingdotseq 203$

P_E ： 内燃機関の出力（kW）

P　:発電機の定格出力（kW）＝160

η　:発電機の効率＝0.788

(2)　発電機

発電機の容量は，次式により 200kVA とする。

$Q = P \div pf = 160 \div 0.80 = 200$

Q　:発電機の容量（kVA）

P　:発電機の定格出力（kW）＝160

pf :力率＝0.80

表 3－12　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の負荷リスト

負荷	負荷容量（kW）
5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置	5.49
照明設備(コンセント・火災感知器等)	23.45
安全パラメータ表示システム（SPDS）通信連絡設備等	19.41
放射線管理設備*	8.67
負荷総合計	57.02

注記＊:5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機(ファン)1 個，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（ファン）2 個及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機 2 個(計 1.85kW）を含む。

K7 ① V-1-9-1-1 R1

3.4.3　可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備

可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備の最大所要負荷は，可搬型窒素供給装置1台運転時の 49.5kW である。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，80kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお，可搬形発電設備技術基準を準用し，「2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1)　内燃機関

発電機の出力 80kW から，内燃機関の出力は次式により 89.9kW 以上の 96.3kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 80 \div 0.89 \fallingdotseq 89.9$

P_E ： 内燃機関の出力

P　：発電機の定格出力（kW）＝80

η　：発電機の効率＝0.89

(2)　発電機

発電機の容量は，次式により 100kVA とする。

$Q = P \div pf = 80 \div 0.80 = 100$

Q　：発電機の容量（kVA）

P　：発電機の定格出力（kW）＝80

pf：力率＝0.80

Ⅴ-1-9-2　常用電源設備の説明書

Ⅴ-1-9-2-1　常用電源設備の健全性に関する説明書

目　　次

1.　概要 …… 1
2.　基本方針 …… 1
2.1　発電所構内における電気系統の信頼性確保 …… 1
2.1.1　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 …… 1
2.1.2　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 …… 2
2.2　電線路の独立性及び物理的分離 …… 2
2.3　複数号機を設置する場合における電力供給確保 …… 3
2.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項 …… 4
3.　施設の詳細設計方針 …… 4
3.1　外部電源に関する設計 …… 4
3.1.1　電力系統の概要 …… 4
3.1.2　独立性が確保された電線路からの受電 …… 5
3.1.3　物理的分離が施された電線路からの受電 …… 8
3.1.3.1　送電線の物理的分離 …… 8
3.1.3.2　鉄塔基礎の安定性 …… 8
3.1.3.3　送電線の強風対策 …… 12
3.1.4　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 …… 12
3.1.5　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 …… 14
3.2　発電機に関する設計 …… 14
3.2.1　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 …… 14
3.2.2　電気設備の異常の予防等に関する設計事項 …… 16
3.3　ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 …… 17
3.3.1　発電用原子炉施設の電力供給確保 …… 17
3.3.1.1　2回線喪失時の電力供給継続 …… 17
3.3.1.2　開閉所等の基礎 …… 20
3.3.1.3　碍子及び遮断器等の耐震性 …… 24
3.3.1.4　碍子及び遮断器等への津波の影響 …… 25
3.3.1.5　碍子及び遮断器等の塩害対策 …… 26
3.3.2　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 …… 27
3.3.3　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 …… 30
3.3.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項 …… 32
3.4　所内電源設備に関する設計 …… 33
3.4.1　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 …… 33
3.4.2　電気設備の異常の予防等に関する設計事項 …… 34

1. 概　要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条第 3 項，第 4 項，第 5 項，第 6 項，第 48 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく常用電源設備の健全性について説明するものである。

今回，常用電源設備に関し，機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止を図ること，物理的分離，独立性が確保された電線路から受電できること及び電力系統からの電力の供給が同時に停止しないことに関する適合状況を説明する。また，電気設備は「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（平成 24 年経済産業省令第 70 号）を準用する設計であることについて説明する。

なお，常用電源設備の冷却能力等を踏まえた運転制限等の評価により設備の健全性を維持するための電気出力上限については，平成 14 年 7 月 2 日に提出した「定格熱出力一定運転実施に伴う発電設備の健全性評価書」からの変更はない。

2. 基本方針

2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保

2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

安全施設へ電力を供給する保安電源設備は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設に給電する系統においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。

常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，4 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力用変圧器を通して降圧し，常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

共通用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，4 母線で構成し，それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し，共通用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

また，高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡，母線の低電圧や過電流を検知し，遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

常用の直流電源設備は，直流 250V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成し，タービン非常用油ポンプ，給水ポンプタービン非常用油ポンプ等へ給電する設計とする。

直流 125V 常用 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成し，主変圧器冷却装置等へ給電する設計とする。

常用の計測制御用電源設備は，原子炉系計測用主母線盤，タービン系計測用主母線盤の 2 母線で構成する。母線電圧は 480V/120V である。

常用電源設備の動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とする。また，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設し，多重化した非常用電源設備のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに，電気的影響を考慮した設計とする。

2.1.2　1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう，変圧器一次側の電路は，電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し，3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合，500kV 送電線（「1,2,3,4,5,6,7 号機共用,1 号機に設置」（以下同じ））は 1 回線での電路の開放時に,安全施設への電力の供給が不安定にならないよう,多重化した設計とする。また，電力送電時，保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，保護装置による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や，その兆候を早期に検知できる設計とする。

154kV 送電線（「1,2,3,4,5,6,7 号機共用,1 号機に設置」（以下同じ））は，各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，保護継電器による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や，その兆候を早期に検知できる設計とする。

500kV 送電線及び 154kV 送電線において 1 相の電路の開放を検知した場合は，自動又は手動で，故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

2.2　電線路の独立性及び物理的分離

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系した設計とする。

設計基準対象施設は，送受電可能な回線として500kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社新新潟幹線及び東京電力パワーグリッド株式会社南新潟幹線）2ルート4回線（「1,2,3,4,5,6,7号機共用，1号機に設置」（以下同じ。））及び受電専用の回線として154kV送電線（東北電力ネットワーク株式会社荒浜線）1ルート1回線（「1,2,3,4,5,6,7号機共用，1号機に設置」（以下同じ。））の合計3ルート5回線にて，電力系統に接続する設計とする。

500kV送電線4回線は，東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に連系する設計とする。また，154kV送電線1回線は，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所に連系する設計とする。

上記3ルート5回線の送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所が停止した場合でも，外部電源からの電力供給が可能となるよう，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所が停止した場合には，外部電源からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

設計基準対象施設は，電線路のうち少なくとも1回線が，同一の送電鉄塔に架線されていない，他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。

また，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され，台風等による強風発生時の事故防止対策が図られ，さらに送電線の近接箇所においては,必要な水平距離が確保された送電線から受電する設計とする。

2.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保

設計基準対象施設に接続する電線路は，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし，500kV送電線4回線は500kV超高圧開閉所及び66kV起動用開閉所を介して接続するとともに，154kV送電線1回線は66kV起動用開閉所を介して接続する設計とする。

開閉所から主発電機側の送受電設備は，十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに，耐震性の高い，可とう性のある懸垂碍子並びに重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス遮断器を設置する設計とする。

さらに，津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに，塩害を考慮し，送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄できる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を設置し，ガス遮断器の架線部については屋内に設置する。

2.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

設計基準対象施設に施設する常用電源設備は，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第 4 条から第 16 条まで，第 19 条から第 28 条まで及び第 30 条から第 35 条までのうち関連する事項に対する技術的要件を満たす設計とする。

電気設備における感電，火災等の防止，電路の絶縁，電線等の断線の防止，電線の接続，電気機械器具の熱的強度，高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止，電気設備の接地，電気設備の接地の方法，発電所等へ取扱者以外の者の立入の防止及び架空電線等の高さについて各事項を準用し，感電，火災等の防止を講じた設計とする。

特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止，過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について各事項を準用し，異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。

電気設備の電気的，電磁的障害の防止について準用し，電気的，電磁的障害の防止を講じた設計とする。

ガス絶縁機器の危険の防止及び水素冷却式発電機の施設について各事項を準用し，高圧ガスによる危険の防止を講じた設計とする。

発変電設備の損傷による供給支障の防止，発電機の機械的強度並びに高圧及び特別高圧の電路の避雷器の施設について各事項を準用し，供給支障の防止を講じた設計とする。

なお，所内には常用電源設備として高周波利用設備，低圧，高圧の架空電線，他事業者が設置した架空電線及び電力保安通信設備に関する該当設備はない。

3.　施設の詳細設計方針

常用電源設備は，外部電源，発電機，ガス絶縁開閉装置，ガス遮断器，変圧器及び常用系の所内電源設備等にて構成する設計とする。

本章では，基本方針に示す内容に対する各設備の詳細設計方針を「3.1 外部電源に関する設計」，「3.2 発電機に関する設計」，「3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計」及び「3.4 所内電源設備に関する設計」にて説明する。なお，系統の詳細については，添付図面「第 1-1-1 図　送電関係一覧図」及び添付図面「第 1-4-1 図　交流全体単線結線図（その 1)」に示す。

3.1　外部電源に関する設計

3.1.1　電力系統の概要

設計基準対象施設に連系する外部電源である送電線は，送受電可能な回線として，500kV 送電線 2 ルート 4 回線及び受電専用の回線として 154kV 送電線 1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線で電力系統に連系する。500kV 送電線 4 回線は，

約 100km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に接続する。また，154kV 送電線 1 回線は，約 4km 離れた東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図　送電関係一覧図」に示す。

3.1.2　独立性が確保された電線路からの受電

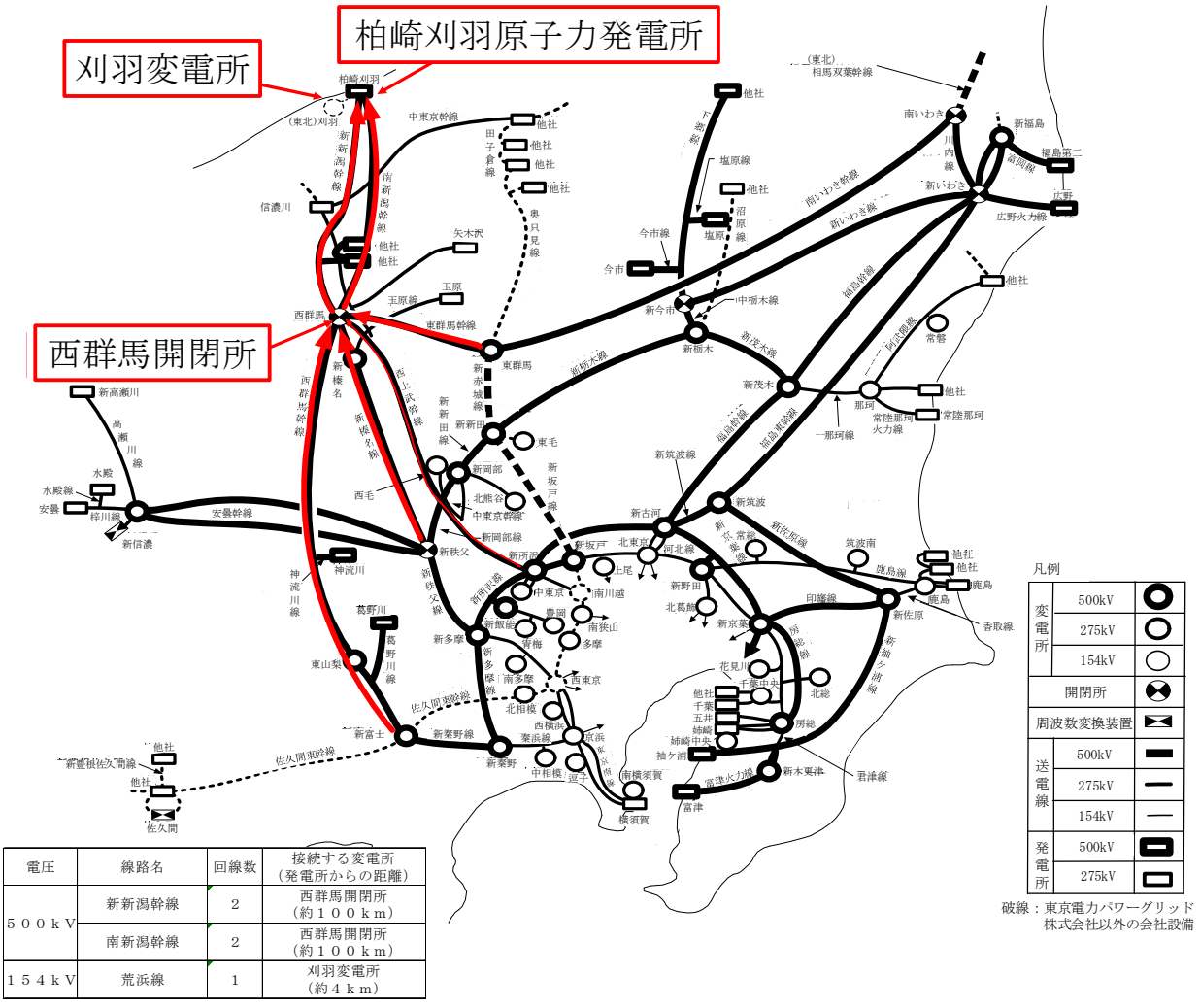
送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所から，受電できる設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所周辺の主な電力系統を図 1 に示し，東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所全停電時の供給系統を図 2，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所全停電時の供給系統を図 3 に示す。

これらの電力系統は，それぞれ 1 回線で柏崎刈羽原子力発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機 7 台(1 号,2 号，3 号，4 号，5 号，6 号及び 7 号機の各 1 台）相当の約 53.75MVA が供給できる容量を有した設計とするため，表 1 のとおり，東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所から受電する場合，500kV 送電線は 1 回線当たりの容量が約 4139MW の設備容量を有した設計とする。また，東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所から受電する場合,154kV 送電線において約 118MW の設備容量を有した設計とする。

表１　送変電設備一覧

送電線名称	電線仕様		
	電圧	線種(導体数)	設備容量
500kV 新新潟幹線	500kV	ACSR810（4 導体）	約 4139MW×2 回線
500kV 南新潟幹線	500kV	ACSR810（4 導体）	約 4139MW×2 回線
154kV 荒浜線	154kV	ACSR160（1 導体）	約 118MW×1 回線
変電所名称	**変圧器仕様**		
	電圧	設備容量	
西群馬開閉所	500kV	開閉所のため変圧器なし	
刈羽変電所	154/66kV	100MVA×3 台	



電圧	線路名	回線数	接続する変電所（発電所からの距離）
５００ｋＶ	新新潟幹線	2	西群馬開閉所（約１００ｋｍ）
	南新潟幹線	2	西群馬開閉所（約１００ｋｍ）
１５４ｋＶ	荒浜線	1	刈羽変電所（約４ｋｍ）

図１　柏崎刈羽原子力発電所周辺の主な電力系統

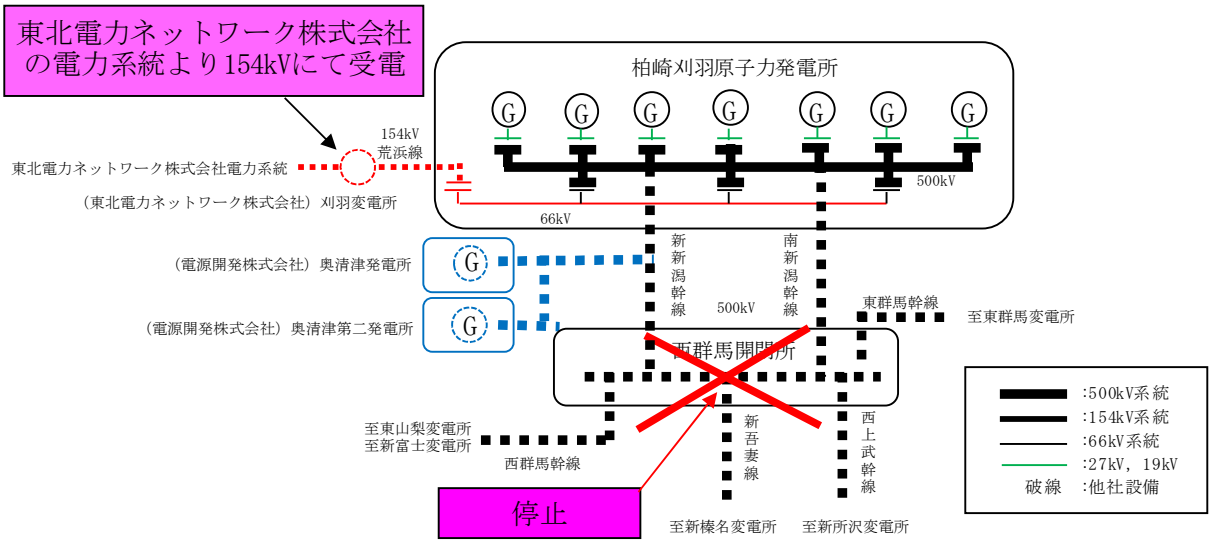


図 2　西群馬開閉所全停電時の供給系統

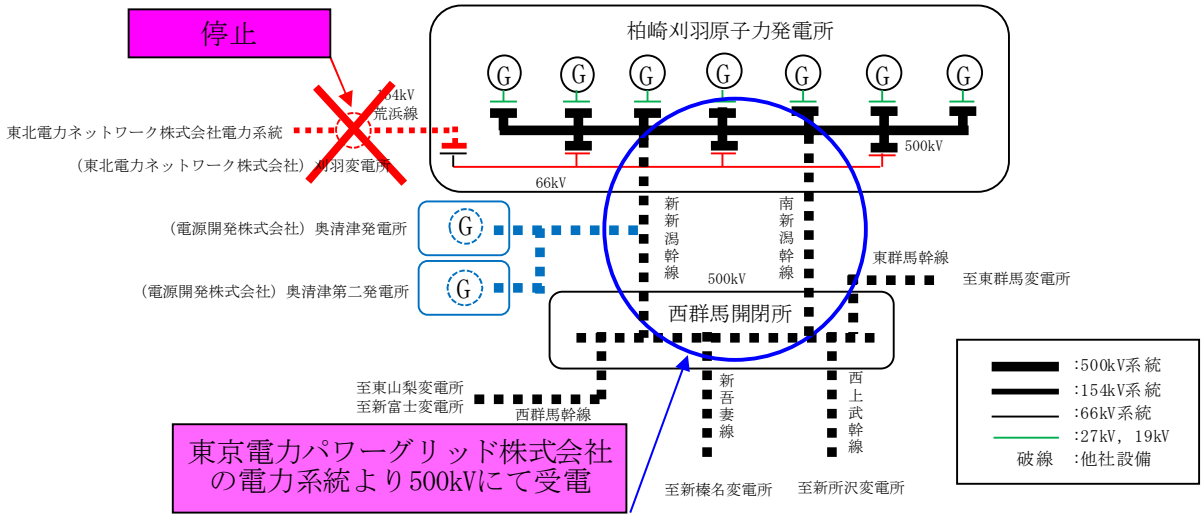


図 3　刈羽変電所全停電時の供給系統

3.1.3　物理的分離が施された電線路からの受電

3.1.3.1　送電線の物理的分離

設計基準対象施設に連系する 500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）4 回線と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 回線は，異なるルートを通過し，同一の送電鉄塔に架線しないよう，500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線及び 154kV 荒浜線それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。外部電源の経過地図を図 4 に示す。

500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）の近接箇所については，仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保することで，物理的に分離した設計とする。

なお，500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線，154kV 荒浜線のそれぞれについて交差箇所は無い。

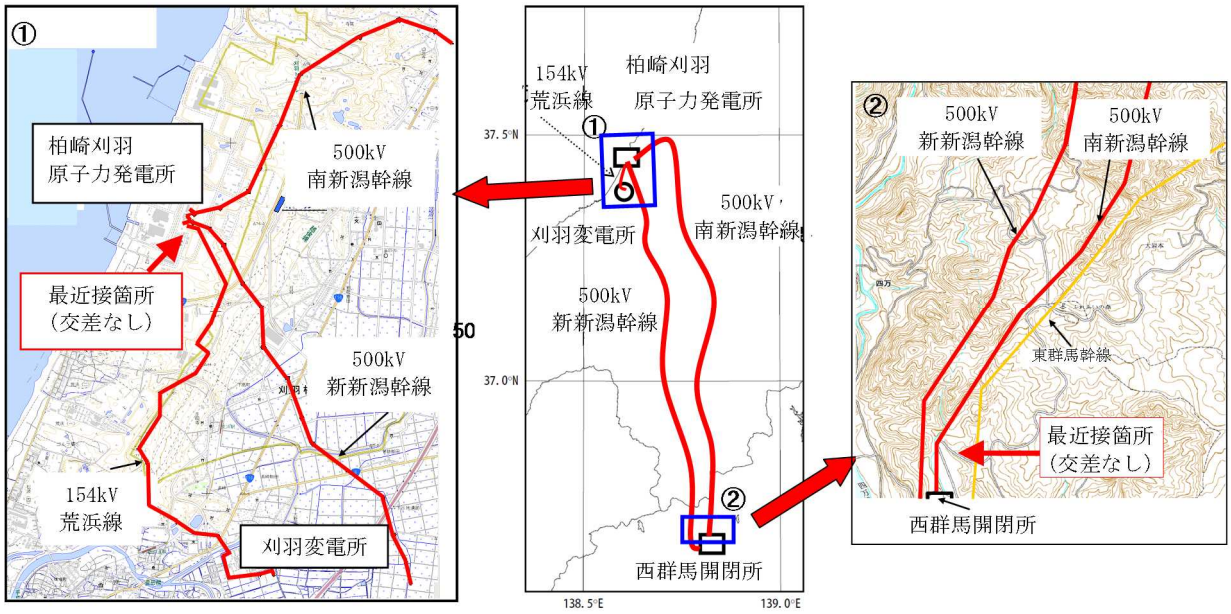


図 4　500kV 新新潟幹線・500kV 南新潟幹線・154kV 荒浜線のルート

3.1.3.2　鉄塔基礎の安定性

設計基準対象施設に連系する 500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）4 回線と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 回線を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし，図 5 に示す。

これらの線路は，極力，地すべり危険箇所等を回避するルートを選定するとともに，個別に現地の地質や地形に応じた基礎形状を選定するなど鉄塔基礎の安定性を確保した設計とされていることを確認している。

さらに，対象送電線の全鉄塔について鉄塔敷地周辺において，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜地の崩壊の危険性がないことを確認し，

地震による二次的被害を受けない設計とされていることを確認している。具体的な評価項目，評価方法及び評価結果については以下のとおり。

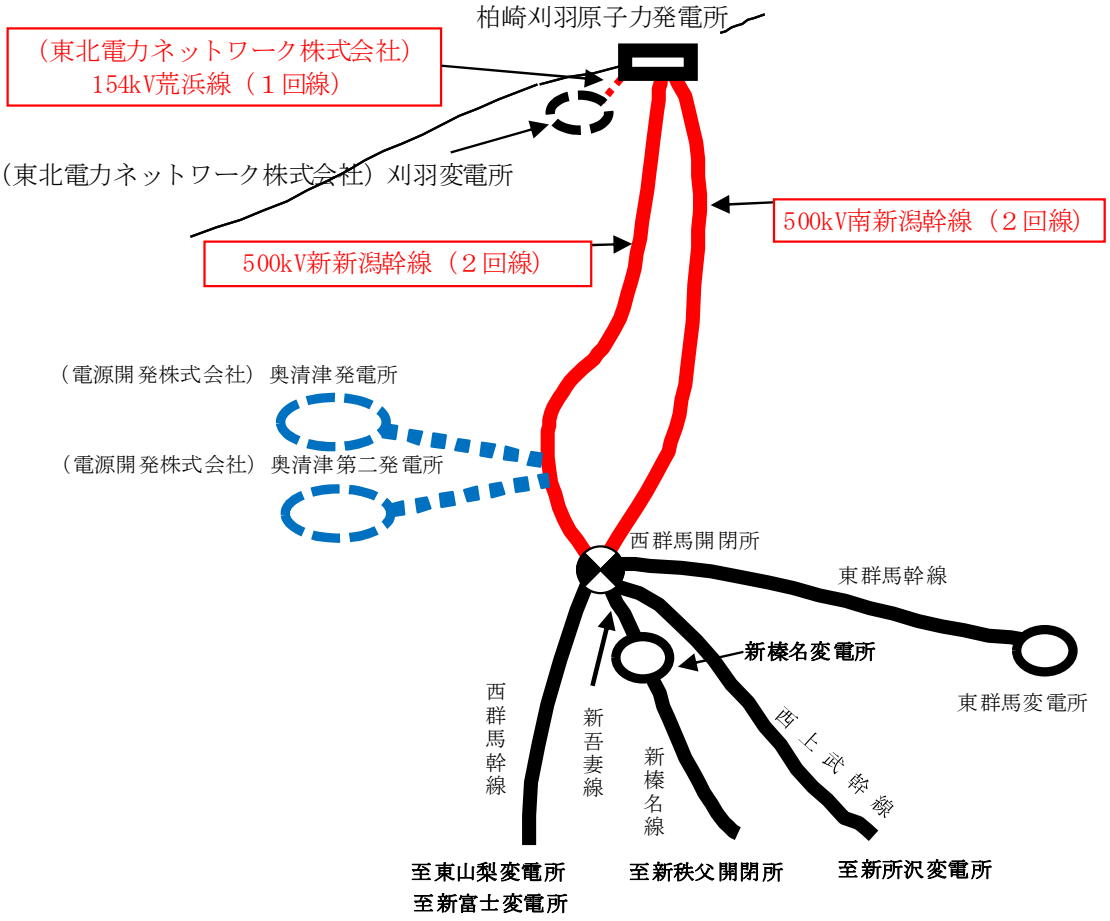


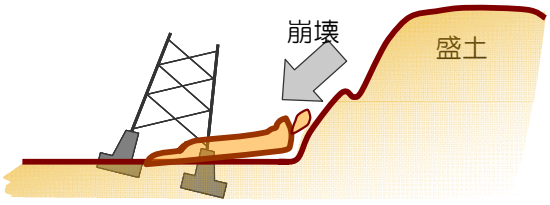
図５　基礎の安定性評価対象線路

(1)　評価項目

鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える３つの事象について評価する。

a.　大規模な盛土の崩壊

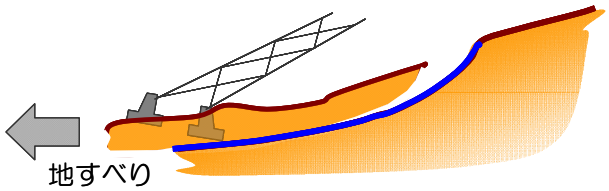
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【大規模な盛土崩壊】

b.　大規模な地すべり

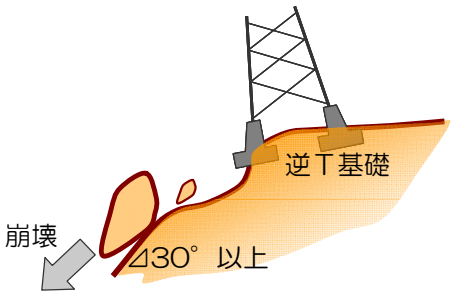
大規模な地すべりを誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【大規模な地すべり】

c.　急傾斜地の崩壊

急傾斜地の崩壊を誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【急傾斜地の崩壊】

(2)　評価方法及び評価結果

・大規模な盛土の崩壊

a.　評価方法

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所等を抽出する。また，送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに，車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認を行い，漏れの無いよう盛土箇所を抽出する。

上記から現地踏査が必要と判断された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b.　評価結果

抽出の結果，鉄塔 441 基のうち，4 基が抽出された。対象 4 基について，当該盛土の立地状況や形状及び規模，鉄塔との距離等が確認された結果，鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており，仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

・大規模な地すべり

a. 評価方法

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図に示される範囲，及びその近傍に設置されている鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，鉄塔 441 基のうち，63 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 63 基について，地質専門家による現地踏査等により，地すべりによる変状はないため，保全対策の必要性がないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

・急傾斜地の崩壊

a. 評価方法

国土地理院発行の地形図等を使用し，鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30 度以上かつ逆Ｔ字基礎の鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，鉄塔 441 基のうち，27 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 27 基について地質専門家による現地踏査等により，崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所が見られた鉄塔は無く，問題ないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

以上より，評価対象線路について，鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認した。対象線路ごとの評価結果について表 2 に示す。

表 2　対象線路ごとの評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査基数			対策工等対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
500kV 新新潟幹線	214 基	1 基	28 基	25 基	0 基
500kV 南新潟幹線	201 基	3 基	33 基	0 基	0 基
154kV 荒浜線	26 基	0 基	2 基	2 基	0 基
3 線路合計	441 基	4 基	63 基	27 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社)」）

3.1.3.3　送電線の強風対策

送電線の強風対策については，電気設備技術基準に基づき，風速 40m/s の風圧荷重，各種想定荷重に対し，強度を有する設計とする。

過去の大型台風による鉄塔損壊事故等を踏まえた国の検討結果や民間規格（送電用支持物設計標準「ＪＥＣ－１２７」，架空送電規程「ＪＥＡＣ６００１」）に基づき，送電線施設箇所の気象条件や地形条件等を考慮した設計とする。

また，送電線の着氷雪対策についても，電気設備技術基準に適合するとともに，送電用支持物設計標準「ＪＥＣ－１２７」に基づいた設計とする他，架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

3.1.4　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

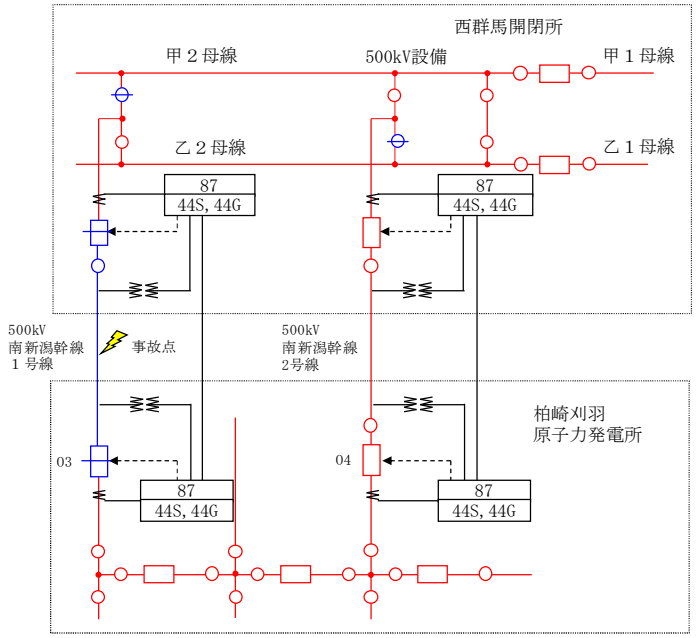
送電線は，各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 6 に示す。

異常を検知した場合は，送電線の引込部に設置するガス絶縁開閉装置の遮断器又はガス遮断器が自動的に開放されることにより，故障等の拡大を防止する設計とする。

送電線は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう，多重化した設計とし，1 系統の故障が発生した場合，遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
500kV 送電線	短絡，地絡	電流差動継電器（87）	01，02，03，04 （線路用 500kV 遮断器）
	短絡	短絡距離継電器（44S）	
	地絡	地絡距離継電器（44G）	
154kV 送電線	短絡	短絡距離継電器（44S）	011 （予備変圧器受電用 154kV 遮断器）
	地絡	地絡方向継電器(67G)	
		地絡過電圧継電器(64V)	
	不足電圧	不足電圧継電器(27B)	

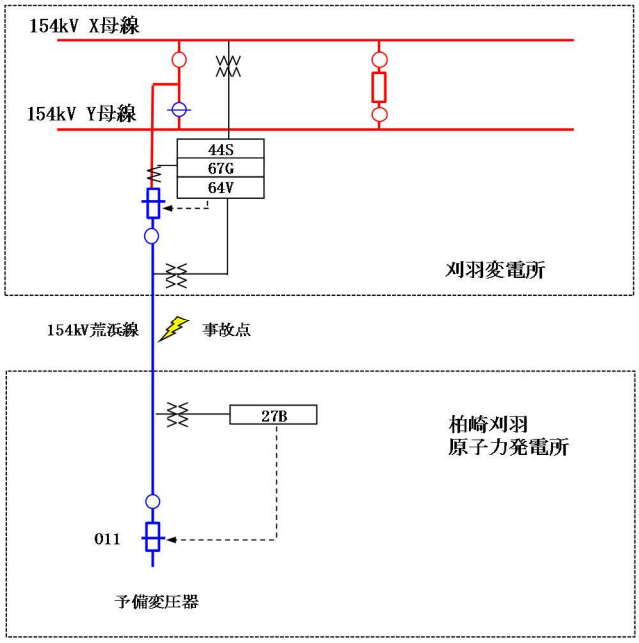


500kV送電線保護装置

保護方式（１系，２系二重化構成）		
主保護（短絡・地絡）		87 （電流差動継電方式）
後備保護	短絡	44S （短絡距離継電方式）
	地絡	44G （地絡距離継電方式）

（凡例） 遮断器（閉） 断路器（閉） 充電部
遮断器（開） 断路器（開） 停電部

(a) 500kV 南新潟幹線 1 号線故障時



154kV送電線保護装置

保護方式	
短絡	44S （短絡距離継電方式）
地絡	67G （地絡方向継電方式）
	64V （地絡過電圧継電方式）

保護方式	
不足電圧	27B （不足電圧継電方式）

（凡例） 遮断器（閉） 断路器（閉） 充電部
遮断器（開） 断路器（開） 停電部

(b) 154kV 荒浜線故障時

図 6　送電線保護装置

3.1.5　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては，安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し，故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む）を行うことによって，安全施設への電力の供給が停止することがないように，電力供給の安定性を回復できる設計とする。

500kV 送電線において，3 相のうち 1 相の電路の開放が生じた場合，電力送電時においては，送電線保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，保護装置による検知が期待できない場合の 1 相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

154kV 送電線で 1 相開放故障が発生した状況においては，各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，保護継電器による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や，その兆候を早期に検知できる設計とする。

また，500kV 送電線は多重化した設計であるため，1 回線で 1 相の開放故障が発生した場合においても，残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり，安全施設への電力の供給が不安定になることはない。

保安規定により，送電線の故障発生時の対応として，外部電源数の運用上の制限等について定め管理する。

3.2　発電機に関する設計

3.2.1　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

発電機は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 4 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 7 に示す。

表 4　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
発電機	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	027，所内変圧器受電用遮断器
	逆相，不平衡電流	逆相電流継電器（46）	
	界磁喪失	界磁喪失継電器（40）	
	地絡	地絡過電圧継電器（64）	
	事故継続分離	距離継電器(44)	
	電力方向，地絡方向	逆電力継電器（67）	
	過励磁	過励磁継電器（59-95）	
	発電機固定子冷却水喪失	固定子冷却水喪失検出装置	

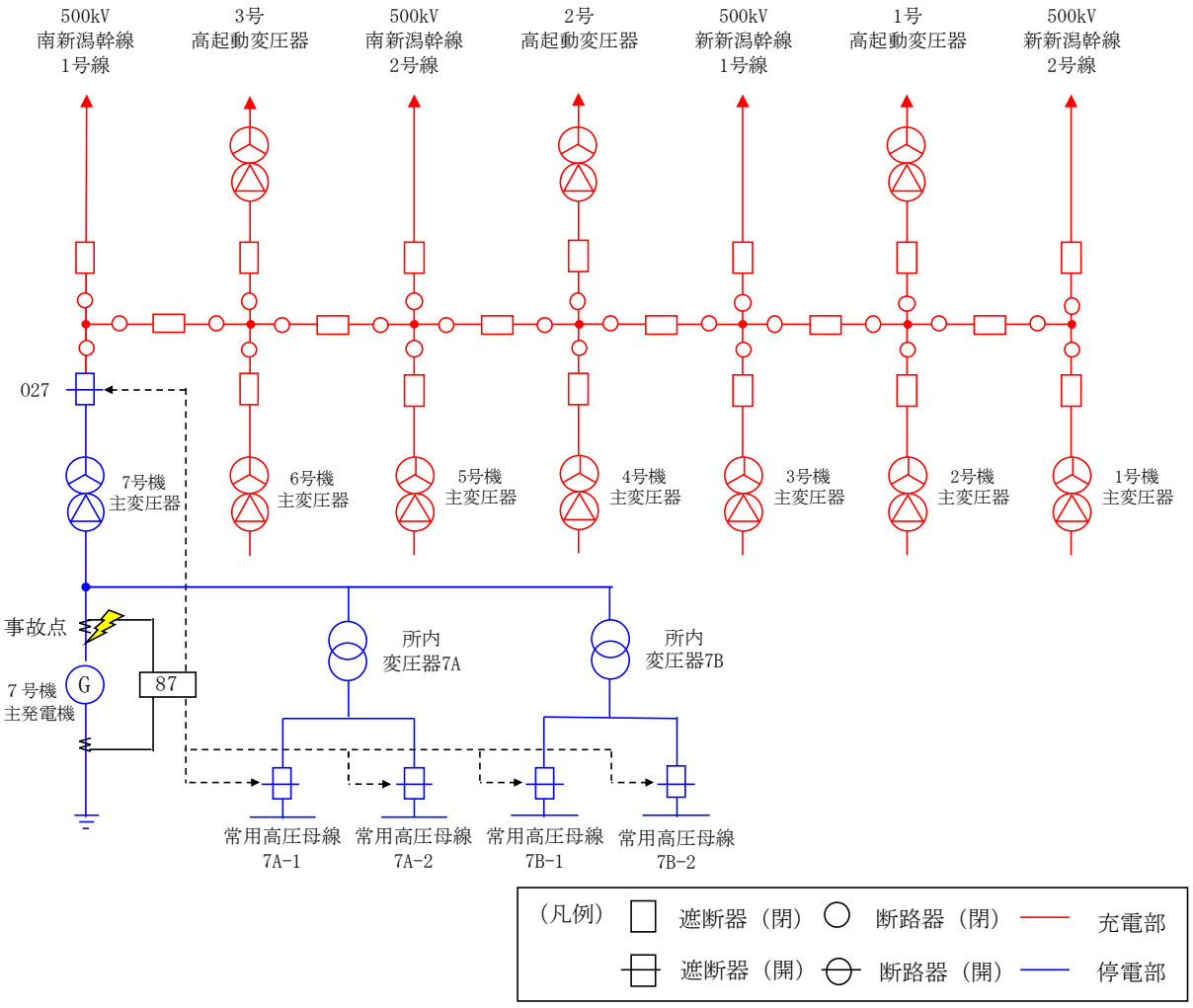


図 7　発電機保護

3.2.2　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

発電機は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，発電機及び電路は，充電部分が筐体内に内包され，露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため，発電機の電路は，相分離母線構造を採用し，大地から絶縁する設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

発電機の冷却方法は固定子コイルを水冷却，回転子コイルを水素直接冷却する設計とし，「ＡＮＳＩ　Ｃ５０．１３」に規定する熱的強度に適合する設計とする。

発電機あるいは発電機の鉄台等の接地及び接地の方法については，A 種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所の回りには，フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を保護継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とし，その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。

また，地絡が発生した場合に発電機を電路から遮断するための遮断器を施設する設計とする。

(3) 電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

発電機は，水素の漏えい又は空気が混入するおそれのないよう，全閉自力通風方式を採用し，空気と接触する可能性がある軸封部には密封油装置による密封機構を設ける設計とする。また，設備の点検等の作業のために水素ガスを安全に放出できる設計とする。

軸封部から水素が漏えいした場合には，置換ガスとして軸封部に窒素ガスを封入することができる装置を設ける設計とする。また，水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有する設計とする。

発電機内の水素の純度，圧力及び温度を計測し，異常を検知した場合は警報を発信する設計とする。

(5) 供給支障の防止

発電機に過電流等の異常が生じた場合，自動的に発電機を電路から遮断するため遮断器を設ける設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作した際に達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とする。また，発電機は，軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。

発電所には発電機の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保

3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

500kV 送電線 4 回線は，500kV ガス絶縁開閉装置と連系し，500kV 超高圧開閉所及び 66kV 起動用開閉所を介して接続し，電力を柏崎刈羽原子力発電所へ供給する設計とする。

154kV 送電線 1 回線は，154kV ガス遮断器と連系し，66kV 起動用開閉所を介して接続し，電力を柏崎刈羽原子力発電所へ供給する設計とする。

ガス絶縁開閉装置は，遮断器を含んでおり，これらの多重化した電力系統は，遮断器の開閉操作により系統切替又は隔離を行うことが可能な設計とし，外部電源のいずれの 2 回線が喪失しても，発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない設計とする。

これらの詳細な系統を，添付図面第 1-4-1 図「交流全体単線結線図（その 1)」に示す。また，ガス絶縁開閉装置等を設置する 500kV 超高圧開閉所，断路器及びガス遮断器を設置する 154kV 開閉所（屋内）の外観を図 8 に示し，2 回線喪失時における電力供給の継続について非常用母線への供給を例に図 9 に示す。



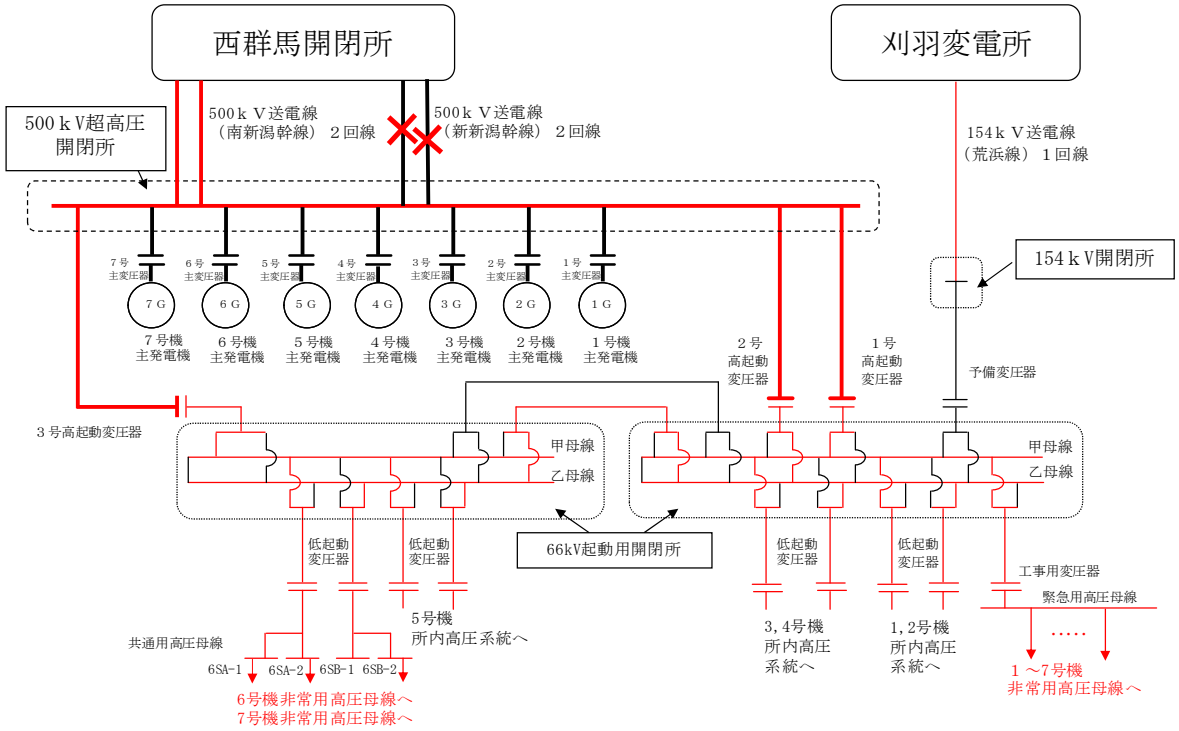
(a)500kV 超高圧開閉所



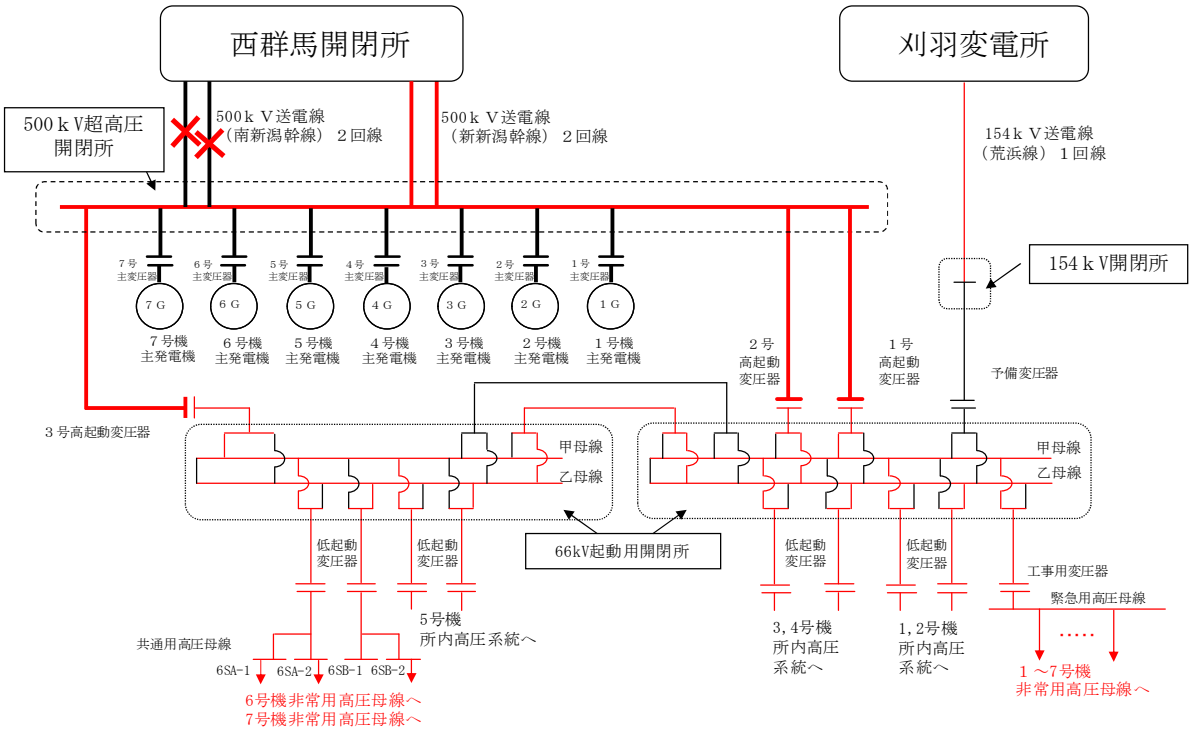
(b)154kV 開閉所（屋内）

図 8　開閉所の外観

K7 ① V-1-9-2-1 R1

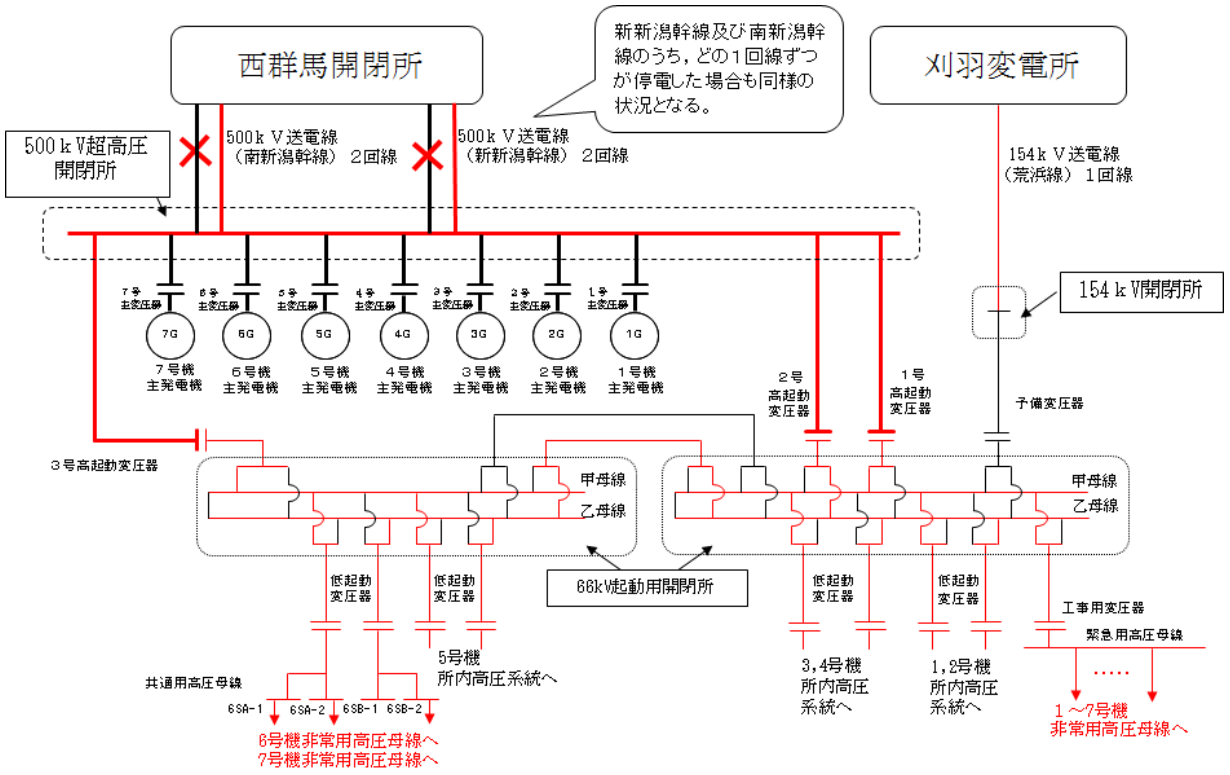


(a) 500kV 新新潟幹線 2 回線　停電時

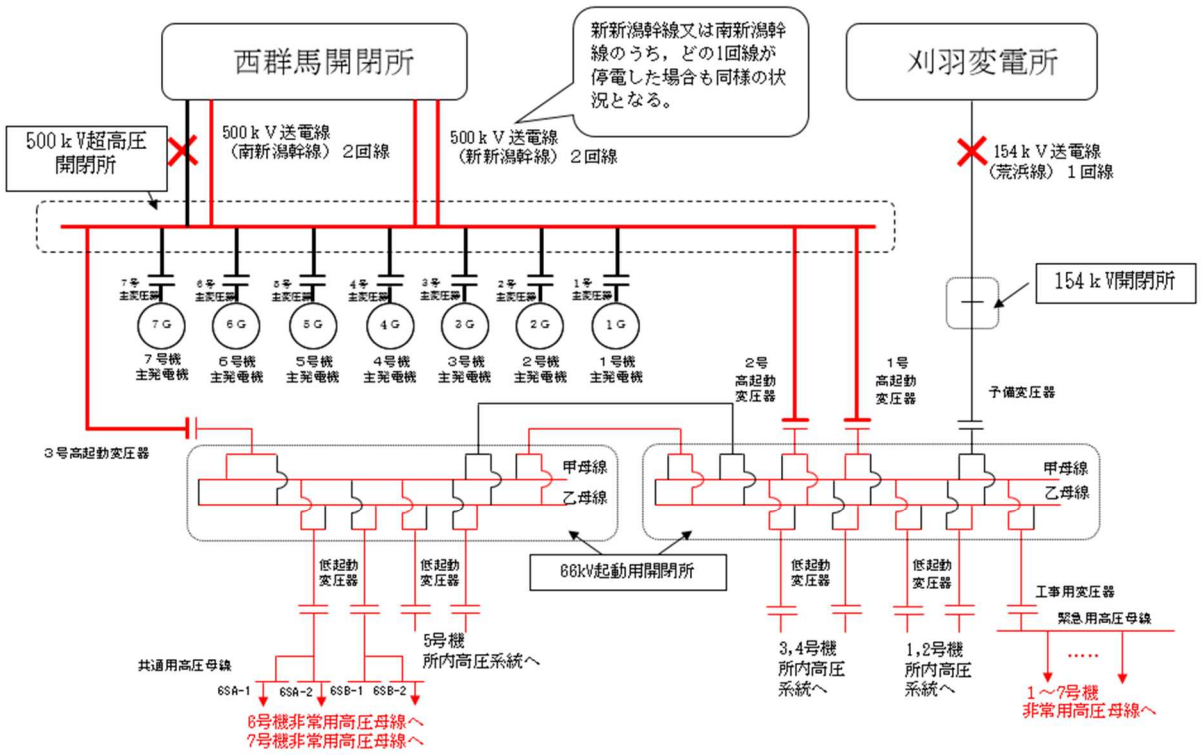


(b) 500kV 南新潟幹線 2 回線　停電時

図 9　2 回線電源喪失時の電源供給例(1/2)



(c) 500kV 新新潟幹線 1 回線及び 500kV 南新潟幹線 1 回線　停電時



(d) 500kV 南新潟幹線又は新新潟幹線 1 回線及び 154kV 荒浜線 1 回線　停電時

図 9　2 回線電源喪失時の電源供給例(2/2)

3.3.1.2　開閉所等の基礎

500kV 超高圧開閉所，154kV 開閉所及び 66kV 起動用開閉所から発電機側の送受電設備であるガス絶縁開閉装置，ガス遮断器，主変圧器，高起動変圧器，低起動変圧器，予備変圧器及びケーブル洞道は，不等沈下又は傾斜等が起きないよう十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とする。

500kV 超高圧開閉所に設置されているガス絶縁開閉装置及び高起動変圧器は直接基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

154kV 開閉所に設置されているガス遮断器は直接基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

66kV 起動用開閉所に設置されているガス絶縁開閉装置は直接基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

開閉所平面図，開閉所基礎図を図 10 に示す。

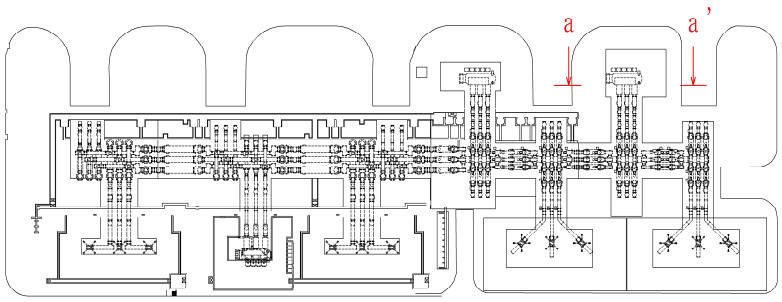
主変圧器の基礎は，杭基礎とし，杭を介して岩盤支持する設計とする。

低起動変圧器の基礎は，直接基礎構造とし 1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。予備変圧器の基礎は，杭基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

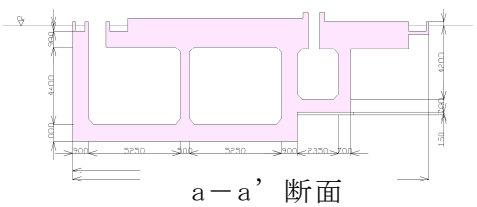
各種変圧器の基礎構造図を図 11 に示す。

ケーブル洞道は，低起動変圧器から 154kV 開閉所までを連絡しており，基礎は直接基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

ケーブル洞道平面図を図 12 に，ケーブル洞道基礎構造図を図 13 に示す。



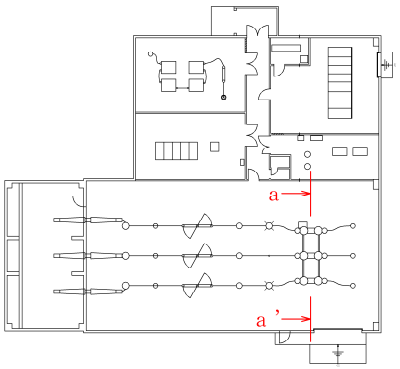
平面図



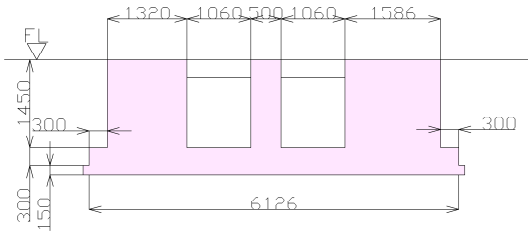
a－a’断面

(a)500kV 超高圧開閉所基礎構造図

図 10　開閉所の基礎構造（1/2）

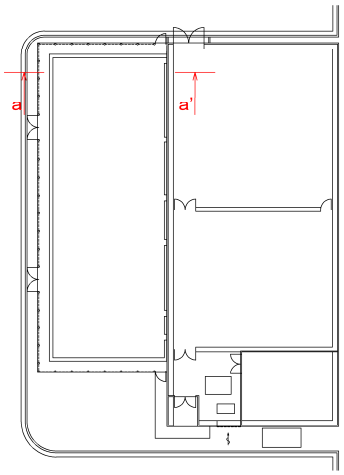


平面図

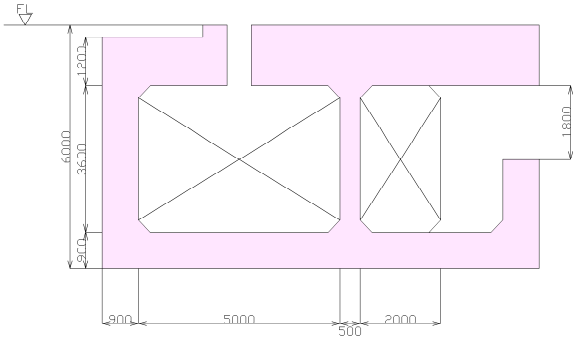


a－a’断面

(b)154kV 開閉所基礎構造図

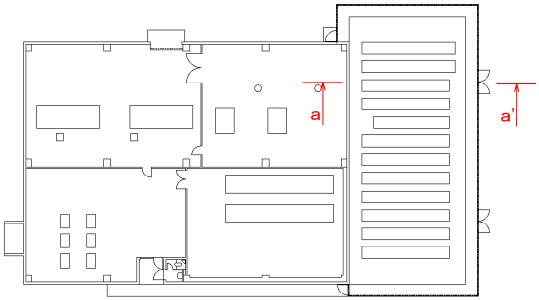


平面図

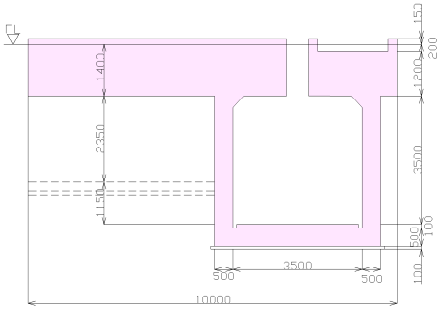


a－a’断面

(c)66kV 起動用開閉所（北側）基礎構造図



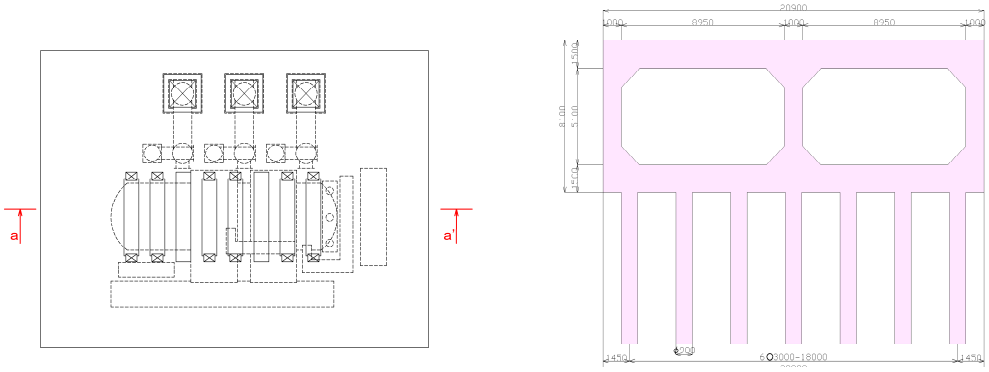
平面図



a－a’断面

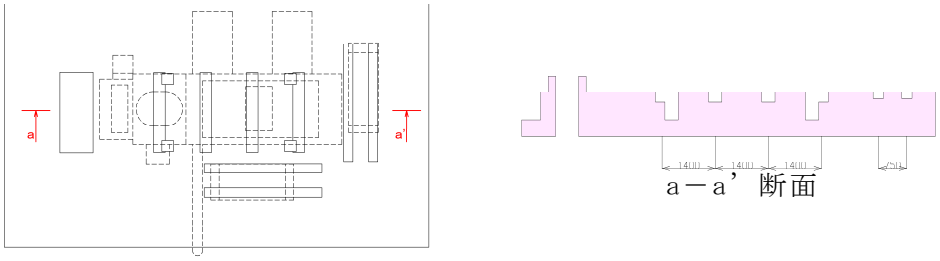
(d)66kV 起動用開閉所（南側）基礎構造図

図 10　開閉所の基礎構造（2/2）



平面図　　a－a’断面

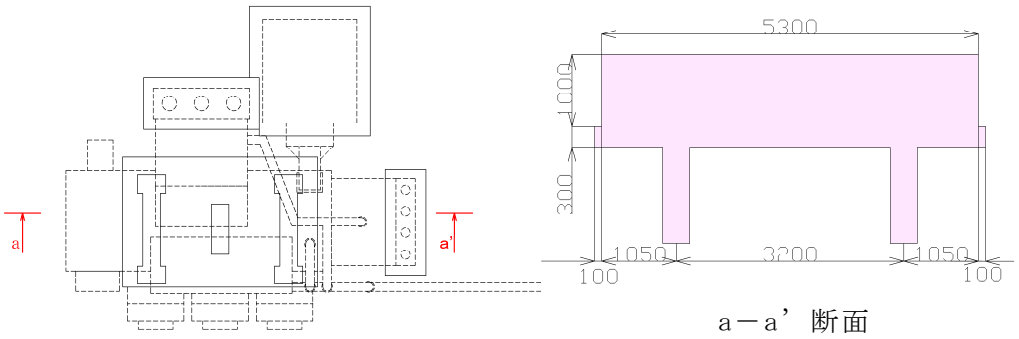
(a) 主変圧器の基礎構造



a－a’断面

平面図

(b)　低起動変圧器の基礎構造



a－a’断面

平面図

(c)　予備変圧器の基礎構造

図 11　各種変圧器の基礎構造

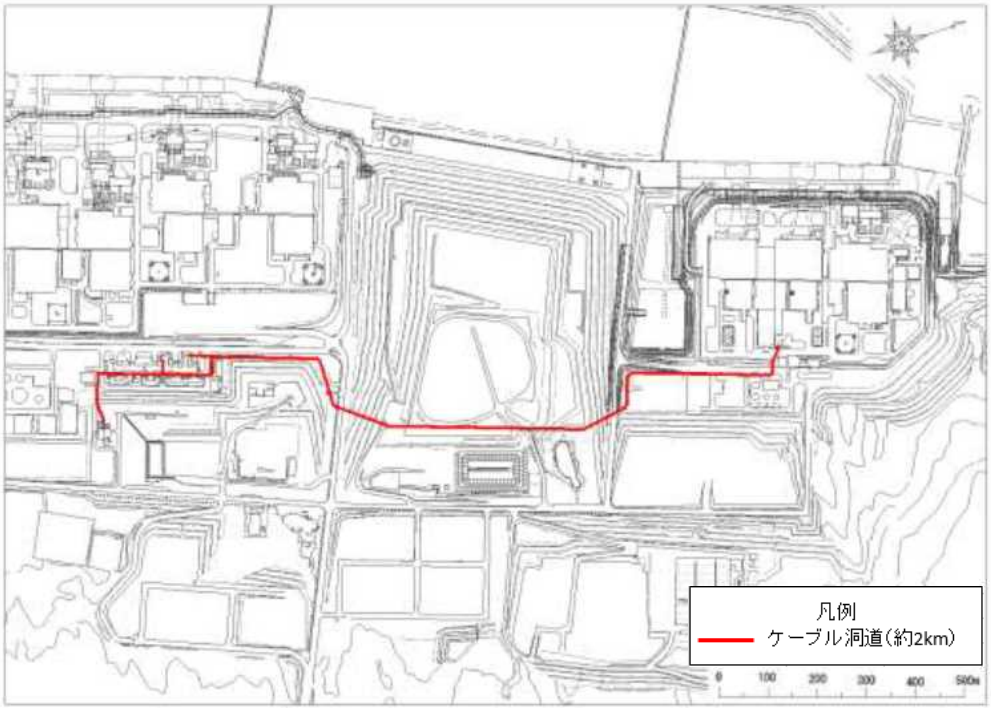
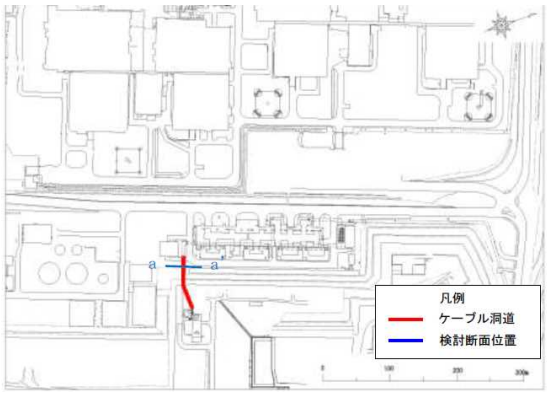
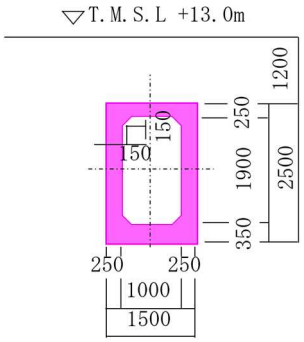


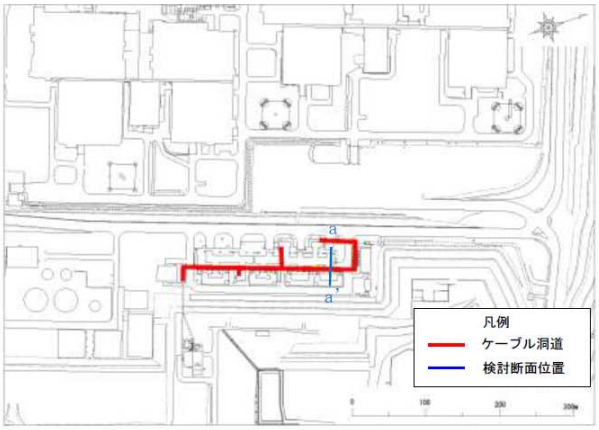
図 12 ケーブル洞道平面図

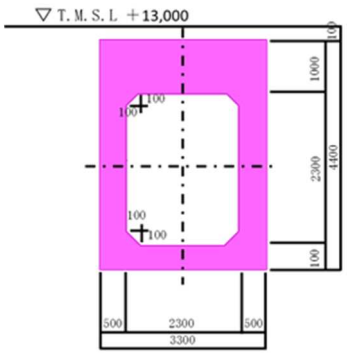




a－a’断面

(a)154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道位置図・断面図

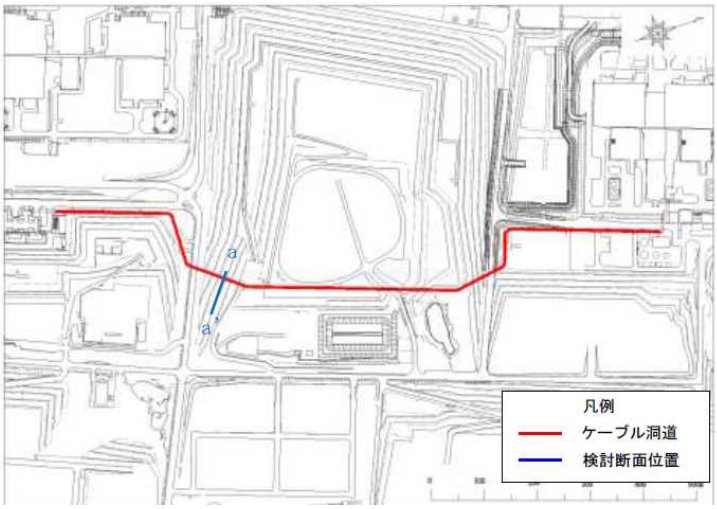


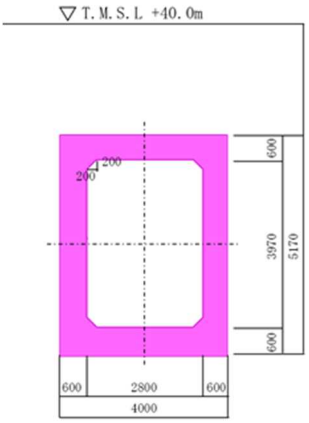


a－a’断面

(b)66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道位置図・断面図

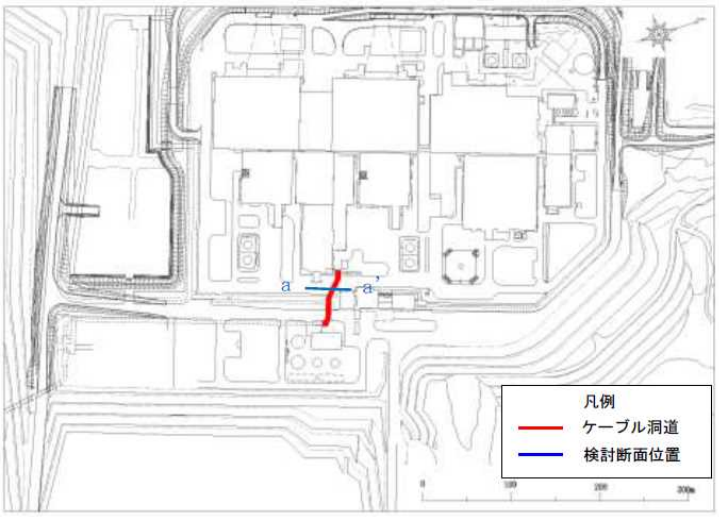
図 13　ケーブル洞道の基礎構造（1/2）

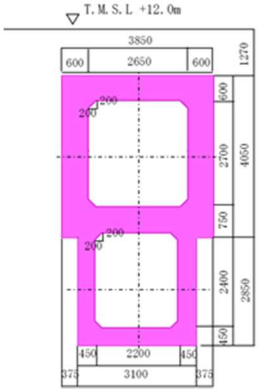




a－a’断面

(c)500kV 電力ケーブル洞道位置図・断面図





a－a’断面

(d)6 号機 CV ケーブル洞道位置図・断面図

図 13　ケーブル洞道の基礎構造（2/2）

3.3.1.3　碍子及び遮断器等の耐震性

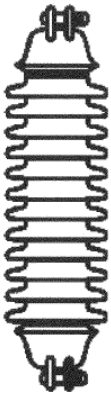
500kV 超高圧開閉所，154kV 開閉所及び 66kV 起動用開閉所から発電機側の送受電設備は耐震性の高いものを使用する。

碍子は，長幹碍子に比べ，可とう性のある懸垂碍子を使用する。長幹碍子及び懸垂碍子の外観について図 14 に示す。

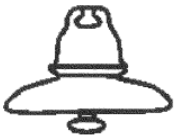
遮断器等は，気中遮断器に比べ，重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置又はガス遮断器を使用する。

なお，500kV 超高圧開閉所の送電線上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所までの碍子について長幹碍子が使用されてい

ないことを確認しており,154kV 開閉所の送電線上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所までの碍子については,一部ロックピン免震金具を耐震対策としていることを確認している。

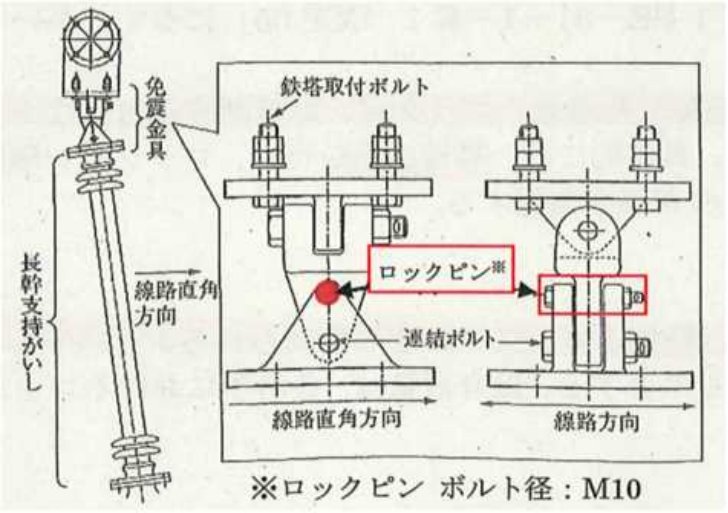


(a) 長幹碍子



数珠つなぎに複数個を連結するため、長幹碍子に比べ可とう性を有している。

(b) 懸垂碍子



震度5強以上の地震による荷重が加わると免震機能が動作(ロックピンが破断)し,長幹碍子に働く曲げ荷重を逃がすことで,長幹碍子の折損を防止できる。

図 14　長幹碍子及び懸垂碍子の例

3.3.1.4　碍子及び遮断器等への津波の影響

碍子及び遮断器等は,基準津波の影響を受けない敷地高さとなる 500kV 超高圧開閉所, 154kV 開閉所及び 66kV 起動用開閉所に設置する。基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 15 に示す。

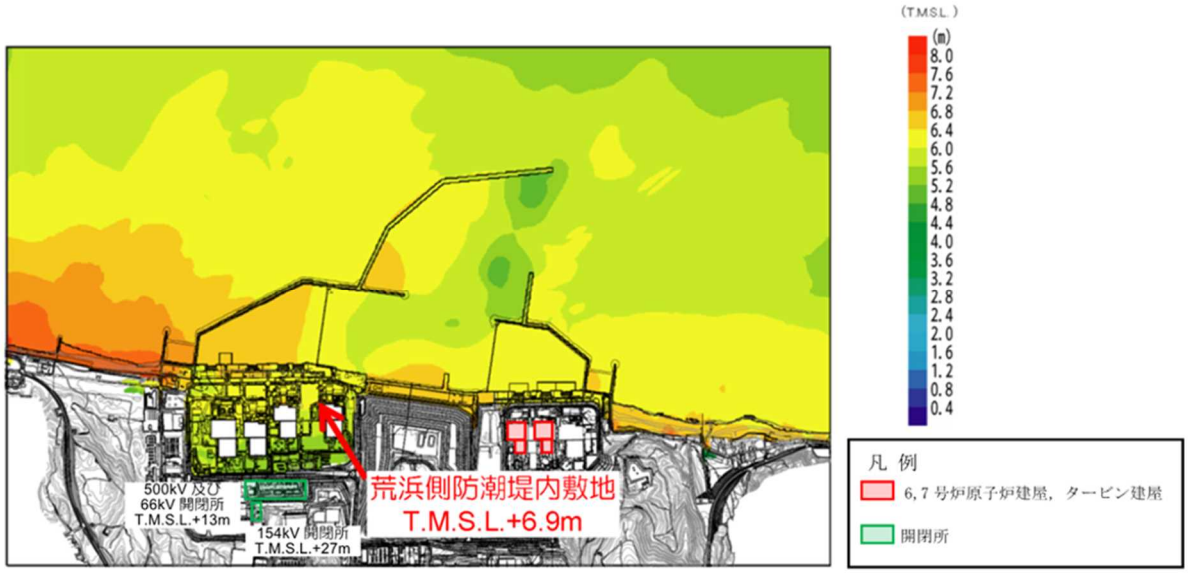


図 15　基準津波の最高水位分布

3.3.1.5　碍子及び遮断器等の塩害対策

500kV 送電線引留部の碍子及び 154kV 開閉所の壁貫ブッシング部の碍子に対しては，塩分等が碍子表面に付着することにより絶縁性能が著しく低下することを防止するため，活線状態で洗浄を実施できる碍子洗浄装置を設置する。碍子洗浄装置の系統及び外観を図 16，図 17 に示す。

さらに塩害による外部絶縁事故を防止するため，活線で碍子を洗浄することを保安規定に定めている。

遮断器等の塩害対策としては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する又は屋内に設置する。

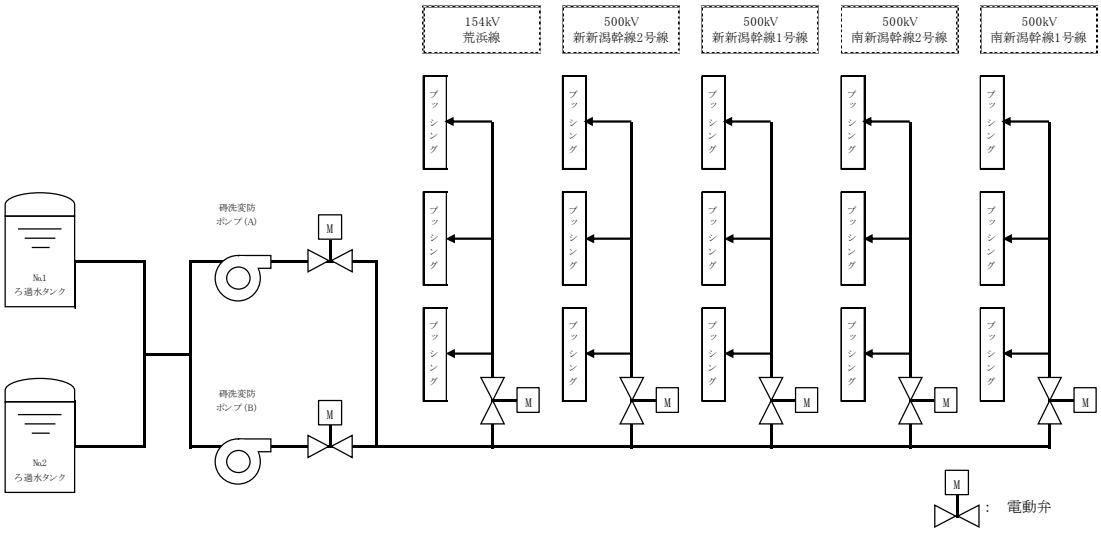
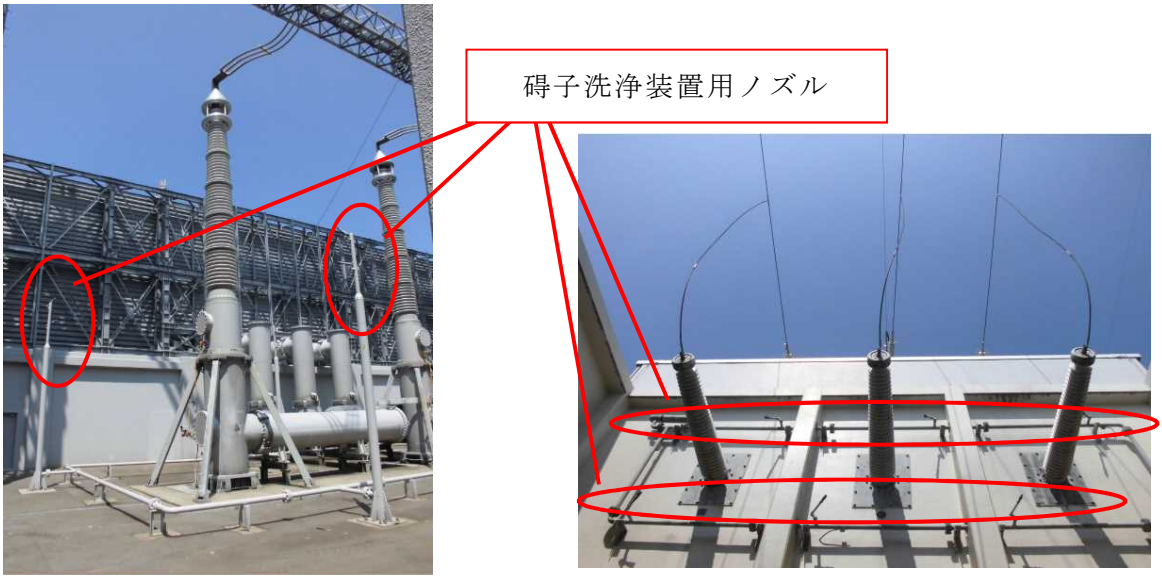


図 16　碍子洗浄装置の系統



500kV ブッシング　　154kV 壁貫ブッシング

図 17　碍子洗浄装置外観

3.3.2　機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

保安電源設備は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，変圧器，母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 5 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 18，図 19 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は，送電線の引込口及び主変圧器，高起動変圧器とガス絶縁開閉装置の区分箇所及び各母線間の区分箇所に設置し，メタルクラッド開閉装置の遮断器は，各変圧器の受電口，各母線間の区分箇所及び各負荷への送電口に設置する設計とする。

保安電源設備は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう，母線，変圧器のそれぞれを多重化し，1 系統の故障が発生した場合，遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 5　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
主変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	027，所内変圧器受電用遮断器
高起動変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	081，082，083，0111，0112，0113
	過電流	過電流継電器（51）	
低起動変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	06SA，06SB，低起動変圧器受電用遮断器
	過電流	過電流継電器（51）	
予備変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	011，0114
	過電流	過電流継電器（51）	
500kV 母線	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	01，02，03，04，010，020，021，022，023，024，025，026，027，030，040，050，060，081，082，083
66kV 母線	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0113，0120，0150，0160，05SA，05SB，06SA，06SB

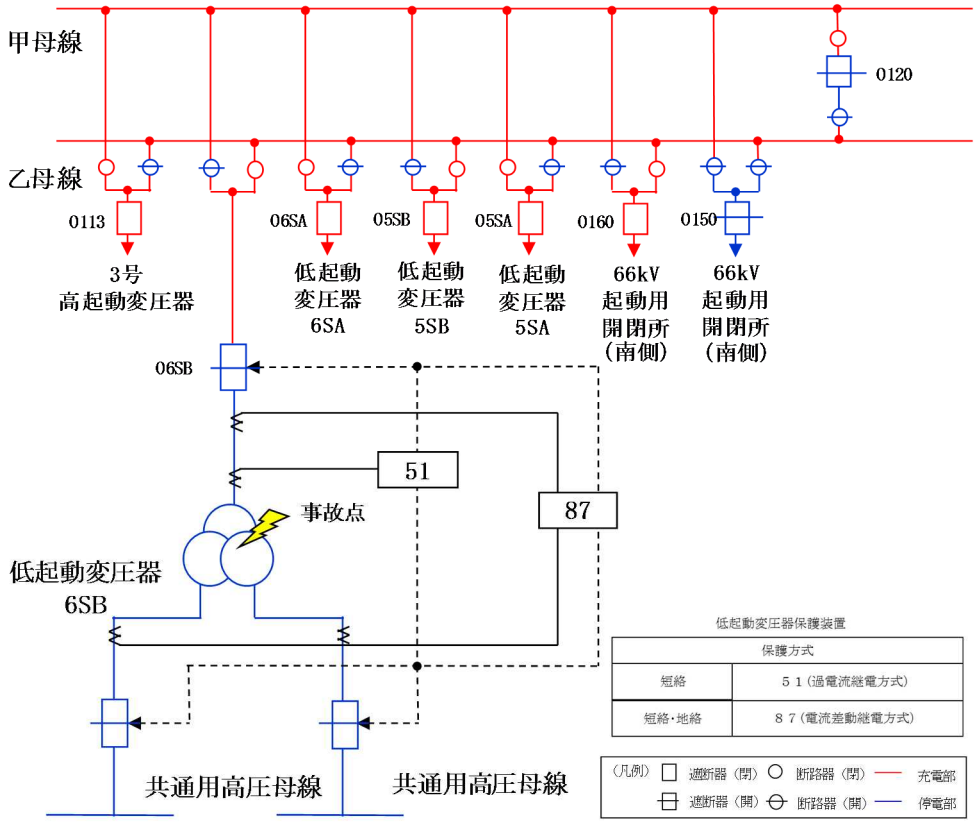
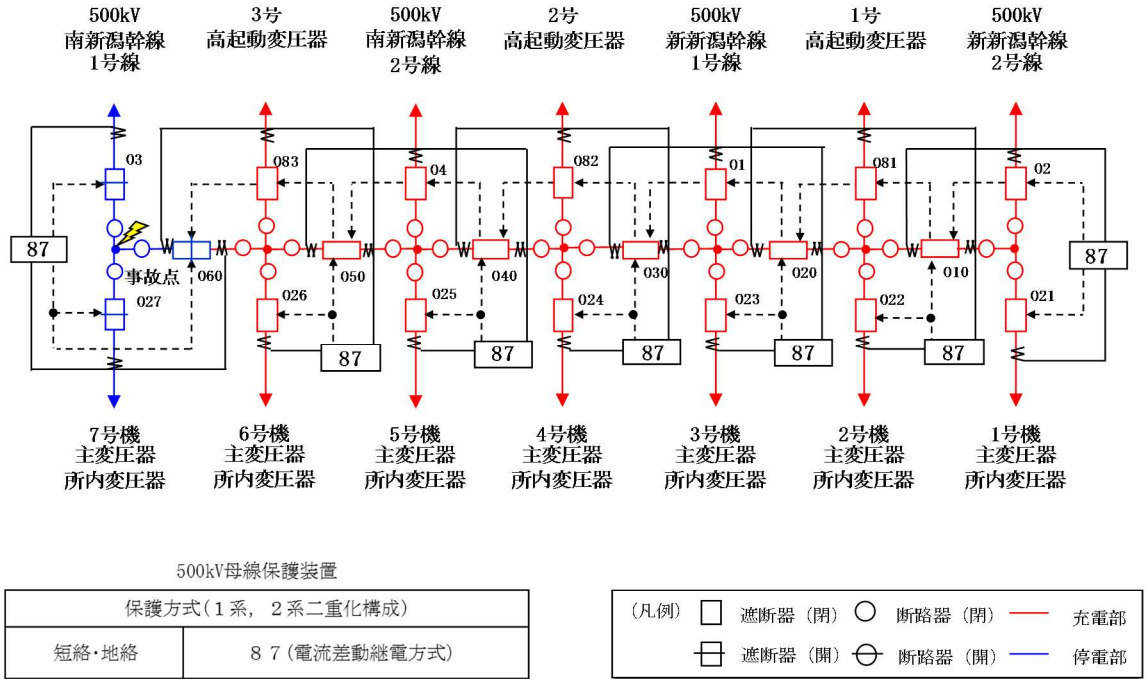
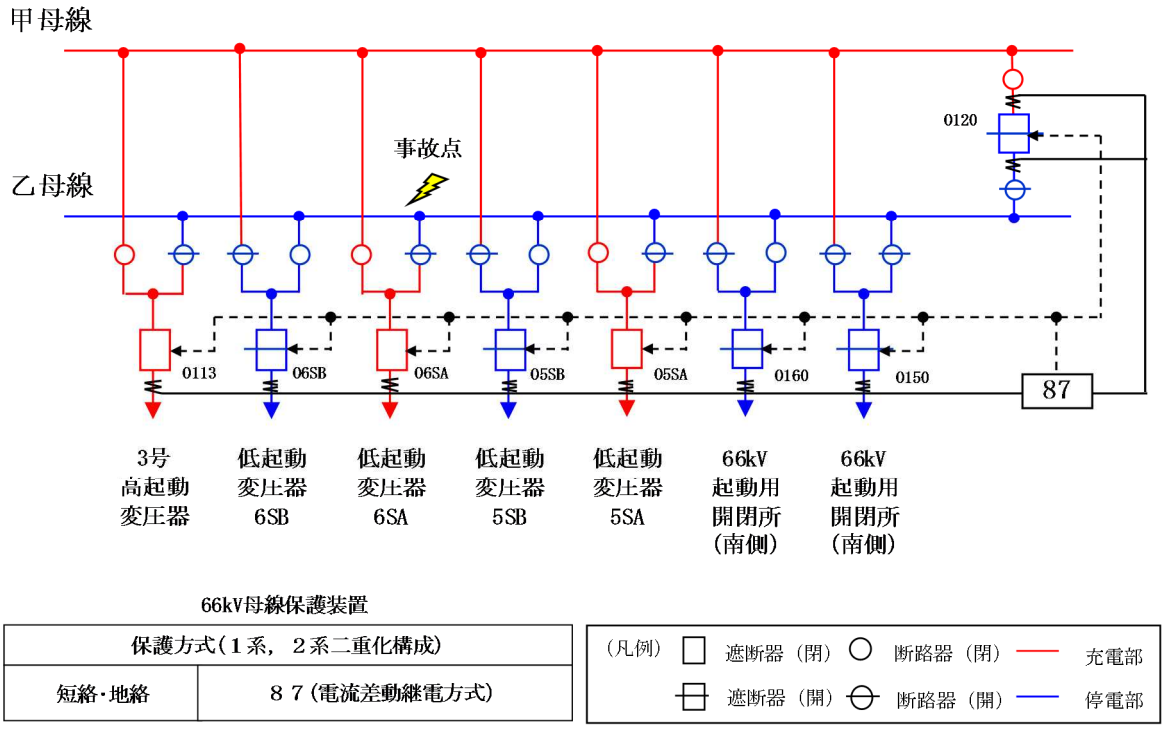


図 18　変圧器保護（低起動変圧器 6SB 故障時）



（a）500kV 超高圧開閉所 7 号機が接続する母線故障時



（b）66kV 起動用開閉所（北側）乙母線故障時

図 19　母線保護

3.3.3　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続する変圧器として，高起動変圧器及び予備変圧器を設置する設計とする。変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動(地絡や過電流による保護継電器の動作により)又は手動で，故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電切替が行われることにより，安全施設への電力供給の安定性を回復できる設計とする。

500kV 送電線の引込口から高起動変圧器一次側は,電路が露出せず接地された筐体内に内包する設計とする。また，154kV 送電線の引込口から予備変圧器一次側については，気中に露出した電路を有する設計とする。

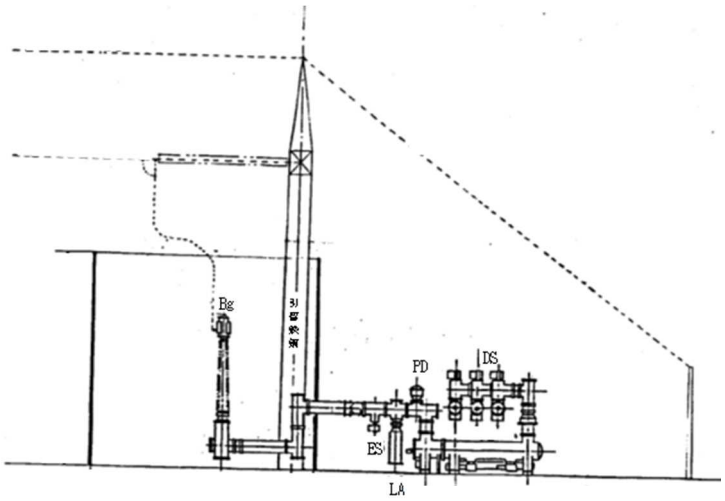
高起動変圧器は,変圧器一次側の接続部位に架線の碍子を用いず，接地された筐体内に設置するとともに，断線が発生しにくい設計とする。また，予備変圧器一次側の架線は屋内に設置する設計とする。

遮断器等はガス絶縁開閉装置を採用し，導体を気中部に露出させず，接地された筐体内に内包する設計とする。また，絶縁スペーサで導体を支持する構造とし，導体の断線が発生しにくい構造とする。また，予備変圧器一次側はガス遮断器を採用し，ガス絶縁開閉装置同様ブッシングを通じて気中部と接続する設計とする。ブッシングは磁器碍管に導体が収納された構造とし，導体の損壊は磁器碍管の損壊がない限り考えにくい。ガス絶縁開閉装置，ガス遮断器の外観及び内部構造概要図を図 20，図 21 に示す。

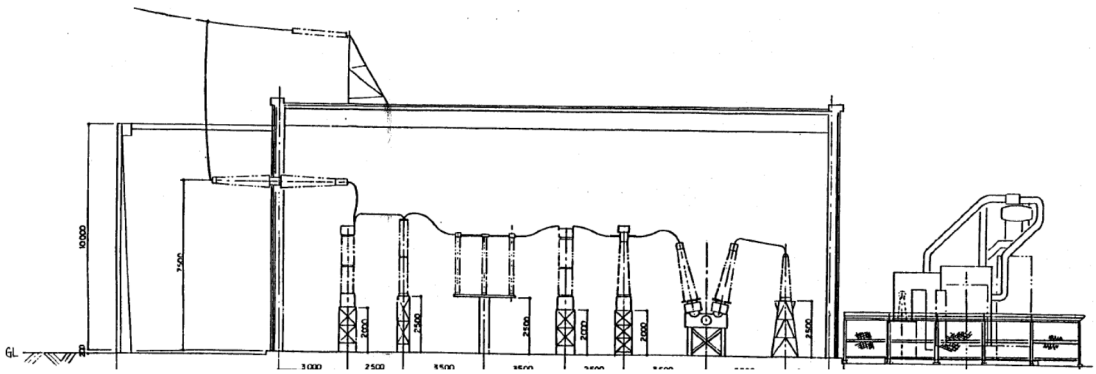
変圧器の内部において断線した場合，アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで,地絡過電流継電器(51)あるいは比率差動継電器(87)が動作する等，保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。異常を検知した場合は，遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され，非常用母線への供給は，自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

ガス絶縁開閉装置において断線が発生した場合，アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで，地絡過電流継電器（51）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等，保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。

ガス遮断器において磁器碍管損壊による故障が発生した場合，導体と筐体間で地絡が生じることで，地絡過電流継電器（51）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等，保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。電路の開放故障を検知した場合は，遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され，非常用母線への供給は，自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

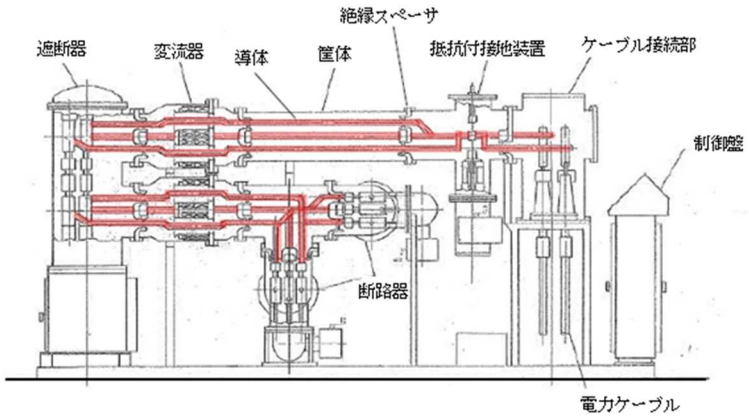


(a)500kV 系統イメージ図（引留鉄構からガス絶縁開閉装置まで）

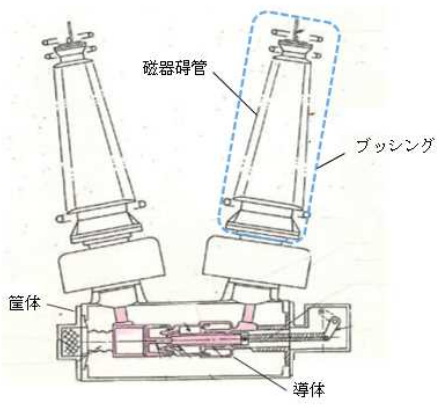


(b)154kV 系統イメージ図（引留鉄構から予備変圧器まで）

図 20　各設備の外観



(a)500kV ガス絶縁開閉装置



(b) 154kV ガス遮断器

図 21　ガス絶縁開閉装置及びガス遮断器の内部構造概要図

3.3.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

特別高圧設備は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，ガス絶縁開閉装置，変圧器及び電路等の特別高圧設備は，充電部分が筐体内に内包され，充電部分に容易に接触できない設計とする。

電路の絶縁のため，変圧器内の電路は，絶縁油内に設置する設計とし，ガス絶縁開閉装置内の電路は，SF6 ガスを充てんしたタンク内に設置することで，電路の絶縁を確保する設計とし，「ＪＥＣ－２０４」，「ＪＥＣ－１８１」等に規定する耐電圧試験により絶縁耐力が確保された設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

「ＪＥＣ－２０４」，「ＪＥＣ－１８１」等に規定する熱的強度に適合する設計とする。

電気機械器具の危険防止のため，特別高圧の遮断器は，火災のおそれがないよう，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。

電気設備の接地及び接地の方法については，A 種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

また，取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所及び特別高圧設備の回りには，フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を保護継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とし，その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。また，地絡が発生した場合に開放するよう，発電所の送電線引出口に遮断器を施設する設計とする。

変圧器によって特別高圧電路に結合される高圧電路の母線には，特別高圧の電圧の侵入による高圧側の電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，避雷器を施設する設計とする。

(3) 電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施などにより，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

ガス絶縁開閉装置に使用するガスは，可燃性，腐食性及び有毒性のない SF6 ガスを使用する設計とする。ガスの圧力低下により絶縁破壊を生ずるおそれのあるものは，絶縁ガスの圧力低下を警報する装置を設ける設計とする。

開閉器又は断路器の動作に使用する圧縮空気装置は最高使用圧力に耐え,かつ,漏洩がなく,異常な圧力を検知するとともに，圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ，空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し，空気タンクは耐食性を有する設計とする。

(5) 供給支障の防止

変圧器は，内部故障を検知し動作する保護装置を施設し，検知した場合，自動遮断及び警報を発報する設計とする。

なお，変圧器の冷却ファンの故障等が発生し変圧器温度が著しく上昇した場合は，警報を発報する設計とする。

発電所には特別高圧設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.4 所内電源設備に関する設計

3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

(1) 所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電力（27kV）は主変圧器にて 500kV へ昇圧されガス絶縁開閉装置を介し送電されるとともに，所内変圧器にて 6.9kV へ降圧し，所内高圧系統として常用高圧母線（7A-1，7A-2，7B-1，7B-2：メタルクラッド開閉装置で構成）へ給電する。常用高圧母線及び所内低圧系統として常用低圧母線（7A-1，7A-2，7B-1，7B-2：パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）の構成に関して，添付図面第 1-4-1 図「交流全体単線結線図（その 1)」に示す。

常用高圧母線は，4 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。また，常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し，常用低圧母線へ給電する。過電流等の故障が発生した際，故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響が母線全体に波及することなく局所化できるとともに，他の安全施設への影響を限定できるように，高圧及び低圧母線は，母線から各負荷への引出口に開閉装置を設ける設計とする。

(2) 直流電源設備

直流電源設備の構成に関して，図 22 から図 24「直流電源単線結線図」に示すように，非常用として直流 125V 4 系統の蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成する。また，常用として直流 250V 1 系統及び直流 125V 常用 1 系統の蓄電池，充電器，直流主母線等で構成する。常用の直流電源設備は，タービンの非常用油ポ

ンプ，給水ポンプタービン非常用油ポンプ等へ給電する設計とする。また，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(3) 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，図 25「計測制御用電源単線結線図」に示すように，原子炉系計測用主母線盤，タービン系計測用主母線盤の 2 母線で構成する。母線電圧は 480V/120V である。また，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(4) ケーブル

常用電源設備の動力回路のケーブルは，許容電流を考慮したケーブルサイズを選定する等，負荷の容量に応じたケーブルを使用する。また，動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設する。

また，ケーブルは，補機や電路での過電流や地絡による損傷，感電，火災等の発生を防止できるよう遮断器等に接続し，遮断器等の端子部との接続については，ネジ止め等により電気抵抗を増加させない設計とする。

3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

所内電源設備は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，電線路等その他の所内電源設備は，電線の接続箇所において電線の電気抵抗を増加させないようネジ止め等により接続する設計とし，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。所内電源設備に属する電路の接続箇所等は，筐体内やアクリルカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。熱的強度については，期待される使用状態において，その電気機械器具に発生する熱に耐える設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所の周囲にはフェンス等を設ける設計とし，各電源設備の操作，点検等のために使用する扉等は施錠できる設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と低圧電路とを結合する動力変圧器は，異常の予防及び保護対策のため，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，接地を施す設計とする。

所内電源設備から電力供給を行う各補機には，過電流を検知できるよう保護継

電器を設置し，過電流を検出した場合は，自動的に遮断器を開放する設計とすることにより，電気機械器具の損傷並びに火災の発生を防止する設計とする。

(3) 電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電所構内に，所内電源設備の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

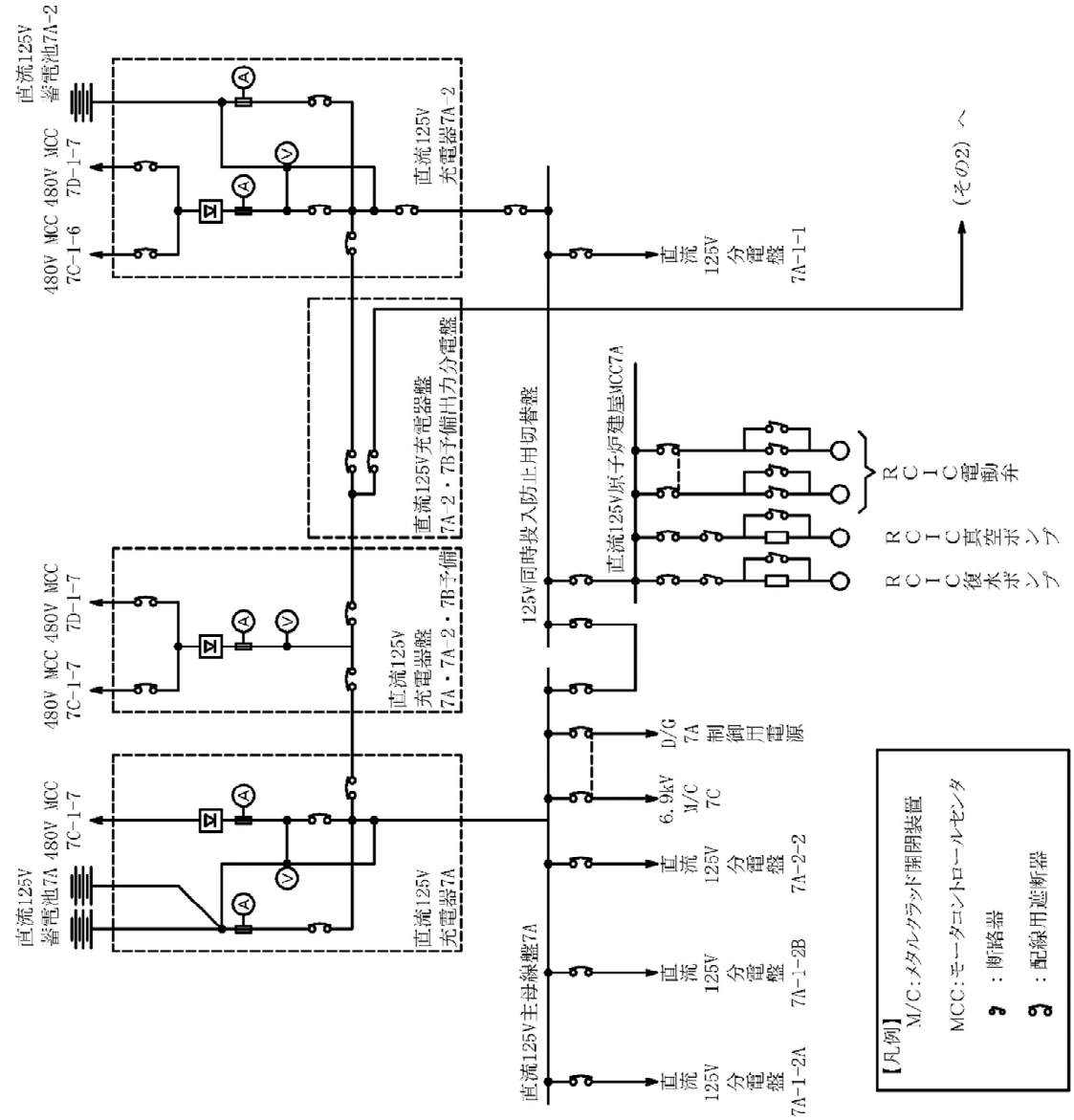


図 22　直流電源単線結線図（1/3）

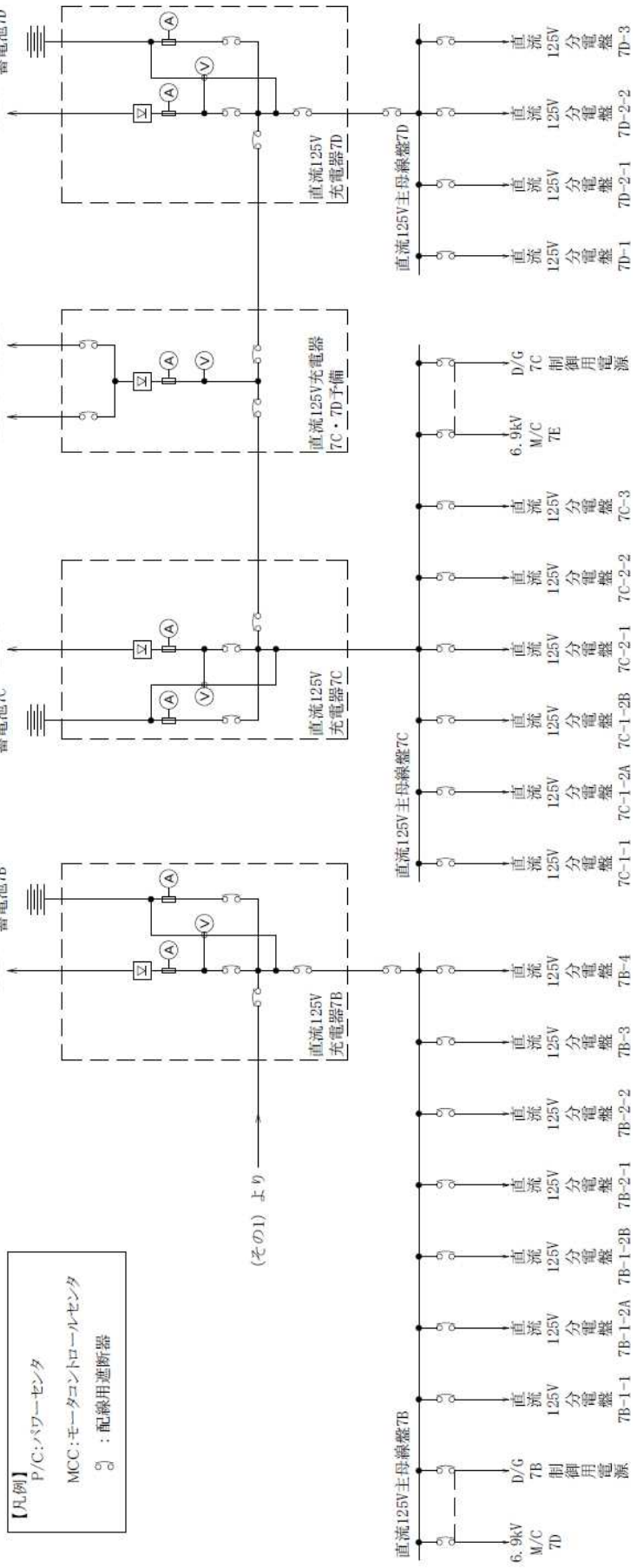


図 23　直流電源単線結線図（2/3）

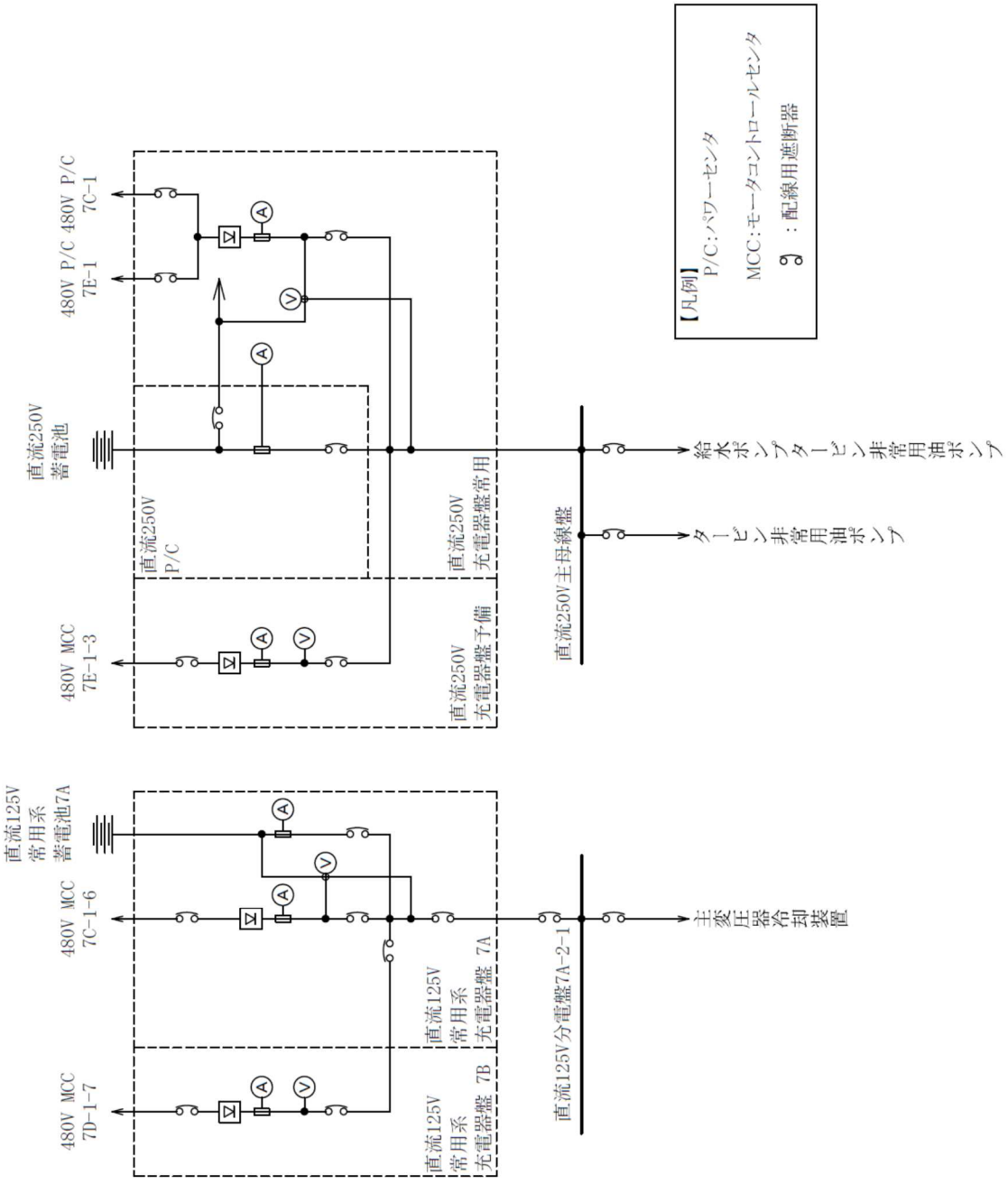
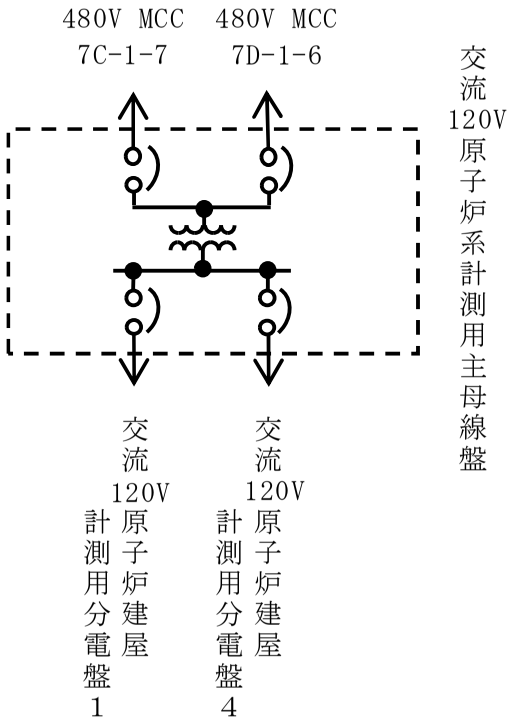
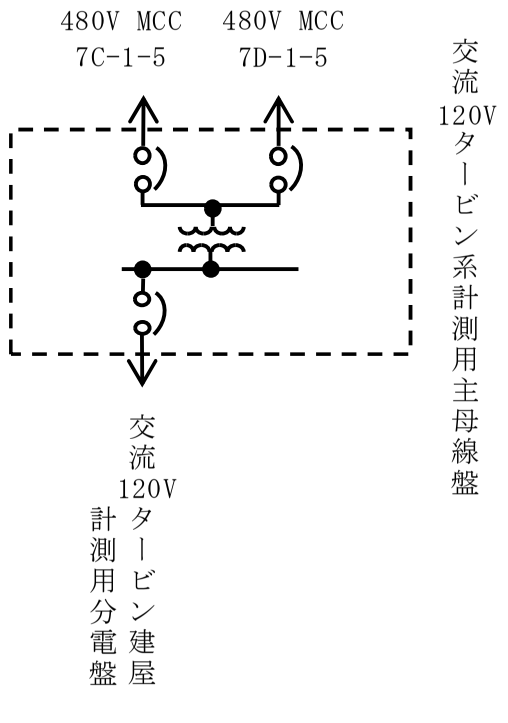


図 24　直流電源単線結線図（3/3）





（凡例）
MCC：モータコントロールセンタ
：配線用遮断器

図 25 計測制御用電源単線結線図

Ⅴ-1-9-3　緊急時対策所の説明書

Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書

(1)　緊急時対策所の機能に関する説明書
（緊急時対策所の有毒ガス防護について除く）

(2)　緊急時対策所の機能に関する説明書
（緊急時対策所の有毒ガス防護について）

(1)　緊急時対策所の機能に関する説明書
（緊急時対策所の有毒ガス防護について除く）

目　次

1.　概要 ····· 1
2.　基本方針 ····· 1
3.　緊急時対策所の機能に係る詳細設計 ····· 3
3.1　居住性の確保 ····· 5
3.1.1　換気空調系設備等 ····· 6
3.1.2　生体遮蔽装置 ····· 7
3.1.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 ····· 7
3.1.4　チェンジングエリア ····· 7
3.2　情報の把握 ····· 7
3.3　通信連絡 ····· 8
3.3.1　通信連絡設備 ····· 8
3.3.2　緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送設備 ····· 8

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 46 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，緊急時対策所の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項のうち通信連絡設備及び第 5 項，第 77 条並びにそれらの解釈に係る緊急時対策所の通信連絡設備について説明する。

2. 基本方針

2.1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（6,7 号機共用，5 号機に設置）（以下「緊急時対策所」という。）は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するため以下の設計とする。

なお，緊急時対策所は，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（6,7 号機共用，5 号機に設置）（以下「緊急時対策所（対策本部）」という。）及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（6,7 号機共用，5 号機に設置）（以下「緊急時対策所（待機場所）」という。）で構成する。

(1) 緊急時対策所は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波（T.M.S.L.8.3m）の影響を受けない設計とする。また，緊急時対策所は，敷地高さ T.M.S.L.12m に設置された 5 号機原子炉建屋の 3 階（T.M.S.L.27.8m）に設置することにより，津波による影響を受けない設計とする。

耐震性に関する詳細は，Ⅴ-2-10-4「緊急時対策所の耐震性に関する説明書」及びⅤ-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」，自然現象への配慮等の詳細は，Ⅴ-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

(2) 緊急時対策所は，緊急時対策所の機能に係る設備を含め，共通要因により中央制御室（「6,7 号機共用」（以下同じ。））と同時に機能喪失しないよう，中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに，中央制御室から離れた位置に設ける設計とする。

位置的分散に関する詳細は，Ⅴ-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

(3) 緊急時対策所は，代替電源設備からの給電を可能な設計とし，1 台で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（「6,7 号機共用，屋外に設置」（以下同じ。））を 2 台 1 セットとして配備する。また，予備機を 2 台 1 セット配備するとともに，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時

K7 ① Ⅴ-1-9-3-1(1) R1

のバックアップとして更に1台配備し，合計3台の予備を配備することで多重性を確保する設計とする。

なお，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，希ガス等の放射性物質の放出時に緊急時対策所の外側で操作及び作業を行わない設計とする。

(4) 緊急時対策所は，事故対応において6号機及び7号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため，緊急時対策所を共用し，必要な情報を共有・考慮しながら総合的な管理（事故対応を含む。）を行うことで，安全性を損なわない設計とするとともに，安全性の向上が図れることから，6号機及び7号機で共用する設計とする。

共用に関する詳細は，Ⅴ-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

2.2 緊急時対策所は，以下の機能を有する設計とする。

(1) 居住性の確保に関する機能

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常（以下「原子炉冷却材喪失事故等」という。）が発生した場合において，当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ，必要な期間にわたり滞在できるものとする。また，重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものとする。

緊急時対策所は，重大事故等時において，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い，緊急時対策所の気密性及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「6,7 号機共用，5 号機に設置」（以下同じ。）），5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「6,7 号機共用，5 号機に設置」（以下同じ。）），5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「6,7 号機共用，5 号機に設置」（以下同じ。））の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSv を超えないものとする。

また，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう，放射線管理施設のうち，放射線量を監視，測定するための可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管することができるものとする。

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるものとする。

(2)　情報の把握に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確かつ速やかに把握できるとともに，重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるよう，必要なパラメータ等を収集し，緊急時対策所（対策本部）内で表示できるものとする。

(3)　通信連絡に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において，発電所内の関係要員に指示や発電所外関連箇所との通信連絡等，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うとともに，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送することができるものとする。

3.　緊急時対策所の機能に係る詳細設計

緊急時対策所を設置する5号機原子炉建屋は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，耐震構造として緊急時対策所の機能を喪失しない設計とすることにより，以下の設備の性能とあいまって十分な気密性を確保するとともに，遮蔽機能が喪失しない設計とする。

a.　緊急時対策所換気空調系

(a)　可搬型陽圧化空調機（対策本部）（「6,7 号機共用，5 号機に保管」（以下同じ。））

イ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）(6,7 号機共用，5 号機に保管)

ロ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）(6,7 号機共用，5 号機に保管)

ハ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機仮設ダクト(6,7 号機共用，5 号機に保管)

(b)　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（「6,7 号機共用，5 号機に保管」（以下同じ。））

(c)　可搬型陽圧化空調機（待機場所）（「6,7 号機共用，5 号機に保管」（以下同じ。））

イ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（ファン）(6,7 号機共用，5 号機に保管)

ロ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）(6,7 号機共用，5 号機に保管)

ハ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機仮設ダクト(6,7 号機共用，5 号機に保管)

(d)　陽圧化装置（対策本部）（「6,7 号機共用，5 号機に保管」（以下同じ。））

イ．5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）(6,7 号機共用，5 号機に保管)

ロ．　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）配管（6,7 号機共用，5 号機に設置）

(e)　陽圧化装置（待機場所）（「6,7 号機共用，5 号機に保管」（以下同じ。））

イ．　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6,7 号機共用，5 号機に保管）

ロ．　5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）配管（6,7 号機共用，5 号機に設置）

また，緊急時対策所の機能に係る設備についても，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能を喪失しないよう，可搬型設備に関しては，固縛等の措置を施す。

緊急時対策所は，図 3－1 に示すとおり，基準津波（T.M.S.L.8.3m）の影響を受けない設計とする。また，中央制御室から離れた場所の敷地高さ T.M.S.L.12m に設置された 5 号機原子炉建屋の 3 階（T.M.S.L.27.8m）に設置することにより，津波による影響を受けない設計とする。

緊急時対策所の機能に係る設備は，5 号機原子炉建屋内に設置することにより，図 3－1 に示すとおり，中央制御室に対して独立性を有した設計とするとともに，予備も含め中央制御室から離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は，図 3－3 に示すとおり，通常時の電源を 7 号機の非常用高圧母線より受電可能とし，7 号機の非常用高圧母線からの受電が喪失した場合，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源の供給が可能な設計とする。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は 1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，1 台故障による機能喪失の防止と燃料補給のために停止する際にも給電を継続するため 2 台を 1 セットとして配備する。

また，予備機を大湊側高台保管場所に 2 台 1 セットを配備するとともに，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして更に 1 台配備し，合計 3 台の予備を配備することで多重性を確保する。

緊急時対策所の運用に必要となる電源容量は，表 3－1 に示す緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳から，約 57kW である。

また，軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて，軽油を補給することにより，7 日以上 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転可能としている。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は燃料タンク（990L）を内蔵しており，表 3－1 に示す負荷に対して 54 時間以上連続給電が可能であり，格納容器ベント実施前に予め給油を行うことにより，格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない。

なお，格納容器ベント実施前に負荷運転中の 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1 台に加えて，もう 1 台を無負荷運転にて待機しておくことで，万一，負荷運転中の 5 号機原

子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が停止した場合，無負荷運転中の 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切替えることにより 10 時間以上給電可能とする。

緊急時対策所は，事故対応において 6 号機及び 7 号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため，緊急時対策所を共用し，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故対応を含む。）を行うことで，安全性を損なわない設計とするとともに，安全性の向上が図れることから，6 号機及び 7 号機で共用する設計とする。

また，各設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，号機の区分けなく使用できる設計とする。

緊急時対策所の機器配置図を図 3－2 に示す。

3.1　居住性の確保

緊急時対策所は，原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な指示を行うための要員がとどまることができ，また，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

緊急時対策所は，図 3－4，図 3－5 及び図 3－6 に示すとおり，緊急時対策所（対策本部）（約 220 ㎡）及び緊急時対策所（待機場所）（約 60 ㎡）で構成している。

緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として，緊急時対策所（対策本部）に 73 名，緊急時対策所（待機場所）に 48 名の合計 121 名を収容する。

また，緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の収容可能人数は，それらを上回る人数として，緊急時対策所（対策本部）に最大で 86 名，緊急時対策所（待機場所）に最大で 98 名の合計 184 名を収容できる設計とする。

なお，緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の配置にあたっては，図 3－5 及び図 3－6 に示すとおり要員の活動に必要な広さを有した設計とする。

緊急時対策所は，重大事故等において，緊急時対策所の気密性，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，可搬型陽圧化空調機（対策本部），陽圧化装置（対策本部），5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（待機場所）の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

3.1.1　換気空調系設備等

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減するため，重大事故等時においては，可搬型陽圧化空調機（対策本部）を起動し，外気を可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニットにより浄化させ，浄化された空気を送気することで，緊急時対策所（対策本部）内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。また，緊急時対策所（待機場所）も同様に，可搬型陽圧化空調機（待機場所）を起動し，外気を可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットにより浄化させ，浄化された空気を送気することで，緊急時対策所（待機場所）内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。

放射性雲通過時には，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）から陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）に切替え，緊急時対策所を陽圧化することで，隣接区画より高い圧力とし，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過直後に5号機原子炉建屋附属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を用いて屋外からの外気を直接給気し，放射性物質濃度が屋外より高い5号機原子炉建屋附属棟内の空気を置換できる設計とする。また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機と可搬型陽圧化空調機（対策本部）を連結して運用することで，5号機原子炉建屋の屋上から外気を緊急時対策所（対策本部）に給気可能な設計とする。

放射性雲通過後においては，放射性雲通過前と同様に可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することにより，フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断が確実におこなえるよう，放射線管理施設のうち緊急時対策所内外の放射線量を監視，測定するための可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。

また，陽圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として0～200Paを有する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計（6,7号機共用，5号機に保管）を，緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）それぞれで1個ずつ使用し，緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）兼用の予備1個を含めた合計3個を緊急時対策所に保管する設計とする。

緊急時対策所換気空調系の設備構成図を図3－7に示す。

換気設備の機能については，Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」，放射線管理計測装置の仕様等は，Ⅴ-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.1.2　生体遮蔽装置

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽は，居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計の詳細は，Ⅴ-4-2-2「緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及びⅤ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等が発生した場合の対応として，緊急時対策所内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度計（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。）），二酸化炭素濃度計（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び酸素濃度計（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び，二酸化炭素濃度計（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））は，活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

また，酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部）及び酸素濃度計（待機場所），二酸化炭素濃度計（待機場所）は，汎用品を用い容易，かつ確実に操作ができるものを保管する。

酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部）及び酸素濃度計（待機場所），二酸化炭素濃度計（待機場所）の仕様を表3－2に示す。

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価については，Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.4　チェンジングエリア

重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，要員が緊急時対策所の外側から緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持込むことを防止するため，図3－8に示すとおり，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設置する設計とする。

チェンジングエリアの詳細は，Ⅴ-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」及びⅤ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.2　情報の把握

緊急時対策所（対策本部）において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な情報及び重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を，中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できるよう，情報収集設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）の概略構成を図 3－9 に示す。

K7 ① Ⅴ-1-9-3-1(1) R1

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，7 号機コントロール建屋内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，緊急時対策所（対策本部）に設置する。

SPDS 表示装置は，プラントの状態確認に必要な主要パラメータ及び主要な補機の作動状態を確認することができるようにする。

緊急時対策所（対策本部）で確認できるパラメータは，Ⅴ-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3 通信連絡

3.3.1 通信連絡設備

緊急時対策所には，原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するため，発電所内の要員への指示を行うために必要な所内通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用であって有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた通信回線にて連絡できる所外通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるようにする。

また，重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所（対策本部）から中央制御室，発電所内の作業場所，本社，国，地方公共団体，その他関係機関の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備により，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるようにする。

緊急時対策所の通信連絡設備として，送受話器（ページング）（警報装置），送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX），衛星電話設備（常設），衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備（常設），無線連絡設備（可搬型），携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機），5 号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン），テレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向）），専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）），衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX）を設置又は保管する。

なお，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備は，計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備の詳細は，Ⅴ-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3.2 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送設備

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線により，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備として，緊急時対策支援システム伝送装置を緊急時対策所（対策本部）内に設置する。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備については，重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。

なお，データ伝送設備は，計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

緊急時対策支援システム伝送装置の詳細は，Ⅴ-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表 3－1　緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量(kW)
5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置	5.49
照明設備(コンセント･火災感知器等)	23.45
安全パラメータ表示システム（SPDS），通信連絡設備等	19.41
放射線管理設備*	8.67
合計	57.02

注記＊：5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）1 個，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（ファン）2 個及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機 2 個（計 1.85kW）を含む。

表 3－2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

名称	仕様	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0～100.0vol%
	精　度	±0.5%
	電　源	電　　源：電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 1 年
	個　数	3 個（対策本部，待機場所，予備）
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR（非分散型赤外線方式）
	検知範囲	0～10000ppm
	精　度	±3%F.S
	電　源	電　　源：電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 12 時間
	個　数	3 個（対策本部，待機場所，予備）

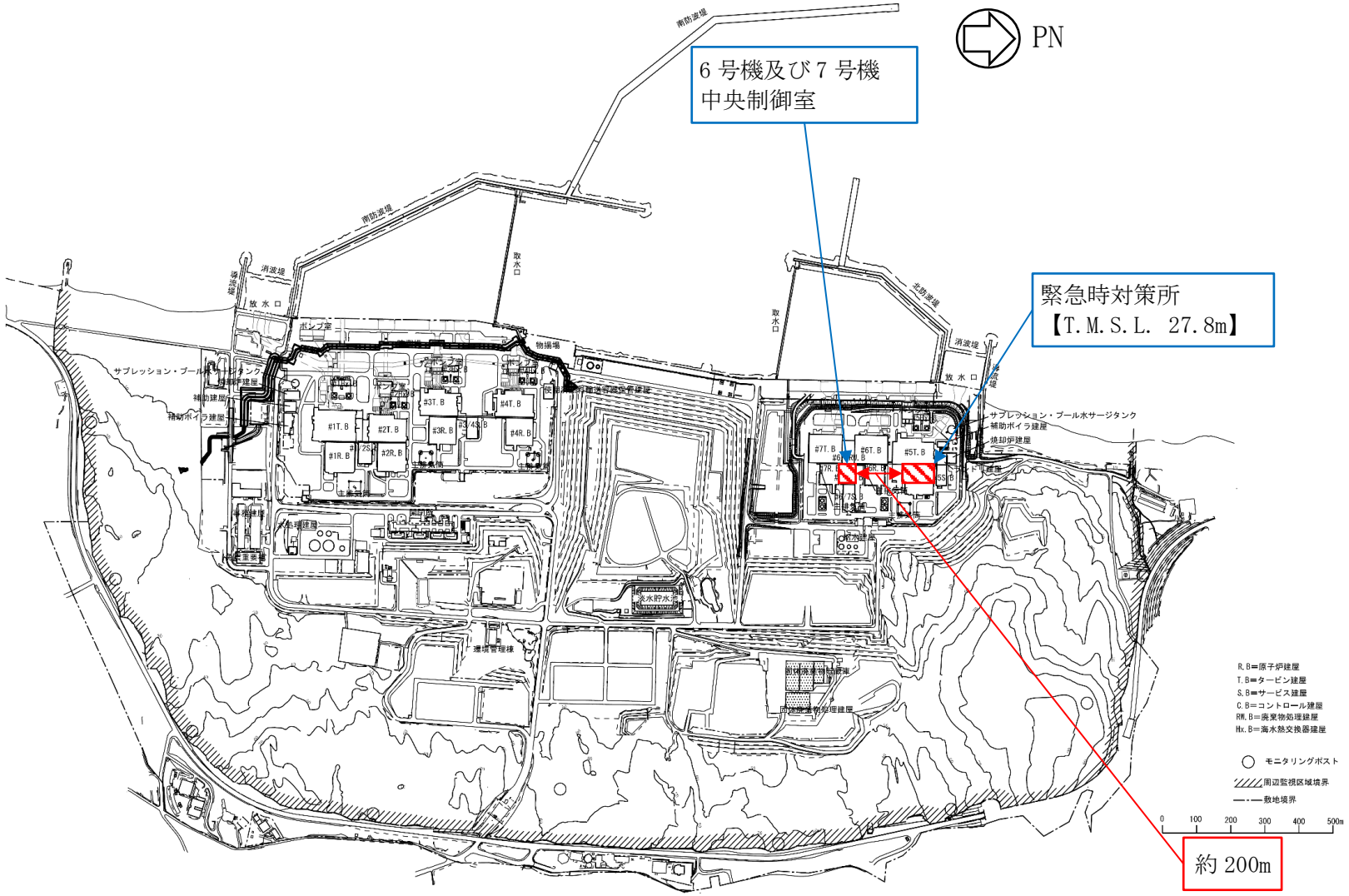
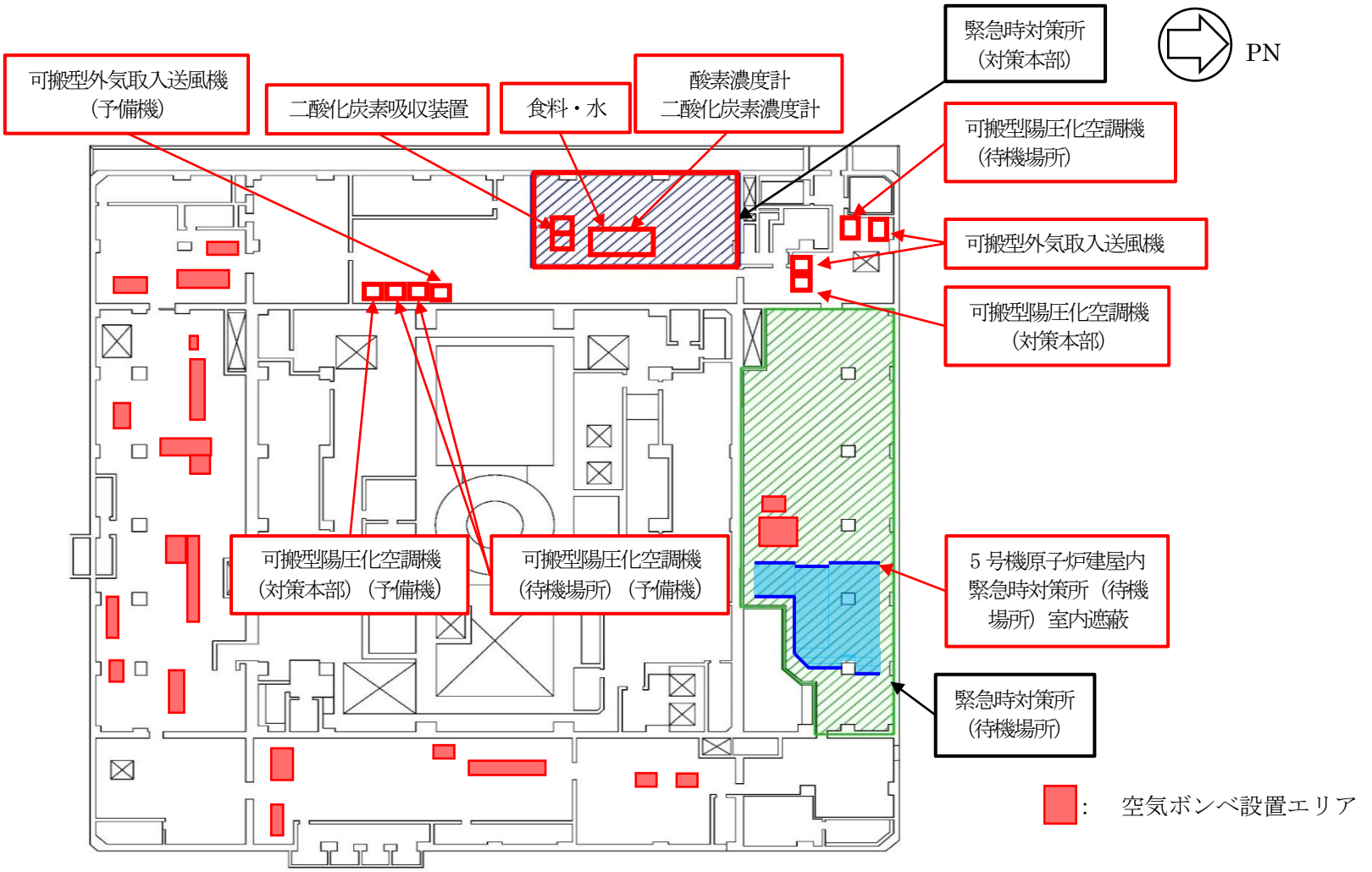


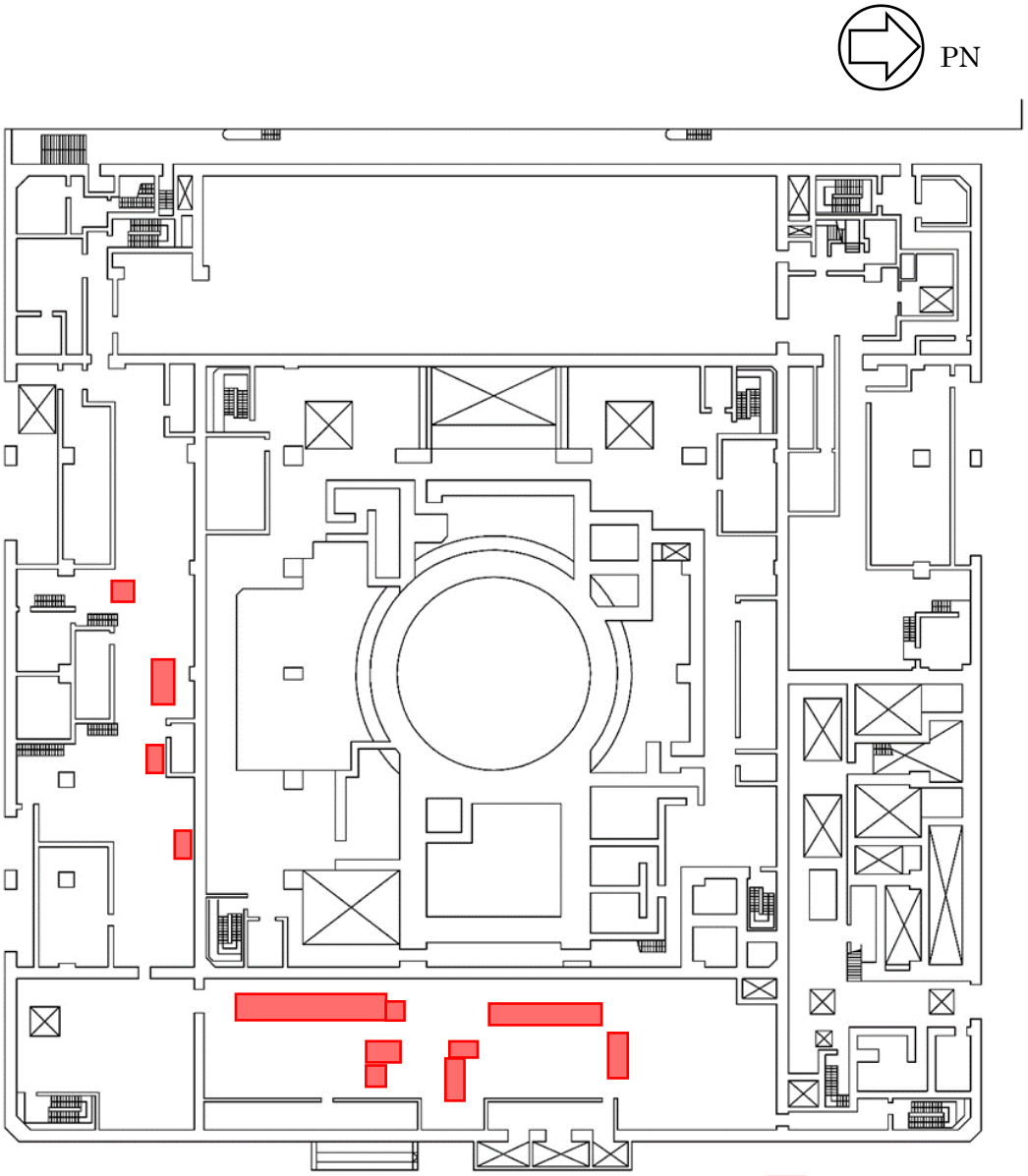
図 3－1　緊急時対策所　配置図



5 号機原子炉建屋　3 階平面図

注：　今後の訓練実績により，配置が変更になる場合あり

図 3－2　緊急時対策所機器配置図 (1/3)



5 号機原子炉建屋　2 階平面図

図 3－2　緊急時対策所機器配置図（2/3）

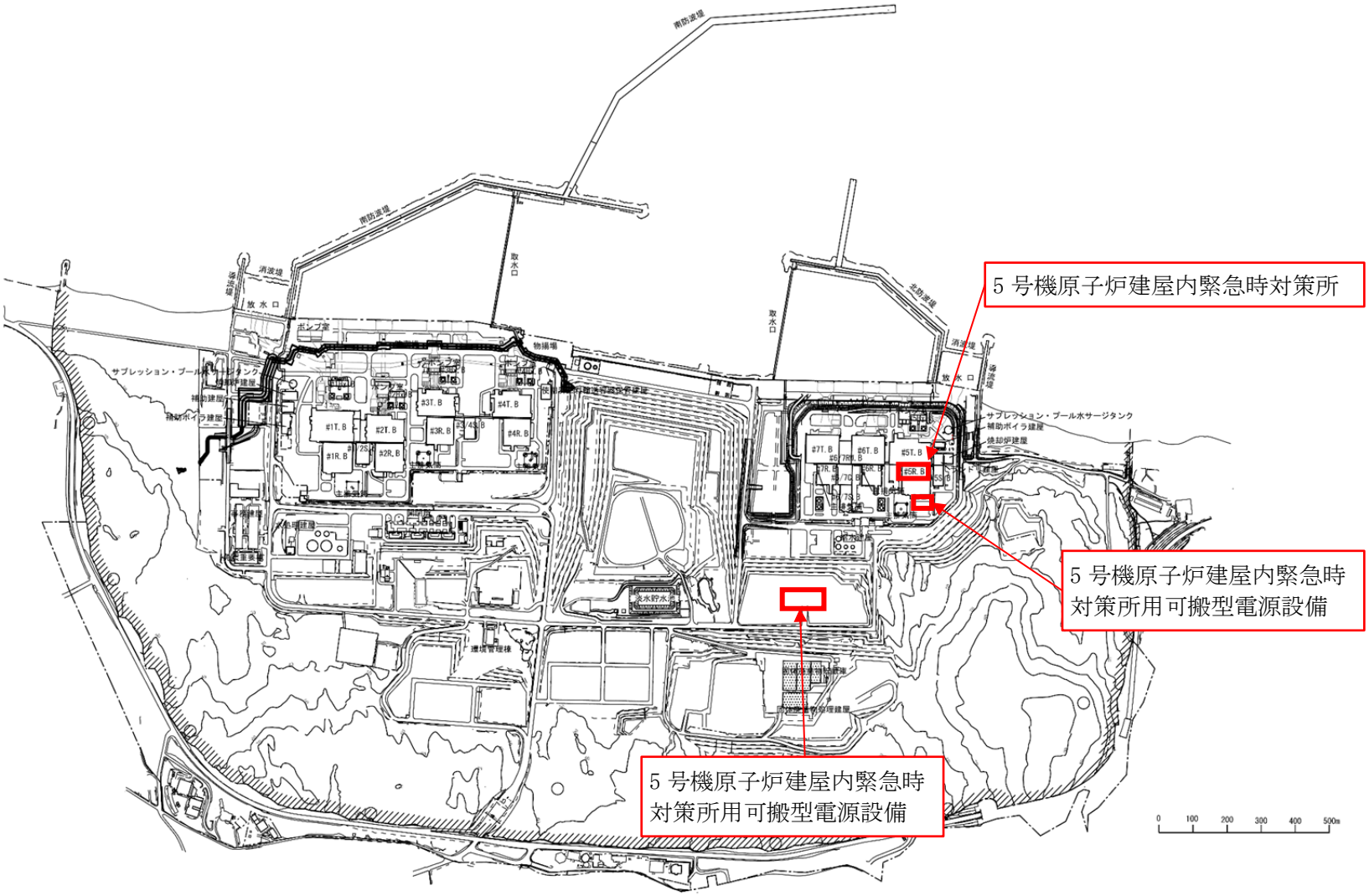


図 3－2　緊急時対策所機器配置図（3/3）

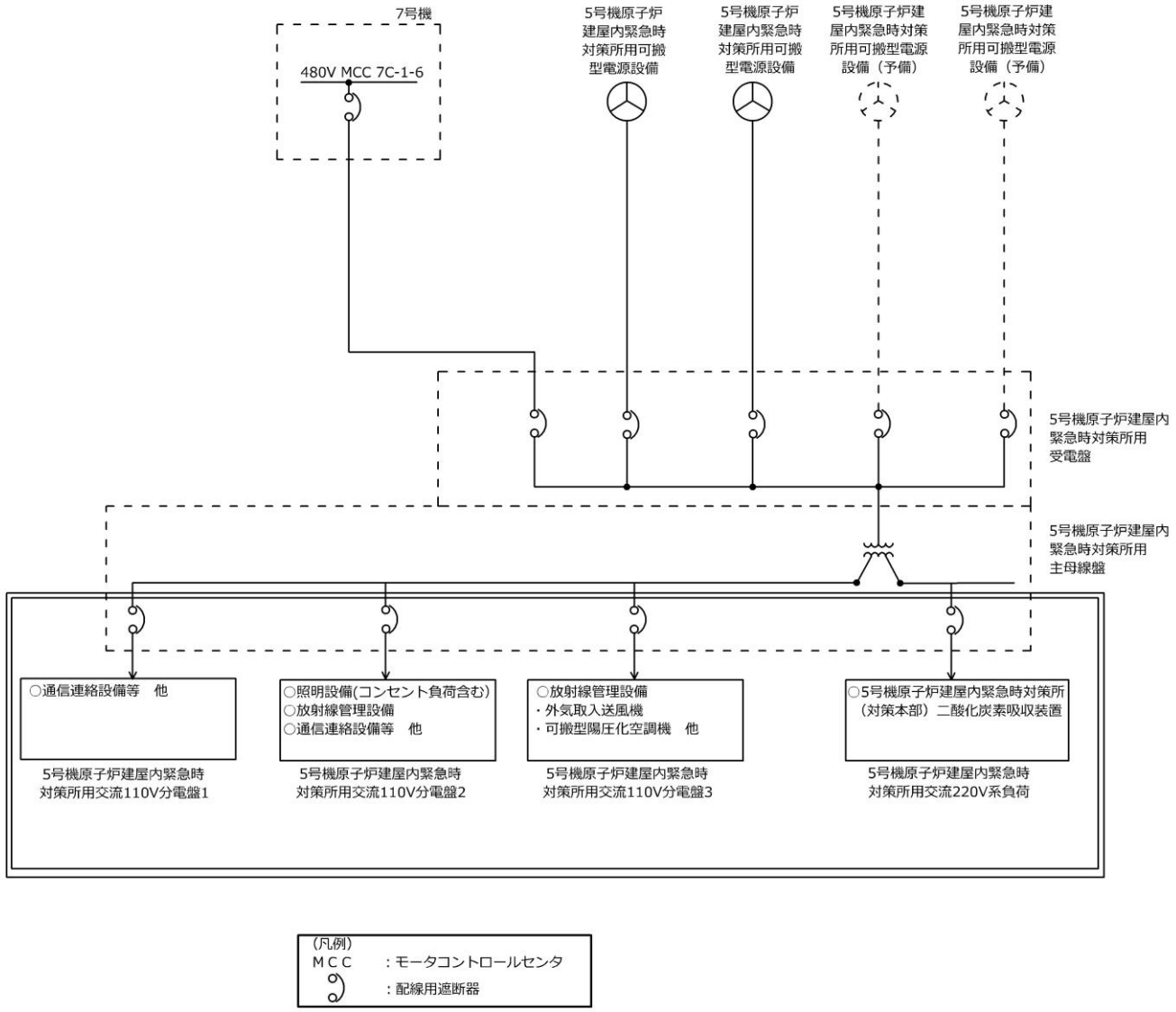
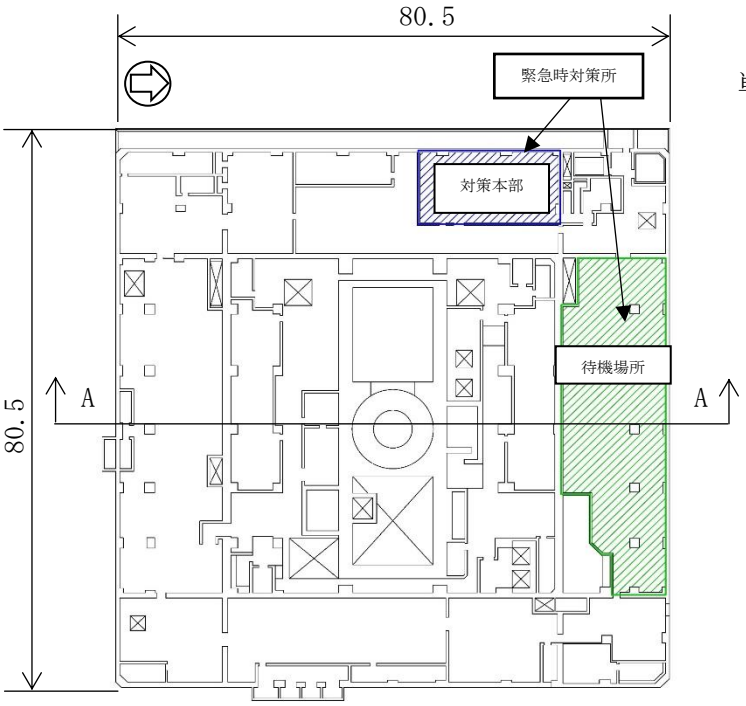
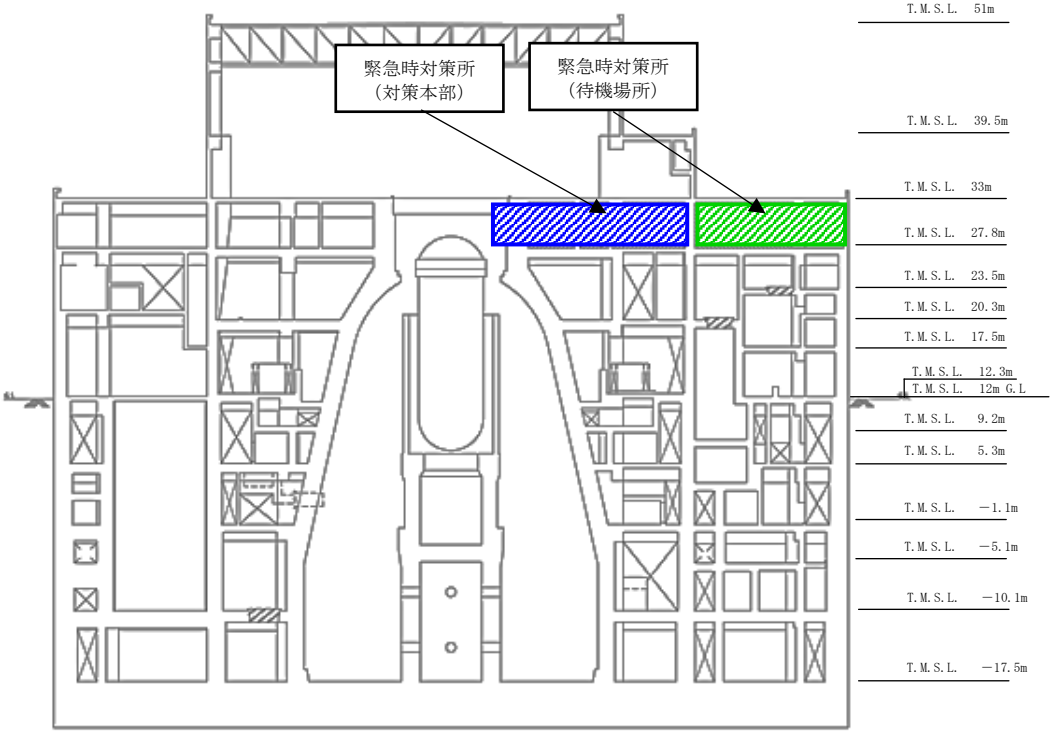


図３－３　緊急時対策所単線結線図

単位：m

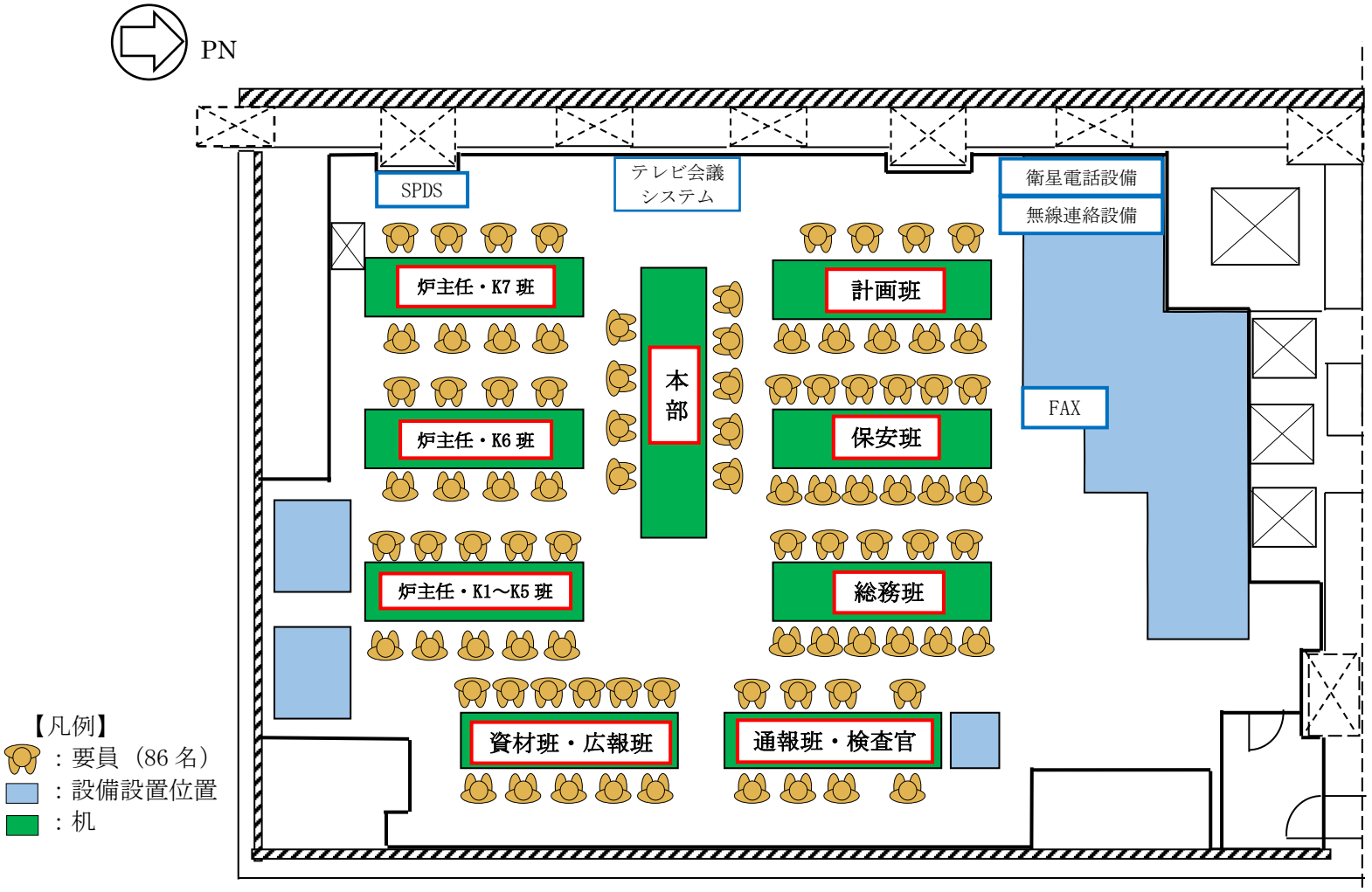


5 号機原子炉建屋　3 階平面図



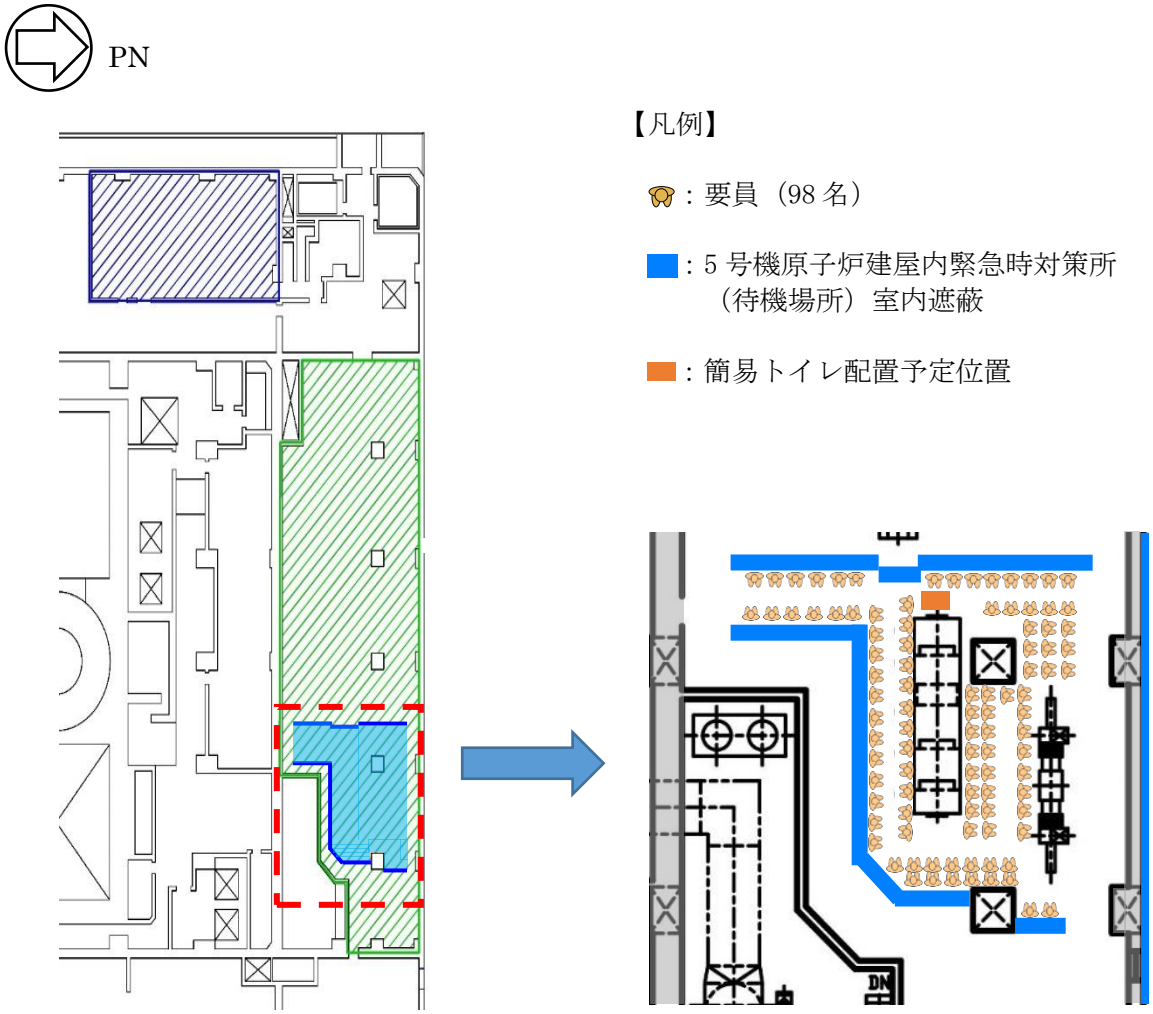
5 号機原子炉建屋　A-A 断面

図 3－4　緊急時対策所の概要（概要図）



注： 今後の訓練実績により，レイアウトが変更になる場合あり

図 3－5 緊急時対策所（対策本部）レイアウト



注１：　今後の訓練実績により，レイアウトが変更になる場合あり
注２：　簡易トイレの配置予定位置は，一例を示す。

図 3－6　緊急時対策所（待機場所）レイアウトイメージ

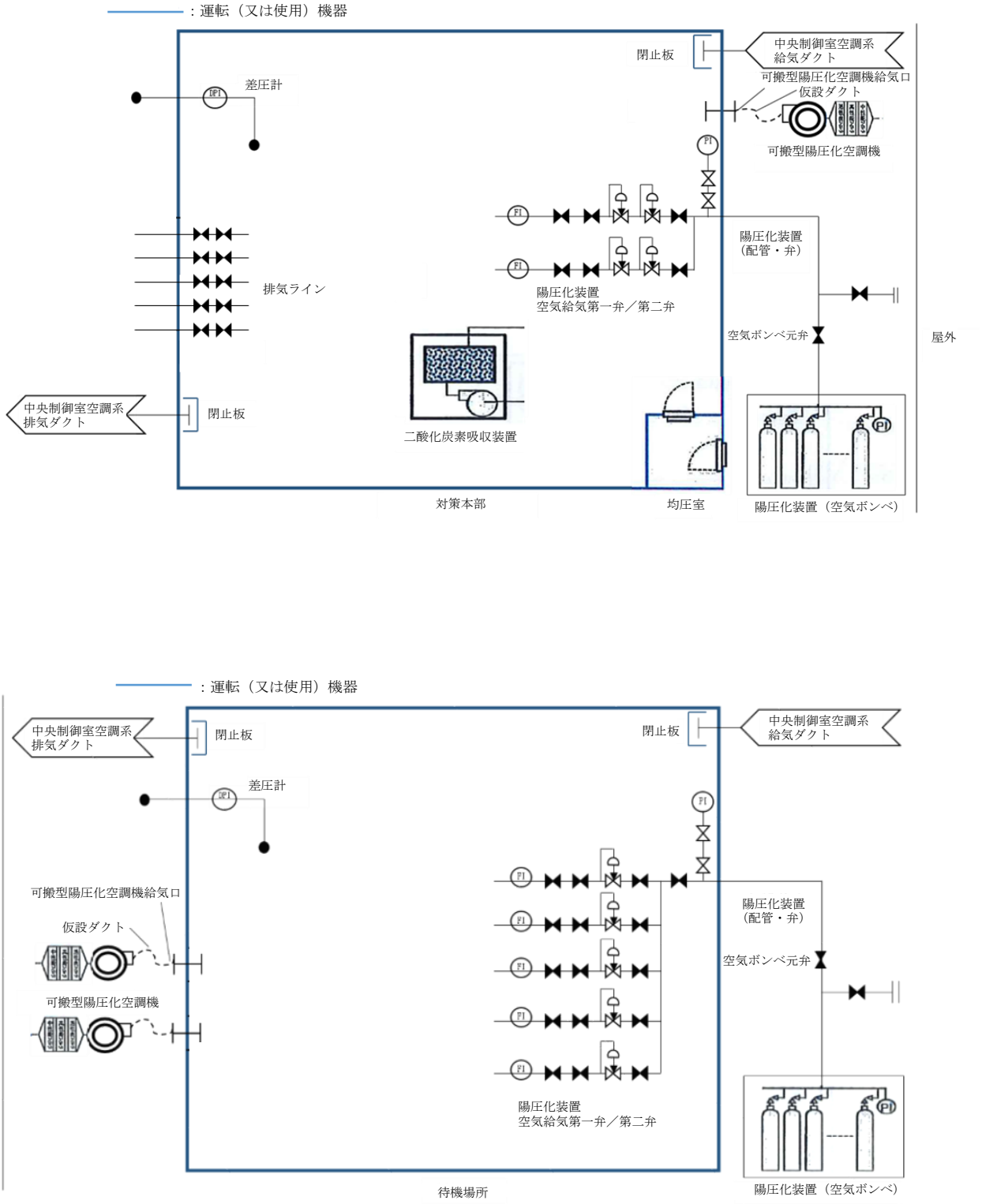


図 3－7　緊急時対策所換気空調系　設備構成図

a)南側アクセスルートを使用する場合

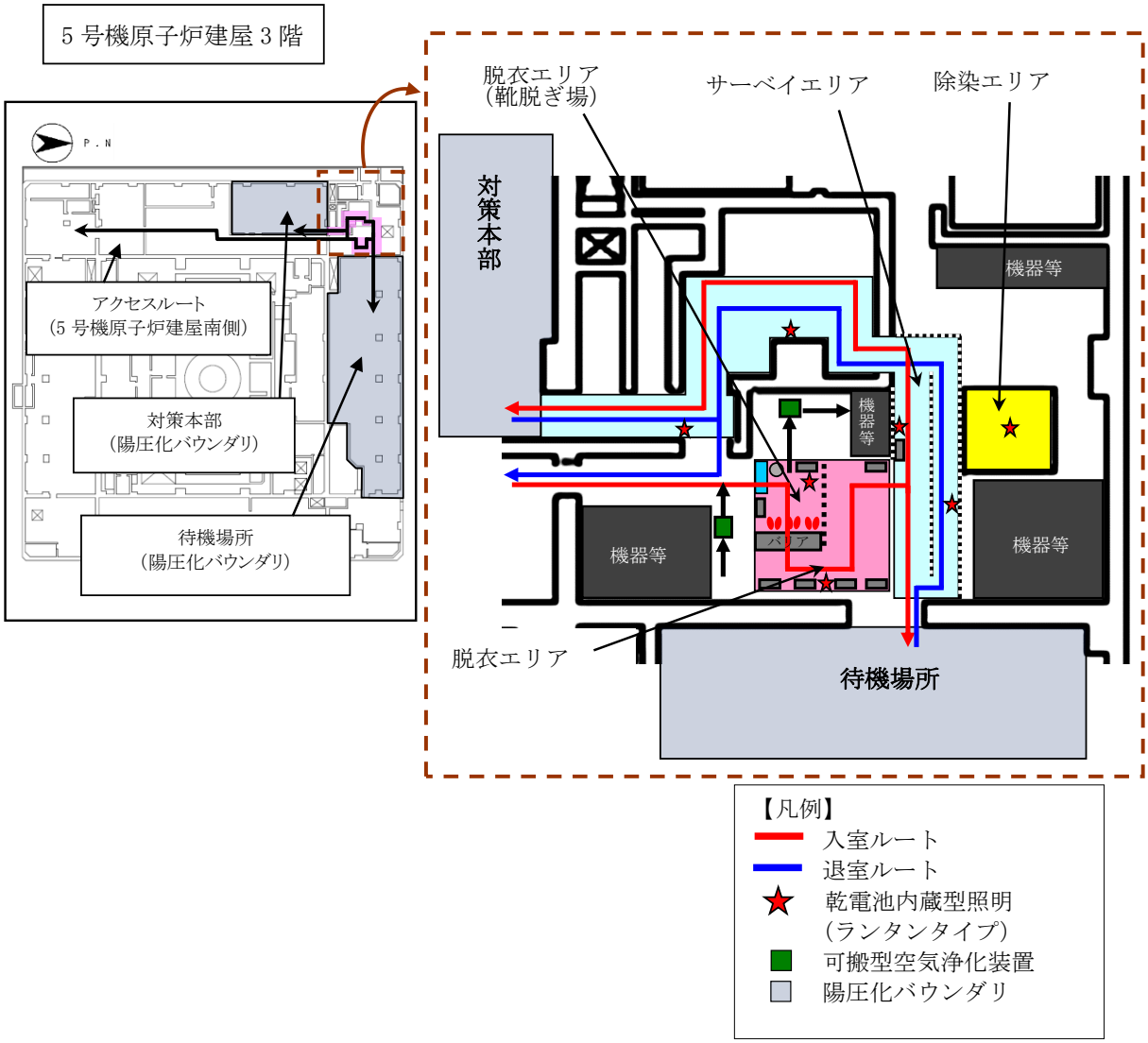


図 3－8　緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト（1/2）

b）北東側アクセスルートを使用する場合

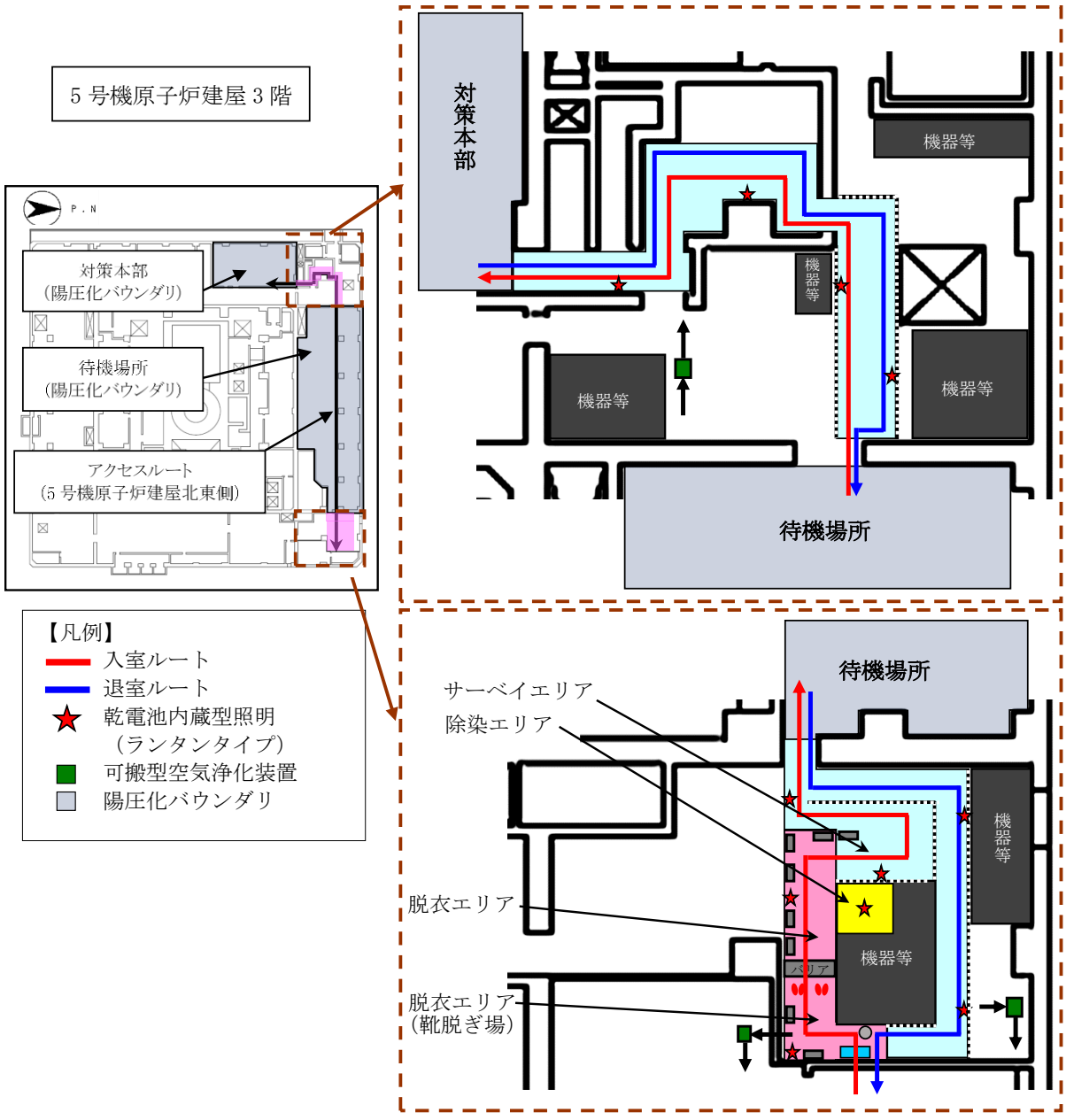
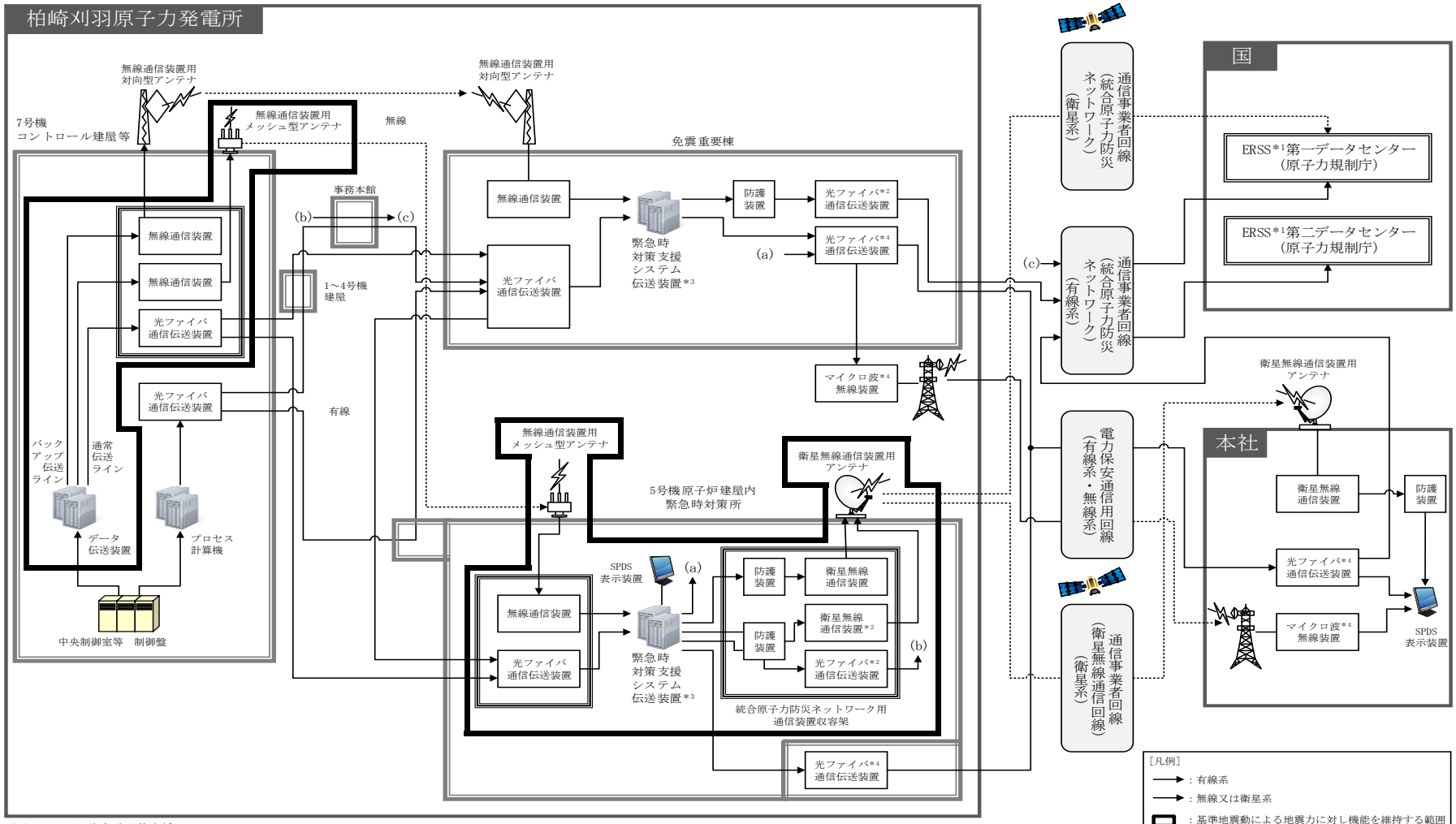


図 3－8　緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト（2/2）



注記＊1：国の緊急時対策支援システム。
＊2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
＊3：免震重要棟の緊急時対策支援システム伝送装置から本社経由で第二データセンターへ、5号機原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。
＊4：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

図3－9　安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要

(2)　緊急時対策所の機能に関する説明書
（緊急時対策所の有毒ガス防護について）

目　次

1.　概要 …… 1
2.　基本方針 …… 2
2.1　有毒ガスに対する防護措置 …… 2
2.2　適用基準及び適用規格等 …… 2
3.　緊急時対策所の機能に係る詳細設計 …… 3
3.1　有毒ガスに対する防護措置 …… 3
3.1.1　固定源に対する防護措置 …… 3
3.1.2　可動源に対する防護措置 …… 3
4.　緊急時対策所の有毒ガス濃度評価 …… 4
4.1　評価条件 …… 4
4.1.1　評価の概要 …… 4
4.1.2　評価事象の選定 …… 4
4.1.3　有毒ガス到達経路の選定 …… 4
4.1.4　有毒ガス放出率の計算 …… 4
4.1.5　大気拡散の評価 …… 6
4.1.6　有毒ガス濃度評価 …… 8
4.1.7　有毒ガス防護のための判断基準値 …… 8
4.1.8　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 …… 9
4.1.9　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合
の合算及び判断基準値との比較 …… 9
4.2　評価結果 …… 9
4.2.1　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 …… 9
4.2.2　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 …… 9
4.3　有毒ガス濃度評価のまとめ …… 9

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 46 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（6,7 号機共用，5 号機に設置）（以下「緊急時対策所」という。）の機能について説明するものである。

なお，技術基準規則第 46 条及びその解釈の改正に伴い，有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により，指示要員の対応能力が著しく低下し，安全機能が損なわれることがないよう，有毒ガスに対する防護措置について設計するものであり，有毒ガスに対する防護措置以外は，要求事項に変更がないため今回の申請において変更は行わない。

今回は，緊急時対策所の機能のうち，有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

緊急時対策所は，指示要員に及ぼす影響により，指示要員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがないよう，緊急時対策所内にとどまり必要な指示，操作を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては，「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し，有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から,有毒化学物質の性状,貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は，現場の状況を踏まえ評価条件を設定し，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより，指示要員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

緊急時対策所の機能に適用する基準及び規格等は，以下のとおりとする。

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））
- 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- 毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- 消防法（昭和 23 年法律第 186 号）
- 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）

3.　緊急時対策所の機能に係る詳細設計

3.1　有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，次のような対策により緊急時対策所内の指示要員に対し，有毒ガスによる影響により，対処能力が著しく低下することがないように考慮し，指示要員が緊急時対策所内にとどまり，事故対策に必要な指示を行うことができる設計とする。

緊急時対策所は，固定源に対しては，貯蔵容器すべてが損傷し，有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては，影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し，有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで，指示要員を防護できる設計とする。なお，有毒化学物質は，有毒ガス評価ガイドを参照して，有毒ガス防護に係る影響評価を実施し，有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から，有毒化学物質の揮発性等の性状，貯蔵量，建屋内保管，換気等の貯蔵状況等を踏まえ，敷地内及び緊急時対策所から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し，特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については，Ⅴ-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1　固定源に対する防護措置

固定源に対しては，貯蔵容器すべてが損傷し，有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで，技術基準規則別記－９で規定される「有毒ガスの発生」はなく，同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については，「4.　緊急時対策所の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2　可動源に対する防護措置

可動源に対しては，影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し，有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで，技術基準規則別記－９に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

4.　緊急時対策所の有毒ガス濃度評価

4.1　評価条件

緊急時対策所の有毒ガス濃度評価に当たって，評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1　評価の概要

固定源及び可動源から放出される有毒ガスにより，緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

具体的な手順は以下のとおり。

(1)　評価事象は，固定源については，同時にすべての貯蔵容器が損傷し，当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。また，可動源については，影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し，容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

なお，固定源及び可動源について，緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

(2)　評価事象に対して，固定源及び可動源から発生した有毒ガスが，緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。

(3)　発電所敷地内の気象データを用いて，有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気拡散を計算し，緊急時対策所の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2　評価事象の選定

固定源では，評価対象とする貯蔵容器が同時にすべて損傷し，当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

可動源では，評価対象とする影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し，容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3　有毒ガス到達経路の選定

固定源及び可動源から発生した有毒ガスについては，緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図 4－1 に示す。

4.1.4　有毒ガス放出率の計算

固定源は，評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し，可動源は，評価対象とする影響の最も大きな輸送容器一基が損傷し，貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し，大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して，固定源及び可動源の物性，保管状態，放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には，敷地外の有毒化学物質については，容器に貯蔵されている有毒化学物質が 1 時間かけて全量放出されるものとして評価する。また，敷地内の有毒化学物質の単位時間当たりの大気中への放出率は，文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」

K7 ① V-1-9-3-1(2) R1

及び「伝熱工学資料　改訂第５版　日本機械学会」に従って，「(2)有毒ガス放出率評価式」により計算する。

固定源及び可動源の評価条件を表 4－1 及び表 4－2 に，有毒化学物質に係る評価条件を表 4－3 及び図 4－2 にそれぞれ示す。

(1)　事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器又は輸送容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2)　有毒ガス放出率評価式

a.　蒸発率Ｅ

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T}\right) (kg/s)$$

b.　物質移動係数K_M

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_C^{-\frac{2}{3}} (m/s)$$

$$S_C = \frac{v}{D_M}$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} \ (m^2/s)$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left(\frac{T}{273.15}\right)^{1.75} \ (m^2/s)$$

c.　補正蒸発率 E_C

$$E_C = -\left(\frac{P_a}{P_v}\right) \ln\left(1 - \frac{P_v}{P_a}\right) \cdot E \quad (kg/s)$$

ここで，

Ｅ	：蒸発率(kg/s)
E_C	：補正蒸発率(kg/s)
Ａ	：拡がり面積(m^2)
K_M	：化学物質の物質移動係数(m/s)
M_{Wm}	：化学物質の分子量(kg/kmol)
P_a	：大気圧(Pa)
P_v	：化学物質の分圧(Pa)
Ｒ	：ガス定数(J/kmol・K)
Ｔ	：温度(K)
Ｕ	：風速(m/s)
Ｚ	：拡がり面積の直径(m)
S_C	：化学物質のシュミット数
ｖ	：動粘性係数(m^2/s)
D_M	：化学物質の分子拡散係数(m^2/s)
D_{H2O}	：温度 T(K)，圧力 Pv(Pa)における水の分子拡散係数(m^2/s)

K7 ① V-1-9-3-1(2) R1

M_{WH2O}　：水の分子量(kg/kmol)

D_0　：水の拡散係数(=2.2×$10^{-5}$$m^2$/s)

(3)　評価の対象とする固定源及び可動源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源及び敷地内の可動源を対象とする。評価の対象とする敷地外の固定源を図 4－3 に，敷地内の可動源を図 4－4 に示す。

4.1.5　大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い，大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源及び可動源の大気拡散計算の評価条件を表 4－4 に示す。

(1)　大気拡散評価モデル

固定源及び可動源から放出された有毒ガスが，大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は，ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに，評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T}\sum_{i=1}^{T}(x/Q)_i \cdot {}_d\delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

$$(x/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}{}^2}\right)$$

(建屋影響を考慮する場合)

$$(x/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}{}^2}\right)$$

x/Q　：実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)

T　：実効放出継続時間(h)

$(x/Q)_i$　：時刻 i における相対濃度(s/m^3)

${}_d\delta_i$　：時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i$=1
　時刻 i において風向が当該方位 d にないとき ${}_d\delta_i$=0

σ_{yi}　：時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ(m)

σ_{zi}　：時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ(m)

U_i　：時刻 i における風速(m/s)

H　：放出源の有効高さ(m)

Σ_{yi}　：$\left(\sigma_{yi}{}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

Σ_{zi}　：$\left(\sigma_{zi}{}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

A　：建屋等の風向方向の投影面積(m^2)

K7 ① V-1-9-3-1(2) R1

C　　：形状係数

上記のうち，気象項目（風向，風速及びσ_{yi}，σ_{zi}を求めるために必要な大気安定度）については「(2)気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{yi}及びσ_{zi}については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2)　気象データ

1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用する。なお，当該データの使用に当たっては，風向風速データが不良標本の棄却検定により，10年間（2008年4月～2018年3月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(3)　相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は，緊急時対策所の外気取入口とする。

(4)　評価対象方位

固定源及び可動源について，放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を選定する。そのため，評価対象とする方位は，放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散すること，及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には，全16方位のうち以下のa.～c.の条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

a.　放出点が評価点の風上にあること。

b.　放出点から放出された放射性物質が，巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。

c.　巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は，巻き込みを生じる代表建屋の周辺に0.5L（L：建屋の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件b.に該当する方位の選定には，放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが，放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し，0.5Lの拡散領域の内部にある場合は，放出点が風上となる180°を対象とする。その上で，選定条件c.に該当する方位の選定として，評価点から巻き込みを生じる代表建屋＋0.5Lを含む方位を選択する。

以上により，固定源及び可動源が選定条件a.～c.にすべて該当する方位はないため，巻き込みの影響はなく，評価対象は，放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源及び可動源の評価対象方位は，図4－3及び図4－4に示す。

4.1.6　有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては，緊急時対策所の外気取入口における濃度を用いる。

緊急時対策所の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は，「4.1.4　有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5　大気拡散の評価」の結果を用いて，次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(out)} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^{6} (ppm)$$

$$C = E \cdot \frac{x}{Q} (kg/m^3) \qquad (液体状有毒化学物質の評価)$$

$$C = q_{GW} \cdot \frac{x}{Q} (kg/m^3) \qquad (ガス状有毒化学物質の評価)$$

$C_{ppm(out)}$	：外気濃度(ppm)
C	：外気濃度(kg/m³)=(g/L)
M	：物質の分子量(g/mol)
T	：気温(K)
E	：蒸発率(kg/s)
q_{GW}	：質量放出率(kg/s)
$\frac{x}{Q}$	：相対濃度(s/m³)

また，可動源については，$C_{ppm(out)}$式により算出した外気濃度を用いて，次式を用いて室内の濃度を算出する。換気率の評価条件について，表 4－5 に示す。

$$C_{ppm(in)} = C_{ppm(out)} \cdot \{1 - \exp(-\lambda t)\} (ppm)$$

$C_{ppm(in)}$	：室内濃度(ppm)
λ	：換気率(1/h)
t	：放出継続時間(h)

4.1.7　有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については，有毒ガス評価ガイドの考え方に従い，NIOSH（米国国立労働安全衛生研究所）で定められている IDLH 値（急性の毒性限度），日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて，有毒化学物質毎に設定する。固定源及び可動源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4－6 に示す。

4.1.8　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源及び可動源について，「4.1.6　有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7　有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について，毎時刻の濃度を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%*に当たる値を用いる。

注記＊：　「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定

4.1.9　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源については，固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合，隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合も合算し，合算値が 1 を超えないことを評価する。

可動源については，可動源と評価点とを結んだ 1 方位における濃度の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合が 1 を超えないことを評価する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \cdots \frac{C_i}{T_i} + \cdots \frac{C_n}{T_n}$$

C_i　：有毒ガス i の濃度

T_i　：有毒ガス i の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2　評価結果

4.2.1　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

緊急時対策所の外気取入口における，固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4－7 及び表 4－8 に示す。

4.2.2　有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

緊急時対策所の外気取入口における，固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4－7 及び表 4－8 に示す。有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は固定源において 0.10，可動源において 0.37 であり，判断基準値である 1 を下回る。

4.3　有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い，固定源及び可動源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4－1　固定源の評価条件（1/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	塩酸（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1 時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

表 4－1　固定源の評価条件（2/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	アンモニア（A-1）*（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（1/4）（アンモニア）」で示す貯蔵施設のうち，A 地点の貯蔵施設を示す。（方位：SSE，距離：6100m）

表 4－1　固定源の評価条件（3/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	アンモニア（A-2）*（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（1/4）（アンモニア）」で示す貯蔵施設のうち，A 地点の貯蔵施設を示す。（方位：SSE，距離：6100m）

表 4－1　固定源の評価条件（4/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	アンモニア（B）*（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（1/4）（アンモニア）」で示す貯蔵施設のうち，B 地点の貯蔵施設を示す。（方位：E，距離 2800m）

表 4－1　固定源の評価条件（5/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	アンモニア（C）＊（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（1/4）（アンモニア）」で示す貯蔵施設のうち，C 地点の貯蔵施設を示す。（方位：S，距離：5200m）

表 4－1　固定源の評価条件（6/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるメタノールを貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	メタノール（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1 時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

表 4－1　固定源の評価条件（7/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	亜酸化窒素（A）*（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（4/4）（亜酸化窒素）」で示す貯蔵施設のうち，D 地点の貯蔵施設を示す。（方位：SSW，距離：8600m）

表 4－1　固定源の評価条件（8/8）

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地外固定源（―）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	亜酸化窒素（B）*（100%）	情報が得られなかったことから保守的に設定。	
拡がり面積	―	敷地外固定源は，1時間で全量放出されるとしているため，拡がり面積の設定は不要。	

注記＊：　「図 4－3　敷地外固定源（4/4）（亜酸化窒素）」で示す貯蔵施設のうち，E 地点の貯蔵施設を示す。（方位：S，距離：7400m）

表 4－2　可動源の評価条件

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類（設備名）	敷地内可動源（タンクローリ）	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を輸送する施設であり，大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）
有毒化学物質の種類（濃度）	塩酸 (35%)	有毒化学物質濃度の運用値に余裕を踏まえ設定。	
拡がり面積	600m^2	想定する液だまりの厚さを 5mm とし拡がり面積を算出。	

表 4－3　有毒化学物質に係る評価条件

項目		評価条件	選定理由	備考
動粘性係数		文献と気象資料（温度）に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	有毒ガス評価ガイド 4.3　有毒ガスの放出の評価 3)　次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。 －有毒化学物質の漏えい量 －有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等） －有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）
分子拡散係数		文献と気象資料（温度）に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	
＊化学物質の分圧	塩酸	文献と気象条件（温度）に基づき設定	Perry’s Chemical Engineers’ Handbook	
気象資料		柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の気象資料 （1985.10～1986.9） ・地上風を代表する観測点（地上約 10m）の気象データ ・露場の温度	風向風速データが不良標本の棄却検定により，10 年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された 1 年間の気象データを使用。	

注記＊：　評価に用いた化学物質の分圧の詳細については，図 4－2 に示す。

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（1/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウス プルーム モデル	気象指針*を参考として，放射性雲は風下方向に直線的に流され，放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2）次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 －大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。
気象資料	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10 ～ 1986.9) ・地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ	地上風（地上約 10m）の気象データを使用。 風向風速データが不良標本の棄却検定により，10 年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1） 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 －気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 －評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。

注記＊：　発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（2/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1時間	保守的な結果が得られるように，実効放出継続時間を最短の1時間と設定。	被ばく評価手法（内規） 解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として，年間の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を昇順に並び替え，累積出現頻度が97%に当たる値を設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等。）。 被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（3/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋の影響	（敷地外固定源） ・塩酸： 考慮しない ・アンモニア： 考慮しない ・メタノール： 考慮しない ・亜酸化窒素： 考慮しない （敷地内可動源） ・塩酸： 考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合は，建屋による巻込み現象を考慮	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。 被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（4/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
巻き込みを生じる代表建屋	―	―	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)3)　巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例  原子炉施設 / 想定事故 / 建屋の種類 BWR 型原子炉施設 / 原子炉冷却材喪失 / 原子炉建屋(建屋影響がある場合) 主蒸気管破断 / 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表) PWR 型原子炉施設 / 原子炉冷却材喪失 / 原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋 蒸気発生器伝熱管破損 / 原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋
評価点	・緊急時対策所外気取入口	評価対象は緊急時対策所内の指示要員の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合であるため，外気取入口の設置位置を評価点と設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。
発生源と評価点の距離	（敷地外固定源） ・塩酸：6100m ・アンモニア（A-1）：6100m ・アンモニア（A-2）：6100m ・アンモニア（B）：2800m ・アンモニア（C）：5200m ・メタノール：6100m ・亜酸化窒素（A）：8600m ・亜酸化窒素（B）：7400m	固定源と評価点の位置から保守的に設定。	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 （3）　調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（5/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
発生源と評価点の距離	（敷地内可動源） ・塩酸：1300m	可動源と評価点の位置から保守的に設定。	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 （3） 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）

表 4－4　大気拡散計算の評価条件（6/6）

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位[*1]	（敷地外固定源） ・塩酸： 1 方位：SSE[*2] ・アンモニア（A-1）： 1 方位：SSE[*2] ・アンモニア（A-2）： 1 方位：SSE[*2] ・アンモニア（B）： 1 方位：E[*2] ・アンモニア（C）： 1 方位：S[*2] ・メタノール： 1 方位：SSE[*2] ・亜酸化窒素（A）： 1 方位：SSW[*2] ・亜酸化窒素（B）： 1 方位：S[*2] （敷地内可動源） ・塩酸： 1 方位：SSE[*2]	建屋の影響がない場合には，放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみを評価対象方位とする。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。

注記＊1：　着目方位は，評価点から固定源及び可動源を見た方位である。

＊2：　固定源及び可動源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位。

表 4－5　換気率評価条件

項目	評価条件	選定理由
換気率	1 回/h	換気空調系の設計を踏まえ設定。

表 4－6　有毒ガス防護のための判断基準値

項目	評価条件	選定理由	備考
塩酸	50 ppm	IDLH 値に基づき設定。	有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定 1)～6)の考えに基づき，発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。
アンモニア	300 ppm		
メタノール	2200 ppm	産業中毒便覧（増補版）(7 月 1992) に基づき設定。	
亜酸化窒素	150 ppm	Hazardous Substances Data Bank (HSDB) (2016)に基づき設定。	

表 4－7　固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果（1/2）

固定源		評価結果				
		外気取入口濃度（ppm）	有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	相対濃度（s/m^3）	放出率（kg/s）	放出継続時間（h）
敷地外	塩酸	4.6×10^{-1}	9.3×10^{-3}	8.3×10^{-6}	8.3×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	アンモニア（A-1）	1.7	5.5×10^{-3}	8.3×10^{-6}	1.4×10^{-1}	1.0×10^{-0}
	アンモニア（A-2）	2.5×10^{1}	8.4×10^{-2}	8.3×10^{-6}	2.1×10^{-0}	1.0×10^{-0}
	アンモニア（B）	（4.5）	（1.5×10^{-2}）	2.3×10^{-5}	1.4×10^{-1}	1.0×10^{-0}
	アンモニア（C）	5.8×10^{-1}	1.9×10^{-3}	1.8×10^{-7}	2.2×10^{-0}	1.0×10^{-0}
	メタノール	1.1×10^{-1}	5.1×10^{-5}	8.3×10^{-6}	1.8×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	亜酸化窒素（A）	5.5×10^{-3}	3.7×10^{-5}	1.5×10^{-7}	6.7×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	亜酸化窒素（B）	3.1×10^{-3}	2.0×10^{-5}	1.3×10^{-7}	4.2×10^{-2}	1.0×10^{-0}

注：　括弧内の値は，敷地外固定源が設置されている方位のうち，隣接方位の濃度を合算した値が最も高くなる方位（S）及びその隣接方位（SSE，SSW）に該当しない方位における濃度を示す。

表 4－7　固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(2/2)（影響が最大となる着目方位：SSE，S，SSW）

固定源		着目方位	計算結果		
			有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	隣接方位を含めた有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合計	評価
敷地外	—	N	—	—	—
	—	NNE	—	—	—
	—	NE	—	—	—
	—	ENE	—	—	—
	アンモニア（B）	E	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-2}	影響なし
	—	ESE	—	—	—
	—	SE	—	—	—
	アンモニア（A-1），（A-2），塩酸，メタノール	SSE	9.9×10^{-2}	1.0×10^{-1}	影響なし
	アンモニア（C），亜酸化窒素（B）	S	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-1}	影響なし
	亜酸化窒素（A）	SSW	3.7×10^{-5}	2.0×10^{-3}	影響なし
	—	SW	—	—	—
	—	WSW	—	—	—
	—	W	—	—	—
	—	WNW	—	—	—
	—	NW	—	—	—
	—	NNW	—	—	—

注：　固定源がない着目方位に「—」と記載。

表 4－8　可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果

(1/2)

可動源		着目方位	評価結果		
			相対濃度 (s/m^3)	放出率 (kg/s)	放出継続時間 (h)
敷地内	塩酸	SSE	9.6×10^{-5}	9.6×10^{-1}	3.6×10^{-1}*

注記＊：　放出継続時間は 1 時間未満であるが，大気拡散評価においては，9.6×10^{-1}kg/s の放出率が 1 時間継続するとして評価を実施。

表 4－8　可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(2/2)（影響が最大となる着目方位：SSE）

可動源		着目方位	評価結果			
			外気取入口濃度 (ppm)	屋内濃度 (ppm)	有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	評価
敷地内	塩酸	N	—*1	—*1	—*1	—*1
		NNE	—*1	—*1	—*1	—*1
		NE	—*1	—*1	—*1	—*1
		ENE	—*1	—*1	—*1	—*1
		E	—*1	—*1	—*1	—*1
		ESE	—*1	—*1	—*1	—*1
		SE	—*1	—*1	—*1	—*1
		SSE	62	18	0.37	影響なし
		S	1.0	—*2	0.02	影響なし
		SSW	1.0	—*2	0.02	影響なし
		SW	—*1	—*1	—*1	—*1
		WSW	—*1	—*1	—*1	—*1
		W	—*1	—*1	—*1	—*1
		WNW	—*1	—*1	—*1	—*1
		NW	—*1	—*1	—*1	—*1
		NNW	—*1	—*1	—*1	—*1

注記＊1：　可動源の輸送ルートではない着目方向に「—」と記載。
＊2：　外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから，屋内濃度の評価は実施していない。

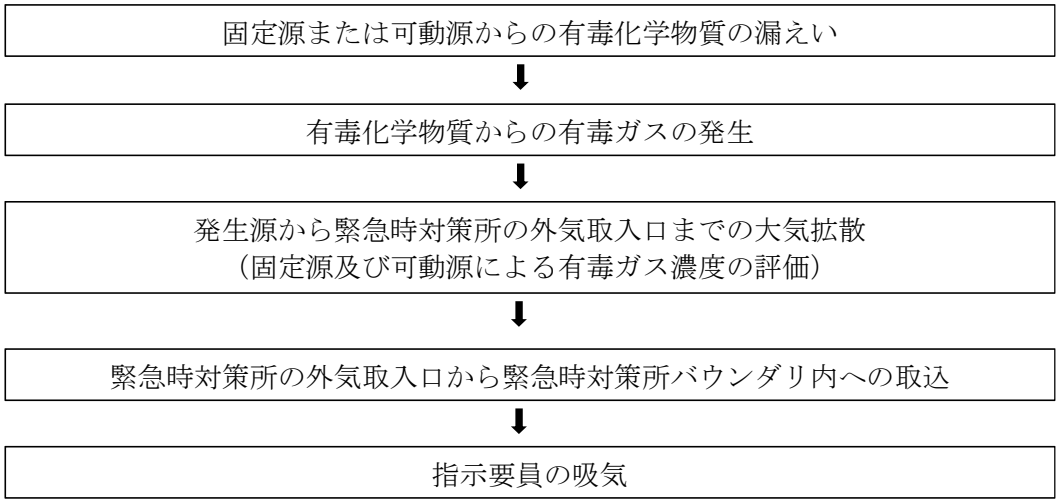
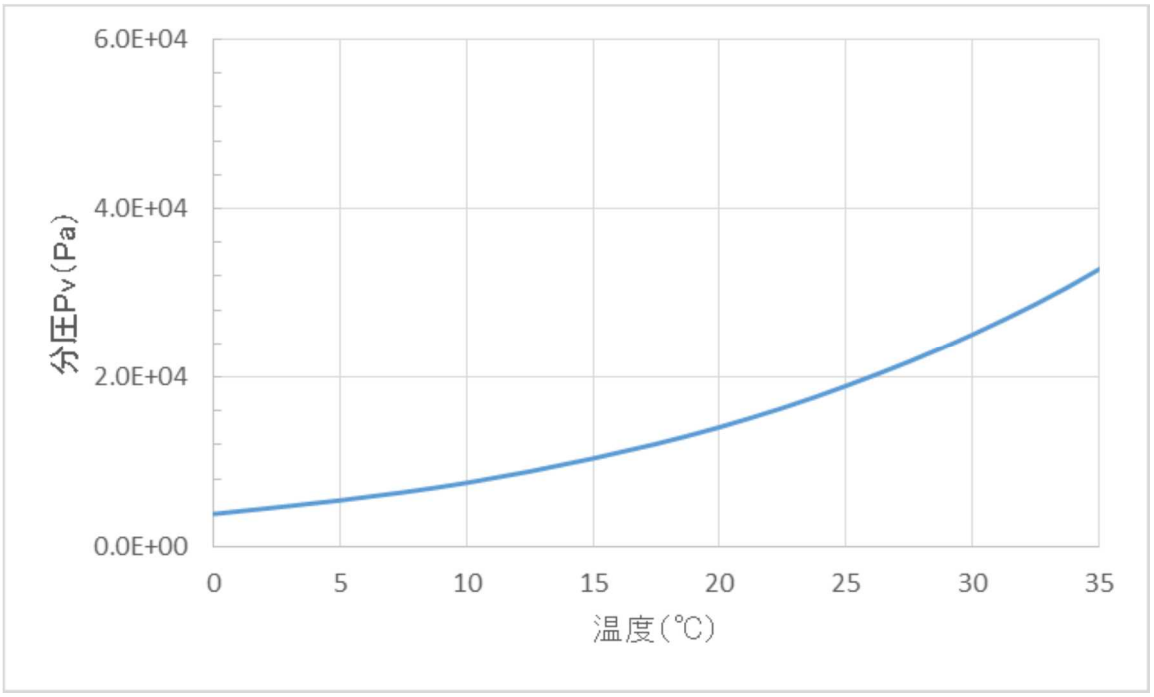


図 4－1　緊急時対策所の有毒ガスの到達経路



塩酸（36wt%）の分圧曲線*

注記＊：　「Perry’s Chemical Engineers’ Handbook」を基に塩酸（36wt%）の分圧Ｐｖ(Pa)を評価

図４－２　有毒化学物質に係る評価条件（化学物質の分圧）

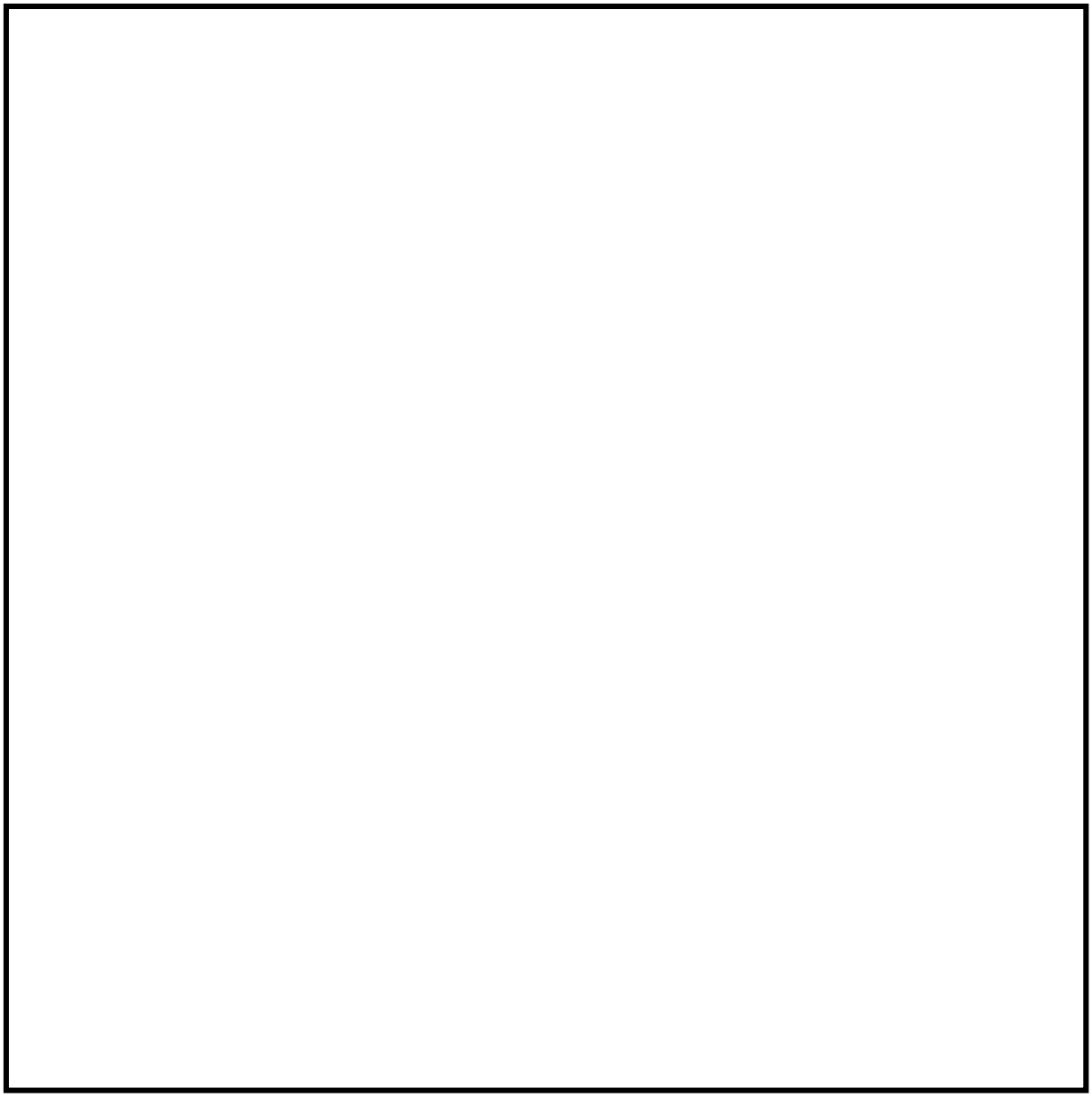


図 4－3　敷地外固定源（1/4）（アンモニア）

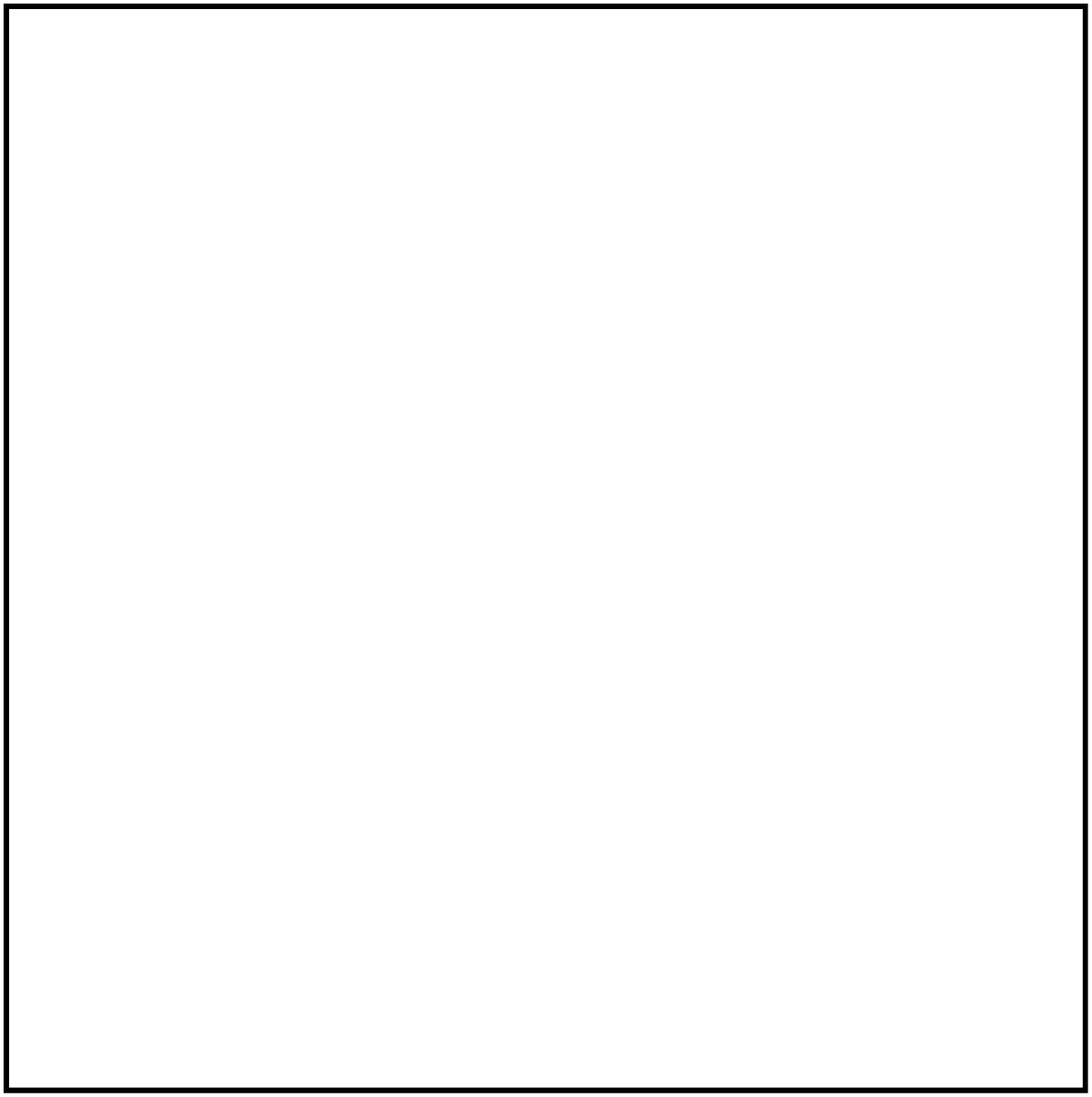


図 4－3　敷地外固定源（2/4）（塩酸）

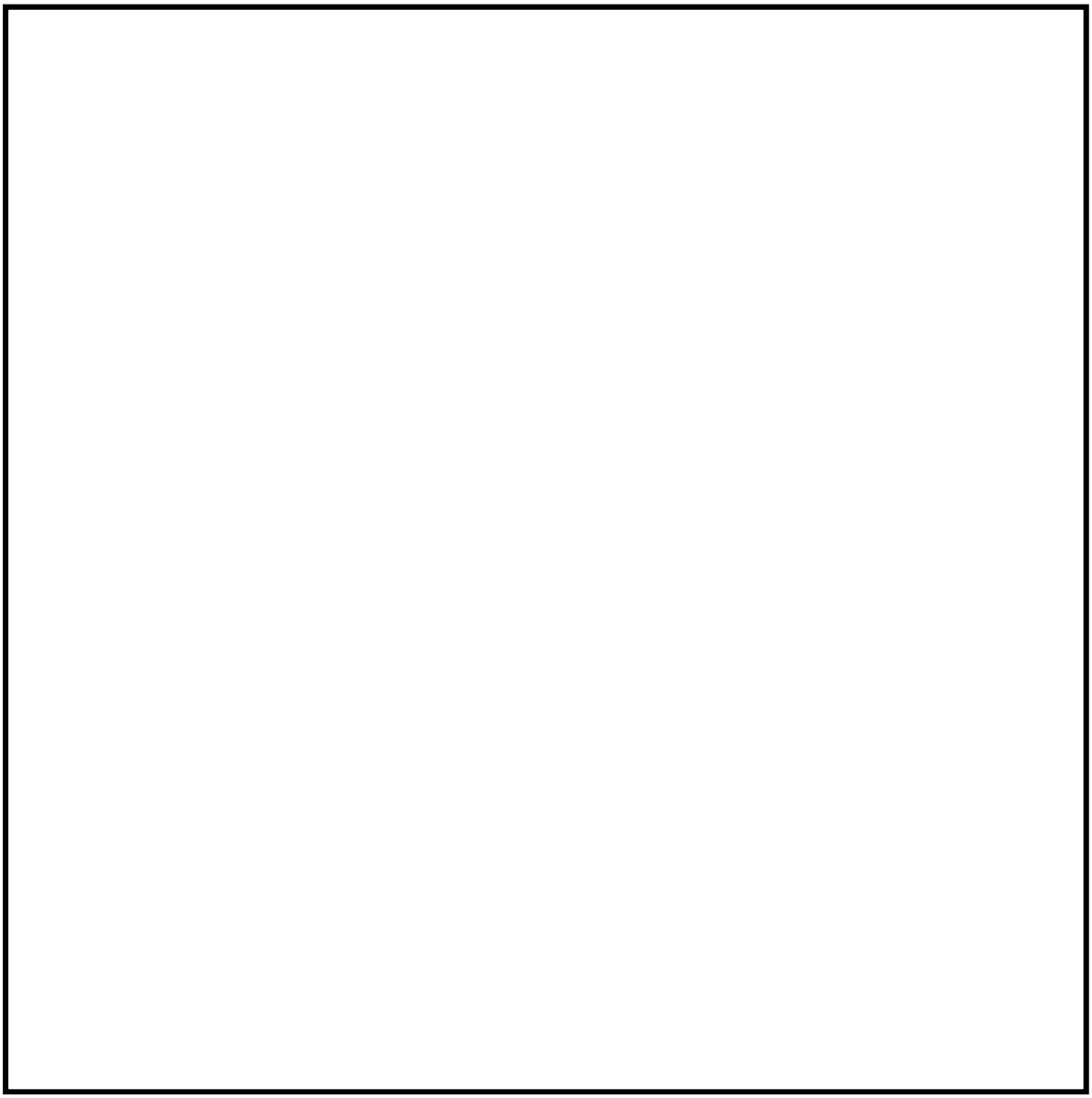


図 4－3　敷地外固定源（3/4）（メタノール）

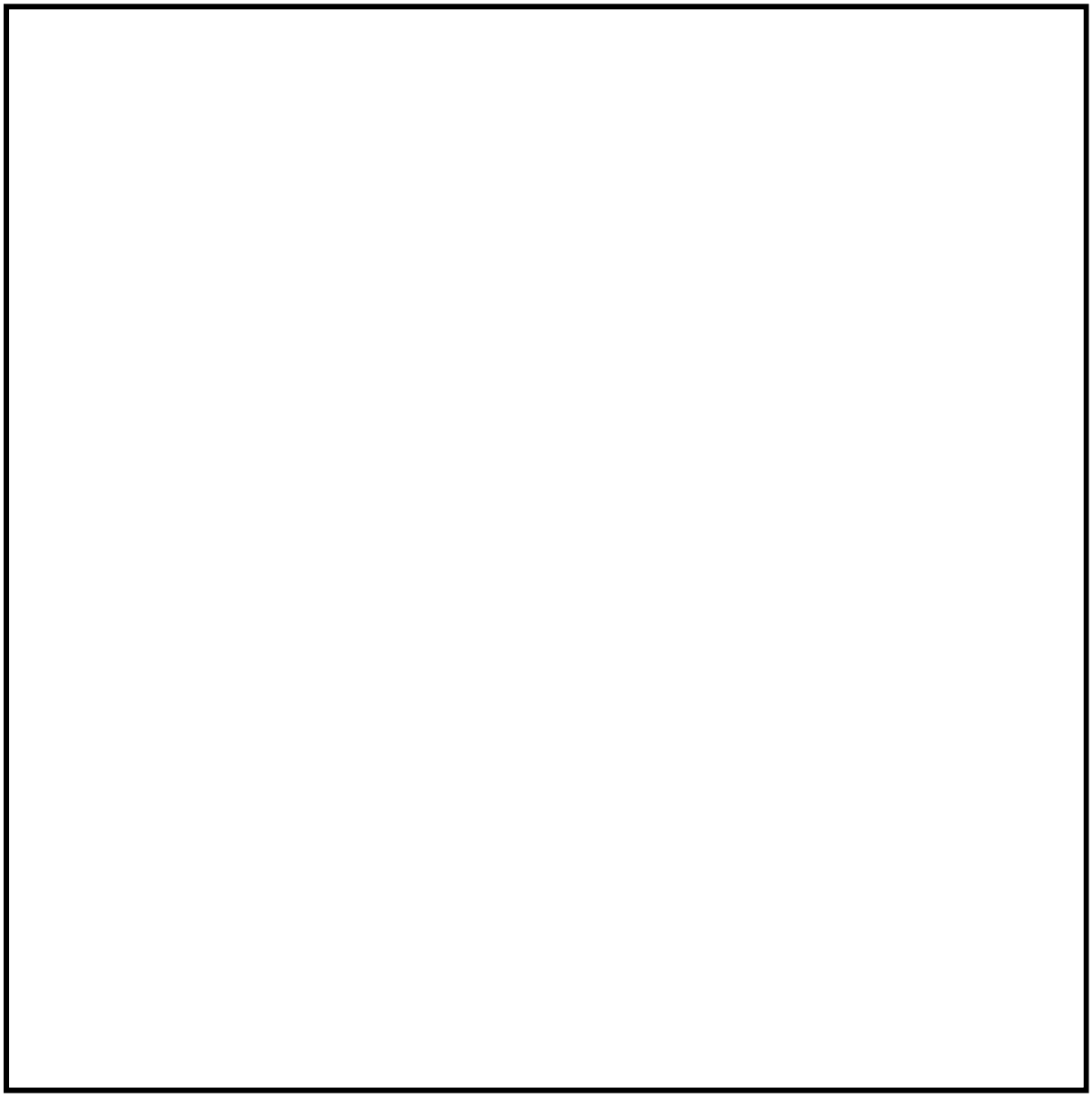


図 4－3　敷地外固定源（4/4）（亜酸化窒素）

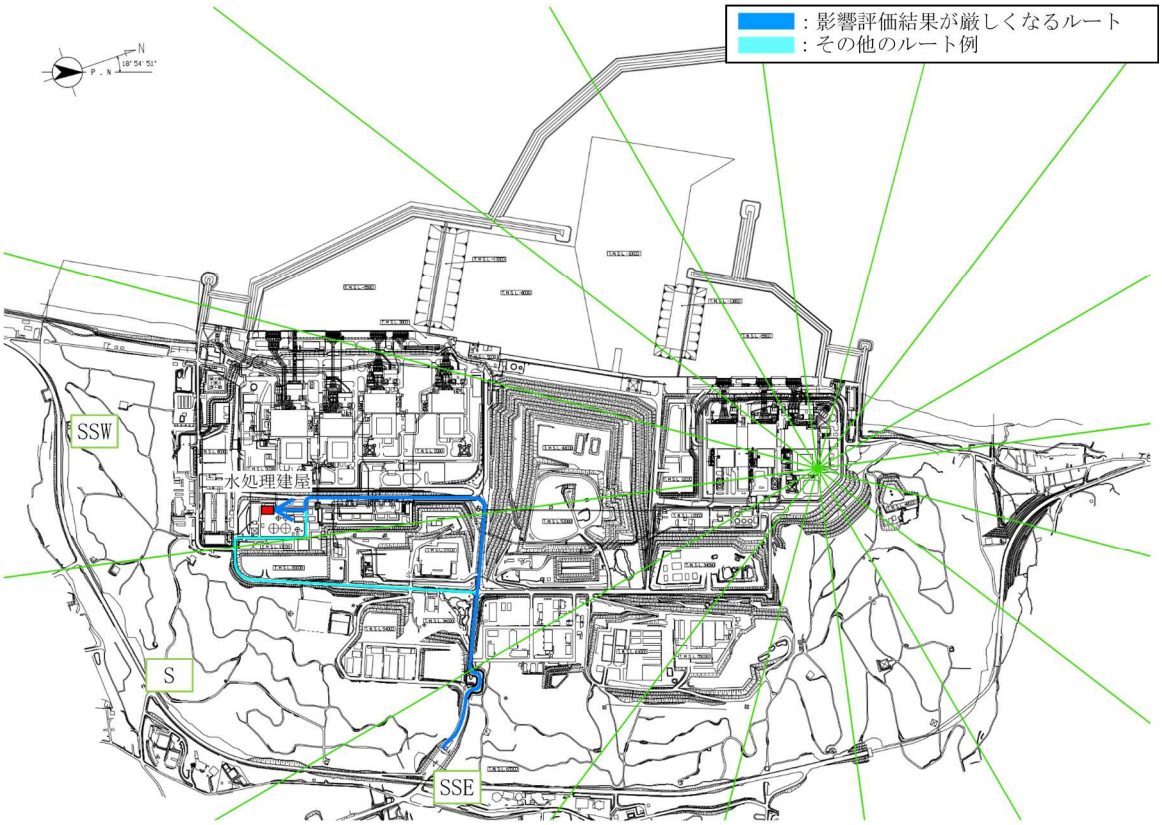


図 4－4　緊急時対策所と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係

Ⅴ-1-9-3-2　緊急時対策所の居住性に関する説明書

目　　次

1.　概要 …… 1
2.　緊急時対策所の居住性に関する基本方針 …… 1
2.1　基本方針 …… 1
2.2　適用基準，適用規格等 …… 3
3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 …… 5
3.1　換気設備等 …… 5
3.1.1　緊急時対策所換気空調系 …… 6
3.1.2　放射線管理用計測装置 …… 9
3.2　生体遮蔽装置 …… 10
3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 …… 10
3.4　資機材及び要員の交代等 …… 10
3.5　代替電源 …… 11
4.　緊急時対策所の居住性評価 …… 12
4.1　線量評価 …… 12
4.1.1　評価方針 …… 12
4.1.2　線量計算 …… 19
4.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 …… 30
4.2.1　評価方針 …… 30
4.2.2　評価結果 …… 36
4.3　緊急時対策所の居住性評価のまとめ …… 37
5.　熱除去の評価 …… 38
5.1　緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価 …… 38
5.1.1　緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法 …… 38
5.1.2　緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法 …… 38
5.2　二次遮蔽壁の熱除去の評価 …… 38
5.2.1　二次遮蔽壁における入射線量の設定方法 …… 38
5.2.2　二次遮蔽壁における温度上昇の計算方法 …… 38
5.3　温度上昇のまとめ …… 39

別添１　可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について
別添２　緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について
別紙１　計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本説明書は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第46条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく5号機原子炉建屋内緊急時対策所（6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所」という。）の居住性について，居住性を確保するための基本方針，居住性に係る設備の設計方針，放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

緊急時対策所の居住性を確保する観点から，以下の機能を有する設計とする。

(1) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（対策本部）」という。）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（待機場所）」という。）で構成する緊急時対策所は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示を行う要員を収容できるとともに，それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。

(2) 緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容することができるとともに，当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い，緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は，以下の設備により居住性を確保する。

a. 緊急時対策所換気空調系

(a) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））

イ. 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）（6,7号機共用，5号機に保管）

ロ. 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（6,7号機共用，5号機に保管）

ハ. 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト（6,7号機共用，5号機に保管）

(b) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））

(c) 可搬型陽圧化空調機（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））

イ. 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（ファン）（6,7号機共用，5号機に保管）

ロ. 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（6,7号機共用，5号機に保管）

ハ．　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト（6,7号機共用，5号機に保管）

(d)　陽圧化装置（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））

イ．　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6,7号機共用，5号機に保管）

ロ．　5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)配管(6,7号機共用，5号機に設置)

(e)　陽圧化装置（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））

イ．　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6,7号機共用，5号機に保管）

ロ．　5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)配管(6,7号機共用，5号機に設置)

b.　生体遮蔽装置

(a)　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））

(b)　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））

(c)　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））

(d)　二次遮蔽壁

(e)　補助遮蔽

c.　5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（「6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））

緊急時対策所の居住性を確保するためには換気設備を適切に運転し，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止する必要がある。このため，放射線管理施設の放射線管理用計測装置により,大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視，測定し，換気設備の運転・切替の確実な判断を行う。

その他の居住性に係る設備として，緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため，可搬型の酸素濃度計（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び酸素濃度計（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））を保管するとともに，二酸化炭素濃度も酸素濃度と同様に居住性に関する重要な制限要素であることから，可搬型の二酸化炭素濃度計（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び二酸化炭素濃度計（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））を保管する。

緊急時対策所（対策本部）の設計漏えい量は，二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量以下であり，放射性雲通過時における緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素を除去し要員の窒息を防止する必要があることから，緊急時対策所（対策本部）に5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を設置する。

なお，緊急時対策所（待機場所）の設計漏えい量は，二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量以上であることから，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を必要とせず，換気が可能である。

また，可搬型陽圧化空調機（対策本部），5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機，可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は，代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））からの給電が可能な設計とする。

これら，居住性を確保するための設備及び防護具の配備，着用等，運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果から，緊急時対策所の居住性確保について評価する。

居住性評価のうち被ばく評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また，居住性評価のうち緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては，「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働安全衛生法43号，最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号）（以下「事務所衛生基準規則」という。），「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令42号，最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し，許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準，適用規格等

緊急時対策所の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

- 解釈
- 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（旧原子力安全・保安院，平成 21・07・27 原院第 1 号，平成 21 年 8 月 12 日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）
- 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（(原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）
- 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）（以下「気象指針」という。）
- 技術基準規則

・空気調和・衛生工学便覧 第14版（平成22年2月）（以下「空気調和・衛生工学便覧」という。）
・酸素欠乏症等防止規則
・事務所衛生基準規則
・「放射線施設のしゃへい計算　実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
・ICRP Publication 71, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients″, 1995
・ICRP Publication 72, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients″, 1996
・審査ガイド
・JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32　(JAERI-Data/Code 99-003　(1999年2月))
・L.Soffer, et al., ″Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants″, NUREG-1465, February 1995
・NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
・NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”
・JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
・2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会
・K.Shibata, et al.,“Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3：JENDL-3.3”, J.Nucl.Sci.Technol., 39, 1125 (2002)
・K.Kosako, N.Yamano, T.Fukahori, K.Shibata and A.Hasegawa,“The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3”, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)
・「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009年9月（社団法人）日本原子力学会）
・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ４６２２－2009）（平成21年6月23日制定）
・JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」2012.3 日本原子力研究開発機構
・JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所

3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置

緊急時対策所は，必要な要員を収容できるとともに，重大事故等時において，緊急時対策所の気密性並びに換気設備及び生体遮蔽性能とあいまって，想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ緊急時対策所内でのマスク着用，交替要員体制及び安定よう素剤の服用がなく，仮設設備を考慮しない要件においても，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では，放射性物質が大気中へ放出されている間は，緊急時対策所換気空調系の使用により緊急時対策所内を陽圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を低減又は防止することとしている。このため，緊急時対策所及び緊急時対策所換気空調系の性能を維持・管理することで，被ばく評価条件を満足する設計とする。

また，被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう，緊急時対策所換気空調系の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管，管理等については，Ⅴ-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）の詳細については，Ⅴ-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備，防護具の配備及び運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1　換気設備等

可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所），陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能を喪失しないようにする。また，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止し，「3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とするとともに，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が重大事故等時の対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は，放射性雲通過時における緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素を除去することにより，要員の窒息を防止する設計とする。なお，緊急時対策所（対策本部）に収容可能人数の要員を収容した時において想定される二酸化炭素発生量である19.41m^{3}に対して，1台で除去可能な容量を有した5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を2台設置し，うち1台を予備とする設計とする。

換気設計に当たっては，緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とするとともに，緊急時対策所内には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として，緊急時対策所（対策本部）に73名，緊急時対策所（待機場所）に48名の合計121名を収容する。

また，緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の収容可能人数は，それら

を上回る人数として，緊急時対策所（対策本部）に最大で86名，緊急時対策所（待機場所）に最大で98名の合計184名を収容できる設計とする。

緊急時対策所は，緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガスに対しては，外気取入口（5号機原子炉建屋3階北側及び5号機原子炉建屋屋上北側に設置）に到達しないことから影響を受けない設計とする。また，降下火砕物に対しては，中央制御室換気空調系を一時停止することにより，要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ，可搬型陽圧化空調機（対策本部），5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（待機場所）の確実な運転・切替操作ができるよう，緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1　緊急時対策所換気空調系

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は，重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため，高性能フィルタ及び活性炭フィルタを通して外気を取り込むことが可能な設計とし，緊急時対策所内を陽圧化することにより高性能フィルタ及び活性炭フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

放射性雲通過中においては，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を停止し，給気口を閉止板により隔離するとともに，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し，外気の流入を遮断可能な設計とする。外気を遮断した状態で，陽圧化装置（対策本部）により陽圧化する場合，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を循環運転することで二酸化炭素を除去し，外気の流入を遮断した状態においても二酸化炭素増加による要員の窒息を防止可能な設計とする。

放射性雲通過直後に5号機原子炉建屋附属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を用いて屋外からの外気を直接給気し，放射性物質濃度が屋外より高い5号機原子炉建屋附属棟内の空気を置換できる設計とする。

また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機と可搬型陽圧化空調機（対策本部）を連結して運用することで，5号機原子炉建屋の屋上から外気を緊急時対策所（対策本部）に給気可能な設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機は各々の機能のために1台ずつ，合計2台使用し，予備も含めて3台配備する設計とする。

放射性雲通過後においては，放射性雲通過前と同様に可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することにより，フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所換気空調系の構成図を図3－1及び図3－2に，運転モードごとの構成図を図3－3から図3－8に示す。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の強度に関する

K7 ① V-1-9-3-2 R1

詳細は，Ⅴ-3-3-5-1-3-2-3「管の強度計算書（可搬型）」に示す。

(1)　居住性確保のための換気設備運転

a.　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化

緊急時対策所は，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により放射性物質を低減しながら外気を取り入れることができる。

また，緊急時対策所内は，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により陽圧化されるため，インリークはない。

b.　陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化

緊急時対策所は，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により陽圧化されるため，放射性雲通過中に緊急時対策所内へ外気が侵入することはない。

(2)　可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファン

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンは，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持・抑制でき，1台で緊急時対策所（対策本部）内を換気するために必要な容量を有したものを，予備も含めて2台配備する設計とする。緊急時対策所（待機場所）内については，2台で換気するために必要な容量を有したものを，予備も含めて3台配備する設計とする。容量の設定に当たっては，緊急時対策所内の陽圧化維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するために必要な流量を考慮する。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）は，緊急時対策所（対策本部）との接続が速やかに行えるよう，緊急時対策所近傍に配備し，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が可能なようにするとともに，交換ができる設計とする。また，可搬型陽圧化空調機（待機場所）も同様に，緊急時対策所（待機場所）との接続が速やかに行えるよう，緊急時対策所近傍に配備し，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が可能なようにするとともに，交換ができる設計とする。

また，可搬型陽圧化空調機（対策本部）は，外気中の放射性物質の濃度に応じて陽圧化装置（対策本部）との切替えができるよう，可搬型陽圧化空調機（対策本部）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置(対策本部)の弁による操作が可能な設計とするとともに，可搬型陽圧化空調機（待機場所）も同様に，外気中の放射性物質の濃度に応じて陽圧化装置（待機場所）との切替えができるよう，可搬型陽圧化空調機（待機場所）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置（待機場所）の弁による操作が可能な設計とする。

(3)　可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニット

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンと同様，1台で緊急時対策所（対策本部）内に対して必要な容量を有したものを，予備も含めて2台配備する設計とし，緊急時対策所（待機場所）内については，2台で必要な容量を有したものを，予備も含めて3台配備する設計とする。可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフ

ィルタユニットは，緊急時対策所内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう，十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を確保するため，高性能フィルタと活性炭フィルタを直列に配列することで，除去効率を高める設計とする。また，緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう，緊急時対策所近傍に配備し，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が行えるようにするとともに，交換ができる設計とする。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットの除去効率を表3－1に，概略図を図3－9に示す。

a. フィルタ除去効率

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットの高性能フィルタによるエアロゾル除去効率は，99.97%以上（総合除去効率）となるように設計し，活性炭フィルタによる除去効率は，99.9%以上（総合除去効率）となるように設計する。

b. フィルタ除去性能の維持等

(a) 除去性能（効率）については，高性能フィルタ，活性炭フィルタの交換を定期的に実施することで維持する設計とする。

(b) フィルタ仕様（使用環境条件）の範囲内で使用する必要があることから，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることがないよう，緊急時対策所近傍にて使用する。

(c) 原子炉格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（フィルタ捕集量）に対し，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタ捕集量については，別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

(d) 原子力格納容器から放出され，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに付着する核分裂生成物の崩壊熱により，その性能（除去効率）が低下しない設計とする。可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱による温度上昇については，別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

(e) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットにプレフィルタ及び高性能フィルタを設置することで，粉塵等の影響による活性炭フィルタの目詰まりを防止し，活性炭フィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタ除去性能の維持については，別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の要員への影響

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及

び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニット自体が放射線源になることを踏まえ，緊急時対策所内へ出入りする要員の被ばく防護のため，高性能フィルタ及び活性炭フィルタの交換を実施する。

(4) 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）

放射性物質放出時，緊急時対策所内に希ガス等の放射性物質が流入することを防ぐため，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所内を陽圧化し，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

陽圧化装置（対策本部）は，線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ，緊急時対策所（対策本部）を陽圧化でき，かつ，酸素濃度を活動に支障がなく維持するために必要な容量を確保するだけでなく，余裕を含めて緊急時対策所（対策本部）に123個（1個当たりの空気容量が46.7Lのもの）を配備するものとする。なお，二酸化炭素濃度については，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を循環運転することで二酸化炭素を除去し，二酸化炭素濃度増加による要員の窒息を防止可能な設計としている。

また，陽圧化装置（待機場所）は，線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ，緊急時対策所（待機場所）を陽圧化でき，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持・抑制するために必要な容量を確保するだけでなく，余裕を含めて緊急時対策所（待機場所）に1792個（1個当たりの空気容量が46.7Lのもの）を配備するものとする。

陽圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計（6,7号機共用，5号機に保管）を，緊急時対策所に保管する設計とする。また，外気中の放射性物質の濃度に応じて可搬型陽圧化空調機（対策本部）との切替えができるよう，可搬型陽圧化空調機（対策本部）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置（対策本部）の弁による操作が可能な設計とするとともに，可搬型陽圧化空調機（待機場所）も同様に，外気中の放射性物質の濃度に応じて可搬型陽圧化空調機（待機場所）との切替えができるよう，可搬型陽圧化空調機（待機場所）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置（待機場所）の弁による操作が可能な設計とする。

なお，系統に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するため，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）は圧力調整器にて圧力調整が可能な設計とする。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の強度に関する詳細は，Ⅴ-3-3-5-1-3-1「5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）の強度計算書」に示す。

3.1.2 放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため，換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装置（可搬型モニタリングポスト（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。）），可搬型エリアモニタ（対策本部）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び可搬型エリアモニ

K7 ① Ⅴ-1-9-3-2 R1

タ（待機場所）（「6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））により，大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視・測定する。

緊急時対策所近傍に陽圧化判断用として可搬型モニタリングポストを配備するとともに，緊急時対策所内に可搬型エリアモニタ（対策本部）及び可搬型エリアモニタ（待機場所）を配備し，各々を監視することにより，放射性雲通過時に陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は，Ⅴ-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

なお，可搬型モニタリングポストは，放射線管理施設の放射線管理用計測装置を緊急時対策所の設備として使用する。

3.2　生体遮蔽装置

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽，二次遮蔽壁及び補助遮蔽は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5.　熱除去の評価」に示す。緊急時対策所の開口部の設計については，別添2「緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について」に示す。

3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部），酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）を保管する。

酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部），酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の詳細については，Ⅴ-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4　資機材及び要員の交代等

緊急時対策所にとどまる要員や放射性雲通過後に屋外作業を行う要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定よう素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，状況に応じて交替する要員や屋外作業を行った要員が緊急時対策所内へ汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設置する。身体サーベイの結果，要員の汚染が確認された場合

は，要員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

チェンジングエリアは，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，保安班長の指示があった場合，あらかじめ配備している資機材により運用する。資機材の保管，管理等については，Ⅴ-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に，チェンジングエリアの詳細については，Ⅴ-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5　代替電源

可搬型陽圧化空調機（対策本部），5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は，全交流電源喪失時においても代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については，Ⅴ-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及びⅤ-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

4. 緊急時対策所の居住性評価

緊急時対策所の居住性について,「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価を実施し，緊急時対策所の居住性が判断基準を満足することを示す。

評価対象は,「緊急時対策所（対策本部)」及び「緊急時対策所（待機場所)」とし，要員がそれぞれの場所に 7 日間滞在し続けるものと仮定して実効線量を評価する。緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の遮蔽構造を図 4－1 に，換気設備の系統図を図 3－1 及び図 3－2 に示す。なお，各評価対象の評価条件は，特記しない場合は同一とする。

発災プラントとしては，柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機及び 7 号機を想定する。審査ガイドに基づき,各号機で同時に事故が発生するものと仮定し,被ばく線量を個別に評価し合算する。なお，各号機の評価条件は，特記しない場合は同一とする。

4.1.1 評価方針

(1) 判断基準

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては，審査ガイドに基づき，評価を行う。

判断基準は，解釈の第 76 条の規定のうち，以下の項目を満足することを確認する。

> 第７６条（緊急時対策所）
> 1　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
> e）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
> ①　想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
> ②　プルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
> ③　交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
> ④　判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

(2) 想定事故

想定する事故については，審査ガイドに従い「福島第一原子力発電所事故と同等」とする。

(3) 被ばく経路

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，次の被ばく経路による被ばく線量を評価

K7 ① V-1-9-3-2 R1

する。図 4－2 に，緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

a. 被ばく経路①　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

想定事故時に原子炉建屋内に留まる放射性物質から直接的に緊急時対策所周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて緊急時対策所周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が，緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

b. 被ばく経路②　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生じる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）が，緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

c. 被ばく経路③　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が，緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

d. 被ばく経路④　緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

大気中へ放出された放射性物質が，緊急時対策所内に取り込まれて緊急時対策所内の要員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。また，緊急時対策所の隣接エリアに取り込まれた放射性物質からのガンマ線が，緊急時対策所内の要員に与える線量も考慮する。

なお，本評価においては，要員の交代は考慮しないものとする。

(4) 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は，審査ガイドに従い設定する。また，大気中への放出量評価条件を表 4－1 に示す。

a. 事故直前の炉内蓄積量

事故発生直前まで，原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内蓄積量は，電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（BWR）（平成 24 年度最終報告書）」に記載されている単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し，原子炉熱出力 3926MW を掛け合わせて計算する。

同報告書において，事故直前の単位熱出力当たりの炉内蓄積量の計算には，燃焼計算コードＯＲＩＧＥＮ２コードを使用している。計算に当たっては，9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度，比出力，初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算している。

・燃焼度　　：約 55000MWd/t（燃焼期間は，5 サイクルの平衡炉心を想定）
・比出力　　：26MW/t

・初期濃縮度　　：3.8%

・核データライブラリ：JENDL3.2（BWR STEP-3 VR=0%，60GWd/t）

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内蓄積量を表4－2に示す。事故直前の炉内蓄積量は，この値に原子炉熱出力である3926MWを掛け合わせて計算する。

b.　大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は，原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

ここで，放射性物質の大気中への放出開始時刻は，事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。

希ガス類　　：97%

よう素類　　：2.78%

（CsI：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%）

Cs類　　：2.13%

Te類　　：1.47%

Ba類　　：0.0264%

Ru類　　：7.53×10^{-8}%

Ce類　　：1.51×10^{-4}%

La類　　：3.87×10^{-5}%

以上により計算した大気中への放出量を表4－3に示す。

c.　原子炉建屋内の存在量

NUREG-1465*の「炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合」を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

ここで，放射性物質の炉内蓄積量に対して，事故発生直後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内へ放出されるものとする。

希ガス類　　：100%

よう素類　　：61%

Cs類　　：61%

Te類　　：31%

Ba類　　：12%

Ru類　　：0.5%

Ce類　　：0.55%

La類　　：0.52%

なお，原子炉建屋内の存在量の評価に当たっては，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）から放射性物質が漏えいすることは考慮せず，原子炉格納容器から放出された放射性物質は原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に留まるものとする。

以上により計算した原子炉建屋内の放射性物質の存在量を表4－4に示す。

注記＊：“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”，NUREG-1465，1995/02

K7 ① V-1-9-3-2 R1

(5)　大気拡散の評価

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は，被ばく評価手法（内規）及び気象指針に基づき評価する。

a.　大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は，ガウスプルームモデルを適用する。

(a)　相対濃度

相対濃度は，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式*1のとおり計算する。

$$\chi／Q＝\frac{1}{T}・\sum_{i=1}^{T}(\chi／Q)_i・\delta_i^d$$

ここで，

$\chi／Q$　　：実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)

T　　：実効放出継続時間(h)

$(\chi／Q)_i$　：時刻ｉにおける相対濃度(s/m^3)

δ_i^d　　：時刻ｉにおいて風向が当該方位ｄにあるとき　$\delta_i^d=1$

：時刻ｉにおいて風向がほかの方位にあるとき　$\delta_i^d=0$

(地上放出の場合)

$$(\chi／Q)_i＝\frac{2．032}{\Sigma_{zi}・U_i・x}$$

$$\Sigma_{zi}＝\sqrt{\sigma_{zi}^2+\frac{C・A}{\pi}}$$

ここで，

U_i　　：時刻ｉの放出源を代表する風速(m/s)

Σ_{zi}　　：時刻ｉの建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向（z 方向）の拡がりのパラメータ(m)

σ_{zi}　　：時刻ｉの濃度のｚ方向の拡がりパラメータ(m)

C　　：建屋投影面積*2(m^2)

A　　：形状係数(－)

x　　：放出源から評価点までの距離(m)

上記のうち，気象項目（風向，風速及びσ_{zi}を求めるために必要な大気安定度）については，「b.気象データ」に示すデータを，建屋の投影面積については「e.建屋投影面積」に示す値を，形状係数については「f.形状係数」に示す値を用いることとした。また，審査ガイドに基づき，実効放出継続時間は 10 時間とし，地上放出を想定する。

σ_{zi}については，気象指針における相関式を用いて計算する。

注記＊1 ：本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が 8 時間を超えるため，長時間放出の場合の式を適用する。

＊2 ：全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために，空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに，以下の式で計算する。

$$D／Q＝(K_1／Q)・E・\mu_0・\int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty}\frac{e^{-\mu・r}}{4・\pi・r^2}・B(\mu r)・\chi(x',y',z')dx'dy'dz'$$

ここで，

D／Q ：評価地点（x,y,0）における相対線量(μGy/Bq)

$(K_1／Q)$ ：単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数*$(\frac{dis・m^3・\mu Gy}{MeV・Bq・s})$

E ：ガンマ線の実効エネルギ(MeV/dis)

μ_0 ：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数(1/m)

μ ：空気に対するガンマ線の線減衰係数(1/m)

r ：(x',y',z') から（x,y,0）までの距離(m)

$B(\mu r)$ ：空気に対するガンマ線の再生係数(－)

$$B(\mu r)＝1＋\alpha・(\mu・r)＋\beta・(\mu・r)^2＋\gamma・(\mu・r)^3$$

ただし，μ_0，μ，α，β，γについては，0.5MeV のガンマ線に対する値*を用い，以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84\times10^{-3}(m^{-1}),\ \mu = 1.05\times10^{-2}(m^{-1})$$

$$\alpha = 1.000,\ \beta = 0.4492,\ \gamma = 0.0038$$

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点（x',y',z'）における相対濃度(s/m^3)

注記＊ ：「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日　原子力委員会決定，一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日)」

b. 気象データ

1985 年 10 月～1986 年 9 月の 1 年間における気象データを使用する。なお，当該データの使用に当たっては，風向，風速データが不良標本の棄却検定により，過去の気象データ（設置変更許可申請時の 10 年間の最新気象データ（2004 年 4 月～2013 年 3 月）と最新 10 年間の気象データ（2008 年 4 月～2018 年 3 月)）と比較して異常でないことを確認している。

c.　相対濃度及び相対線量の評価点

建屋巻込みの影響を受ける場合には，緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので，相対濃度の評価点は緊急時対策所中心を代表とする。また，相対線量の評価点も緊急時対策所中心とする。

放出源において建屋巻込みの影響があるものとして大気拡散の評価を行うため，相対濃度及び相対線量の評価点高さは，各放出源高さと同じとする。

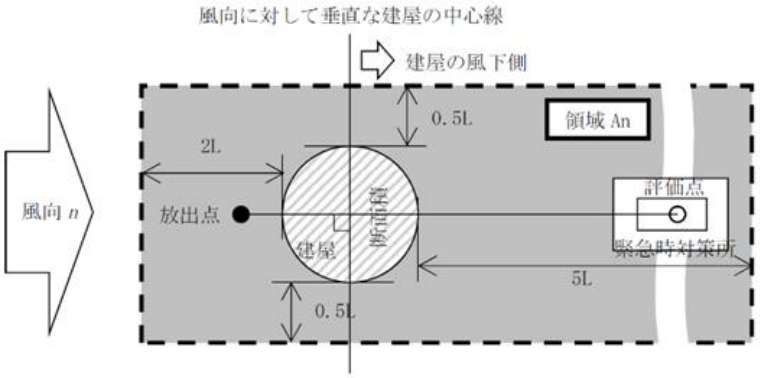
d.　評価対象方位

放出点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって，建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては，放出点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下の条件全てに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a)　放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

(b)　放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について，放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（下図の領域 An）の中にある場合



注：L は，建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。
（本評価において，L は，原子炉建屋高さ（37.7m）が該当する。）

(c)　評価点が，巻込みを生じる建屋の風下にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては，放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから，巻込みを生じる建屋として，放出源であり，影響が大きいと考えられる「原子炉建屋」を代表建屋として選定し，建屋の影響があるものとして評価を行う。評価対象とする方位は，放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には，全 16 方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し，全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a)　放出点が評価点の風上にあること。

(b)　放出点から放出された放射性物質が，原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。

(c)　原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定には，評価点から原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が，それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に 0.5L（L は，建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では，代表建屋である原子炉建屋の高さ（37.7m）が該当する。）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には，放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが，放出点は原子炉建屋であり，0.5L の拡散領域の内部にあるため，放出点が風上となる範囲を対象とする。その上で，選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として，評価点から原子炉建屋＋0.5L を含む方位を対象とする。

以上より，選定条件(a)～(c)の条件に全て該当する放出源からの着目方位は，以下のとおりとなる。評価対象とする風向を図 4－3 に示す。

各放出源の着目方位

評価点	放出源	
	6号機原子炉建屋中心	7号機原子炉建屋中心
緊急時対策所 （対策本部）中心	4 方位 (NNW,N,NNE,NE)	2 方位 (N,NNE)
緊急時対策所 （待機場所）中心	3 方位 (N,NNE,NE)	2 方位 (N,NNE)

e.　建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図 4－4 に示す。

f.　形状係数

建屋の形状係数は 1/2*1 とする。

g.　累積出現頻度

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度 97%*1 に当たる値を用いる。

h.　評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表 4－5 に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）の評価結果を下表に示す。

評価点	放出点	相対濃度*2*3 χ/Q(s/m^3)	相対線量*3 D/Q(Gy/Bq)
緊急時対策所（対策本部）中心	6 号機原子炉建屋中心	3.6×10^{-4}	1.7×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心	9.8×10^{-5}	8.1×10^{-19}
緊急時対策所（待機場所）中心	6 号機原子炉建屋中心	2.2×10^{-4}	1.2×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心	9.0×10^{-5}	7.9×10^{-19}

注記＊1 ：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

＊2 ：緊急時対策所滞在時の室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及びグランドシャインの算出は，放出源の原子炉建屋中心に対して緊急時対策所中心を評価点として算出したχ/Q を用いる。

＊3 ：被ばく評価には有効数字 2 桁（3 桁目を四捨五入）の相対濃度及び相対線量を用いる。

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

a. 被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく）

重大事故等時に原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による要員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置，形状等から評価する。以下，評価条件及び評価結果を示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

線源強度は，「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の c.項に記述する原子炉建屋内の存在量に基づき，次のとおり求める。

（イ） 重大事故等時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に放出される。この原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

（ロ） 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

以上，表 4－6 に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に浮遊する放射性物質による事故後 7 日間の積算線源強度を示す。

ロ. 幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図 4－5 及び図 4－6 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋原子炉区域

（二次格納施設）の地上1階以上*1とし，保守的に各階の原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の東西南北の幅はそれぞれ最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の最上階（地上4階）*2とする。原子炉建屋は二次遮蔽壁*3及び補助遮蔽*3を考慮する。ここで，二次遮蔽壁及び補助遮蔽の壁厚は，各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図4－7に示す。

緊急時対策所の遮蔽体として，緊急時対策所の壁，床及び天井を考慮し，評価点を囲む遮蔽モデルは，球体モデルとする。遮蔽厚さは，要員が滞在するエリアから見た直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対して，緊急時対策所の遮蔽を足し合わせて最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート［　　］㎜）*4とする。評価で考慮する原子炉建屋，緊急時対策所の壁，床及び天井は，公称値からマイナス側許容差（-5㎜）を引いた値とする。

注記＊1：地下階は外壁厚さが厚く，地面にも遮られるため十分無視できる。

＊2：原子炉建屋地上4階の床はコンクリート厚さが厚く，下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって，建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では，下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため，線源として無視できる。

＊3：6号機又は7号機の原子炉建屋の遮蔽を指す。

＊4：コンクリート厚さ［　　］㎜は，マイナス側許容差を考慮した遮蔽壁（［　　］㎜＝［　　］㎜－5㎜）の2枚分の厚さ。

ハ．　評価点

評価点は，要員の滞在エリアが存在する区画内を想定し，図4－5に示すように，線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離を設定し，評価点高さは，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価ともに，天井高さとする。

二．　解析コード

直接ガンマ線については，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線は，ＡＮＩＳＮコード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードを用いる。

(b)　評価結果

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を表4－7に示す。

b.　被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での要員の外部被ばく線量を以下に評価する。

(a)　評価条件

イ．　放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ． 大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量（D/Q）は，「4.1.1(5) 大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

評価点	放出点	相対線量 D/Q(Gy/Bq)
緊急時対策所 （対策本部）中心	6 号機原子炉建屋中心	1.7×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心	8.1×10^{-19}
緊急時対策所 （待機場所）中心	6 号機原子炉建屋中心	1.2×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心	7.9×10^{-19}

(b) 評価方法

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による室内作業時の外部被ばく線量は，大気中への放出量に相対線量を乗じて計算した値に，遮蔽壁による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_\gamma = \sum_k \int_0^T h_k(t)\,dt$$

$$h_k(t) = K \cdot D/Q \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$$

ここで，

H_γ ：放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

K ：空気カーマから実効線量への換算係数*1（1Sv/Gy）

D／Q ：相対線量(Gy/Bq)

$h_k(t)$ ：核種 k からのガンマ線による単位時間当たりの実効線量(Sv/s)

$q_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の大気中への放出率(Bq/s)
（ガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算値）

$p_{k\gamma}$ ：核種 k が放出する photon のうち，エネルギ γ の photon の割合*2(－)

B_γ ：エネルギγの photon の遮蔽体に対するビルドアップ係数*3(－)

μ_γ ：エネルギγの photon の遮蔽体に対する線減衰係数*3(1/m)

X ：遮蔽体厚さ(m)

T ：評価期間（7 日間）(s)

注記＊1 ：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成 2 年 8 月 30 日　原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

＊2 ：核種 k が放出する photon のうち，エネルギγの photon の割合は，ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮したＯＲＩＧＥＮ２ライブラリ（gxh2obrm.lib）値から求める。また，ＯＲＩＧＥＮ２のガンマ線ライブラリの群構造（18 群）は MATXSLIB-J33（42 群）に変換し，変

K7 ① V-1-9-3-2 R1

換方法は，「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009 年 9 月　社団法人　日本原子力学会)の『附属書 H (参考) 遮へい設計におけるエネルギー群構造の取扱い (図 H.2)』の方法を用いる。

＊3 ：「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル　2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載されている値を内挿することにより求める。

ここで，評価上考慮する遮蔽は，緊急時対策所遮蔽とする。考慮する遮蔽厚さは，要員が滞在するエリアから見たクラウドシャインガンマ線に対して，緊急時対策所の遮蔽を足し合わせて最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート［　］mm）*とする。遮蔽モデルを図 4－8 に示す。

注記＊ ：コンクリート厚さ［　］mmは，マイナス側許容差を考慮した遮蔽壁 （［　］mm＝［　］mm－5 mm）の 2 枚分の厚さ。

(c) 評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量を表 4－8 に示す。

c. 被ばく経路③（地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばくによる要員の実効線量は，評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び 4.1.2(1)項の実効線量の評価の「a.被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく)」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a) 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4－9 に示す。

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（χ/Q）は，「4.1.1(5) 大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

評価点	放出点	相対濃度　χ/Q(s/m^3)
緊急時対策所（対策本部）中心	6 号機原子炉建屋中心	3.6×10^{-4}
	7 号機原子炉建屋中心	9.8×10^{-5}
緊急時対策所（待機場所）中心	6 号機原子炉建屋中心	2.2×10^{-4}
	7 号機原子炉建屋中心	9.0×10^{-5}

ハ. 地表面への沈着速度

粒子状放射性物質及び無機よう素の沈着速度は，NUREG/CR-4551*1 を参考として 0.3cm/s と設定し，湿性沈着を考慮した沈着速度は，線量目標値評価指針*2 の記載（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい値となる）を参考に，保守的に乾性沈着速度の 4 倍*3 として 1.2cm/s とする。なお，有機よう素は，粒子状放射性物質や無機よう素に比べ大気中への放出割合及び地表面への沈着速度が小さい*4 ことから，地表面沈着による影響は無視できるものと考え，評価対象外とする。

注記＊1 ：J.L. Sprung 等：Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

＊2 ：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日　原子力委員会決定,一部改訂　平成13年3月29日）

＊3 ：降雨沈着における空気中濃度鉛直分布の最大値等を想定した係数

＊4 ：「NRPB-R322：Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee, Annual Report 1998/99」によると，有機よう素の乾性沈着速度は 0.001cm/sであり，粒子状放射性物質や無機よう素の沈着速度に比べて3桁程度小さい。

二. 地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は，以下により計算する。

$$\frac{dS_o^i(t)}{dt} = -\lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi/Q \cdot f \cdot Q_i(t)$$

ここで，

$S_o^i(t)$ ：時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度(Bq/m^2)

V_G ：沈着速度(m/s)

χ/Q ：相対濃度(s/m^3)

f ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（1.0）

$Q_i(t)$ ：時刻 t における核種 i の大気への放出率(Bq/s)

λ_i ：核種 i の崩壊定数(1/s)

以上により計算した，地表面沈着濃度を表 4－10 に示す。

(b) 実効線量評価条件

イ. 線源強度

重大事故等時，大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし，地表面等に均一に分布しているものとする。グランドシャイン線源強度は表 4－11 に示す事故後 7 日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図 4－9 に示す。また，緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方を図 4－10 に示す。評価上考慮する遮蔽は，緊急時対策

所遮蔽とする。線源範囲は，緊急時対策所が属する 5 号機原子炉建屋から 500m*までとする。本評価では，5 号機原子炉建屋の屋上面，5 号機原子炉建屋の外側の地表面の 2 つの範囲に分割して評価する。なお，5 号機原子炉建屋の屋上面は凸型であるが，屋上面は平坦とし線源領域を設定する。また，5 号機原子炉建屋周りの地表の高さは場所により異なるが，5 号機原子炉建屋周りの線源の高さを保守的に評価点高さと同一として評価する。

注記＊ ：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から 400m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1%以下であるとの報告がなされている。これより，緊急時対策所が属する 5 号機原子炉建屋から 500m まで線源領域とし，グランドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は，全体の線源領域として 1000m×1000m を設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し，図 4－9 に示すように，屋上沈着線源と地表面沈着線源に対して，それぞれより多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。ただし，緊急時対策所（待機場所）の地表面沈着線源に対する評価点は図 4－10 に示す考え方により設定する。

評価点高さは床面から 1.5m とする*。

注記＊ ：日本人の成人男性の平均身長約 1.7m 及び成人女性の平均身長約 1.6m に対して，胸部～腹部の高さとして設定。以降，評価点高さ「床から 1.5m」は同様の考え方。

二. 解析コード

グランドシャインは，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグランドシャインによる実効線量を表 4－12 に示す。

d. 被ばく経路④（室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく）

外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での要員の外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（χ/Q）は，「4.1.1(5) 大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

評価点	放出点	相対濃度 $\chi/Q(s/m^3)$
緊急時対策所 （対策本部）中心	6 号機原子炉建屋中心	3.6×10^{-4}
	7 号機原子炉建屋中心	9.8×10^{-5}
緊急時対策所 （待機場所）中心	6 号機原子炉建屋中心	2.2×10^{-4}
	7 号機原子炉建屋中心	9.0×10^{-5}

ハ．　換気設備条件

緊急時対策所の換気設備条件は，表 4－13 の値を使用する。

緊急時対策所内の放射性物質濃度は，以下に示す換気空調設備とバウンダリ体積等を考慮して計算する。

（イ）　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することで，フィルタによって放射性物質を除去した空気を緊急時対策所に供給しつつ，緊急時対策所への外気の流入を防止することが可能な設計を評価で考慮する。可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の風量及びフィルタの除去効率は，設計値を基に設定する。

（ロ）　放射性物質の大気中への放出開始に合わせて，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することで，緊急時対策所への外気の流入を防止することが可能な設計を評価で考慮する。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の空気供給量は設計値を基に設定し，加圧継続時間は 10 時間とする。

（ハ）　バウンダリ体積を図 4－11 に示す。評価上のバウンダリ体積は，換気設備の処理区画の体積を保守的に切り上げて設定する*。

（ニ）　室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

注記＊　：室内に取り込まれた放射性物質による影響は，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタで除去されない希ガスによる影響が大きく，バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊するガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため，評価上保守的となる。

ニ．　換気設備タイムチャート

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，以下のⅠ～Ⅳのフェーズごとに評価する。各フェーズの換気設備の運用イメージを表 4－13 に示す。

Ⅰ：　放射性雲の通過前

放射性物質の放出開始以前においては室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。

Ⅱ：　陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化期間（放射性雲の通過中）

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により室内を陽圧化し，

室内への外気の流入を遮断することから，室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。

Ⅲ： 吸気位置を屋外とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化期間

本期間は放射性雲の通過後であることから，吸気位置を「屋外」とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。この期間で，フェーズⅣで可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の吸気位置とする「通路部」のパージを開始することを想定し，通路部の放射性物質濃度をパージの効果を考慮し計算する。パージ開始前の通路部の放射性物質濃度は，放射性雲通過中の屋外の濃度と同じとする。

Ⅳ： 吸気位置を通路部とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化期間

本期間における被ばくは，「可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の効果」及び「吸気位置（通路部）の放射性物質濃度」を基に，緊急時対策所内の放射性物質濃度を計算して評価する。

(b) 評価方法

外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内放射能濃度及び実効線量は以下により評価する。

イ. 緊急時対策所内放射能濃度の評価

緊急時対策所内の放射能濃度は，次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1-\eta) \cdot C_i^O(t) \cdot f_1 - C_i(t) \cdot f_1 - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで，

$C_i(t)$ ：時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度(Bq/m³)

V ：換気設備処理空間容積(m³)

η ：可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率(－)

$C_i^O(t)$ ：時刻 t における通路部での核種 i の濃度(Bq/m³)

$$\frac{d(V_A \cdot C_i^O(t))}{dt} = C_i(t) \cdot f_1 - C_i^O(t) \cdot f_1 - C_i^O(t) \cdot f_2 - \lambda_i \cdot V_A \cdot C_i^O(t)$$

f_1 ：可搬型陽圧化空調機の風量(m³/s)

f_2　：可搬型外気取入送風機等の風量(m^3/s)

λ_i　：核種ｉの崩壊定数(s^{-1})

V_A　：体積（通路部）(m^3)

ロ．　実効線量の評価

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量は，次に述べる放射性物質の吸入による内部被ばく及び放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

（イ）　放射性物質の吸入による内部被ばく

放射性物質の吸入による内部被ばくは，次式で評価する。

$$H_I^i = \int_0^T R \cdot H_\infty^i \cdot C_i(t)\,dt$$

ここで，

H_I^i　：核種ｉの吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv)

R　：呼吸率(m^3/s)（成人活動時の呼吸率 $1.2m^3/h$）

H_∞^i　：核種ｉの吸入摂取による成人の実効線量係数(Sv/Bq)

$C_i(t)$　：時刻ｔにおける緊急時対策所内の核種ｉの濃度(Bq/m^3)

T　：被ばく評価期間（5.184×10^5s）

［当初 24 時間を除く 6 日間（24h～168h）］

（ロ）　放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，次式で計算する。評価モデルは，緊急時対策所と体積が等価な半球状とし，半球の中心に要員がいるものとする。評価モデルを図 4－12 に示す。

$$H = \int_0^T 6.2\times10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot r}) \cdot C_\gamma(t)\,dt$$

ここで，

6.2×10^{-14}　：サブマージョンモデルによる換算係数($\frac{dis\cdot m^3\cdot Sv}{MeV\cdot Bq\cdot s}$)

H　：ガンマ線による外部被ばく実効線量(Sv)

E_γ　：ガンマ線実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ　：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数（$3.84\times10^{-3}/m$）

r　：外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径(m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_S}{2 \cdot \pi}}$$

V_S　　：外部被ばくに係る空間体積(m^3)*1

$C_\gamma(t)$　：時刻 t における緊急時対策所内の放射能濃度(Bq/m^3)
（ガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算値）

T　　：被ばく評価期間（5.184×10^5s）
［当初 24 時間を除く 6 日間（24h～168h）］

ここで，緊急時対策所滞在時の緊急時対策所周囲のエリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは以下により評価する。

i　評価の概要

隣接エリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，隣接エリア内の放射性物質濃度を基に，緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

ii　隣接エリア内放射能濃度

隣接エリア内の放射性物質濃度は，外気濃度と同じとする。

iii　隣接エリア内放射性物質の想定

隣接エリア内雰囲気中での放射性物質は一様混合し，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

iv　線源強度

評価で設定した隣接エリア内のガンマ線線源強度（7 日間積算値）を表 4－14 に示す。事故後 7 日間のガンマ線積算線源強度は，隣接エリア内の放射性物質のガンマ線エネルギを，エネルギ範囲によって区分して計算する。

v　評価モデル

評価モデルを図 4－13 に示す。線源範囲は，緊急時対策所に隣接するエリアとする。ただし，クラウドシャインガンマ線の評価に包絡されるエリア*2は除く。評価上考慮する遮蔽は，緊急時対策所遮蔽とする。

緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方を図 4－14 に示す。

vi　評価点

評価点は要員の滞在エリアが存在する区画を想定し，保守的に線源に近接した位置とする。評価点高さは床面から 1.5m とする。

vii　解析コードは，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いる。

注記＊1：緊急時対策所に滞在する要員が外部被ばくの影響をうける区画として，換気設備の処理区画の体積を保守的に切り上げた値を設定（緊急時対策所（対策本部）：$1000m^3$，緊急時対策所（待機場所）：$3300m^3$）。

＊2：ある浮遊線源からのガンマ線に対する遮蔽として，クラウドシャインガンマ線で考慮している遮蔽厚さを見込める場合，その線源からの影響はクラウドシャインガンマ線による影響に包含される。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表 4－15 に示す。

(c)　評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での実効線量を表 4

K7 ① V-1-9-3-2 R1

－16 に示す。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の要員に及ぼす実効線量の内訳を表 4－17 に示す。

(3) 判断基準への適合性

重大事故等時の緊急時対策所の要員の被ばく評価結果を下表に示す。

これに示すように，重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量は，7 日間で緊急時対策所（対策本部）で約 28mSv，緊急時対策所（待機場所）で約 46mSv である。

したがって，評価結果は判断基準の「対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

評価対象	実効線量(mSv/7 日間)
緊急時対策所（対策本部）	約 2.8×10^{1}
緊急時対策所（待機場所）	約 4.6×10^{1}

4.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1　評価方針

(1)　評価の概要

可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用した場合及び陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）による陽圧化を実施した場合において，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度（許容濃度未満）であることを評価する。本評価における滞在人数等は，保守的な結果となるよう設定する。

また，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用した場合及び陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し，設定する。

(2)　酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素濃度及び二酸化炭素許容濃度は，表4－18に示すとおり，可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）使用時の環境に応じた，適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ４６２２－2009)」(以下「ＪＥＡＣ４６２２－2009」という。)では，中央制御室居住性評価に係る二酸化炭素許容濃度は，「事務所衛生基準規則」に定める事務室内の二酸化炭素濃度である100万分の5000(0.5vol%)に準拠することとしている。可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）使用時の緊急時対策所内の環境は，ＪＥＡＣ４６２２－2009における中央制御室内の環境と同等と考えられることから，上記濃度（0.5vol%以下）に準拠し，二酸化炭素許容濃度とする。

また，二酸化炭素許容濃度を事務室内という一般的な環境下を想定して設定することを鑑み，可搬型陽圧化空調機（対策本部），可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部），陽圧化装置（待機場所）使用時の酸素許容濃度は，「酸素欠乏症等防止規則」に定める濃度（18vol%以上）に準拠する。

(3)　酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

緊急時対策所内を陽圧化し，その圧力を維持するために必要な流量並びに緊急時対策所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し，その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4－19及び表4－20に示す。なお，計算に使用する，呼吸量，酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化時間は，「審査ガイド」に基づき，放射性雲通過中の10時間とする。10時間連続で陽圧化装

K7 ① V-1-9-3-2 R1

置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により陽圧化した場合における換気流量，酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

a.　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用する場合

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は重大事故等発生後に使用する設備であるため，陽圧化状態において緊急時対策所内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足する設計とする。

(a)　緊急時対策所の陽圧化維持について

緊急時対策所のインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため，緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧力に陽圧化する。

緊急時対策所（対策本部）内の陽圧化圧力値は，以下に示すとおり約 13.6Pa，緊急時対策所（待機場所）内の陽圧化圧力値は，約 10.0Pa が必要であるため，緊急時対策所内の陽圧化圧力値は，余裕を考慮して周辺エリアより 20Pa 以上とする。

イ．　温度差を考慮した陽圧化圧力値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると，下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

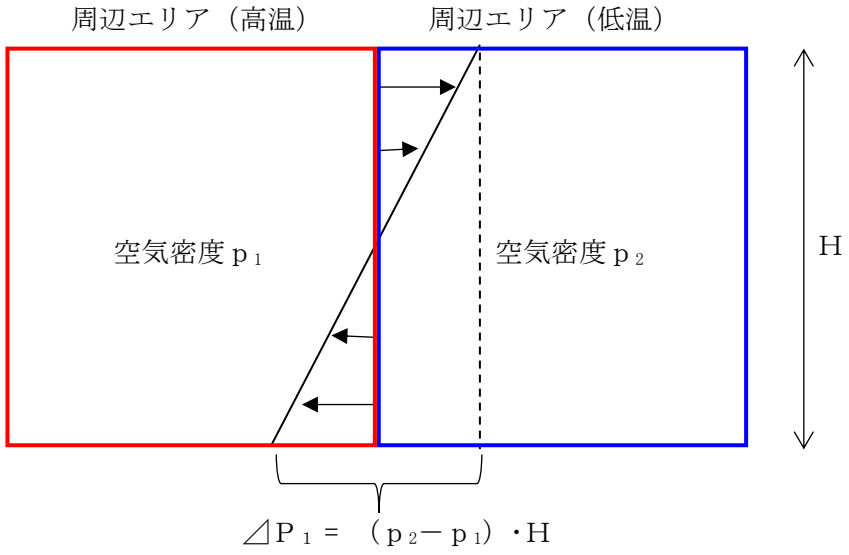
これら各々の方向に生じる圧力差の合計⊿P_1は次の式で表される。

$$\Delta P_1 = (p_2 - p_1) \cdot H$$

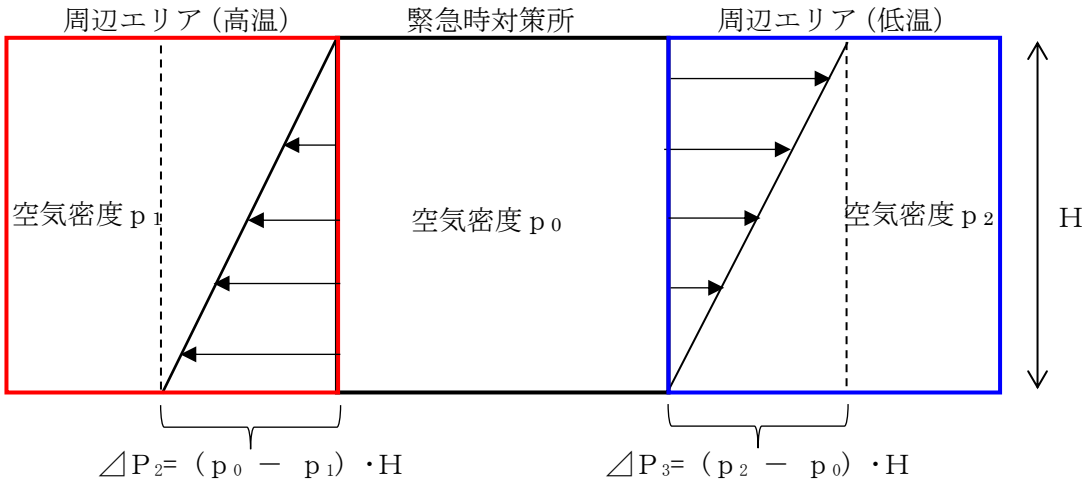
ここで，

p　：空気密度

H　：緊急時対策所の天井高さ



したがって，緊急時対策所を⊿P_1だけ陽圧化することにより，周辺エリアと温度差が生じても下図の圧力分布に示すように緊急時対策所へのインリークを防ぐことができる。



重大事故等時の緊急時対策所（対策本部）及び周辺エリアの温度は，重大事故等時の温度を 50℃，最低温度を－10.4℃とする。緊急時対策所（対策本部）の天井高さは約 5.5m であるため，以下のとおり 13.6Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，陽圧化を維持できる。

⊿P_1＝{(－10.4℃の乾き空気の密度)－(50℃の乾き空気の密度)}×天井高さ

＝(1.344－1.092)×5.5

＝1.386kg/m^2(≒13.6Pa)

また，重大事故等時の緊急時対策所（待機場所）及び周辺エリアの温度は，重大事故等時の温度を 40℃，最低温度を－10.4℃とする。緊急時対策所（待機場所）の天井高さは約 4.7m であるため，以下のとおり 10.0Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，陽圧化を維持できる。

⊿P_1＝{(－10.4℃の乾き空気の密度)－(40℃の乾き空気の密度)}×天井高さ

＝(1.344－1.128)×4.7

＝1.015kg/m^2(≒10.0Pa)

(b)　緊急時対策所の設計漏えい量について

緊急時対策所（対策本部）は，室内の内側を鋼鈑により溶接することから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって，緊急時対策所（対策本部）の設計漏えい量は，酸素濃度基準に基づく必要換気量に合わせた 64m^3/h 以下となる設計とし，緊急時対策所（対策本部）内の陽圧化を維持可能な設計とする。

緊急時対策所（待機場所）は，5 号機原子炉建屋地上 3 階の既設の部屋を流用することから，20Pa 以上に陽圧化した状態における気密性について，気密性能試験により

確認を実施した。気密性能試験結果として，3 回の測定結果から求まる回帰曲線（気密特性式）を図 4－15 に示す。図 4－15 に示すとおり，緊急時対策所（待機場所）内を 20Pa 以上に陽圧化した場合の設計漏えい量は 744m³/h となる。

(c) 緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度維持について

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$Q = c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b)$$
$$= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 86 \div (20.95 - 18.0)$$
$$= 63.7 \ (m^3/h)$$

n ：収容人数（86 名）
a ：初期酸素濃度（20.95vol%）
b ：許容酸素濃度（18vol%）
c ：成人の呼吸量（0.48m³/h/人）
d ：乾燥空気換算呼気酸素濃度（16.4vol%）

(d) 緊急時対策所（対策本部）の二酸化炭素濃度抑制について

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$Q = 100 \cdot M \cdot n / (C - C_0)$$
$$= 100 \times 0.030 \times 86 \div (0.5 - 0.039)$$
$$= 559.8 \ (m^3/h)$$

n ：人数（86 名）
C ：許容二酸化炭素濃度（0.5vol%）
C_0 ：初期二酸化炭素濃度（0.039vol%）
M ：二酸化炭素吐出し量（0.030m³/h/人）

(e) 緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度維持について

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$Q = c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b)$$
$$= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 98 \div (20.95 - 18.0)$$
$$= 72.5 \ (m^3/h)$$

ｎ：人数（98 名）
ａ：初期酸素濃度（20.95vol%）
ｂ：許容酸素濃度（18vol%）
ｃ：成人の呼吸量（0.48m^3/h/人）
ｄ：乾燥空気換算呼気酸素濃度（16.4vol%）

(f) 緊急時対策所（待機場所）の二酸化炭素濃度抑制について

二酸化炭素濃度を抑制するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$Q = 100 \cdot M \cdot n / (C - C_0)$$
$$= 100 \times 0.030 \times 98 \div (0.5 - 0.039)$$
$$= 637.7 \ (m^3/h)$$

ｎ ：人数（98 名）
Ｃ ：許容二酸化炭素濃度（0.5vol%）
C_0：初期二酸化炭素濃度（0.039vol%）
Ｍ ：二酸化炭素吐出し量（0.030m^3/h/人）

b. 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を 10 時間使用する場合

被ばく評価上の陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の陽圧化時間は，希ガス放出継続時間（10 時間）としているが，可搬型陽圧化空調機（対策本部）又は可搬型陽圧化空調機（待機場所）の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作も考慮し，放射性物質の放出継続時間（10 時間）に加え，追加で 30 分の空気ボンベ陽圧化を考慮する。

10 時間連続で陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により陽圧化した場合における換気流量と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

(a) 緊急時対策所の陽圧化維持について

緊急時対策所（対策本部）内及び緊急時対策所（待機場所）内の目標圧力は，「a. 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用する場合」と同様に 20Pa とする。

(b)で得られる計算結果を踏まえて「4.2.2 評価結果 (1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量」にて設定した換気流量を流した場合，目標圧力に達し，陽圧化維持を可能とする設計とする。

(b) 緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制について

緊急時対策所（対策本部）内空気の酸素濃度及び緊急時対策所（待機場所）内空気の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は下記の基礎式①を展開した式②により計算する。

$$V\frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \cdots\cdots \text{基礎式①}$$

$$= \left(C_0 - C\right) \cdot N \cdot V + M$$

$$= \left(C_0 - C\right) \cdot L + M$$

$$C = -\left\{C_0 - C' + \frac{M}{L}\right\} e^{\left(-\frac{L}{V}t'\right)} + C_0 + \frac{M}{L} \quad \cdots\cdots \text{式②}$$

M　：室内二酸化炭素発生量(m³/h)
V　：室内体積(m³)
C　：室内空気二酸化炭素濃度(vol%)
C_0　：外気又は空気ボンベの二酸化炭素濃度(vol%)
C’：空気ボンベに切替えた際の二酸化炭素濃度(vol%)
N　：空気流入率(回/h)
L　：換気量（＝N×V）(m³/h)
t　：時間(h)
t’：ボンベ切替以降の時間(h)

M，C，C_0，C’については，酸素の場合，二酸化炭素を酸素に置き換える。また，Mは酸素の場合，負の値となり，酸素消費量と置き換える。

(c)　緊急時対策所（対策本部）の二酸化炭素濃度抑制について

陽圧化装置（対策本部）使用時における 10 時間の陽圧化時において，緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素濃度を許容二酸化炭素濃度以下（0.5vol%）に抑制するため，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置を使用する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は，緊急時対策所（対策本部）内に収容可能人数の要員を収容した場合に想定される二酸化炭素発生量である 19.41m³に対し，実機によるモックアップ試験を行い，約［　　］の二酸化炭素を吸収できることを確認しており，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は，緊急時対策所（対策本部）を許容二酸化炭素濃度以下（0.5vol%）に抑制するために必要な二酸化炭素吸収性能を有していることを確認した。

以上より，陽圧化装置（対策本部）使用時における 10 時間の陽圧化時において，緊急時対策所（対策本部）内で発生する二酸化炭素については，5 号機原子炉建屋内緊

急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置により許容二酸化炭素濃度以下(0.5vol%)に抑制可能であることから，陽圧化装置（対策本部）の空気供給流量は，酸素基準の必要換気量である 64m³/h とする。

4.2.2 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

a. 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の場合

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量は，緊急時対策所（対策本部）内は 64m³/h，緊急時対策所（待機場所）内は 73m³/h，二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量は，緊急時対策所（対策本部）内は 560m³/h，緊急時対策所（待機場所）内は 638m³/h である。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）内の流量を 600m³/h とすれば，被ばく評価上の使用期間における平衡時の酸素濃度は緊急時対策所（対策本部）内で 20.63vol%となる。一方，二酸化炭素濃度は緊急時対策所（対策本部）内で 0.47vol%となり，緊急時対策所（対策本部）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満たすことができ，適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である 18vol%以上及び 0.5vol%以下をそれぞれ満足することができる。

上記のとおり設定した 600m³/h 以上の換気流量において，20Pa の目標圧力に達し，陽圧化維持を可能とする設計とする。

また，可搬型陽圧化空調機（待機場所）内の流量を 600m³/h/台以上×2 台とすれば，被ばく評価上の使用期間における平衡時の酸素濃度は緊急時対策所（待機場所）内で 20.77vol%となる。一方，二酸化炭素濃度は緊急時対策所（待機場所）内で 0.28vol%となり，緊急時対策所（待機場所）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満たすことができ，適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である 18vol%以上及び 0.5vol%以下をそれぞれ満足することができる。

上記のとおり設定した 600m³/h/台以上×2 台の換気流量において，20Pa の目標圧力に達し，陽圧化維持を可能とする設計とする。

b. 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を 10 時間使用する場合

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量は，緊急時対策所（対策本部）内は 64m³/h，緊急時対策所（待機場所）内は 73m³/h となり，二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量は，緊急時対策所（対策本部）内が 560m³/h，緊急時対策所（待機場所）内は 638m³/h となる。

なお，陽圧化装置（対策本部）の使用時については，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置により二酸化炭素濃度の上昇を抑制していることから，陽圧化装置(対策本部)の必要換気量は酸素基準の必要換気量である 64m³/h となる。一方，緊急時対策所（待機場所）の陽圧化維持に必要な空気供給量は，気密性能試験結果より 744m³/h となる。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の流量を緊急時対策所（対策本部）内は 64m³/h，緊急時対策所（待機場所）内は 744m³/h とすれば，陽圧化装置（対策

本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化 10 時間後の緊急時対策所（対策本部）内の酸素濃度は 19.29vol%，緊急時対策所（待機場所）内は，酸素濃度が 20.67vol%，二酸化炭素濃度が 0.43vol%となる。

また，可搬型陽圧化空調機（対策本部）又は可搬型陽圧化空調機（待機場所）の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作として，放射性雲の放出継続時間（10 時間）に加え，追加で 30 分の陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化を考慮した場合における緊急時対策所（対策本部）内の酸素濃度は 19.25vol%，緊急時対策所（待機場所）内は，酸素濃度が 20.67vol%，二酸化炭素濃度が 0.43vol%となる。

なお，緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素濃度は，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置により二酸化炭素濃度の上昇を抑制していることから，「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素許容濃度である 0.5vol%以下を維持することが可能であり，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満たすことができる。

上記のとおり設定した，緊急時対策所（対策本部）内で 64m^3/h 以上，緊急時対策所（待機場所）内で 744m^3/h 以上の換気流量において，20Pa の目標圧力に達し，陽圧化維持を可能とする設計とする。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を使用した場合における緊急時対策所（対策本部）内及び緊急時対策所（待機場所）内の酸素濃度，二酸化炭素濃度及び二酸化炭素吸収量の推移を図 4－16 及び図 4－17 に示す。

(2) 必要空気ボンベ個数

「4.2.2 評価結果 (1) b. 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を 10 時間使用する場合」より，必要な空気ボンベ個数は，1 個当たりの容量が 46.7L のもので，使用量を 5.5m^3/個とした場合，余裕を考慮し，緊急時対策所（対策本部）で 123 個，緊急時対策所（待機場所）で 1792 個，合計で 1915 個となる。この個数は，被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間 10 時間の緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の陽圧化を可能とする容量である。

4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ

緊急時対策所の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果，それぞれ判断基準を満足していることから，緊急時対策所の居住性を確保できると評価する。

5.　熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は，遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し，伝熱理論に基づいた解析手法により評価する。想定シナリオは「4.1　線量評価」と同じとする。

5.1　緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価

5.1.1　緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法

緊急時対策所遮蔽の表面に入射するガンマ線としては，直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線，クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が考えられる。このうち，遮蔽体に入射するガンマ線はグランドシャインガンマ線が支配的であることから，熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として，グランドシャインガンマ線による入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる緊急時対策所中心の天井上面とする。

5.1.2　緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており，評価上，コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の 7 日間積算のガンマ線発熱量を求め，温度上昇を次式から算出する。入射線量，ガンマ線発熱量及び遮蔽体の温度上昇について表 5－1 及び表 5－2 に示す。

$$\triangle T = Q \cdot 1000 / (c \cdot \rho)$$

$\triangle T$ ：温度上昇(℃)
Q ：7 日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm^3)
c ：コンクリートの比熱（1.05kJ/(kg・℃)）*
ρ ：コンクリートの密度（2.15g/cm^3）

注記＊：2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編，土木学会

5.2　二次遮蔽壁*の熱除去の評価

5.2.1　二次遮蔽壁における入射線量の設定方法

二次遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に，二次遮蔽壁への入射線量を約 53kGy/7 日間と設定する。

5.2.2　二次遮蔽壁における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており，評価上，コンクリートのみとして評価する。入射線量約 53kGy/7 日間から，二次遮蔽壁表面の 7 日間積算のガンマ線発熱量を求めると，約 1.1×10^{-1}kJ/cm^3 となる。これによる温度上昇を「5.1.2　緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

K7 ① V-1-9-3-2 R1

注記＊：6 号機及び 7 号機の原子炉建屋の二次遮蔽壁を指す。

5.3　温度上昇のまとめ

緊急時対策所のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は，緊急時対策所遮蔽で 1℃以下，二次遮蔽壁で約 51℃となり，「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977 年，日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177℃／周辺最高温度 149℃）以下であることを確認した。なお，本温度評価は，保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表 3－1　緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機フィルタユニット
及び緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機フィルタユニット除去効率一覧

名称		可搬型陽圧化空調機　フィルタユニット		
種類		－	高性能フィルタ	活性炭フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.97 以上 (0.15μｍ粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
	総合除去効率	%	99.97 以上 (0.15μｍ粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)

表 4－1　大気中への放出放射能量評価条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由
評価事象	福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度
炉心熱出力	3926MWt	定格熱出力
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力
運転時間	1サイクル当たり 10000時間（約417日）	1サイクル13ヶ月（約395日）を考慮して設定。
取替炉心の 燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類：約9.9×10^{18}Bq よう素類：約1.2×10^{19}Bq Cs類　：約1.3×10^{18}Bq Te類　：約5.8×10^{18}Bq Ba類　：約1.2×10^{19}Bq Ru類　：約2.1×10^{19}Bq Ce類　：約6.7×10^{19}Bq La類　：約4.5×10^{19}Bq （核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（24時間減衰値）（Bq/MW）」×「3926MW（定格熱出力）」（単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は，BWR共通条件として，柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び7号機と同じ装荷燃料（9×9燃料（A型）），運転時間（10000時間）で算出したABWRのサイクル末期の値を使用）
発災プラント	6号機及び7号機	審査ガイドを基に設定 4.2(3)h.同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。

表 4－1　大気中への放出放射能量評価条件（2/2）

項目	評価条件	選定理由
放射性物質の 大気中への 放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類　　：2.13% Te類　　：1.47% Ba類　　：0.0264% Ru類　　：7.53×10^{-8}% Ce類　　：1.51×10^{-4}% La類　　：3.87×10^{-5}%	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a.事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% よう素類：2.78% （CsI：95%、無機よう素：4.85%、有機よう素：0.15%） （NUREG-1465を参考に設定） Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10^{-8}% Ce類：1.51×10^{-4}% La類：3.87×10^{-5}%
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a.放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a.放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の 評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3.判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表 4－2　放射性物質の炉内蓄積量

核種類	単位熱出力当たりの 炉心内蔵量(Bq/MW)	炉内蓄積量(Bq) (24 時間減衰値)
希ガス類	約 6.6×10^{15}	約 9.9×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 1.2×10^{19}
Cs 類	約 3.4×10^{14}	約 1.3×10^{18}
Te 類	約 2.4×10^{15}	約 5.8×10^{18}
Ba 類	約 7.3×10^{15}	約 1.2×10^{19}
Ru 類	約 7.3×10^{15}	約 2.1×10^{19}
Ce 類	約 2.3×10^{16}	約 6.7×10^{19}
La 類	約 1.7×10^{16}	約 4.5×10^{19}

表 4－3　放射性物質の大気中への放出量

核種類	炉内蓄積量(Bq) (24 時間減衰値)	放出放射能量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 9.9×10^{18}	約 8.8×10^{18}
よう素類	約 1.2×10^{19}	約 3.2×10^{17}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 2.8×10^{16}
Te 類	約 5.8×10^{18}	約 7.8×10^{16}
Ba 類	約 1.2×10^{19}	約 3.1×10^{15}
Ru 類	約 2.1×10^{19}	約 1.4×10^{10}
Ce 類	約 6.7×10^{19}	約 9.7×10^{13}
La 類	約 4.5×10^{19}	約 1.4×10^{13}

表 4－4　原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核種類	事故直前の 炉心内蔵量(Bq)	原子炉建屋内の 積算崩壊数*(Bq・s)
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 1.0×10^{24}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.4×10^{23}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 1.5×10^{23}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 1.9×10^{23}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^{23}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 1.1×10^{22}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{22}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 2.8×10^{22}

注記＊　：事故発生直後から 7 日間の積算崩壊数を示す。

表 4－5　重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に
使用する大気拡散評価条件（1/2）

項目	評価条件	備考
評価点	緊急時対策所（対策本部）中心 （地上 0m） 緊急時対策所（待機場所）中心 （地上 0m）	建屋巻込みの影響を受ける場合には，緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので，緊急時対策所中心を代表点として設定。
放射性物質の放出源	放出源： 6 号機原子炉建屋中心 7 号機原子炉建屋中心	放射性物質漏えいは原子炉格納容器から発生すること，また，原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋内で拡散すると考えられることから，放射性物質の放出源位置としては原子炉建屋中心を想定する。
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	－
実効放出継続時間	10時間	－
評価距離	（6 号機原子炉建屋中心） 緊急時対策所（対策本部）：146m 緊急時対策所（待機場所）：164m （7 号機原子炉建屋中心） 緊急時対策所（対策本部）：278m 緊急時対策所（待機場所）：297m	－
建屋による巻込み効果	建屋の影響あり	－

表 4－5　重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に
使用する大気拡散評価条件（2/2）

項目	評価条件	備考
着目方位 （同一方位と見なす方位）	緊急時対策所（対策本部） 6 号機：4 方位（NNW,N,NNE,NE） 7 号機：2 方位（N,NNE） 緊急時対策所（待機場所） 6 号機：3 方位（N,NNE,NE） 7 号機：2 方位（N,NNE）	建屋＋0.5Lの範囲を包絡する方位を対象とする（図4－3参照）。
建屋の風向方向の投影面積	1931m^2	建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，原子炉建屋の全ての方位の投影面積の中で最小面積となる東（西）方向の断面積を切り下げた数値を全ての方位の計算の入力として共通に適用する（図4－4参照）。
建屋の形状係数	0.5	気象指針どおり。
気象データ	1985年10月～1986年9月までに観測された地表付近を代表する地上高10m（標高20m）地点の風向，風速データを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風（地上高10m）の気象データを使用 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく，気象データの代表性が確認された1985年10月～1986年9月の1年間の気象データを使用

表 4－6　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線評価用 7 日間積算線源強度

エネルギ(MeV)		積算線源強度(photons) (単一号機当たり) (168 時間後時点)
下限	上限 (代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.0×10^{23}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.6×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{22}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 5.8×10^{22}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.9×10^{23}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 2.9×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.4×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.9×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.6×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 1.5×10^{23}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 5.2×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 2.3×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 2.6×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.1×10^{23}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 2.2×10^{23}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 7.5×10^{22}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 2.3×10^{21}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 3.6×10^{22}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 6.8×10^{21}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.4×10^{22}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 1.3×10^{22}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 7.9×10^{20}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 1.3×10^{19}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 1.3×10^{19}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 8.9×10^{11}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 8.9×10^{11}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 8.9×10^{11}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 8.9×10^{11}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 1.0×10^{11}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 1.0×10^{11}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 1.0×10^{11}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 1.0×10^{11}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 3.1×10^{10}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.6×10^{10}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0

表 4－7　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	緊急時対策所（対策本部）	約2.8×10^{0}
	緊急時対策所（待機場所）	約2.1×10^{0}

表4－8　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
クラウドシャイン	緊急時対策所（対策本部）	約2.9×10^{-1}
	緊急時対策所（待機場所）	約2.3×10^{-1}

表4－9　地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	備考
地表面への 沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：沈着なし 希ガス　　：沈着なし	線量目標値評価指針*1を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 NRPB-R322*3によると，有機よう素の乾性沈着速度は0.001cm/sであり，エアロゾルや無機よう素の沈着速度に比べて小さく，地表面沈着による影響は無視できるものと考え，評価対象外とする。

注記＊1 ：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

＊2 ：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”

＊3 ：NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report

表 4－10　大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核種類	放出放射能量(Bq) (gross 値)	地表面沈着濃度(Bq・s/m^2) (7 日間積算値)（6 号機及び 7 号機起因の合計）	
		緊急時対策所（対策本部）	緊急時対策所（待機場所）
よう素類	約 3.2×10^{17}	約 2.7×10^{17}	約 1.8×10^{17}
Cs 類	約 2.8×10^{16}	約 7.5×10^{16}	約 5.1×10^{16}
Te 類	約 7.8×10^{16}	約 1.2×10^{17}	約 7.9×10^{16}
Ba 類	約 3.1×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 4.9×10^{15}
Ru 類	約 1.4×10^{10}	約 2.3×10^{10}	約 1.6×10^{10}
Ce 類	約 9.7×10^{13}	約 1.5×10^{14}	約 1.0×10^{14}
La 類	約 1.4×10^{13}	約 3.0×10^{13}	約 2.0×10^{13}

表 4－11　グランドシャイン評価用 7 日間積算線源強度

エネルギ(MeV)		積算線源強度(photons/m^2) (6 号機及び 7 号機合計)（168 時間後時点）	
下限	上限 (代表エネルギ)	緊急時対策所(対策本部)	緊急時対策所(待機場所)
－	1.00×10^{-2}	約 5.6×10^{15}	約 3.8×10^{15}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 5.6×10^{15}	約 3.8×10^{15}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 7.9×10^{16}	約 5.4×10^{16}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.8×10^{16}	約 1.2×10^{16}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 8.7×10^{15}	約 5.9×10^{15}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 5.8×10^{15}	約 3.9×10^{15}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 1.1×10^{15}	約 7.5×10^{14}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 5.6×10^{15}	約 3.8×10^{15}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.1×10^{15}	約 3.4×10^{15}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 3.8×10^{16}	約 2.6×10^{16}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 7.6×10^{16}	約 5.1×10^{16}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.2×10^{17}	約 8.0×10^{16}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 5.9×10^{16}	約 4.0×10^{16}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 7.7×10^{16}	約 5.2×10^{16}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.6×10^{15}	約 1.7×10^{15}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 1.1×10^{17}	約 7.7×10^{16}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.3×10^{17}	約 8.7×10^{16}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 5.6×10^{16}	約 3.8×10^{16}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 1.1×10^{17}	約 7.6×10^{16}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 2.6×10^{16}	約 1.7×10^{16}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 7.8×10^{14}	約 5.3×10^{14}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.3×10^{16}	約 8.5×10^{15}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 9.4×10^{14}	約 6.4×10^{14}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 2.0×10^{15}	約 1.4×10^{15}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.0×10^{15}	約 1.4×10^{15}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 4.4×10^{13}	約 3.0×10^{13}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 3.7×10^{8}	約 2.5×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 3.7×10^{8}	約 2.5×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 7.6×10^{2}	約 5.1×10^{2}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 7.6×10^{2}	約 5.1×10^{2}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 7.6×10^{2}	約 5.1×10^{2}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 7.6×10^{2}	約 5.1×10^{2}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 8.7×10^{1}	約 5.9×10^{1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 8.7×10^{1}	約 5.9×10^{1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 8.7×10^{1}	約 5.9×10^{1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 8.7×10^{1}	約 5.9×10^{1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 2.7×10^{1}	約 1.8×10^{1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.3×10^{1}	約 9.0×10^{0}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0	0
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0	0
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0	0

表 4－12　グランドシャインによる実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
グランドシャイン	緊急時対策所（対策本部）	約2.1×10[1]
	緊急時対策所（待機場所）	約4.2×10[1]

表 4－13　緊急時対策所の換気設備条件（1/3）

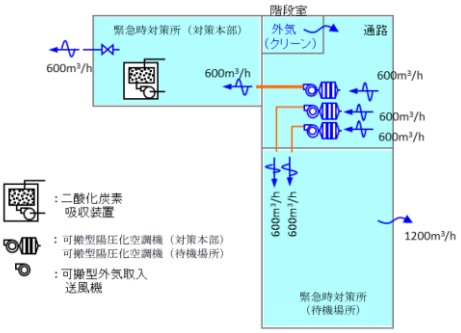
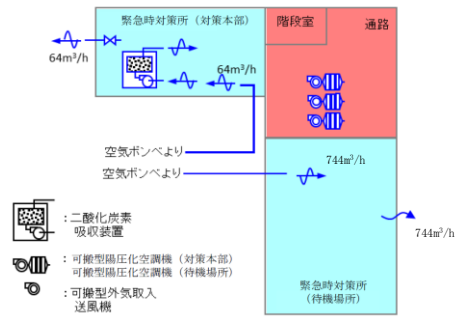
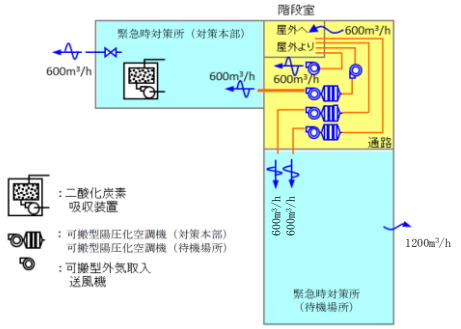
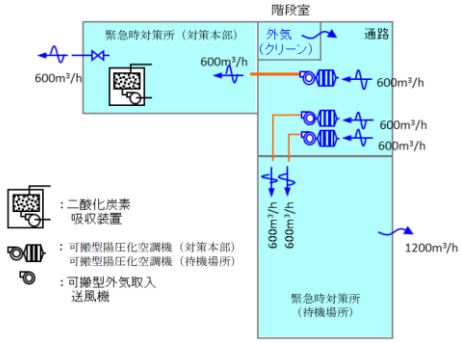
期間	運転モードイメージ図	備考
事象発生～24h	フェーズⅠ：0～24h（放射性雲通過前） 	・可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を起動し，高性能フィルタ及び活性炭フィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む。
24h～34h	フェーズⅡ：24～34h（放射性雲通過中） 	・陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し，緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 ・通路部に放射性雲が侵入することを想定する。
34h～44h	フェーズⅢ：34～44h（通路パージ中） 	・吸気位置を「屋外」とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）によって，緊急時対策所を陽圧化する。 ・通路部のパージを実施し，通路部の放射性物質濃度を低減する。
44h～168h	フェーズⅣ：44～（可搬型陽圧化空調機による陽圧化） 	・吸気位置を通路部に戻し，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化する。

表 4－13　緊急時対策所の換気設備条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由
陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の空気供給量	陽圧化装置（対策本部） 0　～　24h　：　0m^3/h 24　～　34h　：　64m^3/h 34　～　168h　：　0m^3/h 陽圧化装置（待機場所） 0　～　24h　：　0m^3/h 24　～　34h　：　744m^3/h 34　～　168h　：　0m^3/h	設計値を基に設定。放射性雲通過中は，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し，外気の流入を防止できる設定としている。
可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の風量	可搬型陽圧化空調機（対策本部） 0　～　24h　：　600m^3/h 24　～　34h　：　0m^3/h 34　～　168h　：　600m^3/h 可搬型陽圧化空調機（待機場所） 0　～　24h　：　1200m^3/h 24　～　34h　：　0m^3/h 34　～　168h　：　1200m^3/h	設計値を基に設定。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化していない期間は，可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により，緊急時対策所を陽圧化する設計としている。
可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の高性能フィルタの除去効率	希ガス　：0% 無機よう素　：0% 有機よう素　：0% エアロゾル粒子　：99.9%	設計値を基に設定
可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の活性炭フィルタの除去効率	希ガス　：0% 無機よう素　：99.9% 有機よう素　：99.9% エアロゾル粒子　：0%	同上

表 4－13　緊急時対策所の換気設備条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由
緊急時対策所への 外気流入量	0～168h：0m^3/h	重大事故等時には，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）並びに可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し，フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設定としている。
緊急時対策所の 空調バウンダリ体積	緊急時対策所（対策本部）：1000m^3 緊急時対策所（待機場所）：3300m^3	設計値を基に，被ばく線量の観点から保守的に大きめに設定。
通路部のパージによる 濃度評価条件	通路部の体積*：1000m^3 パージ風量 0～24h　：0m^3/h 24～34h　：0m^3/h 34～168h　：600m^3/h	設計値及び運用を基に保守的に設定。なお，34h以降は，600m^3/hによる換気が継続すると想定する（44h以降は可搬型外気取入送風機による通路部のパージは終了しているが，緊急時対策所（待機場所）の評価では可搬型陽圧化空調機（対策本部），緊急時対策所（対策本部）の評価では可搬型陽圧化空調機（待機場所）の吸気による換気が発生していると想定）。

注記＊：設計値より大きめに設定。放射性物質の濃度変化が遅くなり，評価上保守的。

表 4－14　隣接エリア内の積算線源強度

エネルギ(MeV)		積算線源強度(photons/m³) (6 号機及び 7 号機合計)（168 時間後時点）	
下限	上限 (代表エネルギ)	緊急時対策所(対策本部)	緊急時対策所(待機場所)
－	1.00×10^{-2}	約 6.0×10^{13}	約 4.0×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 6.0×10^{13}	約 4.0×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 8.9×10^{13}	約 6.0×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.3×10^{15}	約 9.0×10^{14}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 4.7×10^{12}	約 3.2×10^{12}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 3.1×10^{12}	約 2.1×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 1.9×10^{14}	約 1.3×10^{14}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 9.7×10^{14}	約 6.5×10^{14}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 2.9×10^{12}	約 2.0×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 2.2×10^{14}	約 1.5×10^{14}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 4.4×10^{14}	約 3.0×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 3.0×10^{13}	約 2.0×10^{13}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.5×10^{13}	約 1.0×10^{13}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 5.2×10^{13}	約 3.5×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 1.7×10^{12}	約 1.2×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 7.6×10^{13}	約 5.1×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 8.6×10^{13}	約 5.9×10^{13}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 3.6×10^{13}	約 2.4×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 7.1×10^{13}	約 4.8×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 1.8×10^{13}	約 1.2×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 5.6×10^{11}	約 3.8×10^{11}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 8.9×10^{12}	約 6.0×10^{12}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 1.0×10^{12}	約 7.0×10^{11}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 2.2×10^{12}	約 1.5×10^{12}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.5×10^{12}	約 1.7×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 4.6×10^{10}	約 3.1×10^{10}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 1.0×10^{6}	約 7.1×10^{5}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 1.0×10^{6}	約 7.1×10^{5}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 1.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-2}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 1.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-2}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 1.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-2}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 1.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-2}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 1.5×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 1.5×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 1.5×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 1.5×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 4.5×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 2.2×10^{-3}	約 1.5×10^{-3}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0	0
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0	0
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0	0

表 4－15　線量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） I-131：2.0×10^{-8}Sv/Bq I-132：3.1×10^{-10}Sv/Bq I-133：4.0×10^{-9}Sv/Bq I-134：1.5×10^{-10}Sv/Bq I-135：9.2×10^{-10}Sv/Bq Cs-134：2.0×10^{-8}Sv/Bq Cs-136：2.8×10^{-9}Sv/Bq Cs-137：3.9×10^{-8}Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71*1, 72*2に基づく	ICRP Publication 71*1, 72*2に基づく	－
呼吸率	$1.2m^3/h$	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針*3及びICRP Publication71*1に基づく	被ばく評価手法（内規） 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T RH_\infty C_I(t)dt$ H_I：よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv) R:呼吸率(成人活動時)(m^3/s) H_∞：よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数(Sv/Bq) $C_I(t)$：時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度(I-131等価量)(Bq/m^3) T：計算期間(30日間)(s)

注記＊1：ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

＊2：ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

＊3：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）

表 4－16　外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
ガンマ線による外部被ばく	緊急時対策所（対策本部）	約3.0×10^{0}
	緊急時対策所（待機場所）	約1.4×10^{0}
吸入による内部被ばく	緊急時対策所（対策本部）	0.1以下
	緊急時対策所（待機場所）	0.1以下
合計	緊急時対策所（対策本部）	約3.1×10^{0}
	緊急時対策所（待機場所）	約1.5×10^{0}

表 4－17　重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量の内訳（1/2）
（緊急時対策所（対策本部））

被ばく経路	7 日間での実効線量(mSv)		
	6 号機	7 号機	合計
①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.5×10^{0}	約 3.9×10^{-1}	約 2.8×10^{0}
②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 9.5×10^{-2}	約 2.9×10^{-1}
③室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.4×10^{0}	約 6.7×10^{-1}	約 3.1×10^{0}
（内訳） 内部被ばく 外部被ばく（緊急時対策所（対策本部）内線源） 外部被ばく（隣接エリア内線源）	 0.1 以下 約 1.0×10^{-1} 約 2.3×10^{0}	 0.1 以下 0.1 以下 約 6.2×10^{-1}	 0.1 以下 約 1.3×10^{-1} 約 2.9×10^{0}
④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.7×10^{1}	約 4.6×10^{0}	約 2.1×10^{1}
合計（①＋②＋③＋④）	約 2.2×10^{1}	約 5.7×10^{0}	約 2.8×10^{1}

表 4－17　重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量の内訳（2/2）
（緊急時対策所（待機場所））

被ばく経路	7 日間での実効線量(mSv)		
	6 号機	7 号機	合計
①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.8×10^{0}	約 3.1×10^{-1}	約 2.1×10^{0}
②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.4×10^{-1}	約 9.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
③室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^{0}	約 4.3×10^{-1}	約 1.5×10^{0}
（内訳） 内部被ばく 外部被ばく（緊急時対策所（待機場所）内線源） 外部被ばく（隣接エリア内線源）	 0.1 以下 0.1 以下 約 9.3×10^{-1}	 0.1 以下 0.1 以下 約 3.8×10^{-1}	 0.1 以下 約 1.2×10^{-1} 約 1.3×10^{0}
④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.0×10^{1}	約 1.2×10^{1}	約 4.2×10^{1}
合計（①＋②＋③＋④）	約 3.3×10^{1}	約 1.3×10^{1}	約 4.6×10^{1}

表 4－18　酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18vol%以上	「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は，当該濃度以上とする換気設備の性能を要求）
二酸化炭素濃度	0.5vol%以下	「労働安全衛生法（事務所衛生基準規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は，当該濃度以下とする換気設備の性能を要求）

表 4－19　緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件		設定理由	備考
人数	86 人		緊急時対策所（対策本部）に収容する想定最大人数として設定。	
体積 （対策本部バウンダリ）	900m^3		緊急時対策所（対策本部）を陽圧化する範囲のバウンダリ体積として保守的に小さめに設定。	図 4－11 参照
評価期間	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間。	
	10 時間		被ばく評価上，緊急時対策所（対策本部）を陽圧化装置（対策本部）にて陽圧化する期間。	
空気流入	なし		保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	7 日間	20.95 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用。	
	10 時間	20.63 vol%	陽圧化装置（対策本部）による陽圧化開始前の酸素濃度を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	7 日間	0.039 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定。	
	10 時間	0.469 vol%	陽圧化装置（対策本部）による陽圧化開始前の二酸化炭素濃度を基に設定。	
酸素消費量	0.48m^3/h		「空気調和・衛生工学便覧」より，準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用。	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	0.03m^3/h		「空気調和・衛生工学便覧」より，準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」を引用。	1 人当たりの吐出し量

表 4－20　緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件		設定理由	備考
人数	98 人		緊急時対策所（待機場所）に収容する想定最大人数として設定。	
体積 （待機場所バウンダリ）	3000m^3		緊急時対策所（待機場所）を陽圧化する範囲のバウンダリ体積として保守的に小さめに設定。	図 4－11 参照
評価期間	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間。	
	10 時間		被ばく評価上，緊急時対策所（待機場所）を陽圧化装置（待機場所）にて陽圧化する期間。	
空気流入	なし		保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	7 日間	20.95 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用。	
	10 時間	20.77 vol%	陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始前の酸素濃度を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	7 日間	0.039 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定。	
	10 時間	0.284 vol%	陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始前の二酸化炭素濃度を基に設定。	
酸素消費量	0.48m^3/h		「空気調和・衛生工学便覧」より，準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用。	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	0.03m^3/h		「空気調和・衛生工学便覧」より，準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」を引用。	1 人当たりの吐出し量

表 5－1　対策本部遮蔽壁のガンマ線による温度上昇

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm^3)	温度上昇(℃)
グランドシャインガンマ線	6 号機	約 9.8×10^{2}	約 2.1×10^{-3}	約 9.4×10^{-1}
	7 号機	約 2.7×10^{2}	約 5.7×10^{-4}	約 2.5×10^{-1}
合計				約 1.2×10^{0}

表 5－2　待機場所遮蔽壁のガンマ線による温度上昇

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm^3)	温度上昇(℃)
グランドシャインガンマ線	6 号機	約 6.0×10^{2}	約 1.3×10^{-3}	約 5.7×10^{-1}
	7 号機	約 2.5×10^{2}	約 5.3×10^{-4}	約 2.3×10^{-1}
合計				約 8.1×10^{-1}

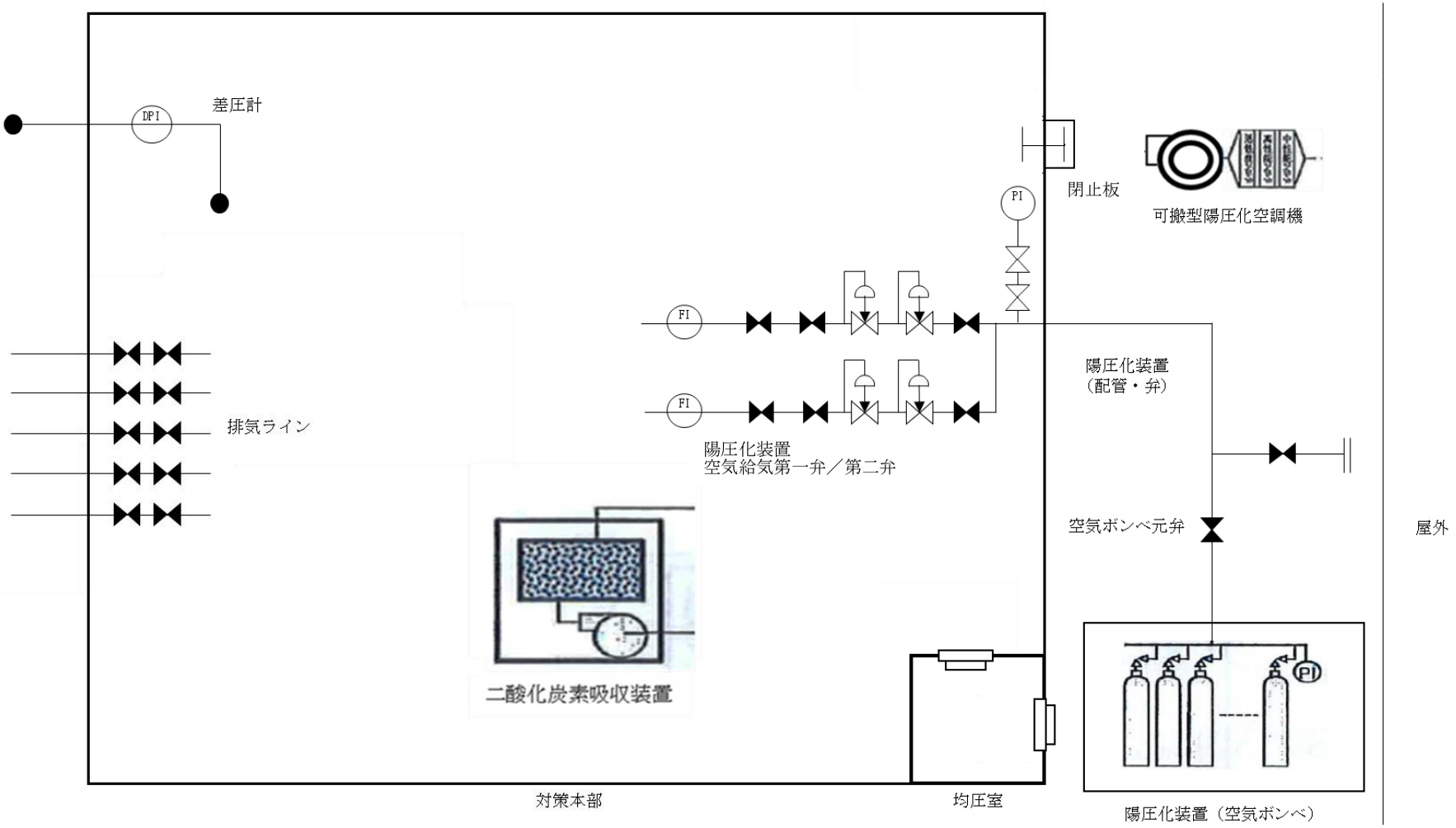


図３－１　緊急時対策所（対策本部）換気空調系　構成図

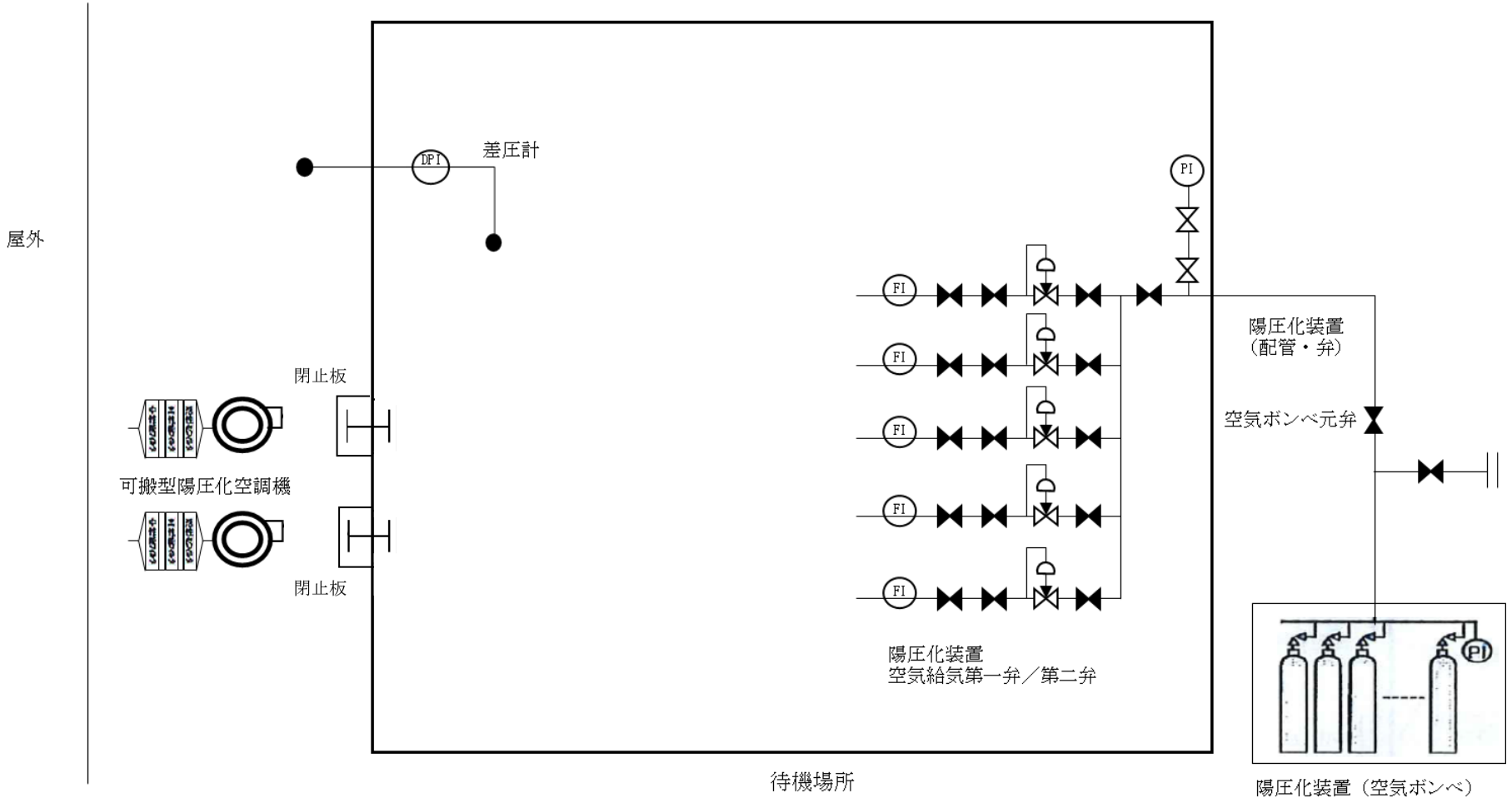


図３－２　緊急時対策所（待機場所）換気空調系　構成図

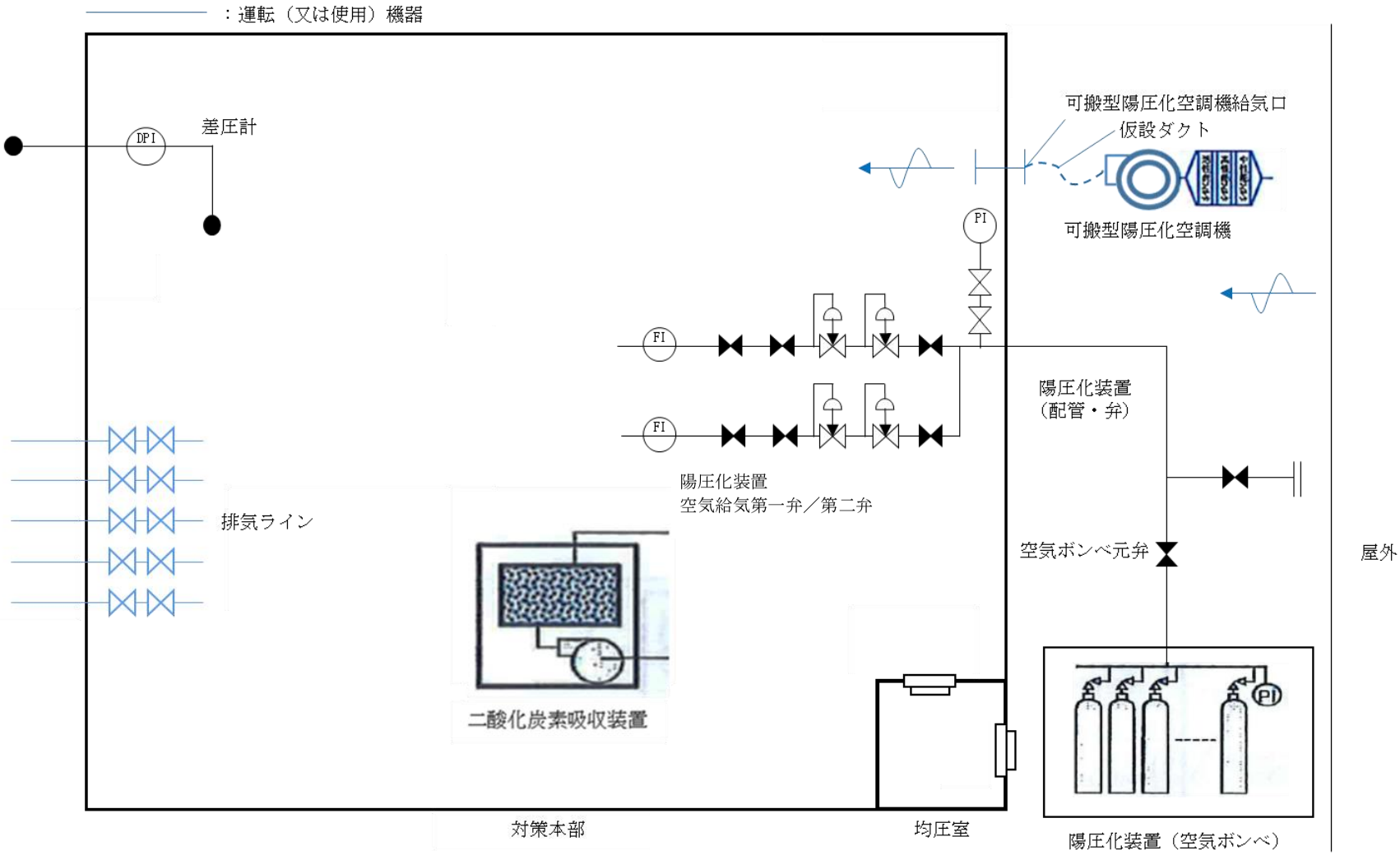


図３－３　緊急時対策所（対策本部）換気空調系　構成図

（放射性雲通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機（対策本部）による陽圧化）

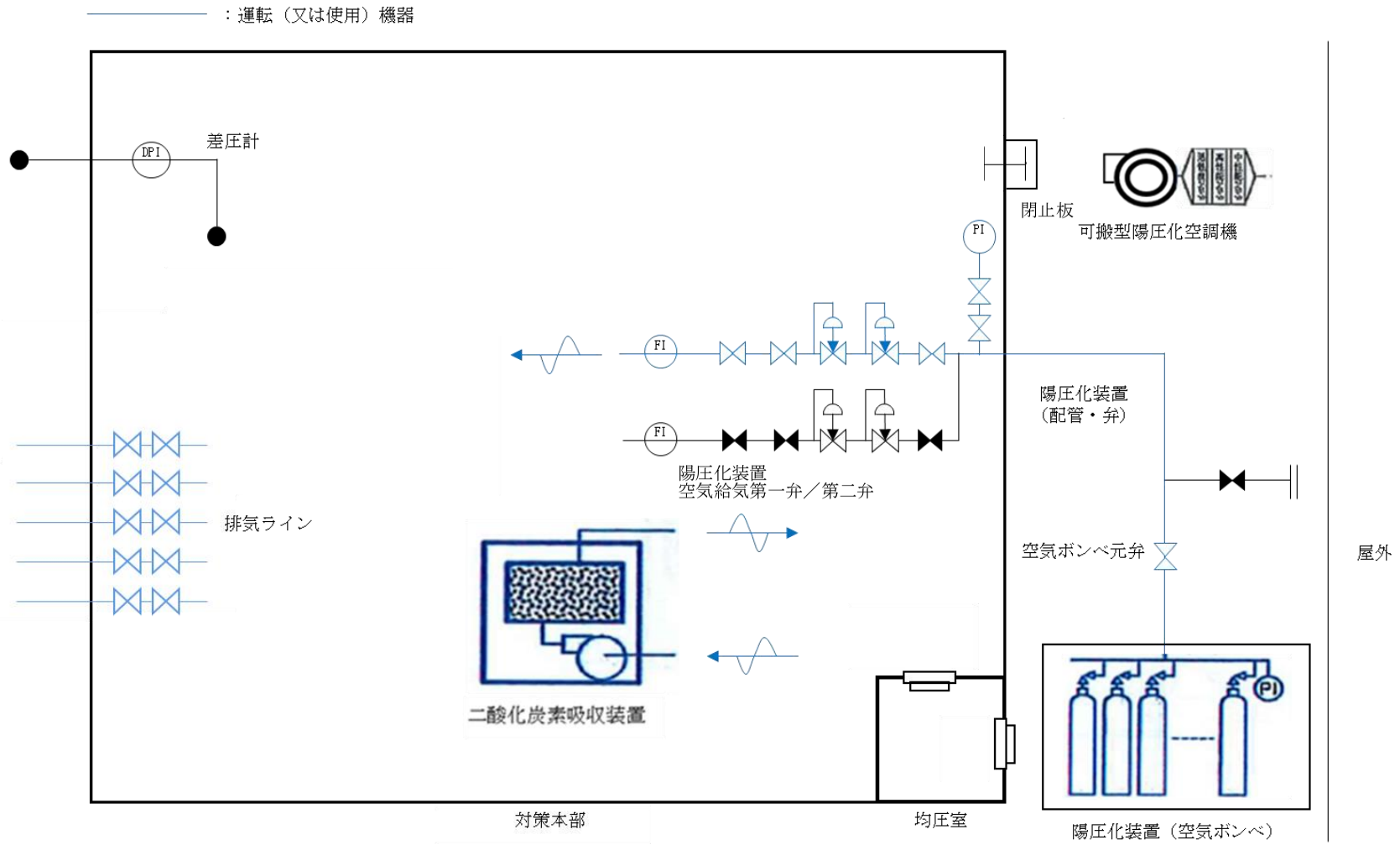


図３－４　緊急時対策所（対策本部）換気空調系　構成図
（放射性雲通過中：陽圧化装置（対策本部）による陽圧化）

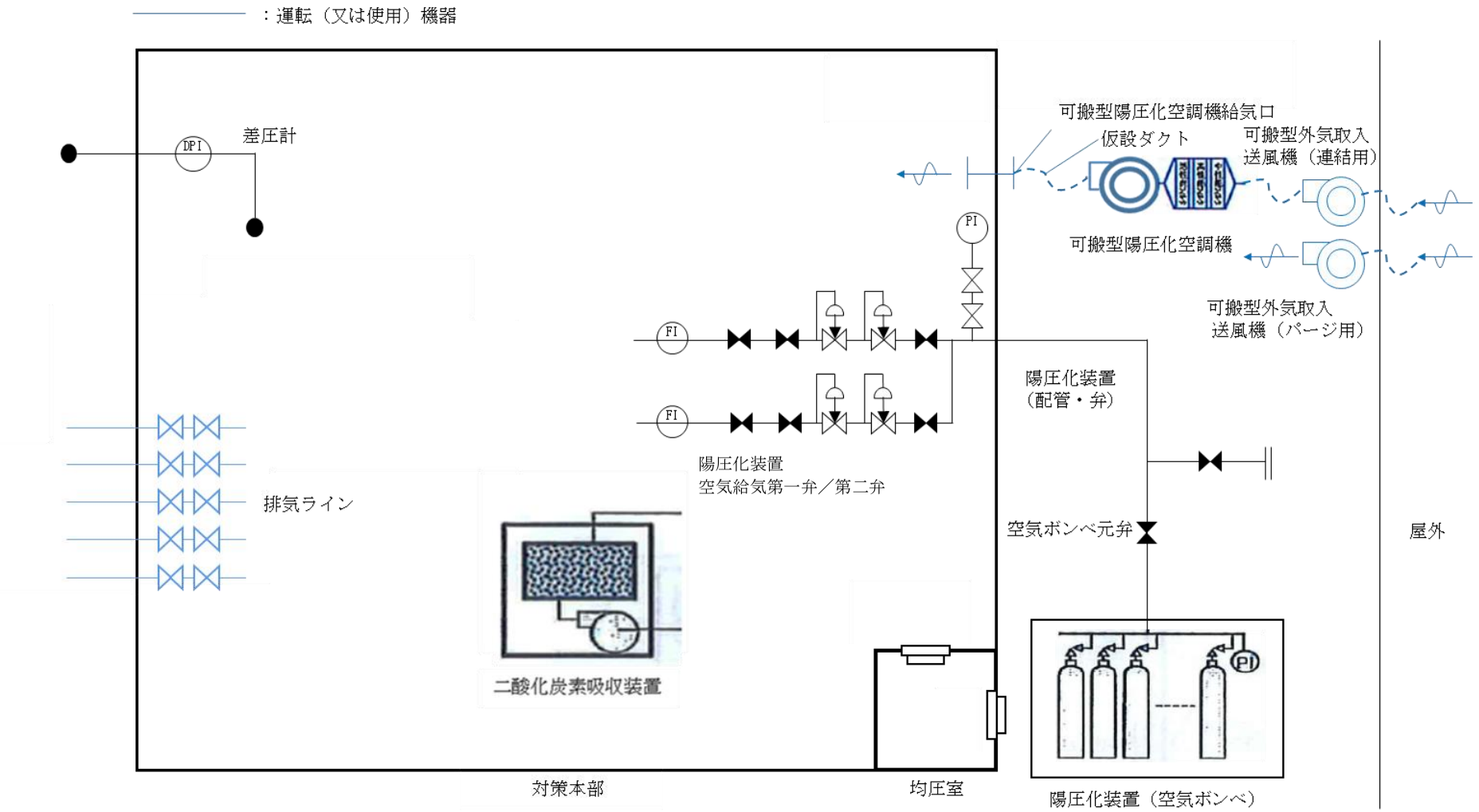


図３－５　緊急時対策所（対策本部）換気空調系　構成図

（放射性雲通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合：可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機（対策本部）の連結運用による外気取り入れ陽圧化，並びに建屋内空気置換）

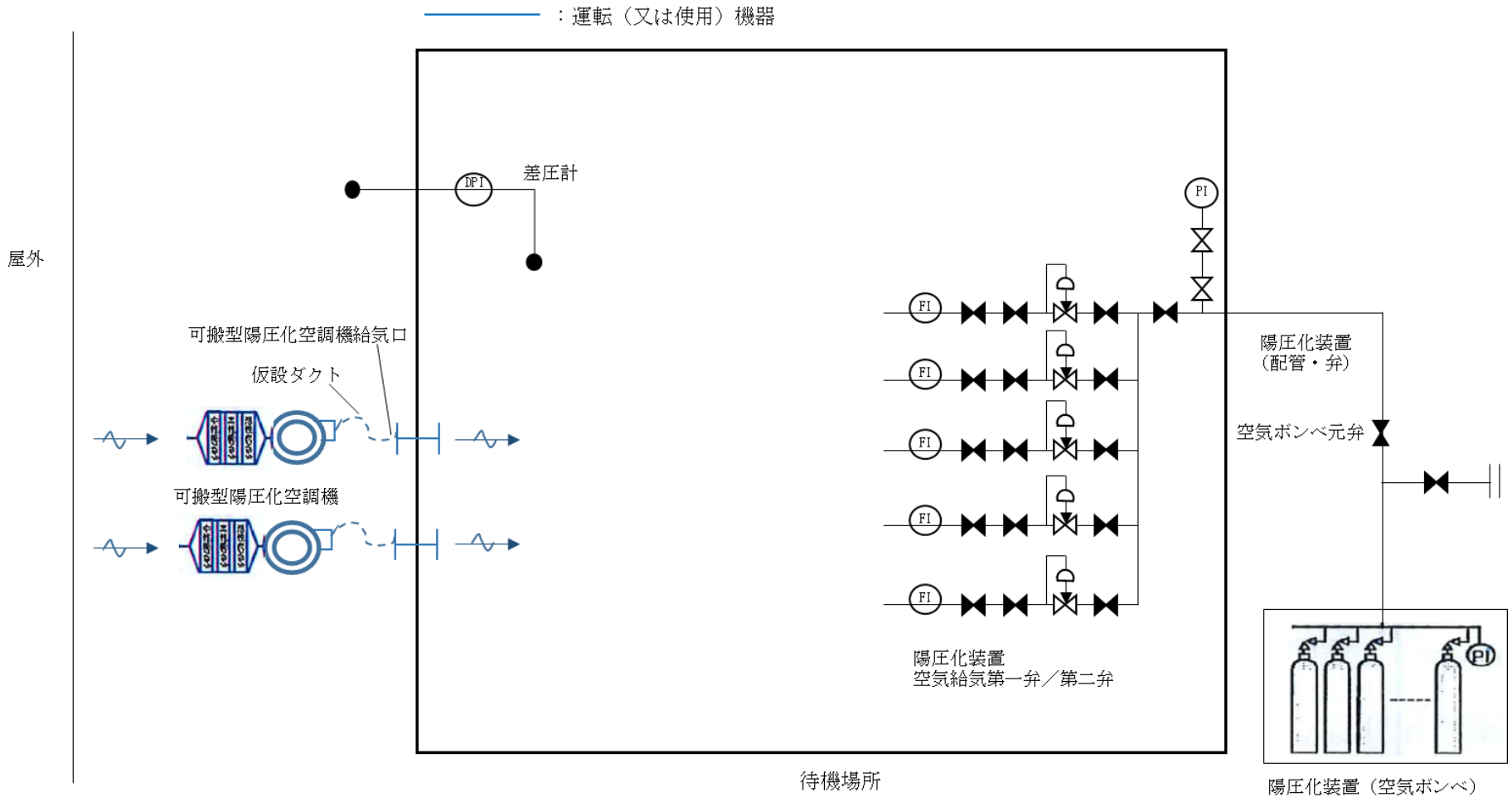


図３－６　緊急時対策所（待機場所）換気空調系　構成図
（放射性雲通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化）

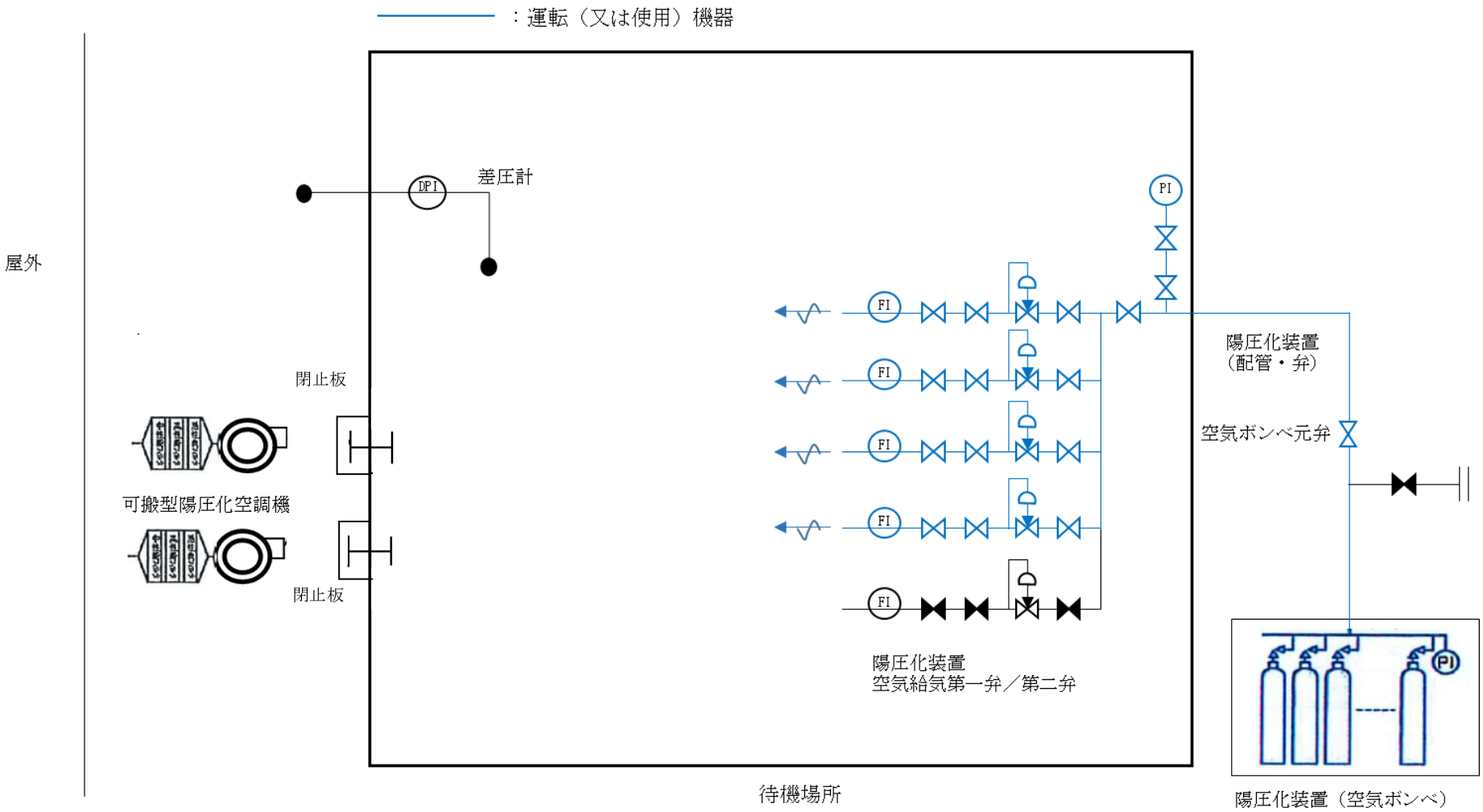


図３－７　緊急時対策所（待機場所）換気空調系　構成図
（放射性雲通過中：陽圧化装置（待機場所）による陽圧化）

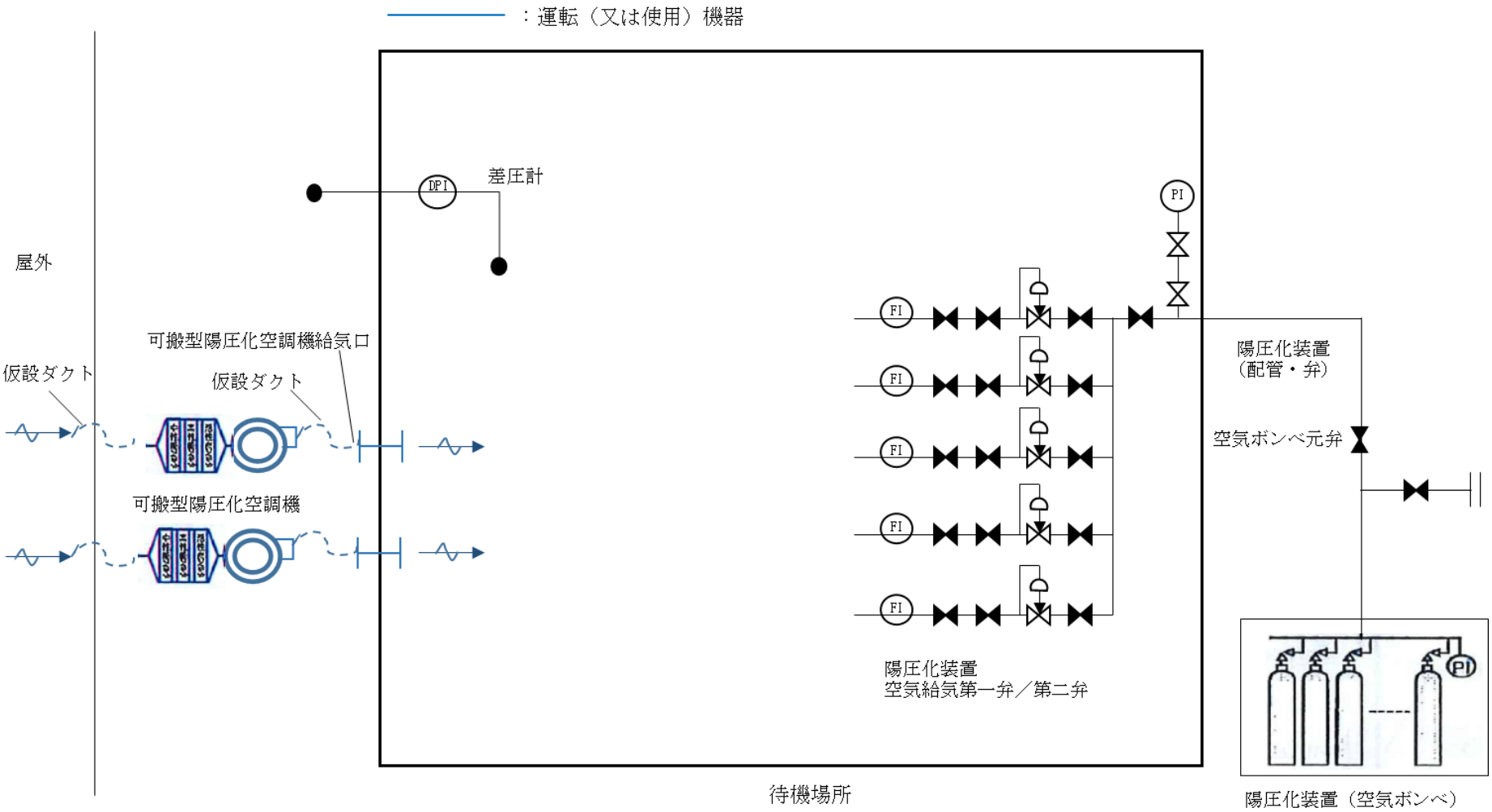
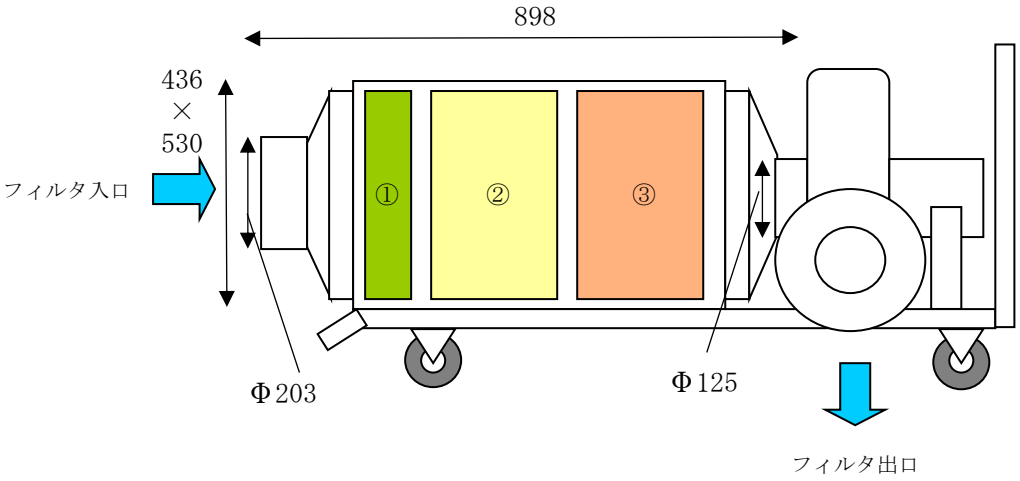


図３－８　緊急時対策所（待機場所）換気空調系　構成図
（放射性雲通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合
：可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化）



（単位：mm）

① プレフィルタ
② 高性能フィルタ
③ 活性炭フィルタ

図 3－9　可搬型陽圧化空調機（対策本部）フィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）フィルタユニット概略図

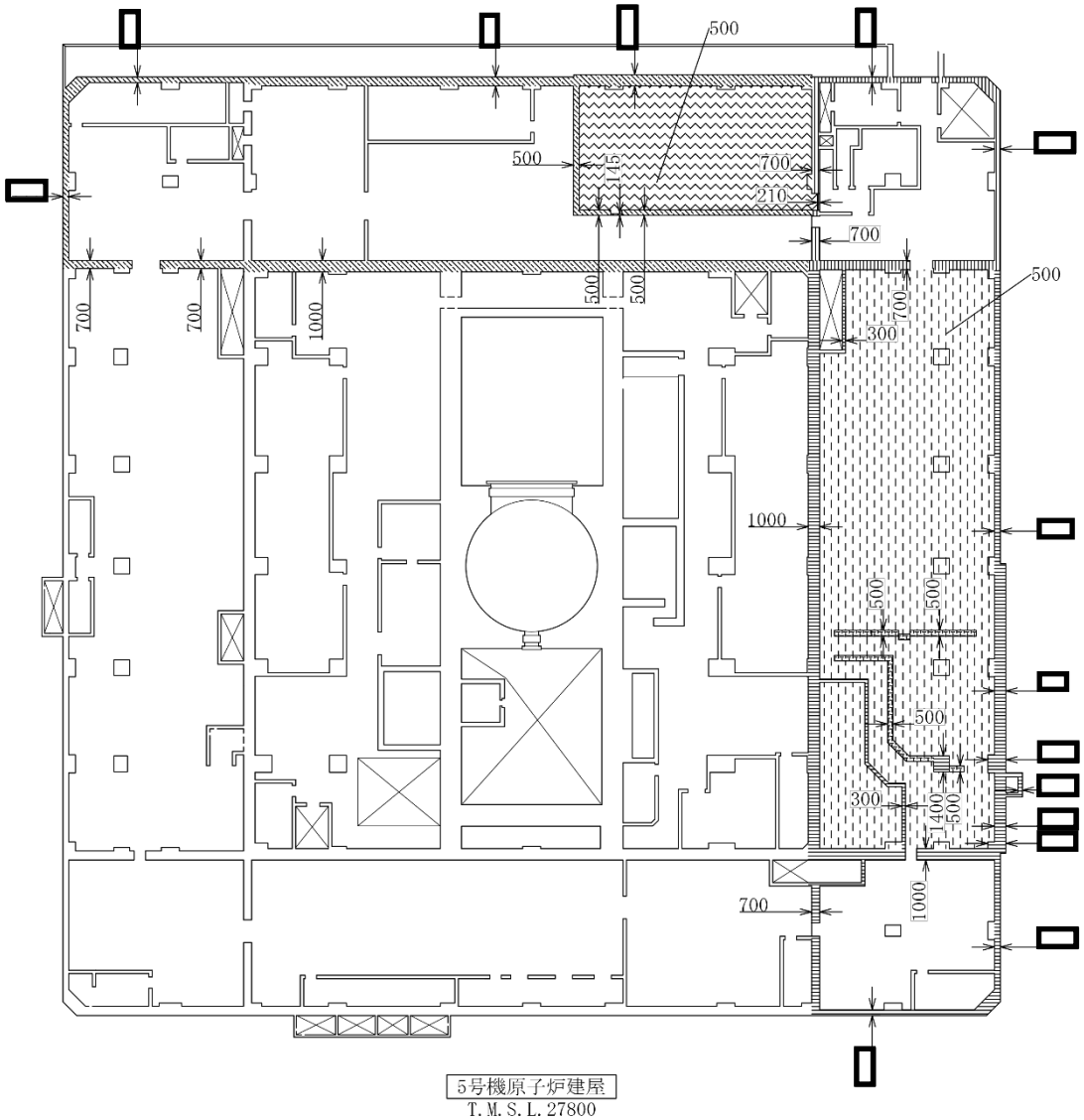
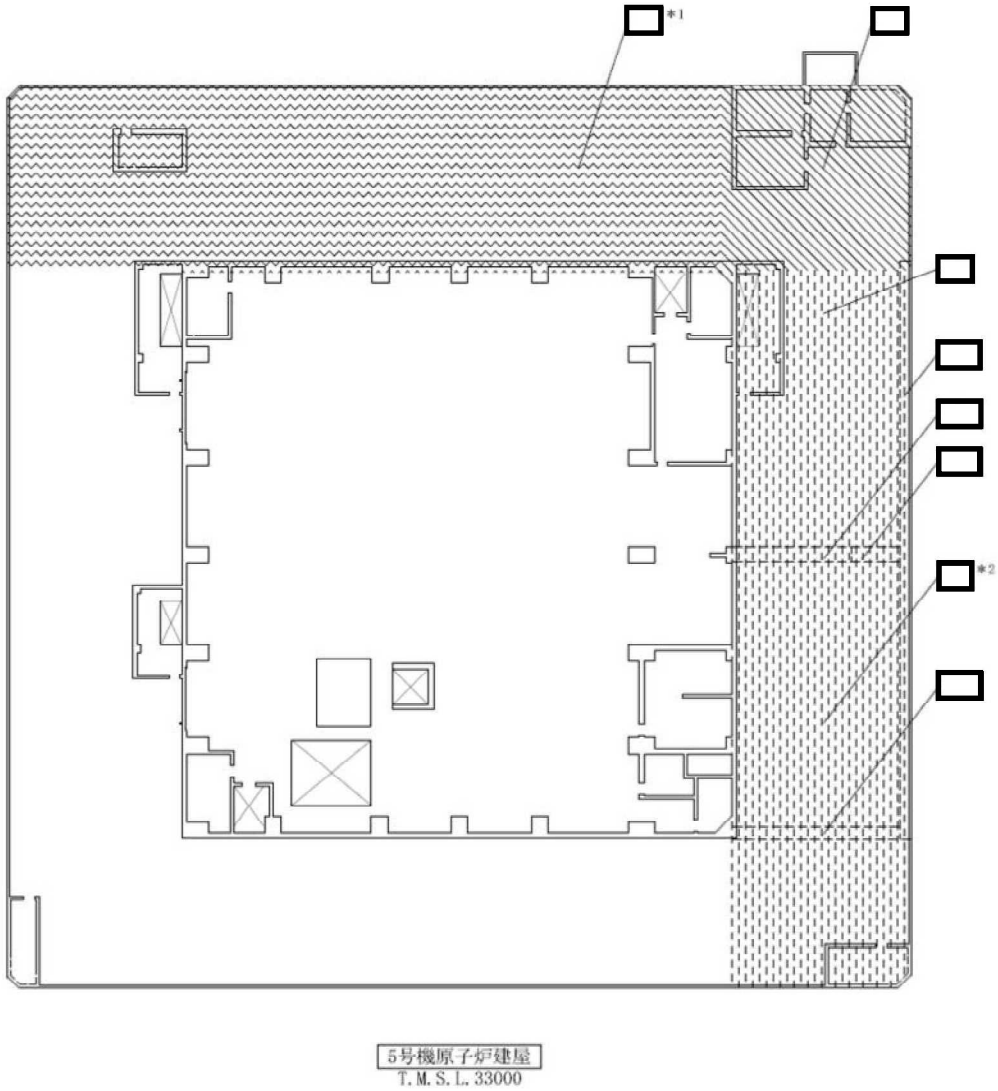

500
500
115
700
210
700
500
500
500
700
700
1000
700
300
1000
500
500
500
300
1400
500
700
1000
5号機原子炉建屋
T.M.S.L.27800
PN
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。
注1：特記なき寸法はmmを示す。
注2：特記なき寸法は公称値を示す。
注3：仕上等によるフカシは記載しない。

図４－１　遮蔽構造（1/3）



PN

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。

注記＊1：T.M.S.L.33000の床の厚さを示す。
T.M.S.L.33000より上部の
屋根スラブの厚さは［　］である。
注記＊2：T.M.S.L.33000の床の厚さを示す。
T.M.S.L.33000より上部の
屋根スラブの厚さは［　］である。
注1：特記なき寸法はmmを示す。
注2：特記なき寸法は公称値を示す。
注3：仕上等によるフカシは記載しない。

図４－１　遮蔽構造（2/3）

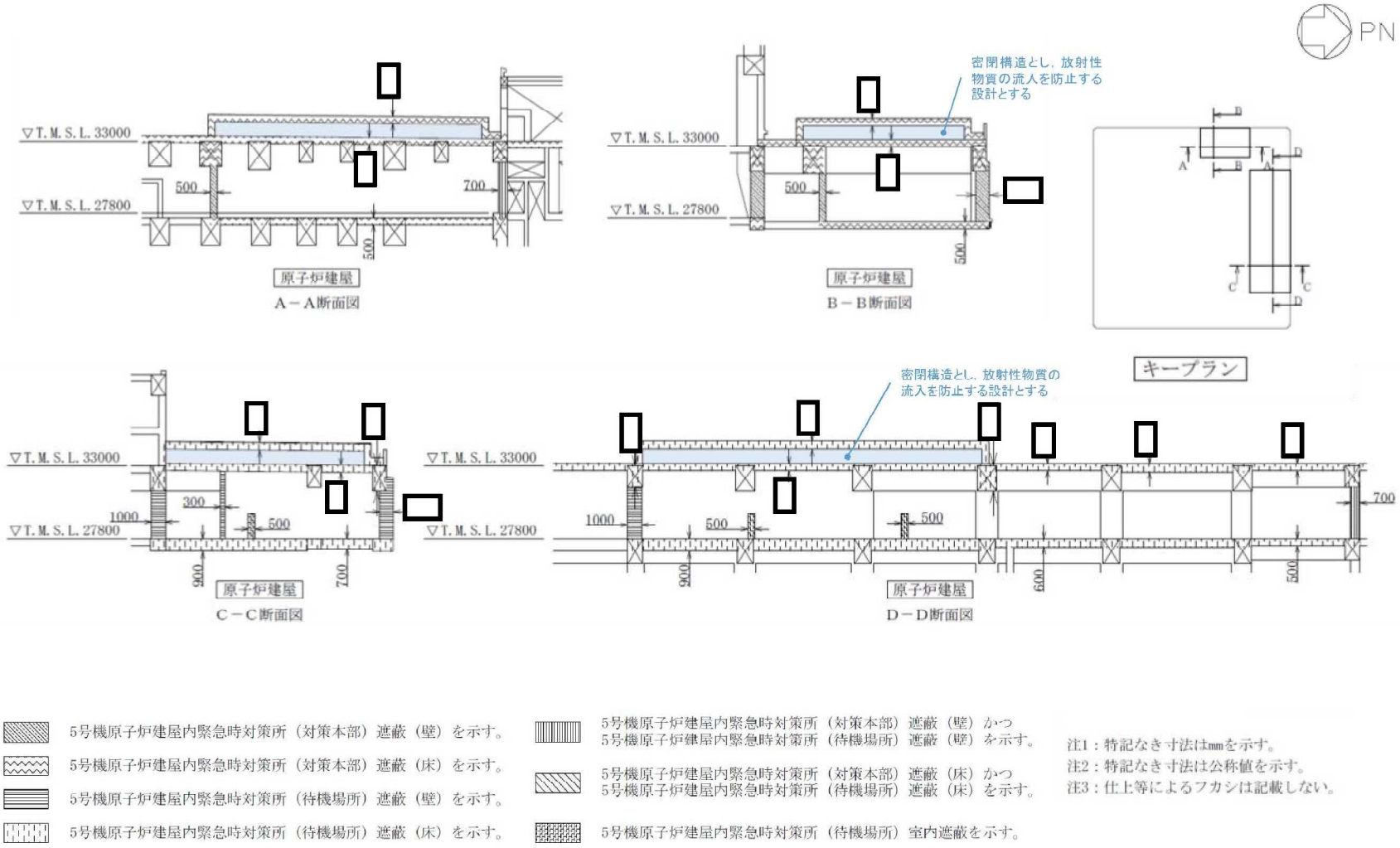

PN
▽T.M.S.L.33000
▽T.M.S.L.27800
500
700
500
原子炉建屋
A－A断面図
密閉構造とし，放射性物質の流入を防止する設計とする
▽T.M.S.L.33000
▽T.M.S.L.27800
500
500
原子炉建屋
B－B断面図
キープラン
▽T.M.S.L.33000
▽T.M.S.L.27800
1000
300
500
900
700
原子炉建屋
C－C断面図
密閉構造とし，放射性物質の流入を防止する設計とする
1000
500
500
900
700
600
500
原子炉建屋
D－D断面図
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。
注1：特記なき寸法はmmを示す。
注2：特記なき寸法は公称値を示す。
注3：仕上等によるフカシは記載しない。

図 4－1　遮蔽構造（3/3）

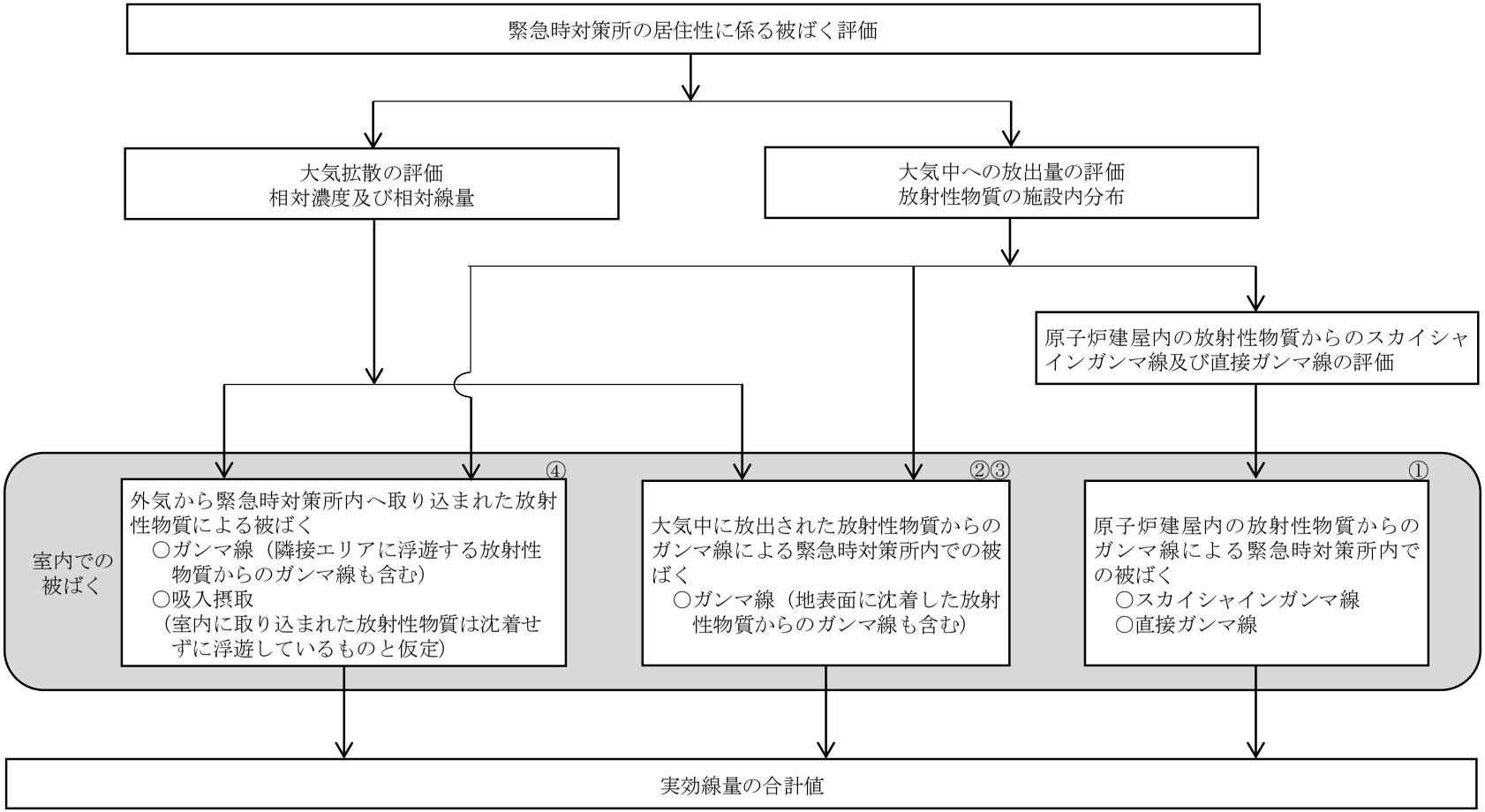


図 4－2　重大事故等時の緊急時対策所の要員の被ばく経路

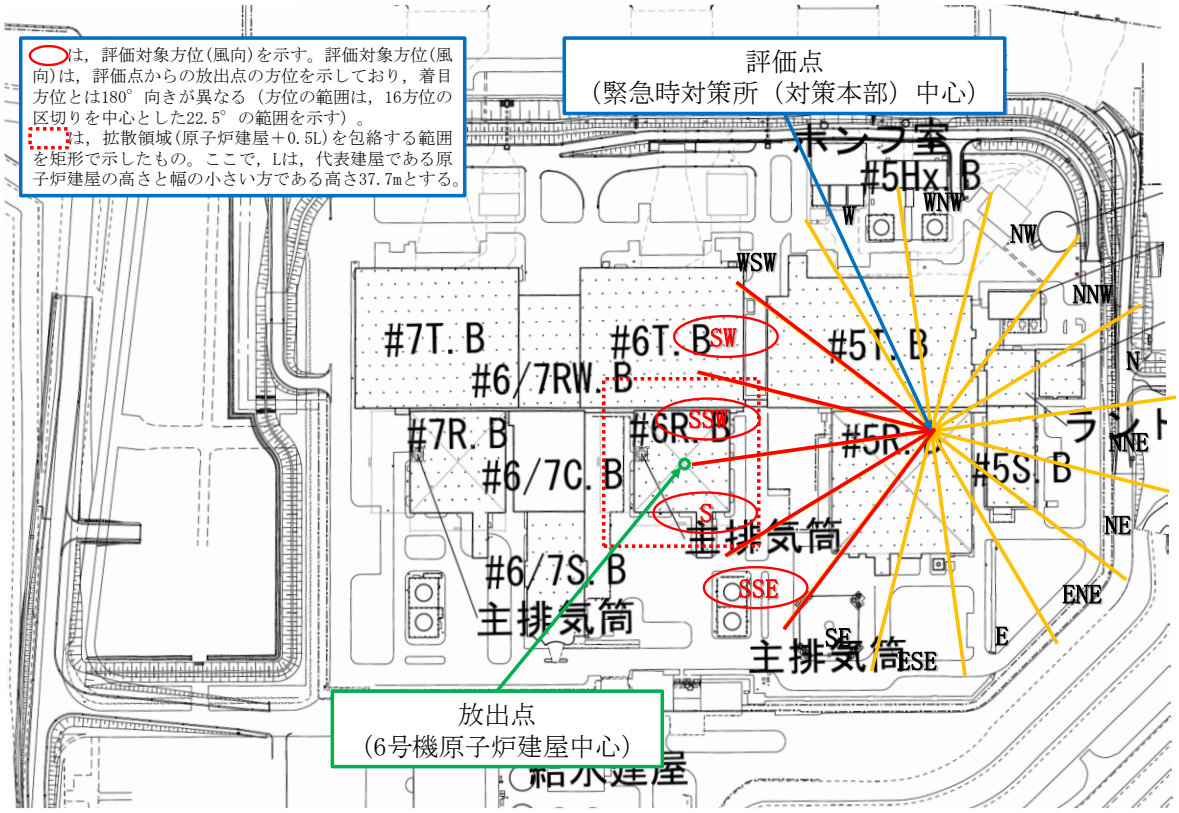


図 4－3　評価対象とする風向（1/4）

（放出点：6 号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（対策本部）中心）

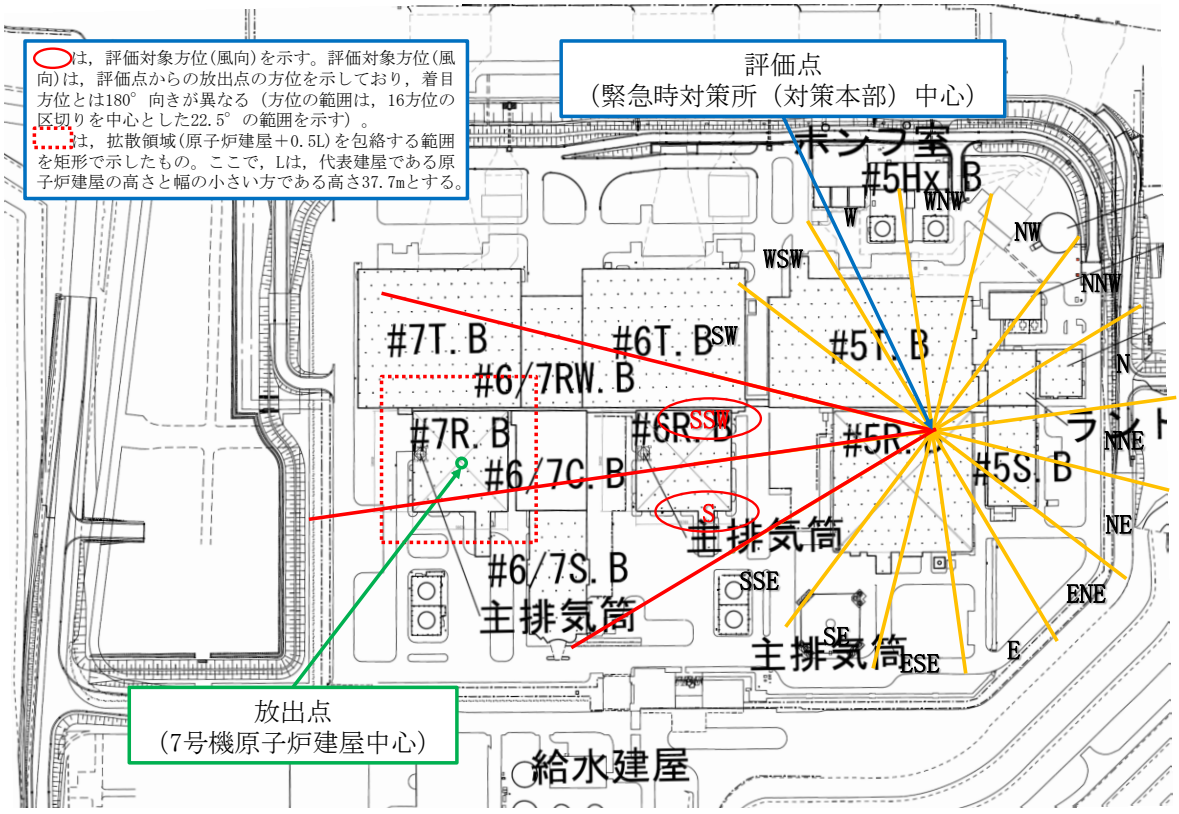


図 4－3　評価対象とする風向（2/4）

（放出点：7 号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（対策本部）中心）

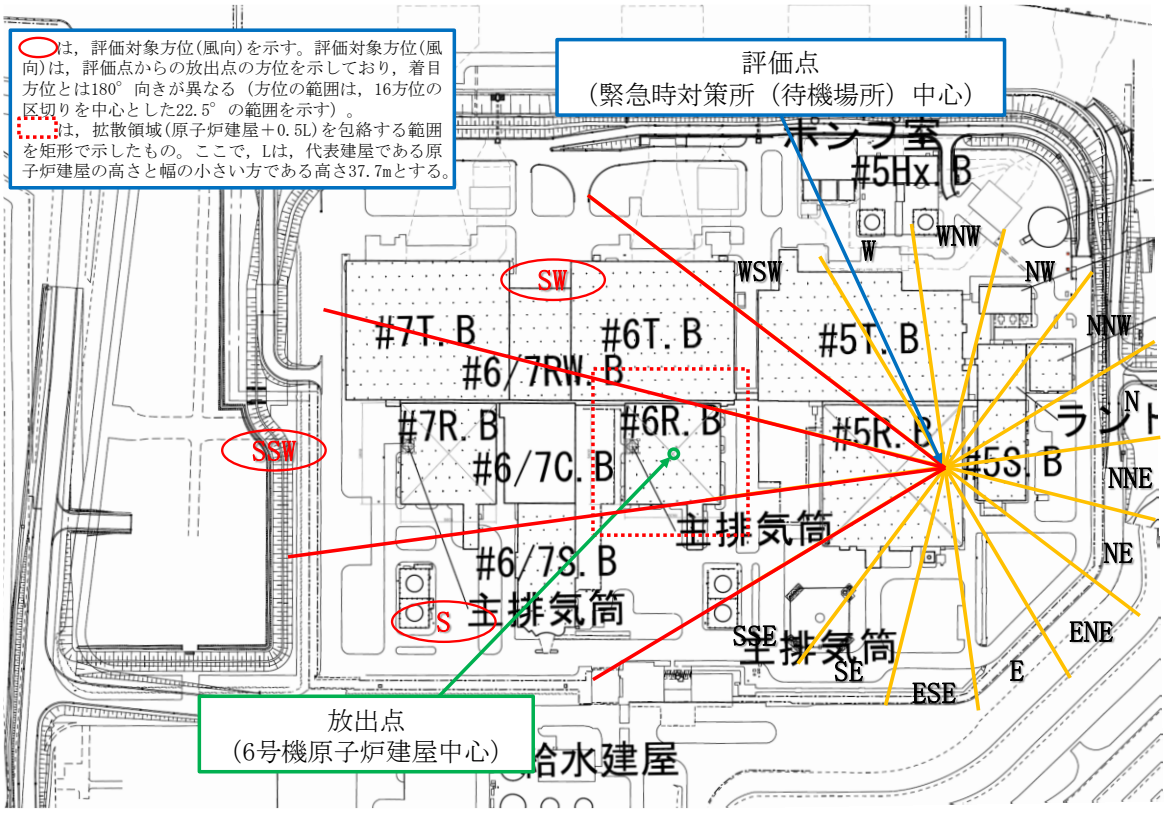


図 4－3　評価対象とする風向（3/4）

（放出点：6 号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（待機場所）中心）

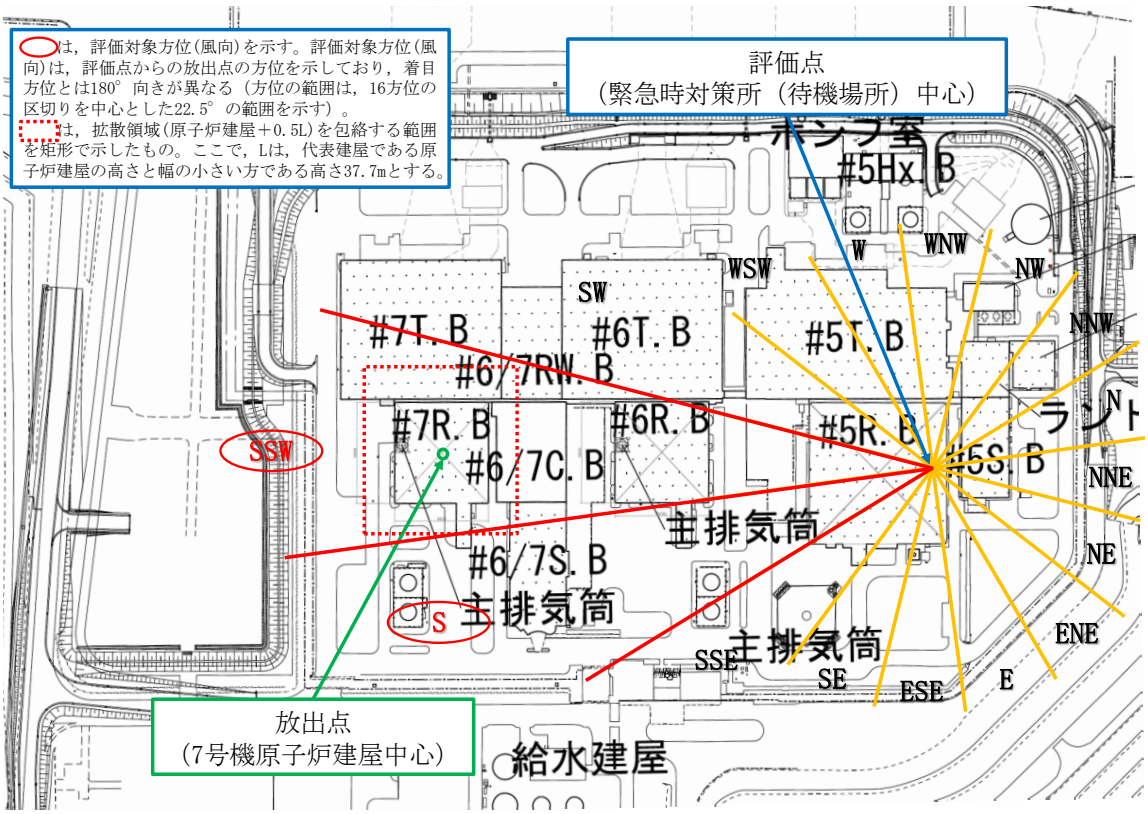


図 4－3　評価対象とする風向（4/4）

（放出点：7 号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（待機場所）中心）

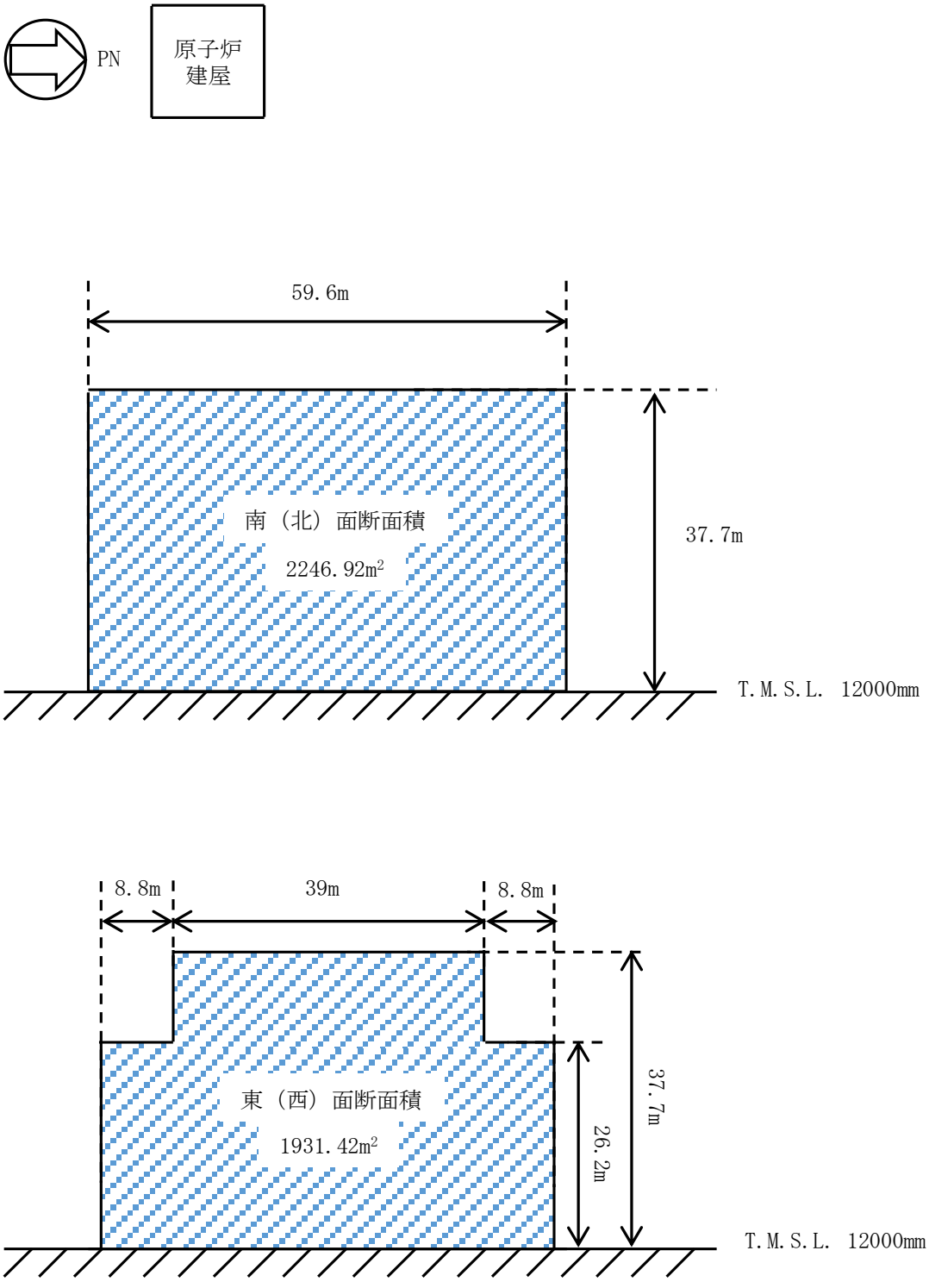
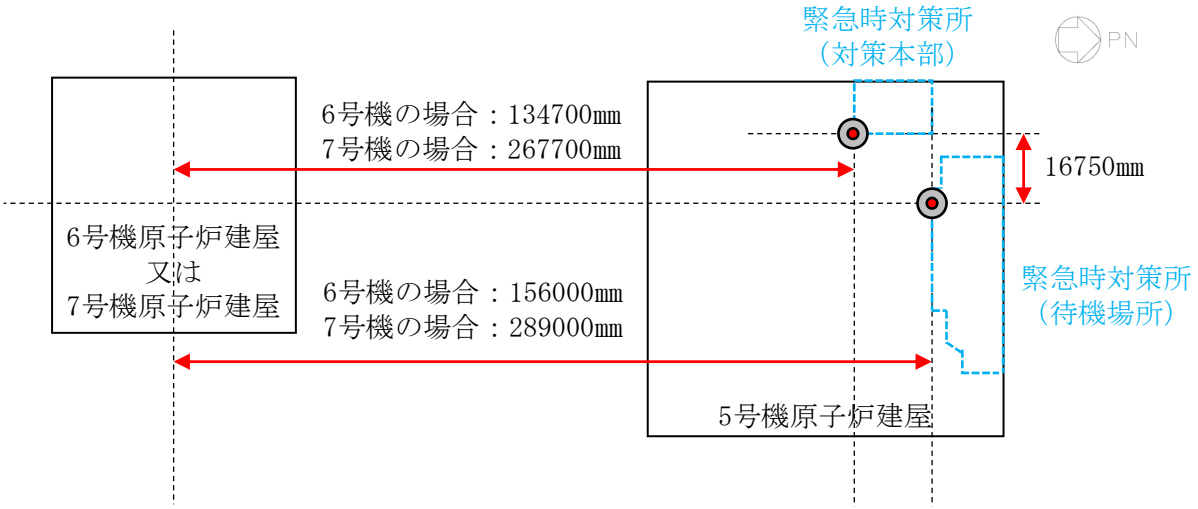
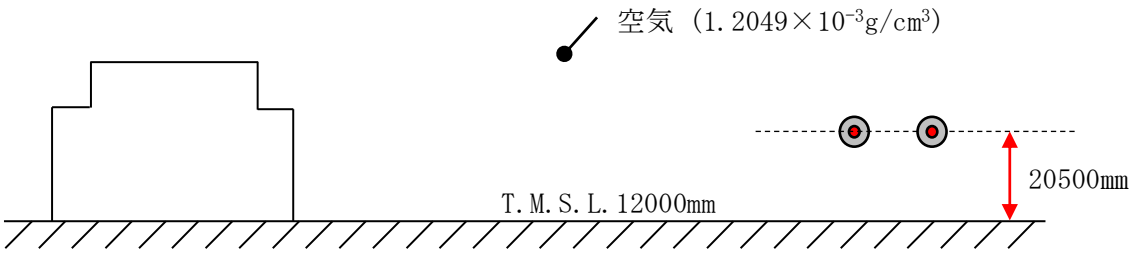


図 4－4　原子炉建屋断面積（投影面積）



【平面図】



【断面図】

●：評価点（天井高さ）
（要員の滞在エリアが存在する部屋の中で線源となる
原子炉建屋に最も近い点）

○：コンクリート遮蔽（半径［　　］，密度2.15g/cm3）
（評価点が球形のコンクリートで遮蔽されているものと想定）

図 4－5　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル（1/3）
（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価時における
原子炉建屋と評価点の位置関係）

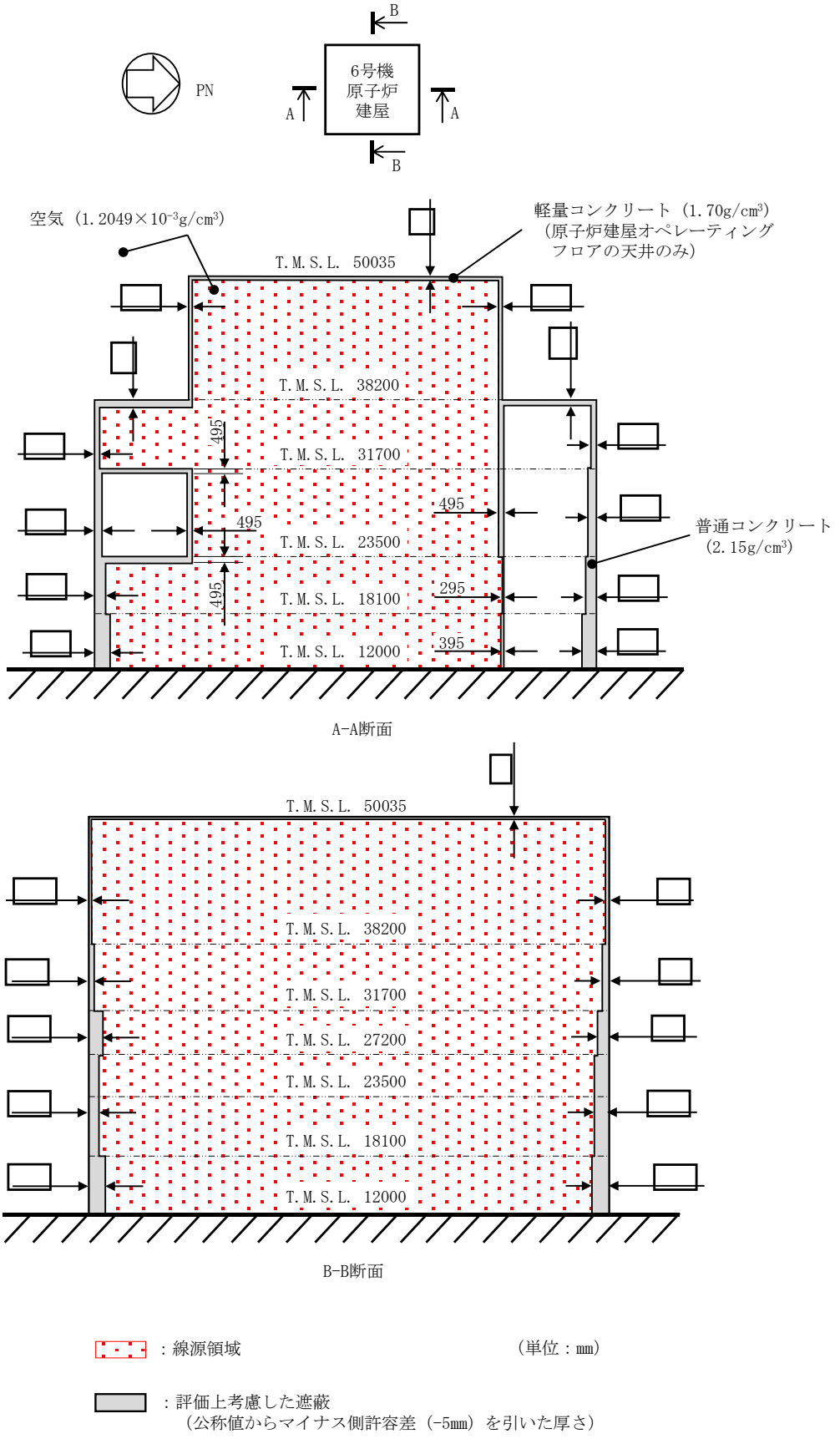


図 4－5　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル（2/3）
（6 号機原子炉建屋の直接ガンマ線評価モデル）

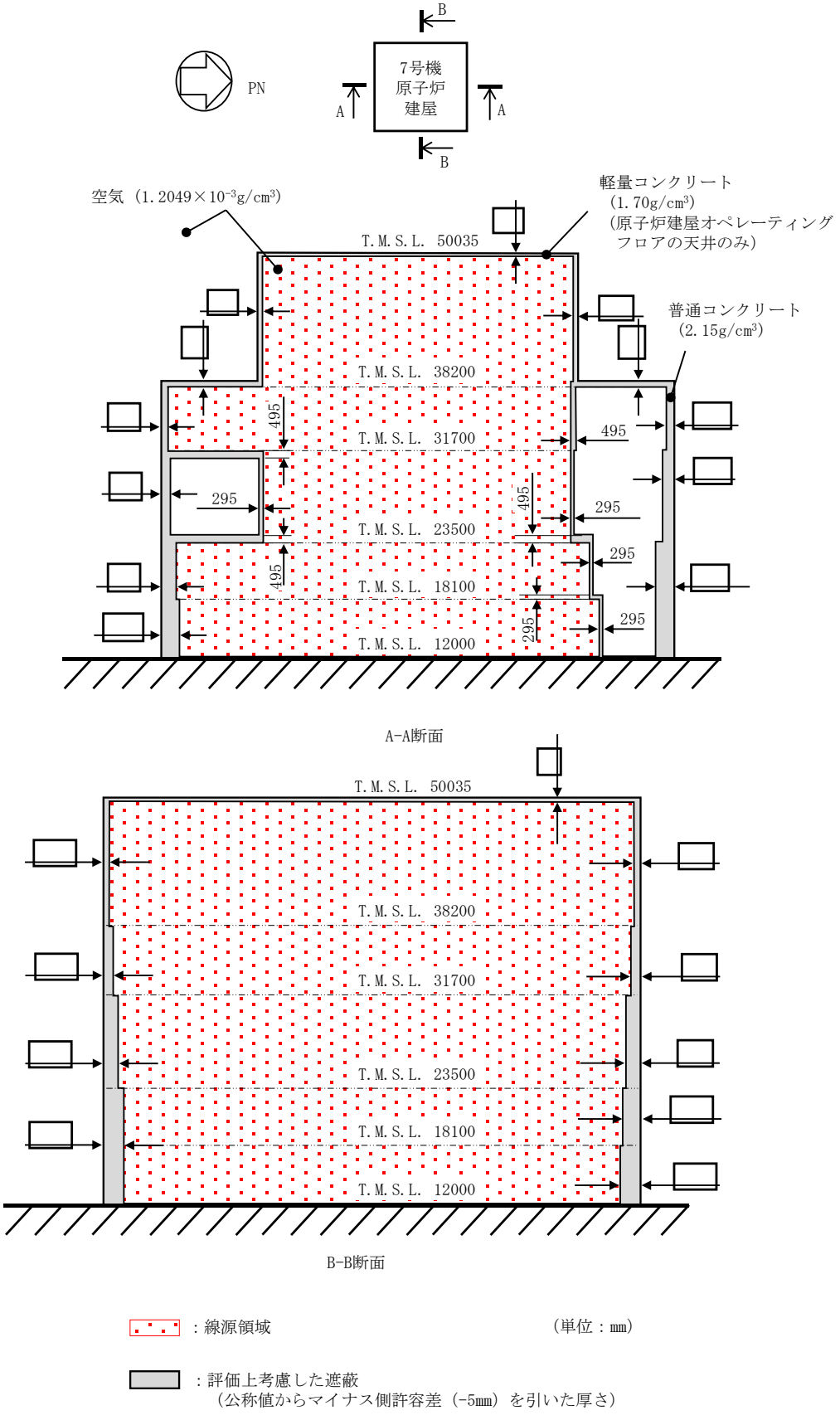
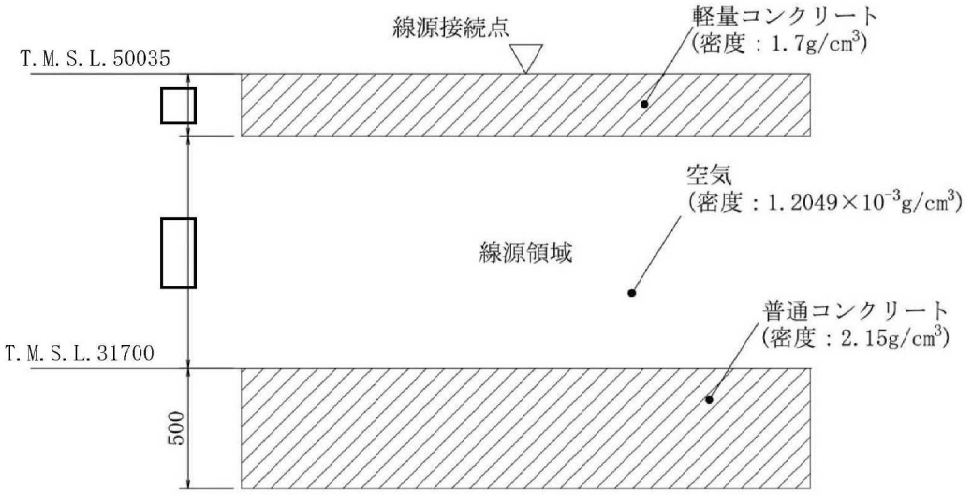
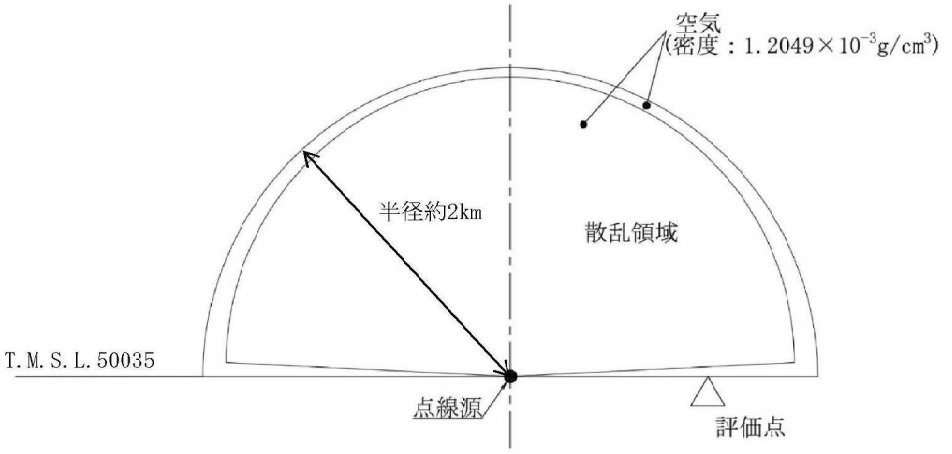


図 4－5　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル（3/3）
（7 号機原子炉建屋の直接ガンマ線評価モデル）



線源計算モデル（ＡＮＩＳＮコードの計算モデル）



散乱計算モデル（Ｇ３３－ＧＰ２Ｒコードの計算モデル）

（単位：mm）

注：遮蔽として考慮する天井コンクリート厚さ（　　）は公称値からマイナス側許容差〔-5mm〕を引いた厚さ。
また，散乱領域の半径は，点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図４－６　緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル

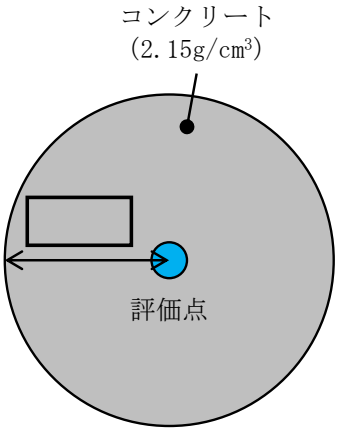


図 4－7　緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線評価モデル

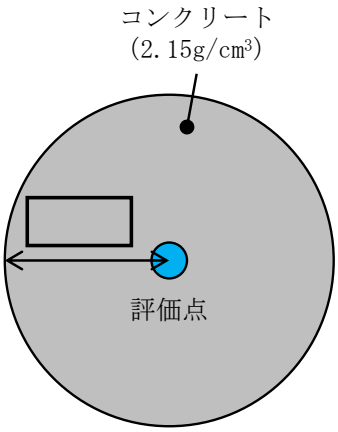


図 4－8　クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

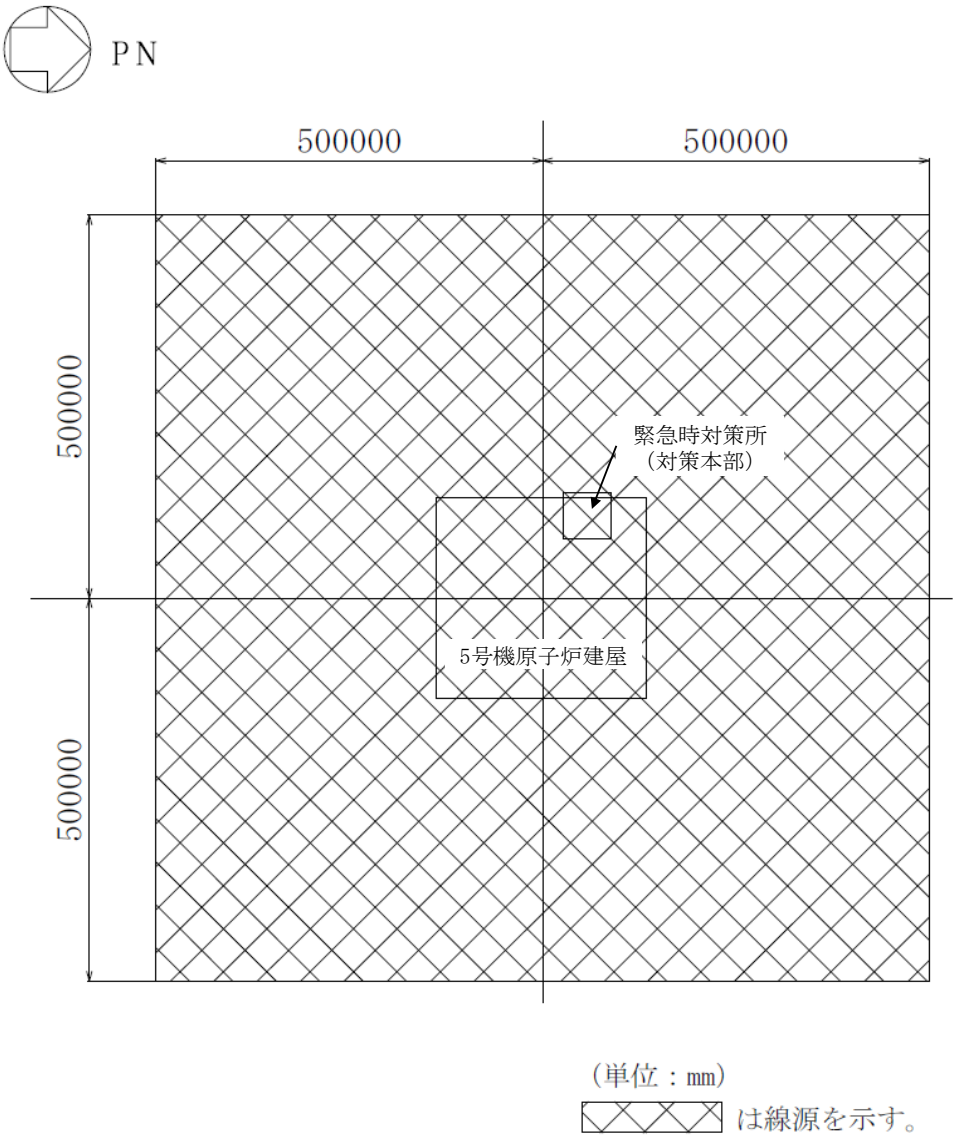


図 4－9　グランドシャイン評価モデル（1/6）
（緊急時対策所（対策本部））

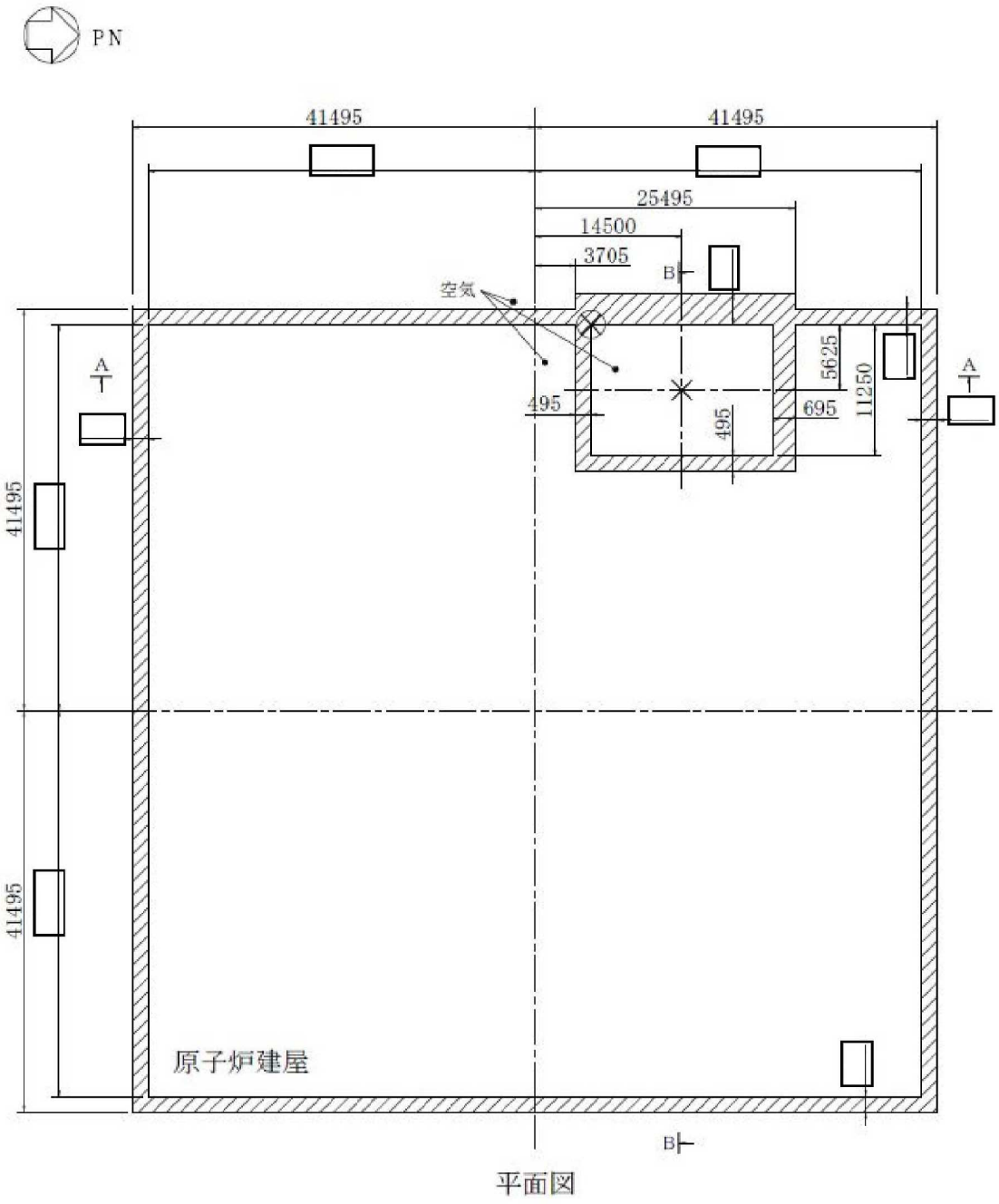
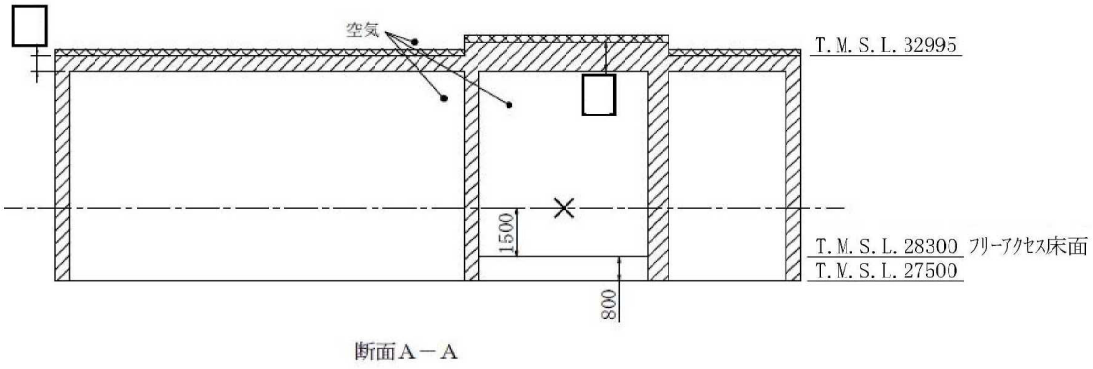
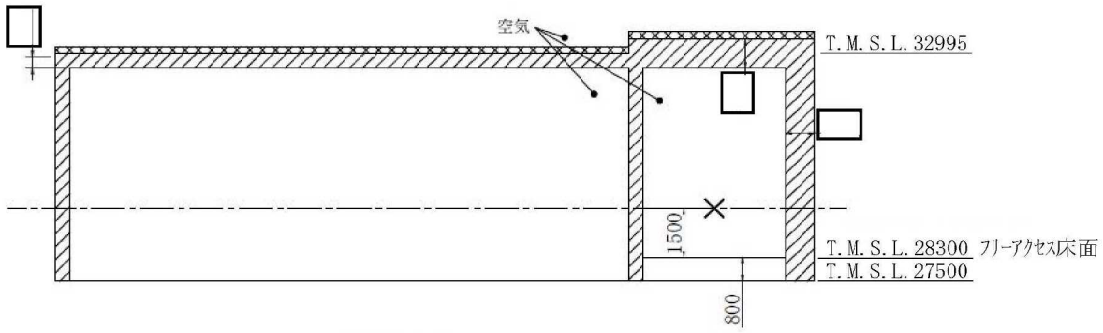


図 4－9　グランドシャイン評価モデル（2/6）
（緊急時対策所（対策本部））



断面A－A



断面B－B

（単位：mm）
空気（密度：1.2049×10^{-3}g/cm³）
は線源を示す。
は計算上考慮した壁を示す。
コンクリート（密度：2.15g/cm³）
×：評価点（屋上面沈着分）
注：本図は公差を考慮した寸法を示す。

図 4－9　グランドシャイン評価モデル（3/6）
（緊急時対策所（対策本部））

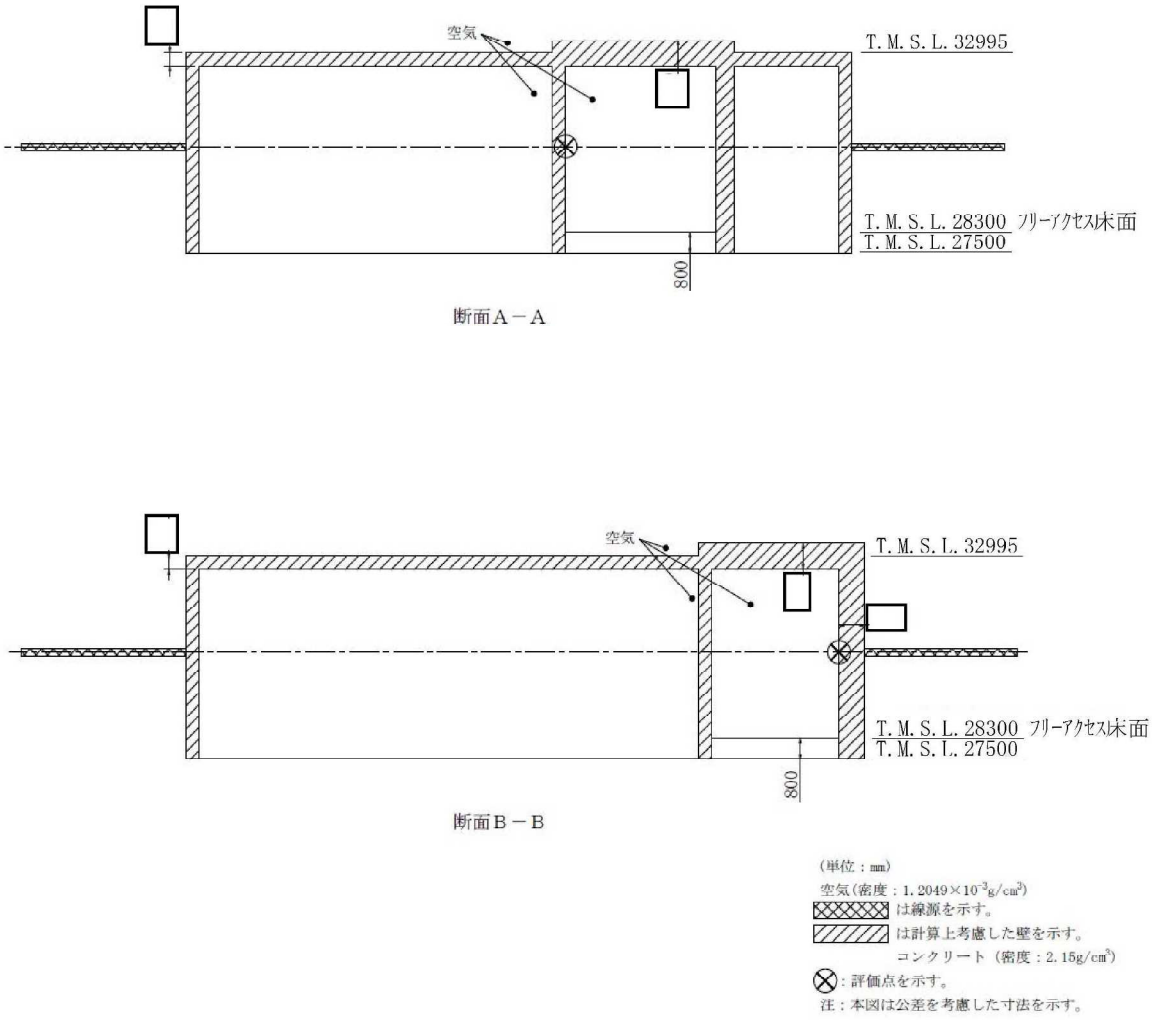


図4－9　グランドシャイン評価モデル（4/6）
（緊急時対策所（対策本部））

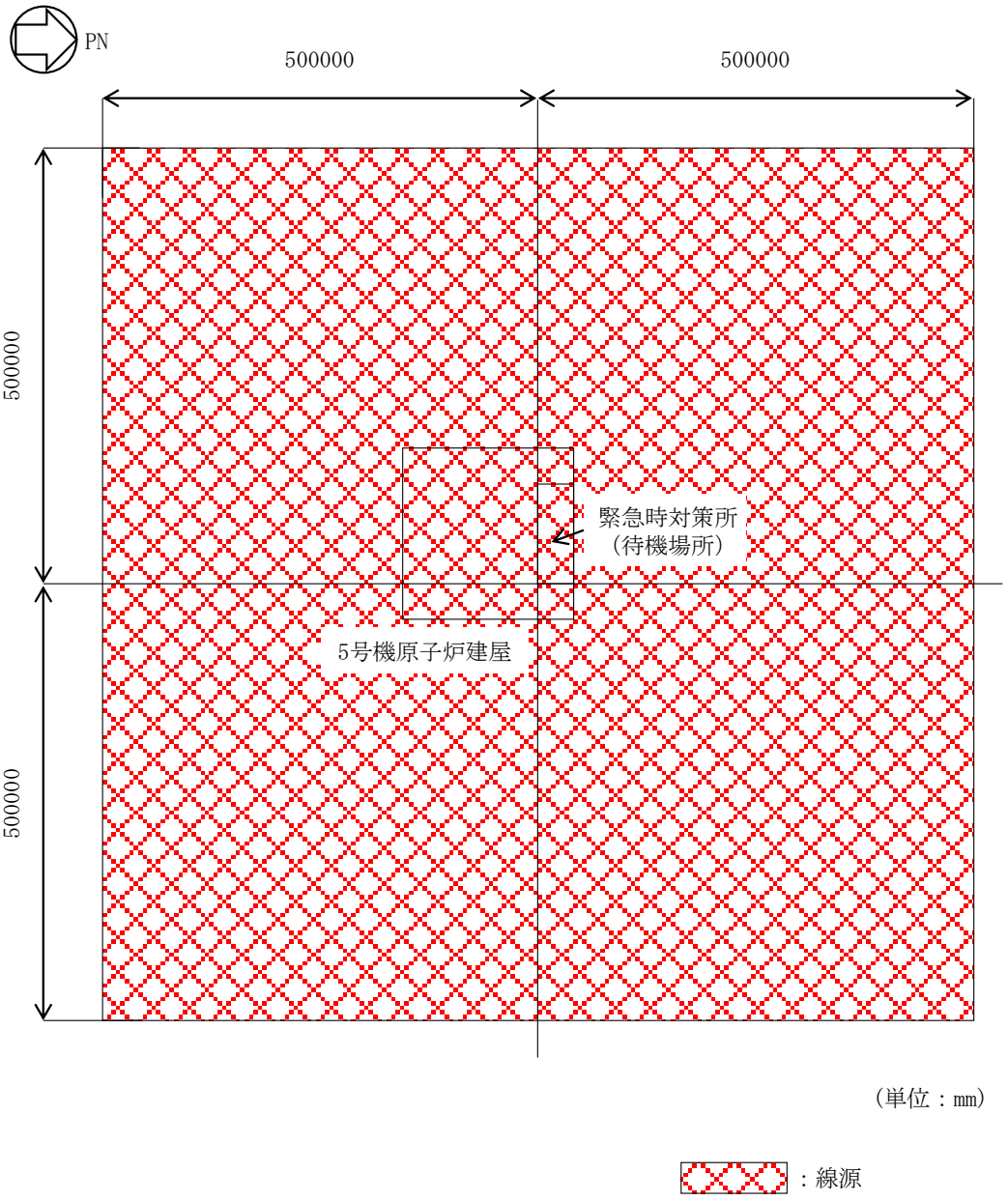


図 4－9　グランドシャイン評価モデル（5/6）
（緊急時対策所（待機場所））

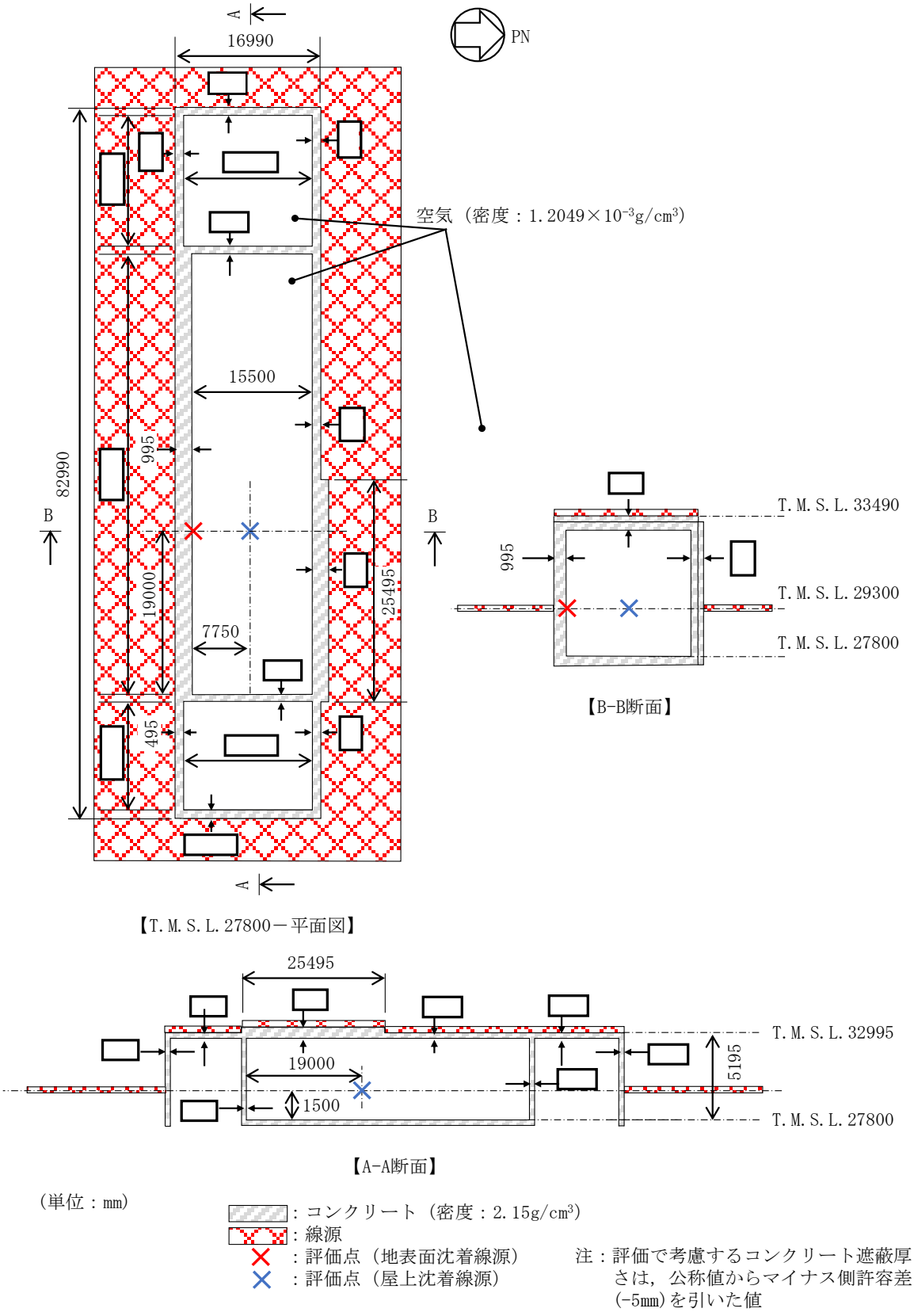


図 4－9　グランドシャイン評価モデル（6/6）
（緊急時対策所（待機場所））

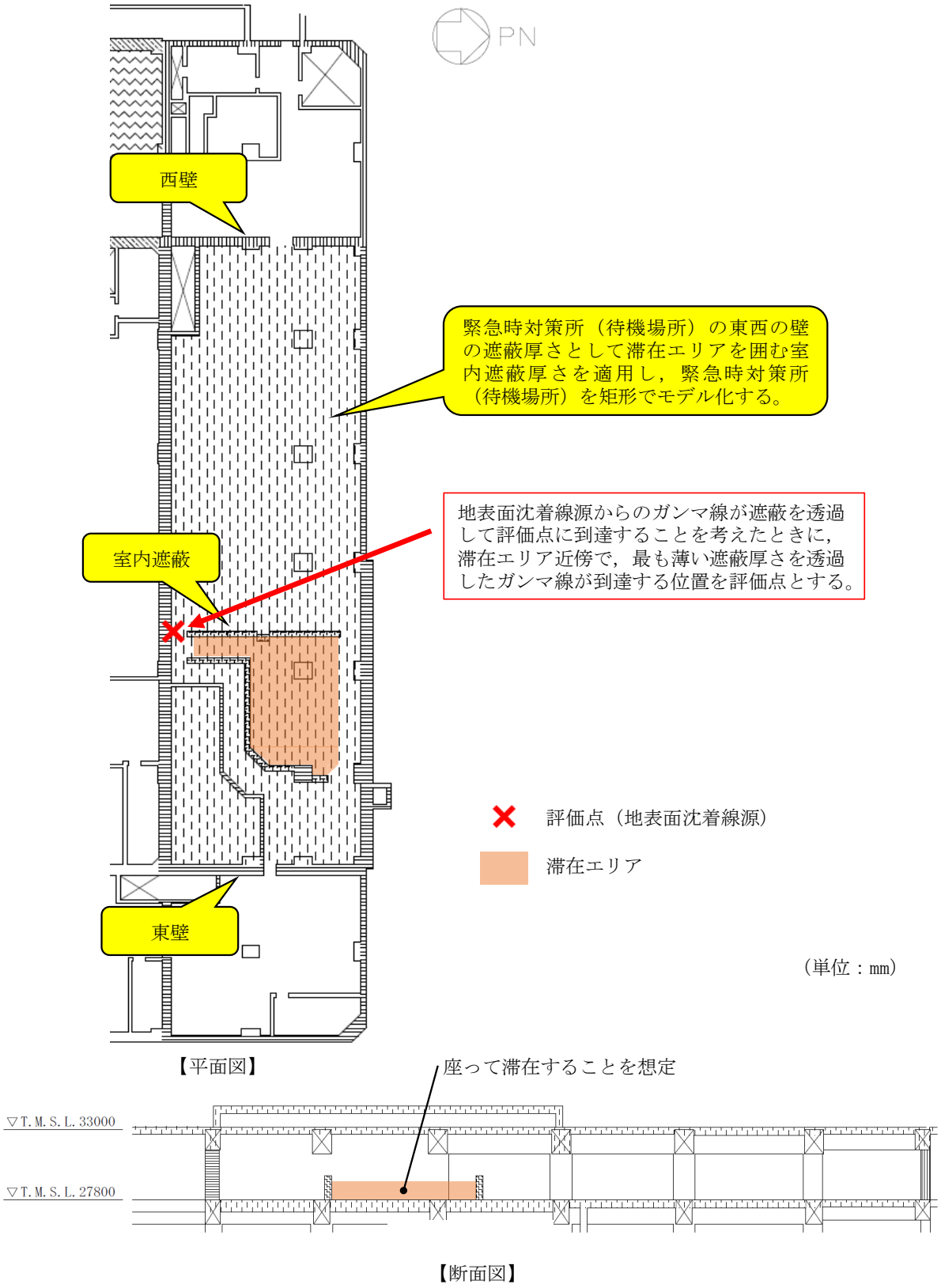
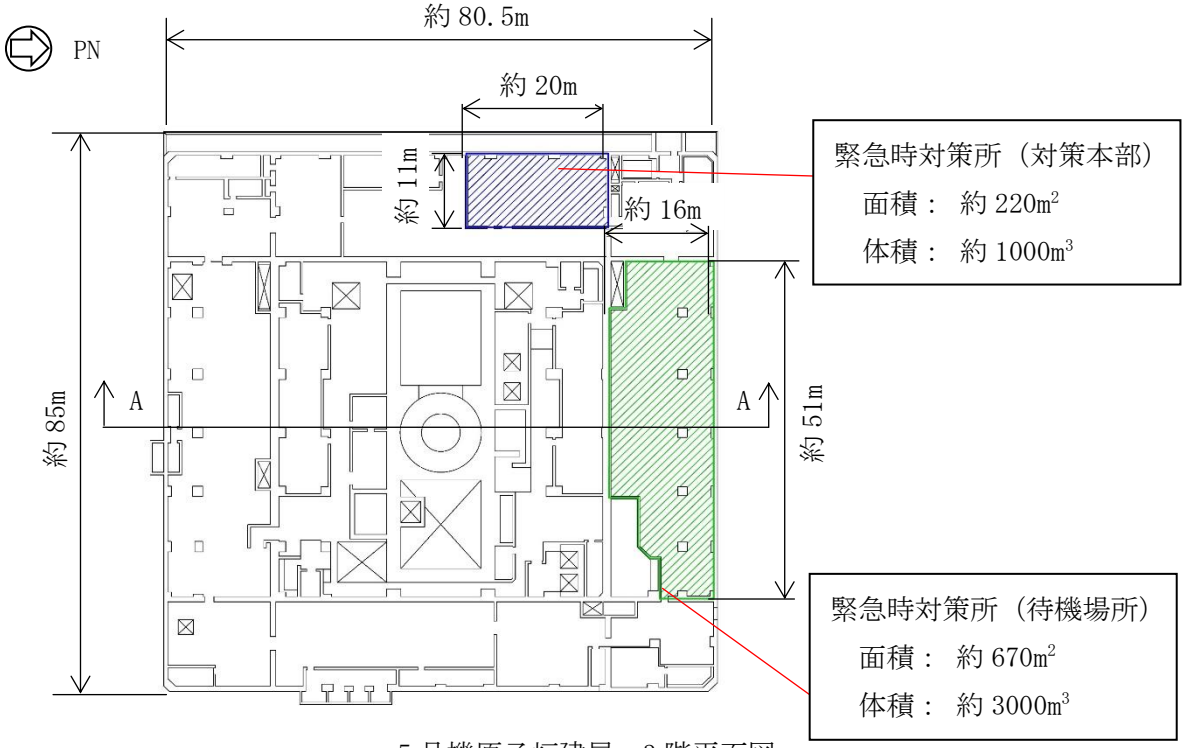
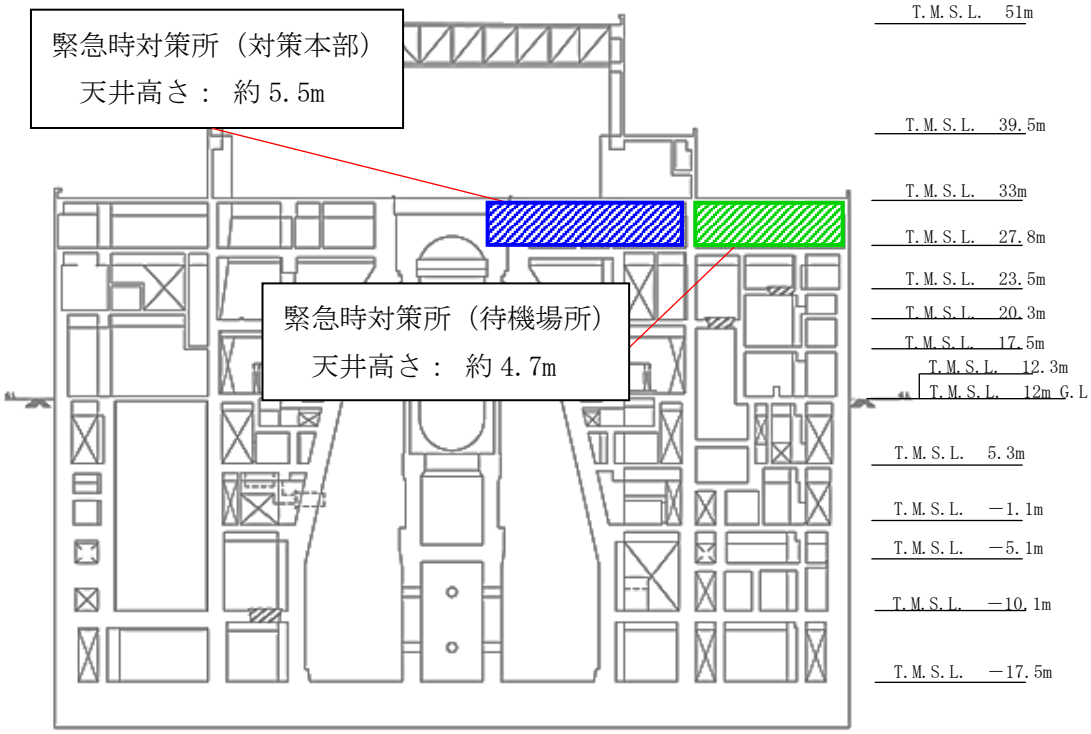


図 4－10　緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
（グランドシャインガンマ線）



5 号機原子炉建屋　3 階平面図



5 号機原子炉建屋　A-A 断面

（緊急時対策所（対策本部）は A-A 断面に投影した位置を示す）

図 4－11　緊急時対策所のバウンダリ体積

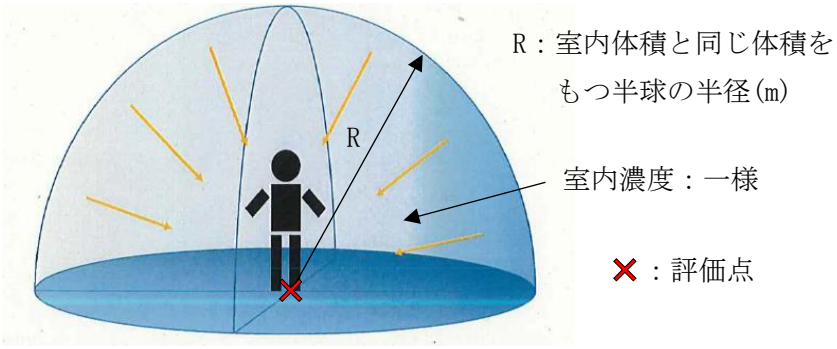


図 4－12　室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

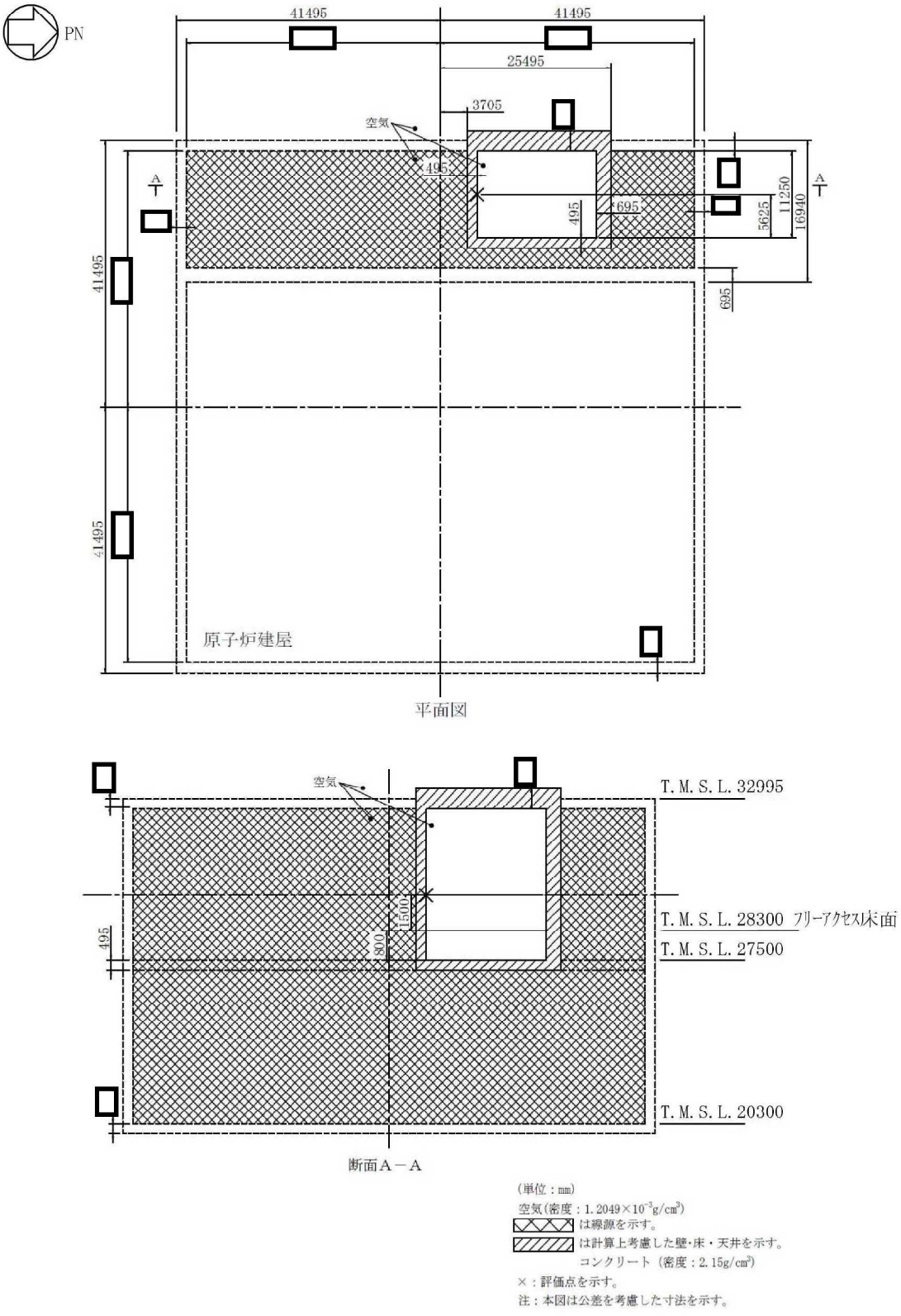
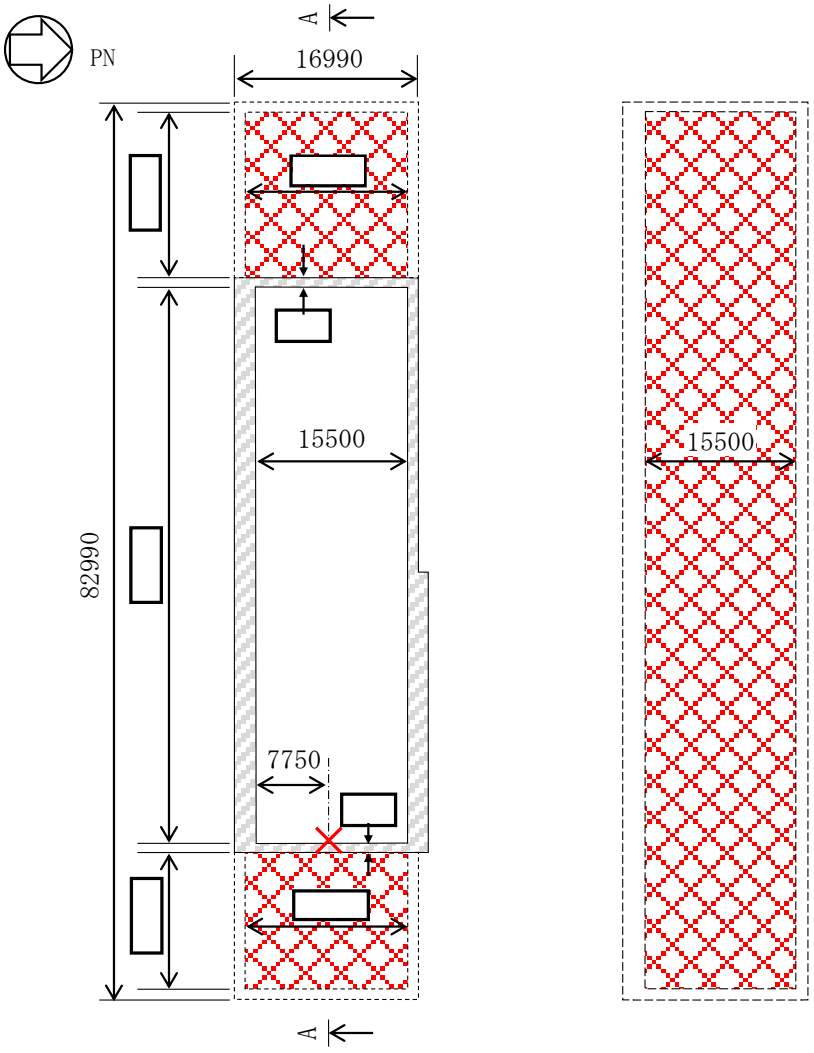
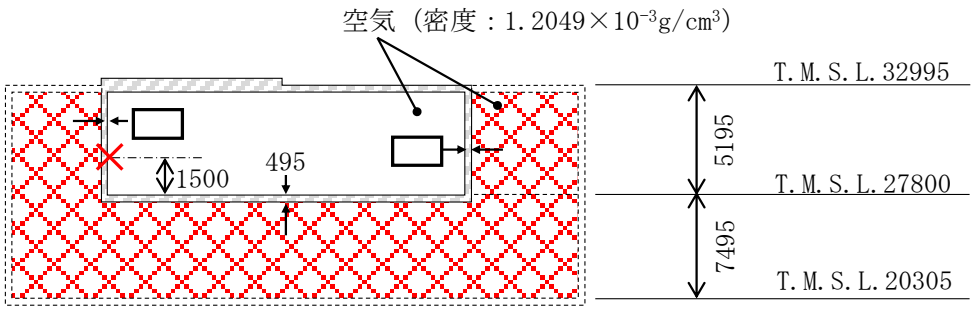


図 4－13　隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図（1/2）
（緊急時対策所（対策本部））



【T.M.S.L.27800－平面図】　　【T.M.S.L.20305 －平面図（階下）】



【A-A断面】

（単位：mm）

：コンクリート（密度：2.15g/cm³）
：線源
：評価点

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは，公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値

図 4－13　隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図（2/2）
（緊急時対策所（待機場所））

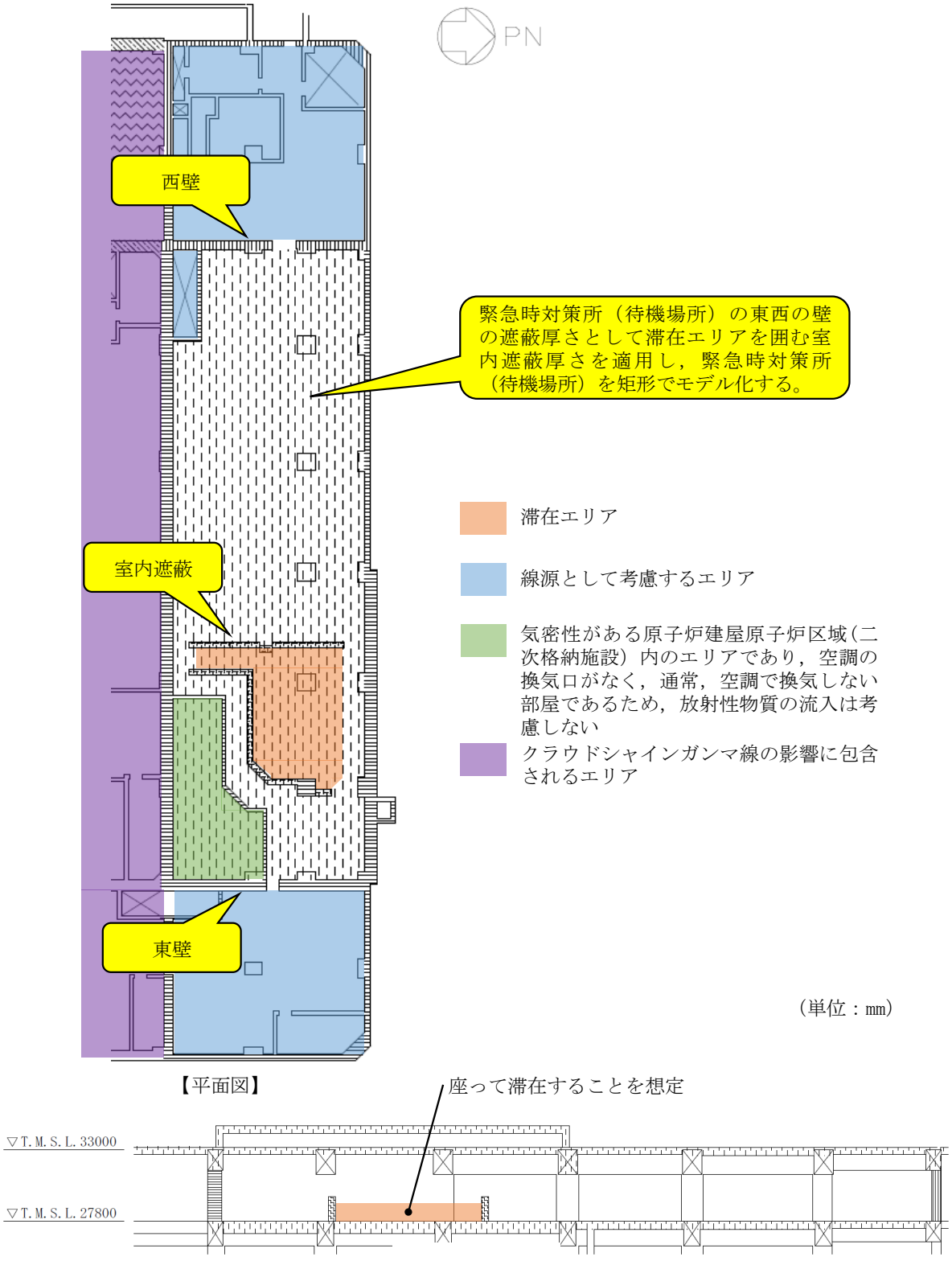


図 4－14　緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
（隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線）

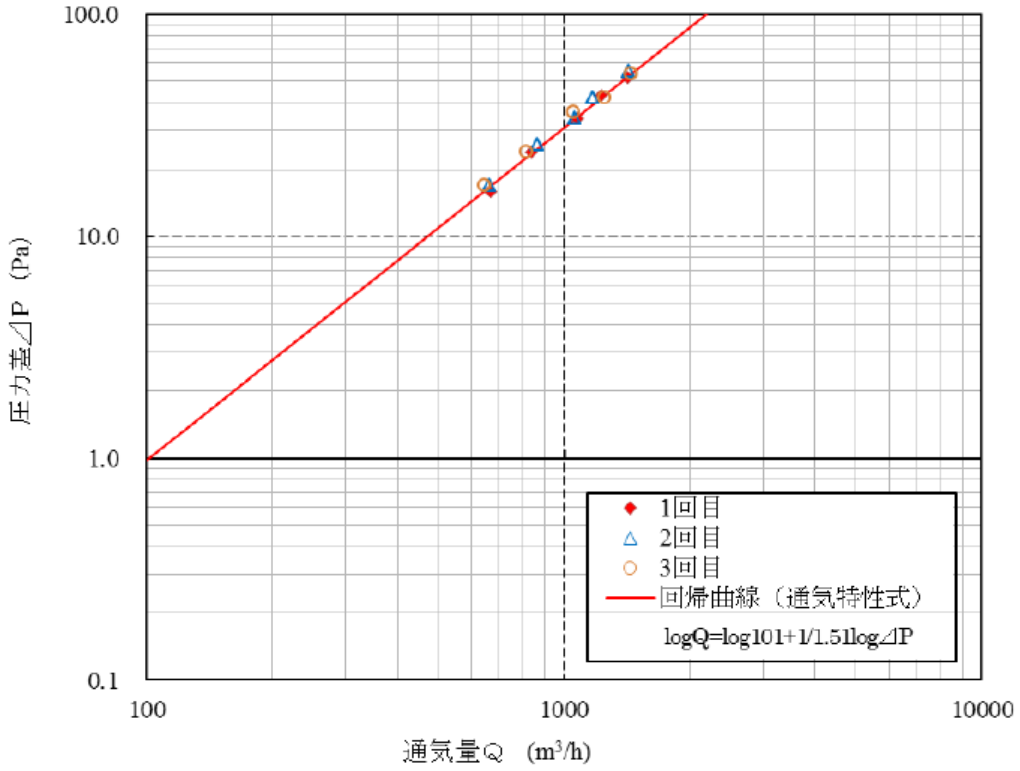
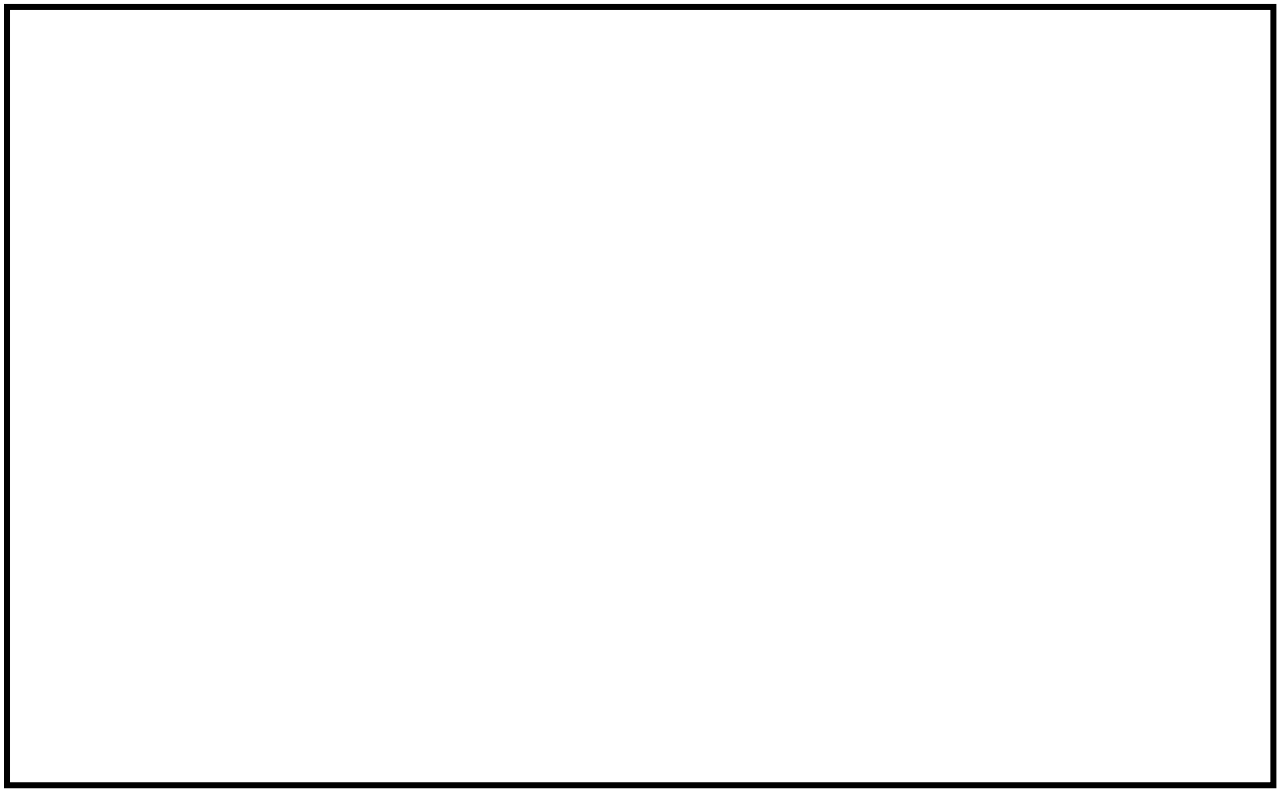


図 4－15　緊急時対策所（待機場所）気密性能試験結果

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の二酸化炭素吸収量



酸素　濃度変化

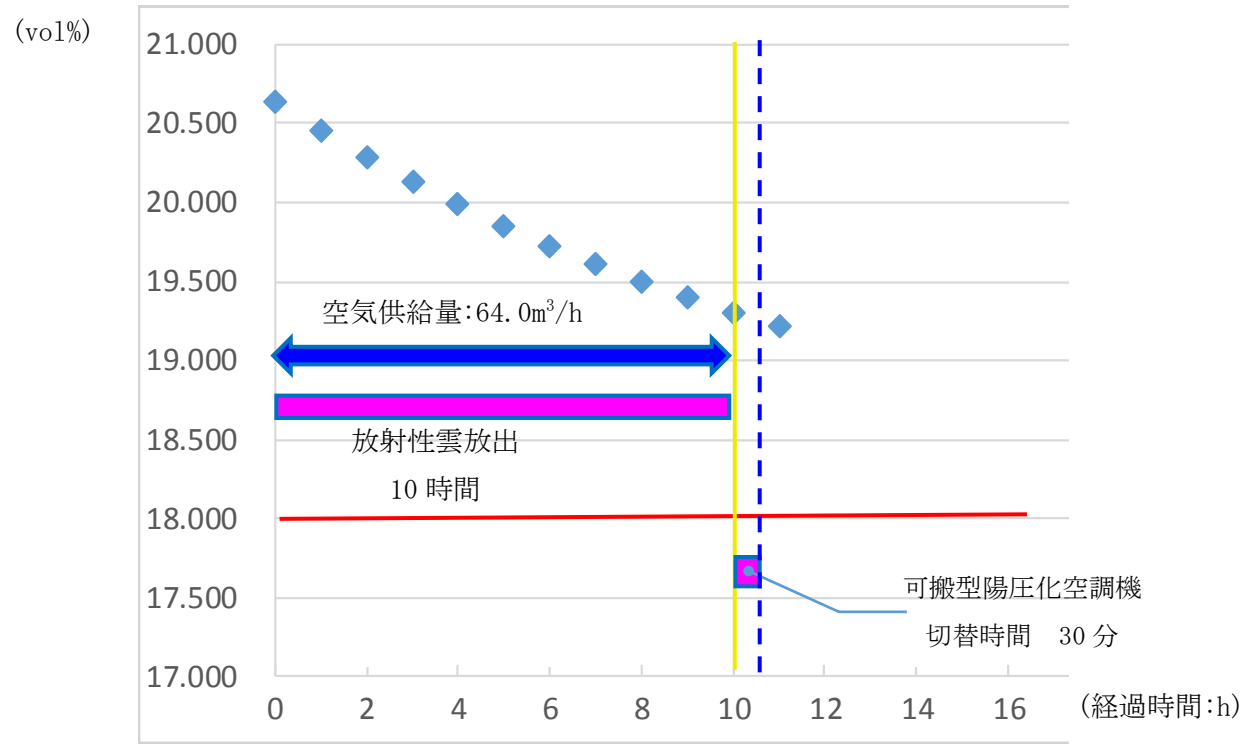
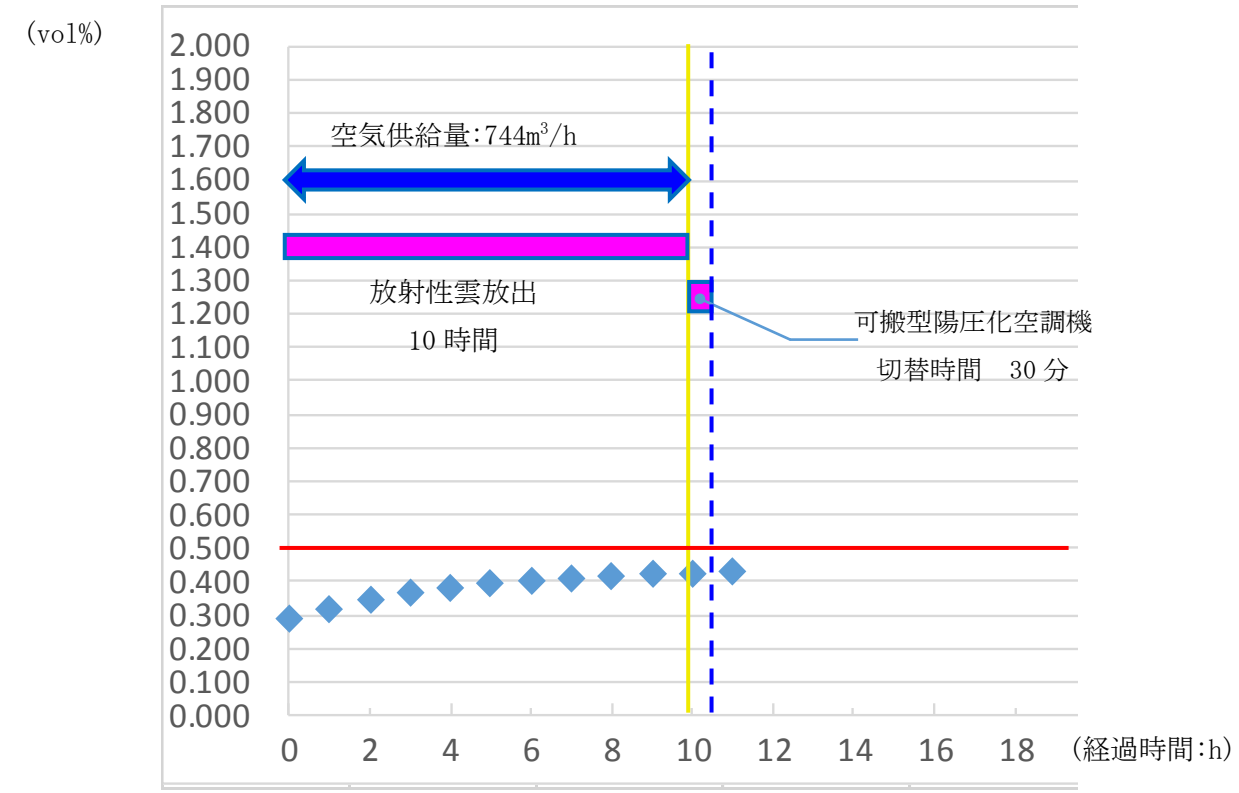


図 4－16　緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度及び二酸化炭素吸収量推移

二酸化炭素　濃度変化



酸素　濃度変化

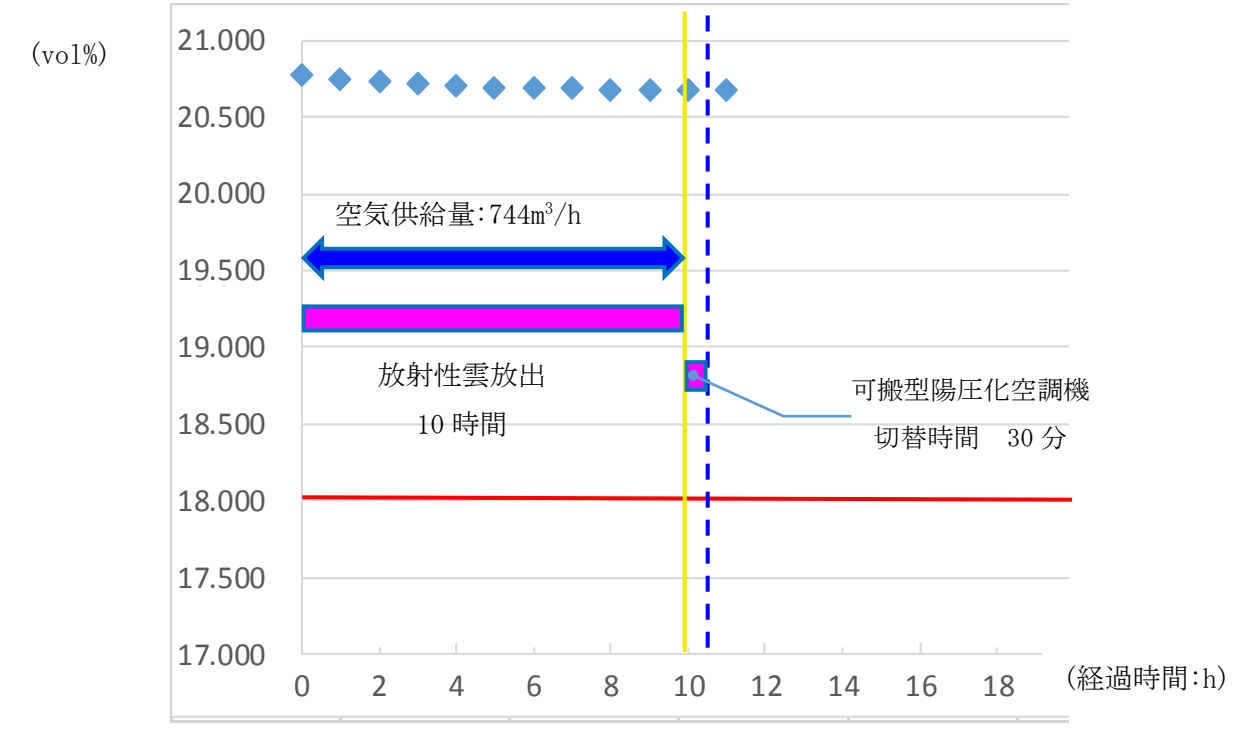


図 4－17　緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

K7 ① V-1-9-3-2 別添 1 R1

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタは，除去効率（性能）を維持するよう，十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに，フィルタに付着する放射性物質の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタ捕集量は，別添表－1 に示す炉心内蓄積質量及び別添図－1 に示す過程による評価の結果，放射性微粒子量は約 1g，よう素量は約 6mg である。

高性能フィルタの保持容量は約 400g，また，活性炭フィルタの吸着容量は，よう素吸着量 0.55ml/cm^2 の活性炭を約 0.95kg 充填するため，総よう素吸着量は約 50g となる。

したがって，高性能フィルタ及び活性炭フィルタは，想定付着量に対して，十分な保持容量及び吸着容量を有している設計である。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を別添表－2 に示す。

2. フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着する放射性物質量の想定

緊急時対策所は，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始の遅れ時間は最長でも 2 分以内となるよう設計している。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が遅延した場合，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化が開始されるまでの間，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットには可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンにより外気が取り込まれ，放射性物質が付着する。

ここでは，可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに取り込まれる放射性物質量は，陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合を想定して評価する。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合にフィルタに蓄積する放射性物質の最大放射能を別添表－3 に示す。

(2) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量Q_Fは，フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線，ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギ*1を乗じて，下式により計算する。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギ} + \text{ベータ線全吸収エネルギ} + \text{ガンマ線全吸収エネルギ}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi / Q \cdot L_F \cdot F(t)\, dt$$

ここで

q_F	：	フィルタに蓄積する最大放射能(Bq)
$q_1(t)$	：	事故後 t 時間における放出率(Bq/s)
χ/Q	：	緊急時対策所（対策本部）*2における相対濃度(s/m^3)
L_F	：	可搬型陽圧化空調機稼動中の風量(600m^3/h)
$F(t)$	：	核種ごとの半減期を用いた減衰率(－)
T	：	可搬型陽圧化空調機稼動時間(h)

以上より，Q_Fは約 0.033W*3 と評価され，温度評価には保守的に 0.1W を用いる。

注記＊1 ：「JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」2012.3 日本原子力研究開発機構」及び「JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所」

＊2 ：発災プラントに近い緊急時対策所（対策本部）の結果を代表とする。

＊3 ：6 号機及び 7 号機寄与の合計。

(3) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量（Q_F＝0.1W）と，フィルタユニット（ケーシング）の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \times A \times \Delta T$$

ここで,

ΔT	：	ケーシングの上昇温度(℃)
K	：	熱貫流率（約 4.5W/(m^2・℃)）
		（$K = 1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$）
α_i	：	表面熱伝達率（内側）(9 W/(m^2・℃))
α_o	：	表面熱伝達率（外側）(9 W/(m^2・℃))
d	：	ケーシング板厚（0.0025m）
λ	：	ケーシング熱伝導率（236W/(m・℃)）
A	：	ケーシング伝熱面積（0.356m^2）

この式と，発熱量と放熱量のバランス（$Q_F = q$）より，$\Delta T \fallingdotseq 6.2 \times 10^{-2}$℃となる。

放射性物質の発熱量とフィルタユニット（ケーシング）から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると，放射性物質による温度上昇は約 6.2×10^{-2}℃となり，温度上昇は殆どない。

以上より，フィルタユニットの使用可能温度は設計上 50℃以下であること及び放射性物質による温度上昇は殆どないことから，除去効率（性能）が低下することはない。

別添表－1　炉心内蓄積量（安定核種を含む）

ＭＡＡＰコードにおける核種グループ	審査ガイドにおける核種類	炉心内蓄積量 (kg)
CsI	Ｉ類	約 5.7×10^{1}
TeO_2	Te 類	約 7.4×10^{1}
SrO	Ba 類	約 1.5×10^{2}
MoO_2	Ru 類	約 5.9×10^{2}
CsOH	Cs 類	約 4.6×10^{2}
BaO	Ba 類	約 2.2×10^{2}
La_2O_3	La 類	約 1.1×10^{3}
CeO_2	Ce 類	約 4.7×10^{2}
Sb	Te 類	約 2.2×10^{0}
UO_2	Ce 類	約 1.7×10^{5}
合計		約 1.8×10^{5}

別添表－2　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量

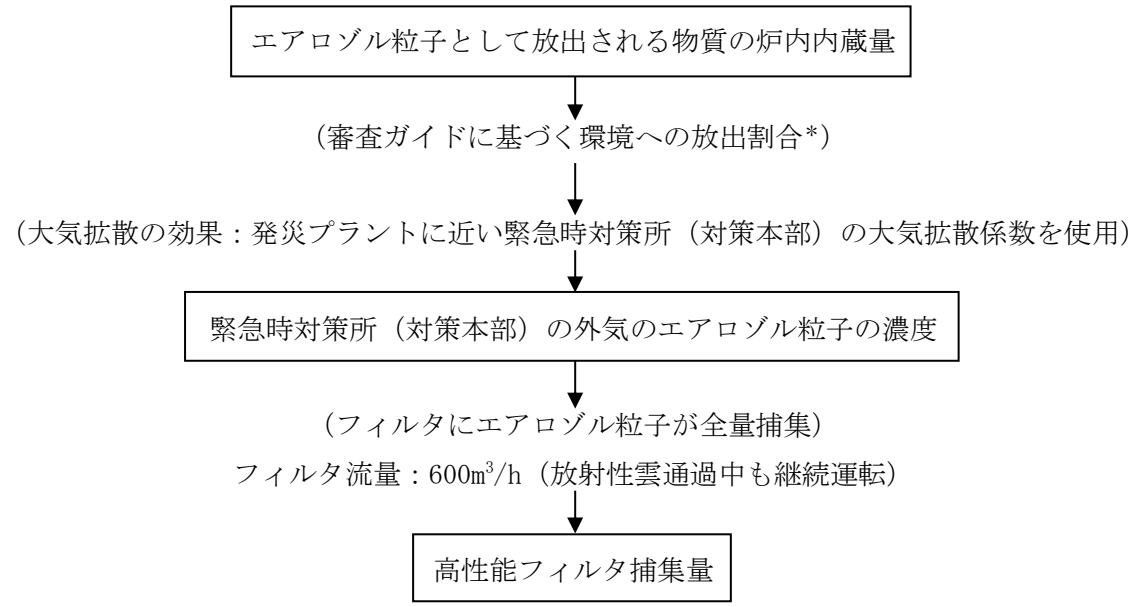
フィルタ種類	捕集量	保持容量/吸着容量
高性能フィルタ	約 1g	約 400g/台
活性炭フィルタ	約 6mg	約 50g/台

別添表－3　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）(1/2)

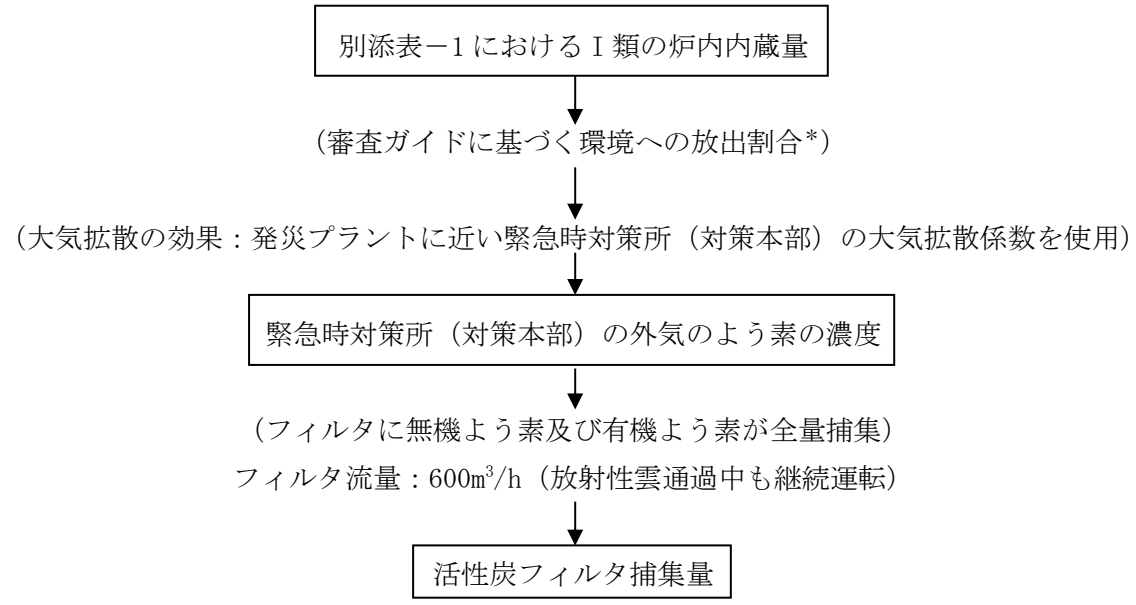
核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能量(Bq)	
	起因号機　6 号機	起因号機　7 号機
I-131	約 2.0×10^{10}	約 5.4×10^{9}
I-132	約 2.5×10^{10}	約 6.8×10^{9}
I-133	約 2.0×10^{10}	約 5.5×10^{9}
I-134	約 1.1×10^{3}	約 2.9×10^{2}
I-135	約 3.3×10^{9}	約 8.9×10^{8}
Rb-86	約 3.7×10^{7}	約 1.0×10^{7}
Cs-134	約 2.6×10^{9}	約 7.2×10^{8}
Cs-136	約 6.9×10^{8}	約 1.9×10^{8}
Cs-137	約 2.2×10^{9}	約 6.0×10^{8}
Sb-127	約 8.0×10^{8}	約 2.2×10^{8}
Sb-129	約 7.5×10^{7}	約 2.0×10^{7}
Te-127	約 8.1×10^{8}	約 2.2×10^{8}
Te-127m	約 6.7×10^{7}	約 1.8×10^{7}
Te-129	約 3.1×10^{8}	約 8.5×10^{7}
Te-129m	約 3.6×10^{8}	約 9.8×10^{7}
Te-131m	約 1.5×10^{9}	約 4.2×10^{8}
Te-132	約 1.3×10^{10}	約 3.5×10^{9}
Sr-89	約 2.1×10^{8}	約 5.7×10^{7}
Sr-90	約 2.1×10^{7}	約 5.6×10^{6}
Sr-91	約 4.5×10^{7}	約 1.2×10^{7}
Sr-92	約 5.8×10^{5}	約 1.6×10^{5}
Ba-139	約 2.3×10^{3}	約 6.4×10^{2}
Ba-140	約 3.5×10^{8}	約 9.6×10^{7}
Co-58	約 1.6×10^{1}	約 4.4×10^{0}
Co-60	約 6.9×10^{0}	約 1.9×10^{0}
Mo-99	約 8.4×10^{2}	約 2.3×10^{2}
Tc-99m	約 7.9×10^{2}	約 2.2×10^{2}
Ru-103	約 8.5×10^{2}	約 2.3×10^{2}
Ru-105	約 1.3×10^{1}	約 3.7×10^{0}
Ru-106	約 2.9×10^{2}	約 7.9×10^{1}
Rh-105	約 3.8×10^{2}	約 1.0×10^{2}

別添表－3　可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）(2/2)

核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能量(Bq)	
	起因号機　6 号機	起因号機　7 号機
Y-90	約 3.1×10^{4}	約 8.5×10^{3}
Y-91	約 3.9×10^{5}	約 1.1×10^{5}
Y-92	約 1.3×10^{4}	約 3.5×10^{3}
Y-93	約 9.0×10^{4}	約 2.5×10^{4}
Zr-95	約 5.1×10^{5}	約 1.4×10^{5}
Zr-97	約 1.9×10^{5}	約 5.2×10^{4}
Nb-95	約 5.2×10^{5}	約 1.4×10^{5}
La-140	約 5.6×10^{5}	約 1.5×10^{5}
La-141	約 7.8×10^{3}	約 2.1×10^{3}
La-142	約 1.1×10^{1}	約 3.0×10^{0}
Pr-143	約 4.6×10^{5}	約 1.2×10^{5}
Nd-147	約 1.9×10^{5}	約 5.1×10^{4}
Am-241	約 4.0×10^{1}	約 1.1×10^{1}
Ce-141	約 1.9×10^{6}	約 5.2×10^{5}
Ce-143	約 1.1×10^{6}	約 3.0×10^{5}
Ce-144	約 1.5×10^{6}	約 4.1×10^{5}
Np-239	約 1.6×10^{7}	約 4.3×10^{6}
Pu-238	約 2.5×10^{3}	約 6.8×10^{2}
Pu-239	約 3.9×10^{2}	約 1.1×10^{2}
Pu-240	約 6.2×10^{2}	約 1.7×10^{2}
Pu-241	約 1.3×10^{5}	約 3.5×10^{4}
Cm-242	約 1.2×10^{4}	約 3.4×10^{3}
Cm-244	約 7.0×10^{2}	約 1.9×10^{2}



高性能フィルタの捕集量評価の過程



活性炭フィルタの捕集量評価の過程

注記＊：Ⅰ類は，粒子状よう素：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%とする。

別添図－1　フィルタユニット（高性能フィルタ及び活性炭フィルタ）の捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から，緊急時対策所遮蔽を透過せず，散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう，放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1.　出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1.1　緊急時対策所（対策本部）における対策

(1)　出入口開口部は，遮蔽扉とする。

1.2　緊急時対策所（待機場所）における対策

(1)　出入口開口部から線源を直接見通せないよう遮蔽を施す。

(2)　線源からの距離を確保する。

2.　配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう，必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

2.1　緊急時対策所（対策本部）における対策

(1)　貫通部を線源が直接見通せないような迷路構造とする。

(2)　貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(3)　貫通部の高さを線源が直接見通せないような位置にする。

(4)　貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(5)　線源からの距離を確保する。

(6)　ケーブル貫通部に対して，鉛毛詰め等の処理を施す。

2.2　緊急時対策所（待機場所）における対策

(1)　貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(2)　線源からの距離を確保する。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに ・・・

1. はじめに

本資料は，Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ＡＮＩＳＮ ANISN-JR

コード名 / 項目	ＡＮＩＳＮ
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学研究機構）
開発時期	1977 年（初版開発時期　1967 年）
使用したバージョン	ANISN-JR
コードの概要	本解析コードは，米国オークリッジ国立研究所で開発された，1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は，1 次元形状（球，無限平板，無限円筒）であり，中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは，計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され，線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより，線量率又は発熱量を算出することができる。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について，固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が，本解析コードとＧ３３コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が，原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和 54 年 9 月,財団法人　原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。

	・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は，上記結合計算法と合致している。 ・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５-2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして，本解析コードが挙げられている。

注記＊：　「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和 54 年 9 月　財団法人　原子力安全研究協会）

2.2　ＡＮＩＳＮ　ANISN-ORNL

コード名 / 項目	ＡＮＩＳＮ
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967 年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	本解析コードは，米国オークリッジ国立研究所で開発された，1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は，1 次元形状（球，無限平板，無限円筒）であり，中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは，計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され，線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより，線量率又は発熱量を算出することができる。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について，固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が，本解析コードとＧ３３コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が，原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和 54 年 9 月，財団法人　原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャイン

	ガンマ線線量評価は，上記結合計算法と合致している。 ・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５-2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして，本解析コードが挙げられている。

注記＊：　「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和 54 年 9 月　財団法人　原子力安全研究協会）

2.3　Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ

コード名 / 項目	Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財) 高度情報科学研究機構）
開発時期	2001 年（初版開発時期　1964 年）
使用したバージョン	1.00
コードの概要	本解析コードは，Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「Ｇ３３」をベースとし，旧日本原子力研究所がＩＣＲＰ1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて，実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。 本解析コードは，点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は，クライン－仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角，球，円筒座標により指定し，遮蔽体は平板，球，円筒又は二次曲面により入力することができる。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification）】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation）】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について，米国 Radiation Research Associates（RRA）が 1977 年に米国カンザス州立大学において ^{60}Co 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。 ・この RRA での実験値と計算値を比較した詳細が，ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988 年 1 月，社団法人　日本原子力学会）に示されている。 ・その結果は，天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが，天井遮蔽があるケースでは，計算値

	は実験値について過小評価の傾向がある。 ・この原因は，本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり，この成分を考慮するため，天井遮蔽までをＡＮＩＳＮコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価では，この計算手法を採用している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。 ・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５-2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，ＱＡＤ／Ｇ３３が挙げられている。

2.4　ＯＲＩＧＥＮ２

コード名 / 項目	ＯＲＩＧＥＮ２
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（ORNL）
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	本解析コードは，使用済燃料等の核種生成量，崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり，原子力発電所施設，再処理施設，廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。 また，国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し，日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され，公開されている。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり，計算に必要な主な条件は組成，照射条件，核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり，本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・米国原子力学会（ANS）の Nuclear Technology vol.62 （1983 年 9 月）の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において，ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン，プルトニウム，アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては，「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：

	ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015’（2004 年 11 月）等において，核種生成量について照射後試験結果と，本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており，本解析コードの使用は妥当である。

2.5　ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ

コード名 / 項目	ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001 年（初版開発時期　1967 年）
使用したバージョン	1.04
コードの概要	本解析コードは，米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「ＱＡＤ」をベースとし，旧日本原子力研究所がＩＣＲＰ1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて，実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。 本解析コードは，線源を直方体，円筒，球の形状に構成でき，任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	【検証（Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは，後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは，線量率評価を実施するコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり，使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認（Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第 1 船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団，1967)）と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ，遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。 ・実験値と計算値を比較した結果，おおむね一致していることを確認している。 ・上記妥当性確認では，実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ，遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コ

	ードによる計算値を比較している。 ・原子力発電所放射線遮へい設計規程（ＪＥＡＣ４６１５－2008）（日本電気協会　原子力規格委員会　平成 20 年 6 月）では，点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として，ＱＡＤコードが挙げられている。

Ⅴ-1-10　設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目　　次

V-1-10-1　設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

V-1-10-2　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体

V-1-10-3　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

V-1-10-4　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉冷却系統施設

V-1-10-5　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　計測制御系統施設

V-1-10-6　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　放射性廃棄物の廃棄施設

V-1-10-7　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　放射線管理施設

V-1-10-8　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉格納施設

V-1-10-9　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　非常用電源設備

V-1-10-10　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　常用電源設備

V-1-10-11　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　補助ボイラー

V-1-10-12　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　火災防護設備

V-1-10-13　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　浸水防護施設

V-1-10-14　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）

V-1-10-15　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　非常用取水設備

V-1-10-16　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所

Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目　　次

1.　概要 ····· 1

2.　基本方針 ····· 1

3.　設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等····· 3

3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む） ····· 3

＊2,5

3.1.1　設計に係る組織 ····· 4

3.1.2　工事及び検査に係る組織····· 4

3.1.3　調達に係る組織 ····· 4

3.2　設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー····· 8

3.2.1　設計及び工事のグレード分けの適用····· 8

3.2.2　設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー····· 8

＊1,3,4

3.3　設計に係る品質管理の方法 ····· 12

3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化····· 12

＊1,3

3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定····· 12

＊3

3.3.3　設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証····· 15

3.3.4　設計における変更 ····· 28

＊1,2,3

3.4　工事に係る品質管理の方法 ····· 28

3.4.1　設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3） ····· 28

＊1,3,4

3.4.2　設備の具体的な設計に基づく工事の実施····· 29

3.5　使用前事業者検査の方法 ····· 30

3.5.1　使用前事業者検査での確認事項····· 30

＊4

3.5.2　使用前事業者検査の計画····· 30

3.5.3　検査計画の管理 ····· 35

＊6

3.5.4　主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理····· 35

3.5.5　使用前事業者検査の実施····· 35

＊6

3.6　設工認における調達管理の方法····· 41

3.6.1　供給者の技術的評価 ····· 41

＊5

3.6.2　供給者の選定 ····· 41
＊5
3.6.3　調達製品の調達管理 ····· 41
＊2,3,5,6
3.6.4　受注者品質監査 ····· 44
＊6
3.6.5　設工認における調達管理の特例 ····· 44
3.7　記録，識別管理，トレーサビリティ ····· 45
＊6
3.7.1　文書及び記録の管理 ····· 45
3.7.2　識別管理及びトレーサビリティ ····· 49
3.8　不適合管理 ····· 49
4.　適合性確認対象設備の施設管理 ····· 50
＊5
4.1　使用開始前の適合性確認対象設備の保全 ····· 50
4.1.1　新規制基準施行以前に設置している設備 ····· 50
4.1.2　工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備 ····· 50
4.1.3　設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備 ····· 50
4.2　使用開始後の適合性確認対象設備の保全 ····· 50
様式－1　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例） ····· 52
様式－2（1/2）～(2/2)　設備リスト（例） ····· 53
様式－3　技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例） ····· 55
様式－4（1/2）～(2/2)　施設と条文の対比一覧表（例） ····· 56
様式－5－1（1/2）～(2/2)　技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表（例） ····· 58
様式－5－2　設工認添付書類星取表（例） ····· 60
様式－6　各条文の設計の考え方（例） ····· 61
様式－7　要求事項との対比表（例） ····· 62
様式－8　基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例） ····· 63
様式－9　適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例） ····· 64
添付 1　建設当時からの品質マネジメントシステム体制 ····· 65
添付 2　当社におけるグレード分けの考え方 ····· 68
添付 3　技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方 ····· 76
添付 4　設工認における解析管理について ····· 78
＊2,3
添付 5　当社における設計管理・調達管理について ····· 87
＊2,3,5,6

注：本資料に記載する事項と下記「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」に定める記載事項との関連を頁番号の下に示す。

注記＊1：設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項

＊2：設計の体制として組織内外の相互関係

＊3：設計開発の各段階におけるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等

＊4：工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項

＊5：工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む）

＊6：工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，トレーサビリティ等に関する事項を含む）並びに外部の者との情報伝達に関する事項等

1. 概要

本資料は，設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）及び柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき，設工認の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（2013 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」（以下「技術基準規則」という。）等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画について記載するとともに，工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では，設工認における，「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画」を，以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として，以下に示す 2 つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設工認における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む)」に，実施する各段階について「3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」に，品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に，調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ」に，不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また，これらの方法で行った管理の具体的な実績を，様式－1「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例)」（以下「様式－1」という。）を用いて「Ⅴ-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

・「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（1978 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号)」（以下「実用炉規則」という。）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成

・作成した条文ごとの基本設計方針を基に，実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し，設工認申請時点で設置している設備，並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。）

K7 Ⅴ-1-10-1 R1

これらの設計に係る記載事項には，設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項，設計の体制として組織内外の相互関係，設計・開発の各段階におけるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(2)　工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画」として，設工認申請時点で設置している設備，工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3.　設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」に，実施する各段階について「3.2　設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」に，品質管理の方法について「3.4　工事に係る品質管理の方法」及び「3.5　使用前事業者検査の方法」に，調達管理の方法について「3.6　設工認における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及びトレーサビリティについて「3.7　記録，識別管理，トレーサビリティ」に，不適合管理の方法について「3.8　不適合管理」に記載する。

また，これらの工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等について具体的な計画を，様式－1 を用いて「V-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

工事及び検査に係る記載事項には，工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項，工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性，資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。），工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3)　設工認対象設備の施設管理

設工認に基づく，技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）は，設工認申請時点で設置している設備も含まれているが，これらの設備は，必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり，その維持の管理の方法について「4.　適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4)　設工認で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計，工事及び検査は，設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制の下で実施するため，上記以外の，責任と権限（保安規定品質マネジメントシステム計画「5.　経営責任者等の責任」），原子力安全の重視（保安規定品質マネジメン

トシステム計画「5.2　原子力安全の確保の重視」），必要な要員の力量管理を含む資源の管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「6.　資源の運用管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（保安規定品質マネジメントシステム計画「8.　評価及び改善」）については，保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

また，当社の品質保証活動は，健全な安全文化を育成及び維持するための活動と一体となった活動を実施している。

なお，設工認申請時点で設置している設備の中には，現在のような健全な安全文化を育成及び維持するための活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが，それらの設備についても現在の健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる様々な品質保証活動を行っている。（添付 1「建設当時からの品質マネジメントシステム体制」の「別表 1」参照）

3.　設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計，工事及び検査に係る品質管理は，保安規定品質マネジメントシステム計画として記載している品質マネジメントシステムに基づき実施する。

また，特定重大事故等対処施設にかかわる秘匿性を保持する必要がある情報については以下の管理を実施する。

(1)　秘密情報の管理

「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」（平成 26 年 9 月 18 日原子力規制委員会）及び同ガイドを用いて作成した情報を含む文書（以下「秘密情報」という。）については，秘密情報の管理に係る管理責任者を指定し，秘密情報を扱う者（以下「取扱者」という。）の名簿での登録管理を実施する。また，秘密情報を含んだ電子データは取扱者以外の者のアクセスを遮断するためパスワードの設定等を実施する。

(2)　セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

上記(1)以外の特定重大事故等対処施設に関する情報を含む文書については，業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理する。また，特定重大事故等対処施設に係る調達の際，当該情報を含む文書等について業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理することを要求する。

以下に，設計，工事及び検査，調達等のプロセスを示す。

3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）

設工認に基づく設計，工事及び検査は，第 1 図に示す本社組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また，設計(「3.3　設計に係る品質管理の方法」)，工事(「3.4　工事に係る品質管理の方法」)，検査（「3.5 使用前事業者検査の方法」）並びに調達（「3.6　設工認における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第 1 表に示す。

K7 ① V-1-10-1 R1

第1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は,担当する設備に関する設計,工事及び検査,調達について，責任及び権限を持ち，各プロセスを主管する箇所に属するグループが実施する設工認に係る活動を統括する。

第1図に示す各主任技術者は，それぞれの職務に応じた監督を行うとともに，相互の職務について適宜情報提供を行い，意志疎通を図る。

設計から工事への設計結果の伝達，当社から供給者への情報伝達等，組織内外又は組織間の情報伝達について，設工認に従い確実に実施する。

3.1.1　設計に係る組織

設工認に基づく設計は,第2図に示す設計を主管する箇所（以下「設計を主管する箇所」という。）が実施する。

なお,設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶため,原子力設備管理部長（総括責任者）の責任の下に，設計に必要な資料（以下「設計資料」という。）の作成を行うため，第2図に示す工認プロジェクト体制を定めて設計に係る活動を実施する。

工認プロジェクトの各チームが作成した設計資料については，これらを作成した各チームにおいて,「3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」及び「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示すとおりの設計結果となっていることを審査し，第2図に示す設計を主管する箇所において承認する体制とする。

また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す設計の段階ごとに様式－1を用いて「V-1-10-2　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

3.1.2　工事及び検査に係る組織

設工認に基づく工事及び検査は，第1表に示す工事を主管する箇所及び検査を担当する箇所で実施する。

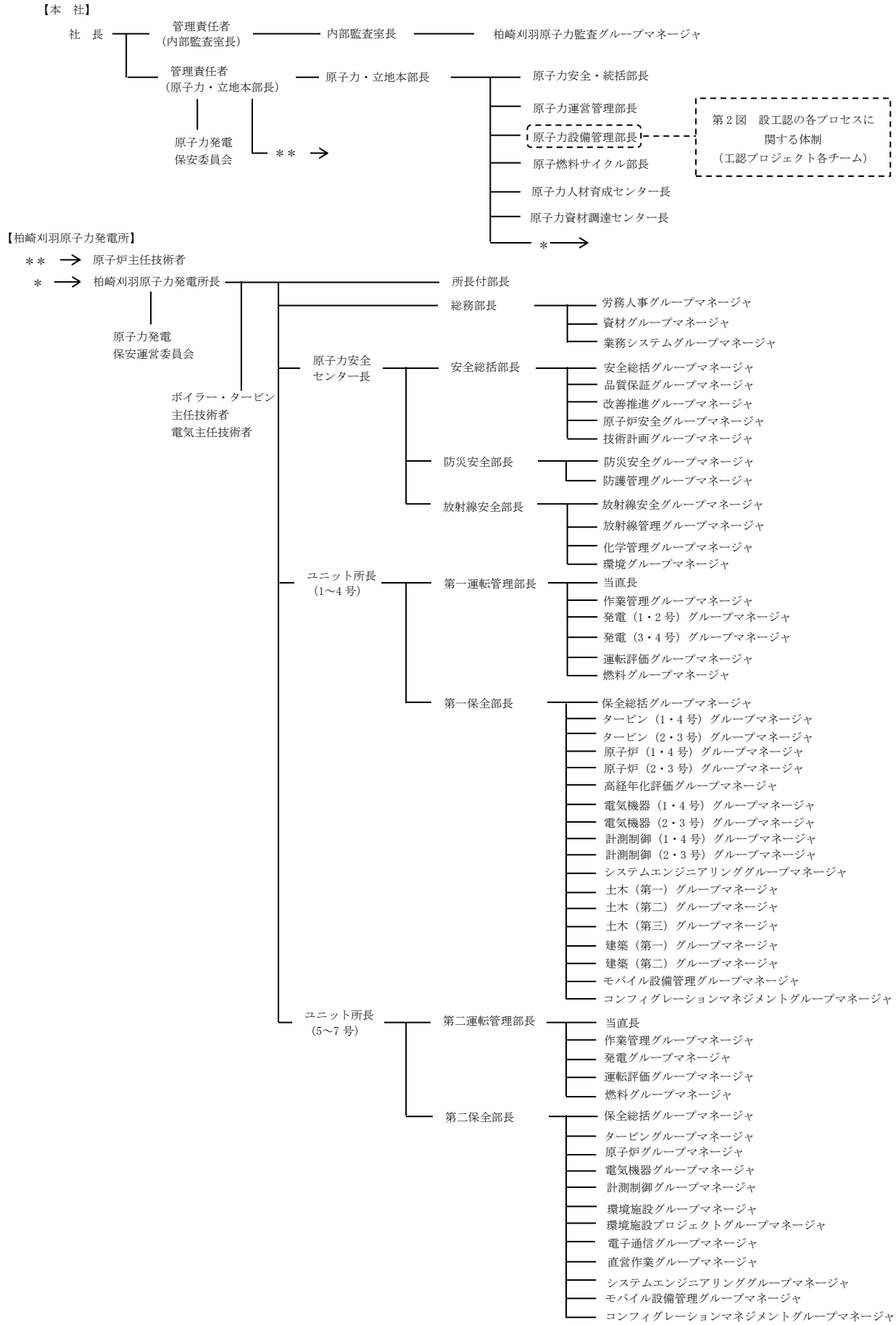
また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式－1を用いて「V-1-10-2　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

3.1.3　調達に係る組織

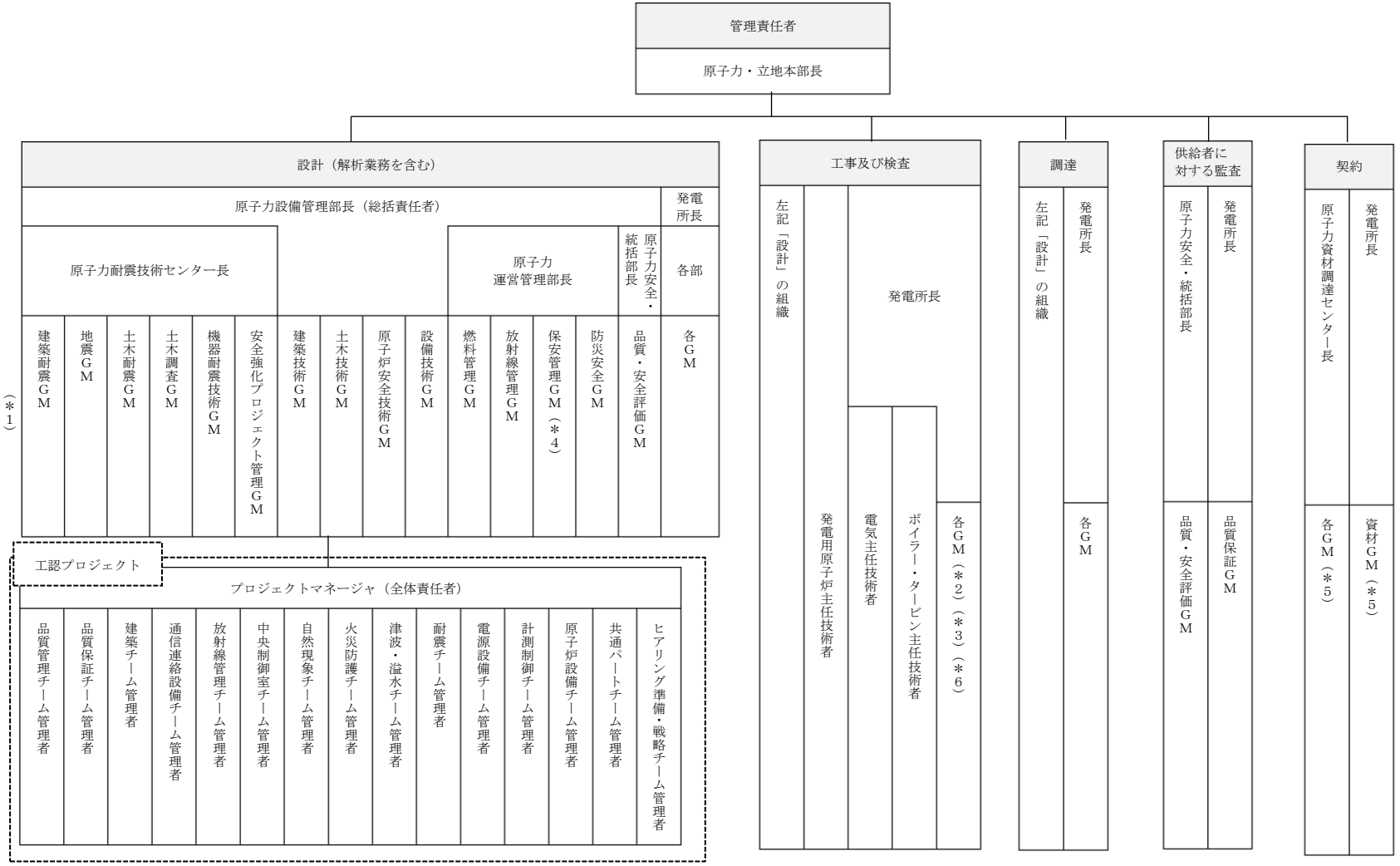
設工認に基づく調達は，第1表に示す本社組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す設計，工事及び検査の段階ごとに様式－1「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて示す。

K7 Ⅵ-1-10-1 R1



第１図　本社組織及び発電所組織に係る体制



注記＊1：「ＧＭ」は「グループマネージャ」をいう。
＊2：検査の取りまとめを主管する箇所の長（保安規定５条，107 条の４の発電所組織安全総括ＧＭのことをいう。なお，安全総括ＧＭは，工事及び検査を実施しない中立な立場の者である。）
＊3：品質管理担当（発電所組織においては，安全総括ＧＭとする。）
＊4：本社組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長
＊5：これ以外の箇所で行う契約においては，各ＧＭ
＊6：検査を担当する箇所の長（保安規定 107 条の４の安全総括ＧＭが指名する検査実施ＧＭのことをいう。）

第２図　設工認の各プロセスに関する体制

第1表　各プロセスを主管する箇所

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	(本社) 原子力安全・統括部 品質・安全評価グループ 原子力運営管理部 防災安全グループ 放射線管理グループ 燃料管理グループ 原子力設備管理部 設備技術グループ 原子炉安全技術グループ 土木技術グループ 建築技術グループ 安全強化プロジェクト管理グループ 機器耐震技術グループ 土木調査グループ 土木耐震グループ 地震グループ 建築耐震グループ (発電所) 総務部 安全総括部 防災安全部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部
3.4	工事に係る品質管理の方法	(本社) 原子力設備管理部 (発電所) 総務部 安全総括部 防災安全部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部
3.5	使用前事業者検査の方法	
3.6	設工認における調達管理の方法	(本社) 原子力安全・統括部 原子力運営管理部 原子力設備管理部 原子力資材調達センター (発電所) 総務部 安全総括部 防災安全部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部

3.2　設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

3.2.1　設計及び工事のグレード分けの適用

設計及び工事のグレード分けは，原子炉施設の安全上の重要性に応じて，添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

ただし，本設工認における設計は，新規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

したがって，本設工認の設計には，設計及び工事のグレード分けによらず，全ての適合性確認対象設備を，「3.3　設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。

なお，「3.4.1　設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3)」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は，設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

3.2.2　設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

設工認における必要な設計，工事及び検査の流れは，設工認品質管理計画のとおりである。

設工認における設計，工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第 2 表に示す。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第 3 図に示す。

設計，工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，設計，工事及び検査の各段階において要求事項に対する適合性を確認した上で，次の段階に進める。

また，設計，工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，第 2 表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対するレビューを実施する。設計の各段階におけるレビューは，保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.4 設計・開発のレビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し，問題を明確にし，必要な処置を提案する。

適切な段階において第 2 図に示された箇所で当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて設計の各段階におけるレビューを実施するとともに，「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき記録を管理する。

設計におけるレビューの対象となる段階を第 2 表に「＊」で明確にする。

なお，実用炉規則別表第二対象設備のうち，設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は，設工認品質管理計画のうち，必要な事項を適用して設計，工事及び検査を実施し，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

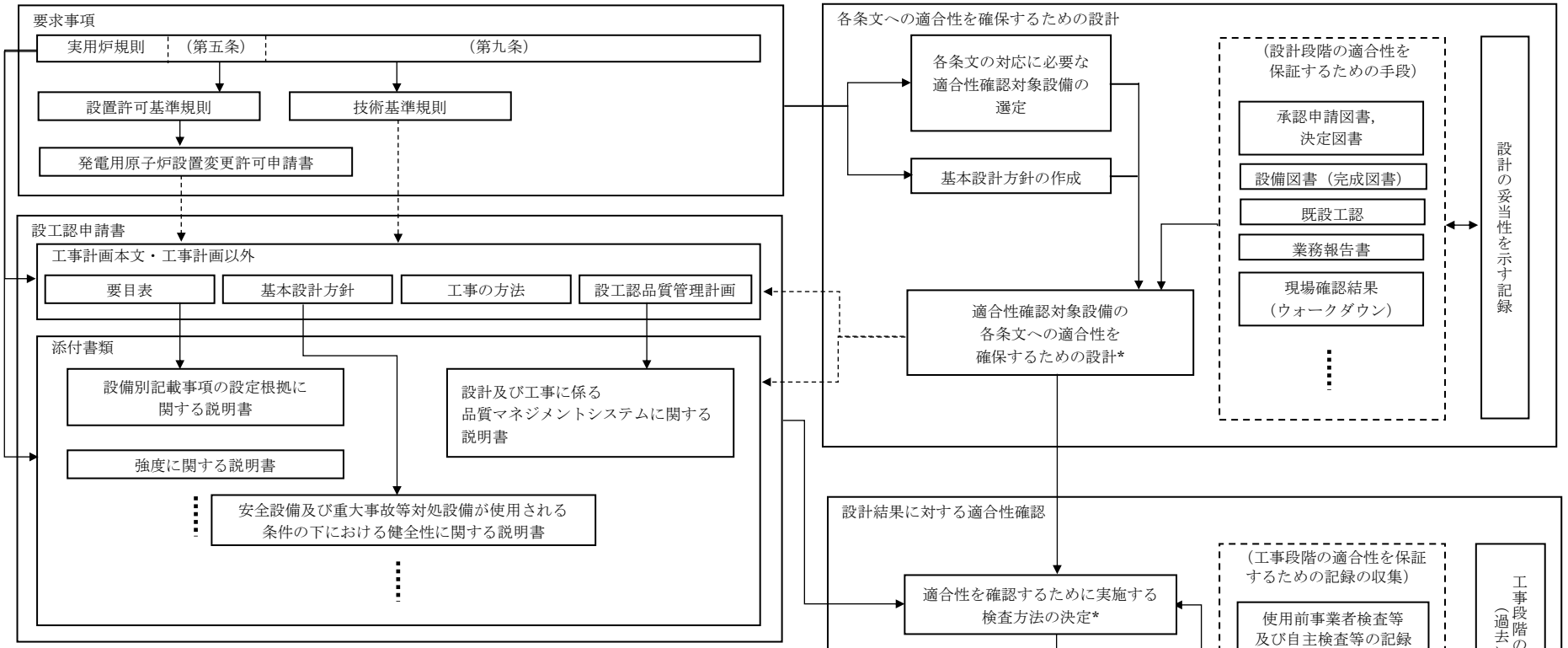
(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち，主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は，「3.4　工事に係る品質管理の方法」，「3.5　使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第 2 表における「3.4.1　設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3)」～「3.6　設工認における調達管理の方法」）のうち，必要な事項を適用して検査を実施し，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

第2表　設工認における設計，工事及び検査の各段階

各段階			保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計・開発の計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計・開発へのインプット	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計・開発の検証	技術基準規則への適合性を確保するために必要な設計の妥当性の確認
	3.3.4*	設計における変更	7.3.7 設計・開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット 7.3.5 設計・開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	－	適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	－	適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1 業務の計画 7.3.6 設計・開発の妥当性確認	適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	－	使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	－	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	8.2.4 機器等の検査等	認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な継続中工事及び追加工事の検査を含めた調達管理

注記＊：「3.2.2　設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4　設計・開発のレビュー」対応項目



注記＊：基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表

○○施設					基本設計方針			
					技術基準条文	○○条		
設備区分	系統名	機器区分	技術基準条文		要求種別	○○要求		
			様式－2	関連条文	設備名称	設工認設計結果（上：要目表／設計方針）（下：記録等）	設備の具体的設計結果（上：設計結果）（下：記録等）	確認方法
			□□条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】

第３図　適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

3.3　設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は，設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を，「設計及び工事に係る品質管理の方法等について」に基づき，要求事項の明確化，適合性確認対象設備の選定，基本設計方針の作成及び適合性を確保するための設計，設計のアウトプットに対する検証の各段階を実施する。

以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認に必要な要求事項は，以下のとおりとする。

・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則（2013 年原子力規制委員会規則第 5 号)」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
・設置許可基準規則
・技術基準規則

また，必要に応じて以下を参照する。

・設置変更許可申請書の添付書類
・設置許可基準規則の解釈
・技術基準規則の解釈

3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため，設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を，実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めて，適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。適合性確認対象設備を明確にするため，設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち，設工認の対象となる設備・運用を，要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ，過去の指針等*と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用を，第4図に示すフローに基づき抽出する。

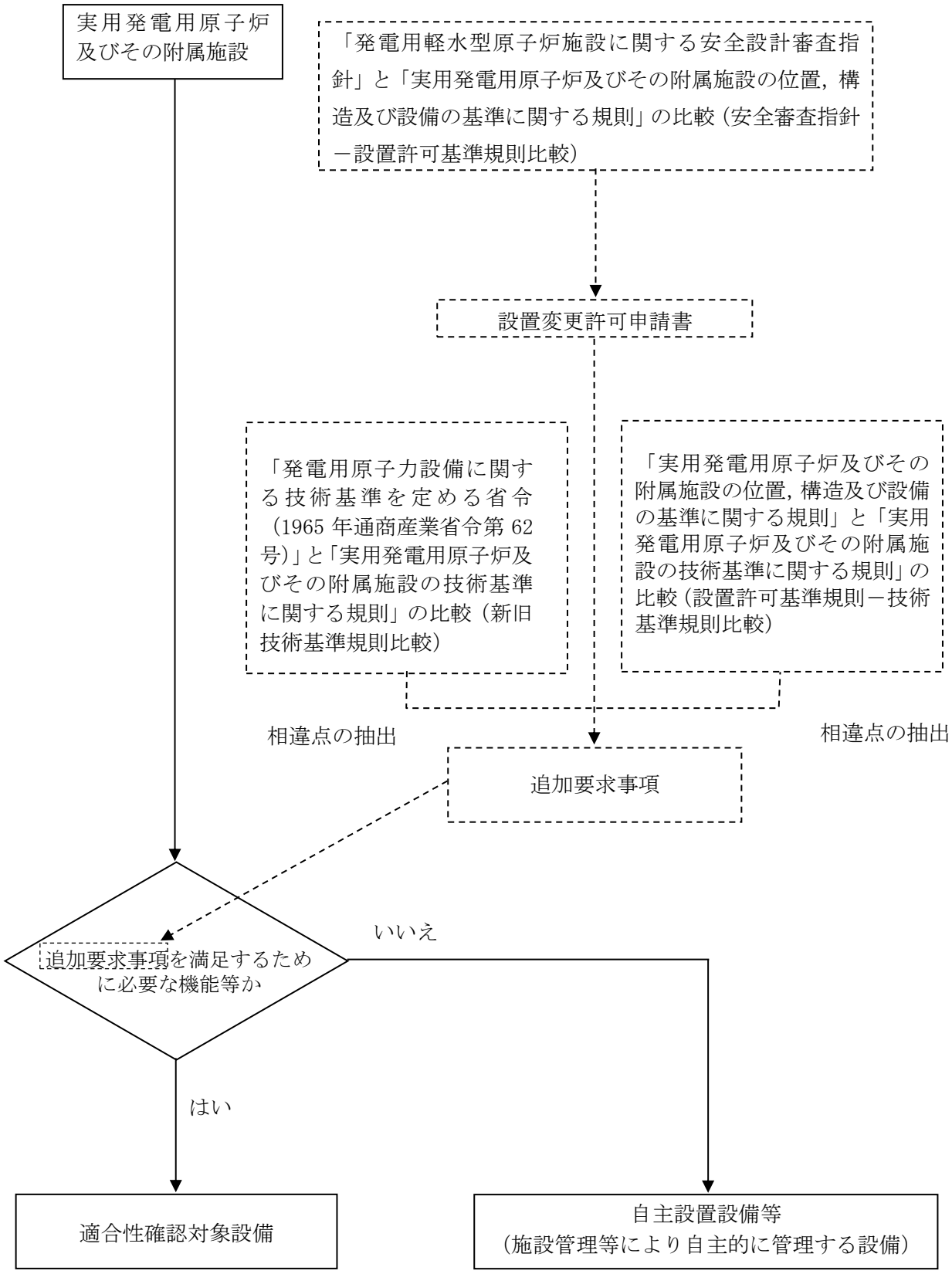
注記＊：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈

(1)　設計基準対象施設

抽出した結果を様式－2(1/2)「設備リスト（設計基準対象施設）(例)」（以下「様式－2（1/2）」という。）の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに，設備／運用，既設／改造／新設，追加要求事項に対して必須の設備・運用の有無，実用炉規則別表第二のうち要目表に該当の有無，既設工認での記載の有無，実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分，設置変更許可申請書添付書類八での主要設備記載の有無等を，様式－2（1/2）の該当する各欄で明確にする。

(2)　重大事故等対処設備

抽出した結果を様式－2(2/2)「設備リスト（重大事故等対処設備）(例)」（以下「様式－2（2/2）」という。）の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに，設置変更許可申請書添付書類八での設備仕様記載の有無，系統機能等，設備種別（既設／改造／新設，常設／可搬），設備／運用，詳細設計に関する事項及び実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分等を，様式－2（2/2）の該当する各欄で明確にする。



第 4 図　適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3　設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

・「設計1」として，技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に，必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
・「設計2」として，「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて，設工認に必要な書類等を作成する。
・「設計のアウトプットに対する検証」として，「設計1」及び「設計2」の結果について，検証を実施する。

また，これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1)　基本設計方針の作成（設計1）

設計を主管する箇所の長は，様式－2(1/2)，様式－2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち，技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために，以下により，適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに，技術基準規則の条文ごとに，各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a.　適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため，以下により，適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

(a)　技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし，明確にした結果とその理由を，様式－3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方(例)」（以下「様式－3」という。）の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。

(b)　様式－3に取りまとめた結果を，様式－4（1/2）「施設と条文の対比一覧表（設計基準対象施設）(例)」（以下「様式－4（1/2）」という。），様式－4（2/2）「施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）(例)」（以下「様式－4（2/2）」という。）の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより，施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

(c)　様式－2(1/2)，様式－2(2/2)で明確にした適合性確認対象設備を，実用炉規則別表第二の施設区分ごとに，様式－5－1（1/2）「技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表（設計基準対象施設）（例）」（以下「様式－5－1（1/2）」という。），様式－5－1（2/2）「技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表

（重大事故等対処設備）（例）」（以下「様式－5－1（2/2）」という。）及び様式－5－2「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式－5－2」という。）で機器として整理する。

また，様式－4（1/2），様式－4（2/2）で取りまとめた結果を用いて，施設ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にし，技術基準規則の各条文と設工認との関連性を含めて様式－5－1（1/2），様式－5－1（2/2）で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所の長は，以下により，技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し，漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお，基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付3「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

(a) 様式－7「要求事項との対比表（例）」（以下「様式－7」という。）に，基本設計方針の作成に必要な情報として，技術基準規則の各条文及びその解釈，並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し，その内容を確認しながら，設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。

(b) 基本設計方針の作成にあわせて，基本設計方針として記載する事項及びそれらの技術基準規則への適合性の考え方（理由），基本設計方針として記載しない場合の考え方，並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし，それらを様式－6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式－6」という。）に取りまとめる。

(c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式－7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式－6，並びに「3.3.3(1)a.(b)」で作成した各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式－4（1/2），様式－4（2/2）を用いて，施設ごとの基本設計方針を作成する。

(d) 作成した基本設計方針を基に，抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認書類との関連性を様式－5－2で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

設計を主管する箇所の長は，様式－2(1/2)，様式－2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対し，今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を，「設計1」の結果を用いて実施する。

a.　基本設計方針の整理

設計を主管する箇所の長は，基本設計方針（「3.3.3(1)b.　技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち，基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため，基本設計方針の内容を以下の流れで分類し，技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

(a)　条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。

(b)　整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。

(c)　抽出したキーワードを基に要求事項を第3表に示す要求種別に分類する。

(d)　分類した結果を，設計項目となるまとまりごとに，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式－8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。

(e)　設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を，様式－8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し，設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。

・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し，冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち，過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており，様式－4（1/2），様式－4（2/2）及び様式－5－1（1/2），様式－5－1（2/2）で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず，設計が不要となる基本設計方針）

第3表　要求種別ごとの適合性の確保に必要となる主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別				主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録
設備	設計要求	設置要求	必要となる機能・性能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備の選定 配置設計	・設計資料 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		系統構成	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした，実際に使用する系統構成・設備構成の決定	・設計資料 ・有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） ・系統図 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		機能要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計	・設計資料 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） ・インターロック線図 ・算出根拠（計算式等） ・カタログ 等
		評価要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認するための解析	・設計資料 ・解析計画（解析方針） ・業務報告書（解析結果） ・手計算結果 等
運用	運用要求		保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	－

b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む）

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために，以下により，必要な詳細設計を実施する。

また，具体的な設計の流れを第5図に示す。

(a) 第3表に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について，「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達からの業務報告書等の記録をインプットとして，基本設計方針に対し，必要な詳細設計の方針（要求機能，性能目標，防護方針等を含む。）を定め，適合性確認対象設備が，技術基準規則等の設計要求事項への適合性を確保するための詳細設計を実施する。

なお，以前から設置している設備及び既に工事を着手し，設工認申請時点で設置が完了している設備については，それらの設備が定めた詳細設計の方針を満たす機能・性能を有していることを確認した上で，設工認申請に必要な設備の仕様等を決定する。

(b) 様式－6で明確にした，詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに，以下に該当する場合は，その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は，基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で，評価を実施する。

また，評価の実施において，解析を行う場合は，「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は，兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため，組織間の情報伝達を確実に実施し，兼用する機能ごとの系統構成を把握し，兼用する機能を集約した上で，兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は，設計が確実に行われるようにするために，組織間の情報伝達を確実に実施し，設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち，設計を委ねた側においても，その設計結果を確認する。

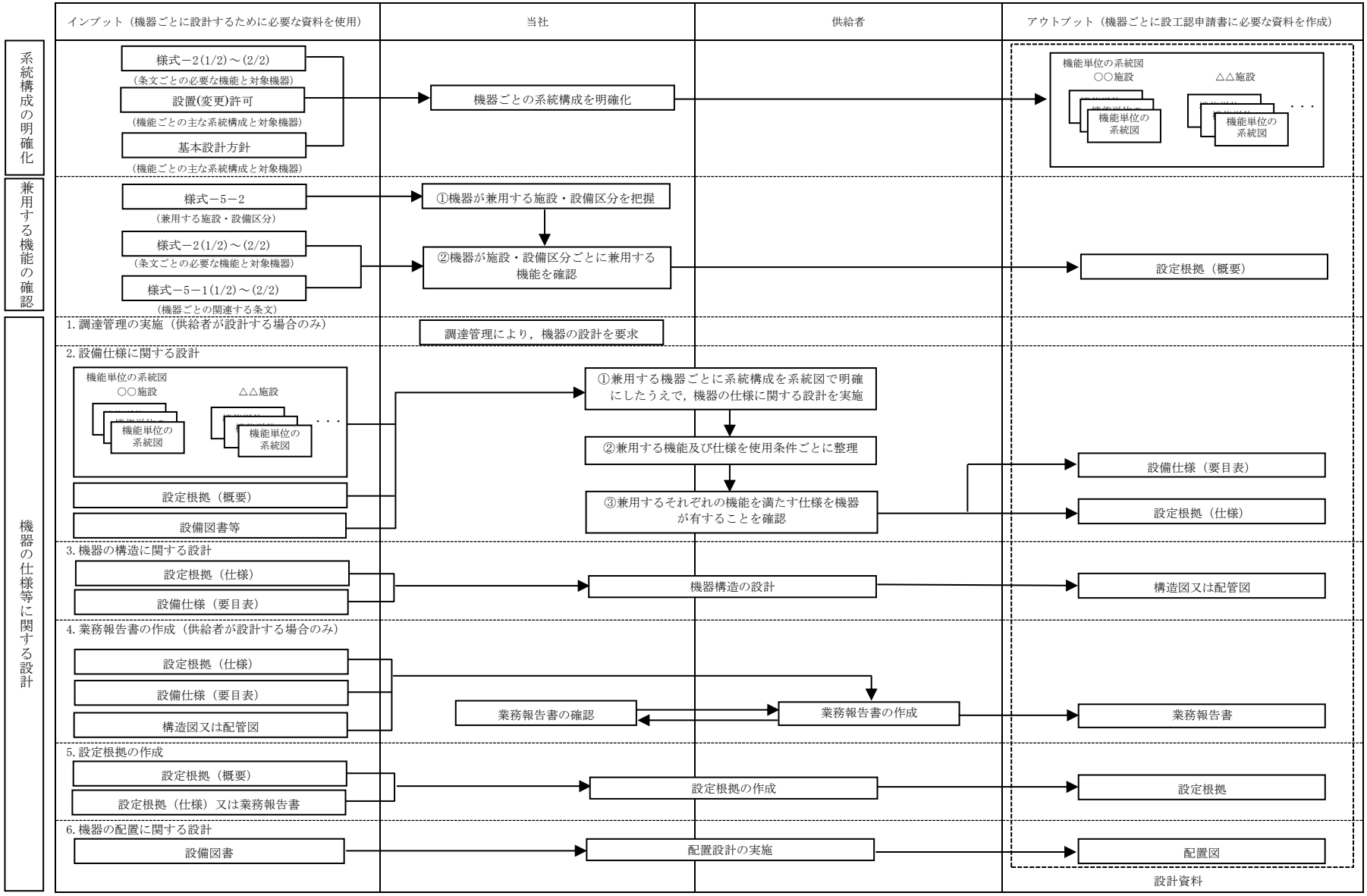
ニ.　他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式－2(1/2)，様式－2(2/2)を基に他号機と共用する設備の設計を行う場合は，設計が確実に行われるようにするため，組織間の情報伝達を確実に実施し，号機ごとの設計範囲を明確にし，必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記のイ.～ニ.の場合において，設計の妥当性を検証し，詳細設計方針を満たすことを確認するために使用前事業者検査等及び自主検査等（以下「検査等」という。）を実施しなければならない場合は，条件及び方法を定めた上で実施する。

また，これらの設計として実施したプロセスを様式－1を用いて「Ⅴ-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示すとともに，設計結果を，様式－8の「設工認設計結果（要目表／設計方針)」欄に整理する。

(c)　第3表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については，本社組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長にて，保安規定に必要な対応を取りまとめる。



第５図　主要な設備の設計

c.　詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は，詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について，以下の活動を実施し，品質を確保する。

(a)　調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は，解析結果の品質を確保するため，設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で，特に以下の点に配慮した活動を実施し，品質を確保する。

イ.　調達による解析

調達により解析を実施する場合は,解析の品質を確保するために,供給者に対し,「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（2014年3月改定，一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し，それに従った品質マネジメントシステム体制の下で解析を実施させるよう「3.6　設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお，解析の調達管理に関する具体的な流れを添付4「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

（イ）　解析業務を実施するにあたり，あらかじめ解析業務の計画を策定し，解析業務の計画書により文書化する。

なお，解析業務の計画書には，以下に示す事項の計画を明確にする。

・実施目的
・内容（実施方法）
・体制
・時期

（ロ）　解析業務に係る必要な力量を確保するとともに，従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ.　計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは，評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから，使用実績や使用目的に応じ，計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し，使用する。

・実機運転データとの比較
・大型実験／ベンチマーク試験結果との比較
・他の計算機プログラムによる計算結果との比較
・簡易モデル（サンプル計算例），標準問題を用いた解析結果との比較　等

ハ.　解析業務で用いる入力情報の伝達について

当社及び供給者は，それぞれの品質マネジメントシステムに基づき文書及び記録の管理を実施していることから，設工認に必要な解析業務のうち，設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は，解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で，同じ最新性を確保する。

また，設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は，当社で管理している図面を供給者に提供することで，供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ.　入力根拠の作成

供給者に，解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ，計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで，入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b)　手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は，評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で，当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また，実施した解析結果に間違いがないようにするために，入力根拠，入力値及び解析結果について，解析を実施した者以外が確認を実施し，解析結果の信頼性を確保する。

(3)　設計のアウトプットに対する検証

工認プロジェクトの品質保証チーム管理者は，「3.3.3　設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」に基づき作成した設計資料について，これが設計のインプット（「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で，要求事項を満たしていることの検証を，原設計者以外の力量を有する者に実施させる。

(4)　設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備を第6図及び第7図のフローに基づき分類し，その結果を様式－2(1/2)，様式－2(2/2)に取りまとめるとともに，設工認の設計として実施した「3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に，「工事計画認可申請書における本文及び添付書類の作成要領について」に従って，設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は，「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に，実用炉規則別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って，必要な事項（種類，主要寸法，材料，個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

設計を主管する箇所の長は，「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に，実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより，設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また，技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を，「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備等が，期待される機能を確実に発揮することを示すため，当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに，工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は，「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果，図面等の設計資料及び基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式－6及び様式－7を用いて設工認と実用炉規則別表第二の関係を整理した様式－5－2を基に添付書類を作成する。

なお，実用炉規則別表第二に示された添付書類において，解析コードを使用している場合には，添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

工認プロジェクトのプロジェクトマネージャは，作成した設工認申請書案について，「工事計画認可申請書本文及び添付書類作成・確認要領」に基づき，以下の要領で本社及び発電所の関係箇所のチェックを受ける。

(a) 本社及び発電所の関係箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。

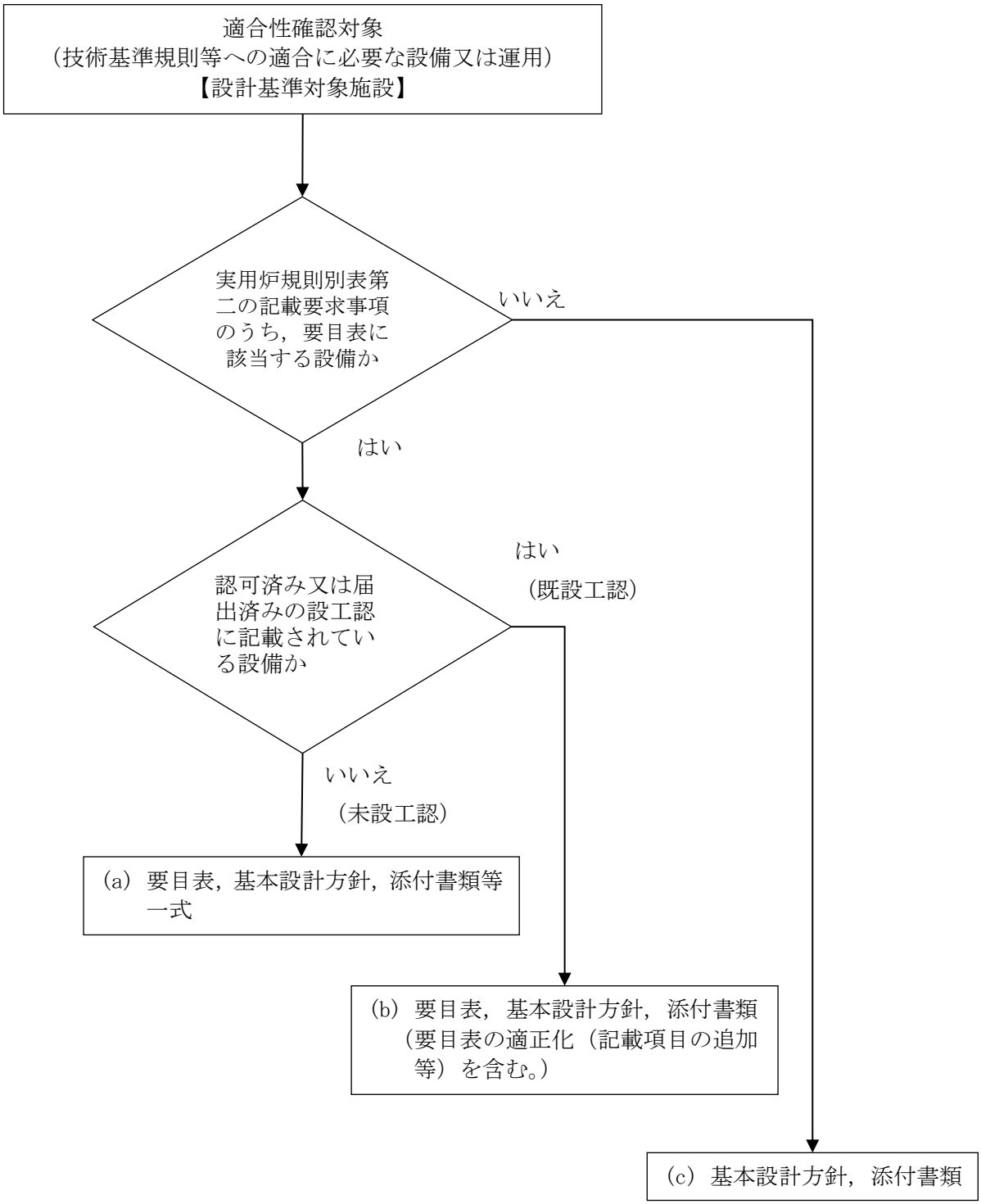
(b) 本社及び発電所の関係箇所からチェック結果として，コメントが付されている場合は，その反映要否を検討し，必要に応じ資料を修正した上で，再度チェックする。

(c)　必要に応じこれらを繰り返し，設工認申請書案のチェックを完了する。

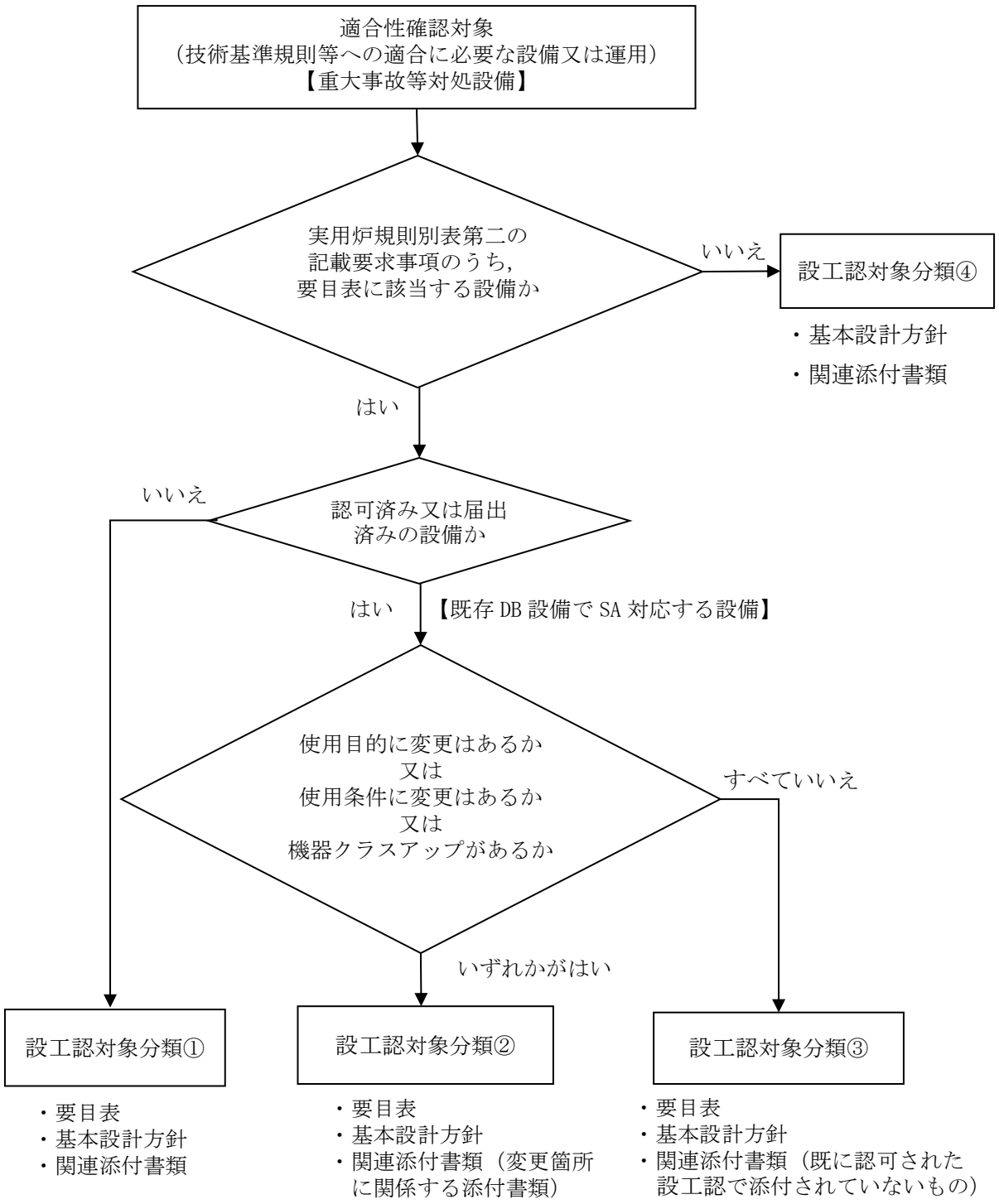
(5)　設工認申請書の承認

「3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e.　設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について，工認プロジェクトのプロジェクトマネージャは，設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ，原子力発電保安運営委員会へ付議し，審議及び確認を得る。原子力発電保安運営委員会での審議，確認が終了した後，原子力発電保安委員会に付議し，審議及び確認を得る。

原子力発電保安委員会の審議及び確認を得た設工認申請書について，原子力設備管理部長の承認を得る。



第6図　適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定（設計基準対象施設）



第7図　適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定（重大事故等対処設備）

3.3.4　設計における変更

設計を主管する箇所の長は，設計対象の追加又は変更が必要となった場合，「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3　設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち，影響を受けるものについて必要な設計を実施し，影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4　工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は，設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）及び，その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を，「3.6　設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1　設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

設工認において，工事を主管する箇所の長は，工事段階において，以下のいずれかの方法で，設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

また，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備について，既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認し，様式－8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1)　自社で設計する場合

工事を主管する箇所の長は，「設計 3」を実施し，適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）との照合を行う。

また，詳細設計の検証を行う。

設計の妥当性確認については「3.5.2　使用前事業者検査の計画」で策定する使用前事業者検査にて行う。

(2)　「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計 3」を実施する。

また，発電所組織の工事を主管する箇所の長は，その調達の中で供給者が実施する「設計 3」の管理を，調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(3)　「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計 3」を実施する。

また，発電所組織の工事を主管する箇所の長は，その調達の中で供給者が実施する「設計 3」の管理を，調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(4) 「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計 3」を実施する。

また，本社組織の工事を主管する箇所の長は，その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を，調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は，設工認に基づく設備を設置するための工事を，「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

ただし，設工認に基づき設置する設備のうち，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し工事を継続している設備又は着手し設置を終えている設備については，以下のとおり取り扱う。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち，新規制基準施行以前から設置し設工認に基づく設備としての工事が完了している適合性確認対象設備については，「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち，既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については，「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち，既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については，「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い，着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに，「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

なお，この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で，使用前事業者検査を含めて実施する。

3.5　使用前事業者検査の方法

検査の取りまとめを主管する箇所の長は，工事を主管する箇所の長の依頼を受け，工事を主管する箇所から独立した箇所の長を，検査を担当する箇所の長として指名する。

工事を主管する箇所の長は，保安規定に基づき使用前事業者検査の計画（検査項目，検査方法及び検査実施時期）を策定する。

検査を担当する箇所の長は，適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認するため，「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に従い，工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下，検査要領書を制定し，使用前事業者検査を実施する。

3.5.1　使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査では，適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認するために，以下の項目について検査を担当する箇所の長が検査を実施する。

①　実設備の仕様の適合性確認

②　実施した工事が，「3.4.1　設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」及び「3.4.2　設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち，①を第 4 表に示す検査として，②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA 検査」という。）として実施する。

また，QA 検査では上記②に加え，上記①のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査（工事を主管する箇所が採取した記録・ミルシートや検査における自動計測等。）の信頼性の確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い，設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2　使用前事業者検査の計画

工事を主管する箇所の長は，適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認するため，技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を「確認方法」欄に取りまとめ，検査項目，検査方法を明確にする。

ただし，主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査については，「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に従い対象範囲を確認し，検査実施時期を定めた検査実施計画を作成する。

なお，使用前事業者検査は，「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3 表の要求種別ごとに第 4 表に示す確認項目，確認視点及び主な検査項目を基に，様式－8 の「確認方法」欄に取りまとめる。

また，適合性確認対象設備のうち，技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても，使用前事業者検査を様式－8「確認方法」欄に取りまとめ，検査項目，検査方法を明確にする。

検査を担当する箇所の長は，使用前事業者検査の実施にあたり，工事を主管する箇所の長が策定した検査計画を以下の観点で確認することで，検査の信頼性を確保する。

① 対象設備に対し検査項目，検査方法が適切に設定されていること。

② 検査実施時期が設備の工事工程に対して，適切な時期に計画されていること。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため，特定の条文・様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄によらず，定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

第4表　要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設計要求	設置要求	名称，取付箇所，個数，設置状態，保管状態	設計要求のとおりの名称，取付箇所，個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査	技術基準規則の要求事項に対し，適合していることを確認するための検査方法を整理し，様式－8 にまとめる。 （検査概要については，「3.5.5 使用前事業者検査の実施」参照）
		系統構成	系統構成，系統隔離，可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査	
		機能要求	容量，揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載のとおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査	
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能･性能が発揮できることを確認する。		
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査	
			評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求として確認する。	・内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求の検査を適用	
運用	運用要求		手順確認	（保安規定） 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査	

(1)　使用前事業者検査の方法の決定

使用前事業者検査の実施に先立ち，「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第 3 表の要求種別ごとに定めた第 4 表に示す確認項目，確認視点及び主な検査項目の考え方を使って，確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。

なお，第 4 表の主な検査項目ごとの検査概要及び判定基準の考え方を第 5 表に示す。

a.　様式－8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に，検査項目を決定する。

b.　決定された検査項目より，第5表に示す「検査項目，検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。

c.　決定した各設備に対する検査方法は，様式－8の「確認方法」欄に取りまとめる。
なお，「確認方法」欄では，以下の内容を明確にする。

・検査項目

・検査方法

第5表　検査項目，検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること，また関係規格*1, *2等に適合することを，記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること，また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを，記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 （組立て及び据付け状態を確認する検査）	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを，記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し，検査圧力に耐え，異常のないことを，記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え，異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後，技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を，記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され，組み立てられていること，また関係規格*1, *2等に適合することを，記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること，また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査*3 実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを，記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査，通水検査，系統運転検査，容量確認検査 設計で要求される機能・性能について，実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い，機器単体又は系統の機能・性能を，記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に，試験電圧を連続して規定時間加えたとき，絶縁性能を有することを，記録（工場での試験記録等を含む）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査，警報検査，インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について，ロジック確認，インターロック確認及び警報確認等を行い，設備の機能・性能又は特性を，記録又は目視により確認する。	・ロジック，インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物，構築物，非常用電源設備等の完成状態を，記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査，設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を，記録（工場での校正記録等を含む）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査*4	・設置要求における機器保管状態，設置状態，接近性，分散配置及び員数が，設工認に記載のとおりであることを，記録又は目視により確認する。	・機器保管状態，設置状態，接近性，分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を，記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され，利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され，利用できること。
基本設計方針に係る検査*5	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ，機能及び性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ，機能及び性能を有していること。
品質マネジメントシステムに係る検査	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って，設計情報を工事に引継ぎ，工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って，設計情報を工事に引継ぎ，工事の実施体制が確保されていること。

注記＊1：消防法及びＪＩＳ
＊2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格
＊3：通水検査を分割して検査を実施する等，使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には，検査時に系統構成を確認するため不要）
＊4：検査対象機器の動作確認は，機能・性能検査を主とするが，技術基準規則 54 条の検査として，適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は，その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。
＊5：基本設計方針のうち，各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3　検査計画の管理

検査の取りまとめを主管する箇所の長は，使用前事業者検査を適切な段階で実施するため，関係箇所と調整の上，発電所全体の主要工程を踏まえた使用前事業者検査工程表を作成し，使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

3.5.4　主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

検査を担当する箇所の長は，溶接が特殊工程であることを踏まえ，製作工程中の検査項目ごとの溶接のプロセス検査を実施するため，工程管理等の計画を策定し，溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また，溶接継手に対する要求事項は，溶接部詳細一覧表（溶接方法，溶接材料，溶接施工法，熱処理条件，検査項目等）により管理し，これに係る関連図書を含め，業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ，それを審査，承認し，必要な管理を実施する。

3.5.5　使用前事業者検査の実施

検査を担当する箇所の長は，「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に準じて，検査要領書を制定，検査体制を確立して使用前事業者検査を実施する。

(1)　使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練

使用前事業者検査に従事する者は，あらかじめ教育・訓練を受講し，検査に必要な力量を有する者とする。

(2)　使用前事業者検査の独立性確保

検査の取りまとめを主管する箇所の長は，工事を主管する箇所と組織的に独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(3)　使用前事業者検査の体制

検査を担当する箇所の長は，検査要領書で明確にする使用前事業者検査の体制を，第8図に示す当該検査における力量を有する者で構成する。

a.　所長

所長は，発電所における保安に関する業務を統括管理するとともに，その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b.　総括責任者（ユニット所長）

ユニット所長は，所管ユニットにおける運転及び保全の業務を統括管理する。

c. 主任技術者（原子炉主任技術者，ボイラー・タービン主任技術者，電気主任技術者）

主任技術者は，担当検査について保安上の観点から検査要領書を確認するとともに，検査を担当する箇所から独立した立場で検査に立会うか記録を確認し，指導・助言を行う。

・原子炉主任技術者は，主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等，原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
・ボイラー・タービン主任技術者は，主に機械設備の構造，機能及び性能に係る事項等，原子力発電工作物の工事，維持及び運用（電気的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
・電気主任技術者は，主に電気設備の構造，機能及び性能に係る事項等，原子力発電工作物の工事，維持及び運用（電気的設備）に関する保安の監督を行う。

d. 品質管理担当

品質管理担当は，品質管理上の観点から，検査内容等への指導・助言を行う。

e. パフォーマンス向上会議

パフォーマンス向上会議は，検査における不適合に関わる管理方針の審議・決定を行う。

f. 検査を担当する箇所の長

検査を担当する箇所の長は，自らが検査実施責任者を行うか，検査実施責任者を指名する。

g. 検査実施責任者

検査実施責任者は，検査に関わる業務の総括管理を行い，検査に対して最終的な責任を有する。

検査の判定基準を定めるとともに検査要領書を承認し，検査判定者に検査の実施を指示する。

検査に立会うか記録を確認し，検査判定者が行う確認・評価について技術基準適合性等を確認した後これを判定し，次工程への引渡しを許可するとともに検査成績書の承認を行う。

その後，検査終了を検査の取りまとめを主管する箇所の長に報告する。

また，検査判定者の役割を自ら行うことができる（文書の作成・審査の重複兼務を除く）

h. 検査員

・検査判定者

検査判定者は，検査に立会うか記録を確認し，検査要領書に定められた手順に基づき行なわれたことを確認・評価し，ホールドポイントを解除する。

また，採取データ等が判定基準内にあることについて確認・評価を行い上位者に報告する。

i. 設備管理を主管する箇所の長（当直長を含む）及び運転員

設備管理を主管する箇所の長は，検査の実施に関わる作業許可を行う。

なお，許可した検査であっても，原子炉施設の保安上必要な場合は，検査実施責任者に対し，検査の中断を命ずることができる。

また，設備管理を主管する箇所の長は，検査実施責任者からの依頼を受けたプラント設備の検査に関わる運転操作について，総括的な責任を担う。

運転員は，設備管理を主管する箇所の長の指示の下，検査に関わる業務のうち運転操作に関わる業務について，検査判定者の依頼により遂行する。

j. 工事を主管する箇所の長（作業担当者を含む）

工事を主管する箇所の長は，使用前事業者検査の実施が必要な場合には，検査の取りまとめを主管する箇所の長に検査を担当する箇所の長の指名を依頼する。

また，検査対象設備の施設管理に関わる業務の責任を担う。

工事を主管する箇所のメンバーは作業担当者として検査に携わる。

k. 作業助勢員

作業助勢員は，検査判定者の指示により検査助勢を行う。

(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は，適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認するため，「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に準じて，「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定し，様式－8 の「確認方法」欄で明確にした確認方法及び「工事の方法」を基に，使用前事業者検査を実施するための検査要領書を制定する。

検査要領書には，検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制，検査工程，不適合管理，検査手順，検査用計器，検査助勢を請負企業等へ依頼する場合は当該企業の管理に関する事項，検査の記録の管理に関する事項，検査成績書（様式）を記載し，品質管理担当の審査を経て，検査実施責任者がこれを承認し，該当する主任技術者が確認する。

なお，検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は，「3.5.5(5) 代替検査の確認方法の決定」に従い，代替による使用前事業者検査の方法を決定し，評価結果を検査要領書に添付するとともに，代替検査により実施することを要領書（検査項目，検査方法及び判定基準）に記載する。

(5)　代替検査の確認方法の決定

検査を担当する箇所の長は，使用前事業者検査実施にあたり，以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い，その結果を当該の検査要領書に添付する。

a.　代替検査の条件

代替検査を用いる場合は，通常の方法で検査ができない場合であり，例えば以下の場合をいう。

・当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）*
・耐圧検査で圧力を加えることができない場合
・構造上外観が確認できない場合
・系統に実注入ができない場合
・電路に通電できない場合　等

注記＊：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）とは，以下の場合をいう。

・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
・寸法検査記録がなく，実測不可の場合

b.　代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は，代替検査による確認方法を用いる場合，本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し，その結果を「3.5.5(4)　使用前事業者検査の検査要領書の作成」で制定する検査要領書の一部として添付し，該当する主任技術者による確認を経て適用する。

なお，検査目的に対する代替性の評価においては，以下の内容を明確にする。

・設備名称
・検査項目
・検査目的
・通常の方法で検査ができない理由

（例）既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性
現状の設備構成上の困難性
作業環境における困難性　等

・代替検査の手法及び判定基準
・検査目的に対する代替性の評価*

注記＊：記録の代替検査の手法，評価については「3.7.1　文書及び記録の管理」に従い，記録の成立性を評価する。

(6)　使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は，検査判定者を指揮して，検査要領書に基づき，確立された検査体制の下で使用前事業者検査を実施する。

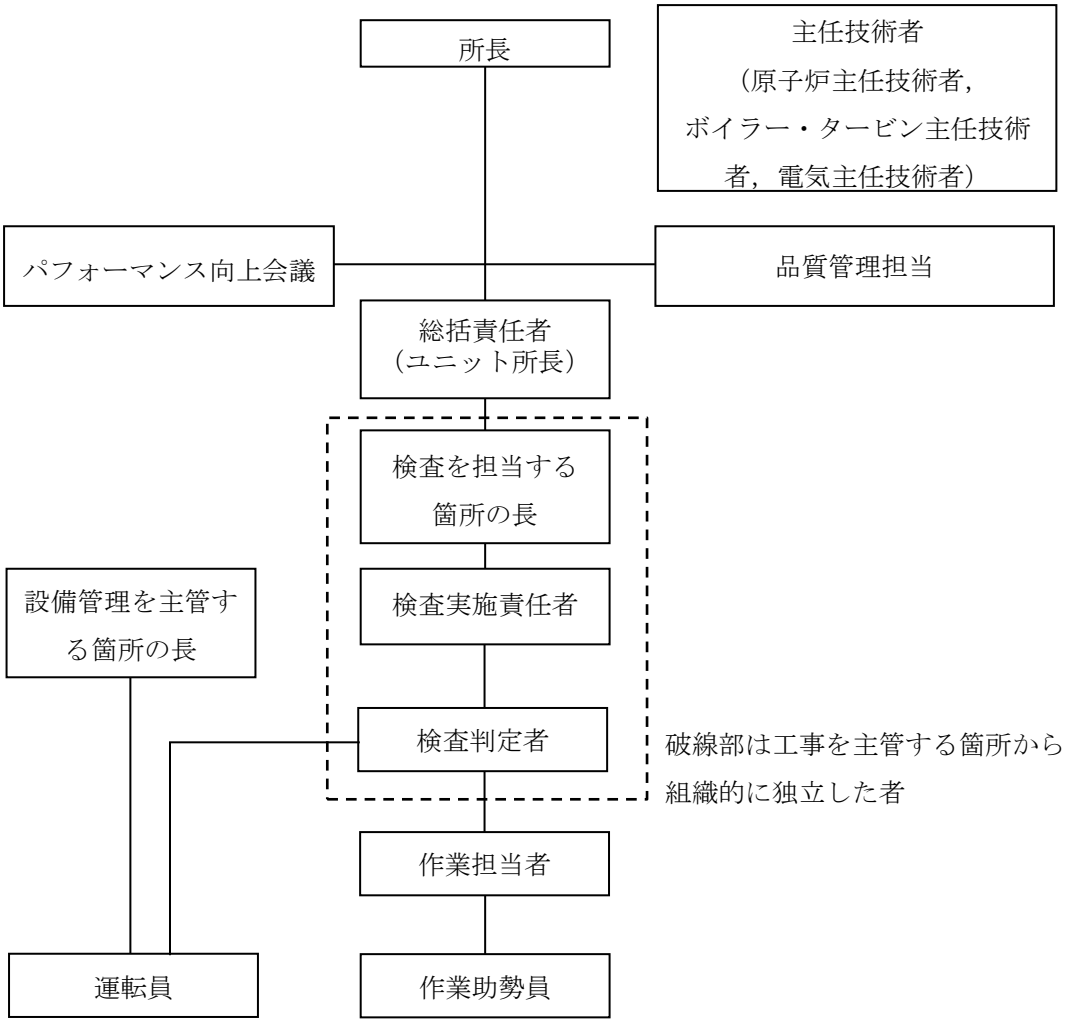
検査判定者は，検査が検査要領書に定めた検査手順に基づき行なわれたことの確認・評価を行うとともに，検査結果が判定基準を満足することの確認・評価を行う。

検査判定者又は検査実施責任者は，ホールドポイントを解除する。

作業担当者は，検査の実施において変更した処置の復旧を確認する。

検査実施責任者は，検査判定者が実施した確認・評価を踏まえ，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを判定する。

検査実施責任者は，検査成績書を承認し，主任技術者の確認を受け，検査を担当する箇所の長に検査結果を報告する。



注：各個別の検査においては，関係のない者は除かれる。

第 8 図　検査実施体制（例）

3.6　設工認における調達管理の方法

契約及び調達を主管する箇所の長は，設工認で行う調達管理を確実にするために，「調達管理基本マニュアル」に基づき，以下に示す管理を実施する。

3.6.1　供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は，供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として，供給者の技術的評価を実施する。（添付 5「当社における設計管理・調達管理について」の「1.供給者の技術的評価」参照）

3.6.2　供給者の選定

調達を主管する箇所の長は，設工認に必要な調達を行う場合，原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し，調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 3」参照）を明確にした上で，調達に必要な要求事項を明確にし，契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また，契約を主管する箇所の長は，「3.6.1　供給者の技術的評価」で，技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3　調達製品の調達管理

業務の実施に際し，原子力安全に及ぼす影響に応じて，調達管理に係るグレード分けを適用する。

設工認の対象となる要目表に示す適合性確認対象設備で，2011 年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して，調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式－9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式－9」という。）を用いて「V-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

一般産業用工業品の調達管理の方法及び程度は，原子炉施設の安全機能に係る構造，システム又は機器並びにその部品であって，原子炉施設向けに設計及び製造されたものと同様にグレード分けに従った対応を行う。

設工認に係る品質管理として，仕様書作成のための設計から調達までの各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の別図 1（1／3）～（3／3）に示す。

調達を主管する箇所の長は，調達に関する品質保証活動を行うに当たって，原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 3」参照）を明確にした上で，以下の調達管理に係る業務を実施する。

なお，一般産業用工業品については，(1)の仕様書を作成するに当たり，あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について，原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1)　仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は，業務の内容に応じ，以下の a.～t.を記載項目の例として，必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し，供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2)　調達製品の管理」参照）

a.　目的及び概要
b.　技術審査（図書審査）
c.　適用法令等
d.　工事仕様，購入品目及び数量，業務内容
e.　工事場所，納入場所，実施場所
f.　社給材料及び貸与機器品目，数量，供給者の実施すべき管理項目
g.　安全対策，保安対策
h.　品質マネジメントシステムに関する要求事項
i.　トレーサビリティに関する要求事項
j.　検査等
k.　供給者の管理体制
l.　知的財産の管理
m.　提出図書
n.　要員の適格性確認に係る要求事項
o.　不適合の報告及び処理に関する要求事項
p.　健全な安全文化を育成及び維持するための活動に関する必要な要求事項
q.　解析業務に関する要求事項（添付 4「設工認における解析管理について」参照）
r.　検証及び検収条件
s.　一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
t.　供給者の工場等で検査等又はその他の業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関する事項

(2)　調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は，当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間，仕様書の調達要求事項に従い，業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 4」に示す品質管理グレードⅠ及びⅡが該当），作業要領書，検査等の要領書等）を供給者に提出させ，それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3)　調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は，調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために，グレード分けの区分，調達数量，調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお，供給者先で検証を実施する場合，あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で，検証を行う。

また，調達を主管する箇所の長は，調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を，以下のいずれか１つ以上の方法により実施する。

a.　検査等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は,「調達管理基本マニュアル」,「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に基づき工場又は発電所で設計の妥当性確認を含む検査等を実施する。

また，調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，当社が立会又は記録確認を行う検査等に関して，供給者に以下の項目を例として必要な項目を含む要領書を提出させ，それを当社が事前に審査し，承認した上で，その要領書に基づく検査等を実施する。

・対象機器名（品名）
・検査等の項目
・適用法令，基準，規格
・検査等の装置仕様
・検査等の方法，手順，記録項目
・作業記録，作業実施状況，検査データの確認時期，頻度
・準備内容及び復旧内容の整合性
・判定基準
・検査等の成績書の様式
・測定機器，試験装置の校正
・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査等を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し，品質管理グレードに応じて管理の程度を決めたのち，「3.5.5　使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で，設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査の段階の中で確認できないものについては，当社にて受入後に，機能・性能を確認するための検査等を実施する。

b.　受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，製品の受入れにあたり，受入検査を実施し，現品及び記録の確認を行う。

c.　記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d.　報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。この内，設計を調達した場合は供給者から提出させる提出図書に対して設計の検証を実施する。

e.　作業中のコミュニケーション

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，調達した役務の実施中に，適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f.　供給者に対する品質監査（「3.6.4　受注者品質監査」参照）

3.6.4　受注者品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は，供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で，かつ，確実に行われていることを確認するために，受注者品質監査を実施する。

（受注者品質監査を実施する場合の例）

定期監査：　添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示す品質管理グレードⅠの業務の継続的な供給者に対し実施する場合。（原則として1回／3年）

ただし，定型的な部品のみを継続的に納入している供給者及びJIS規格品を継続的に納入している供給者（いずれもISO9001等の認証を有している供給者に限る）については，定期監査の対象から除外できる。

臨時監査：　品質マネジメントシステムの不備若しくは実行上の不備が原因で，調達対象物に重要な不適合を発生させた供給者に対し実施する場合。

また，供給者の発注先（以下「外注先」という。）について，以下に該当する場合は，直接外注先に監査を行う場合がある。

・当社が行う供給者に対する監査において，供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5　設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は，「3.6　設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお，要目表に示す適合性確認対象設備で，2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して，調達当時に適用した各機器のグレー

K7 ① V-1-10-1 R1

ド分けの区分を様式－9 を用いて「V-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち，従来から使用してきた設備又は 2011 年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等，新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は，設置当時に調達を完了しているため，「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち，既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は，「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで，調達当時のグレード分けの考え方（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため，「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち，既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は，「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで，調達当時のグレード分けの考え方（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため，「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計，工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達を含む）」の第 1 表に示す各プロセスを主管する箇所の長は，設計，工事及び検査に係る文書及び記録を，保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し，「文書及び記録管理基本マニュアル」に従って管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第 6 表に示すとともに，技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第 9 図に示す。

設工認では，主に第 9 図に示す文書及び記録を使って，技術基準規則等への適合性を確保するための設計，工事及び検査を実施するが，これらの中には，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の建設当時（1992 年 2 月工事着工）からの記録等，過去の品質マネジメントシステム体制で作成されたものも含まれているが，建設以降の品質マネジメントシステム体制が品質管理基準規則の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合した体制となっている

ことから，保安規定品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステム体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

(2)　供給者が所有する当社の管理下にない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下にない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合，当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で，かつ，対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を，当該設備として識別が可能な場合において，適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は当社の文書管理下で第 6 表に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で，代替可能な設計図書が存在する場合，供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し，設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

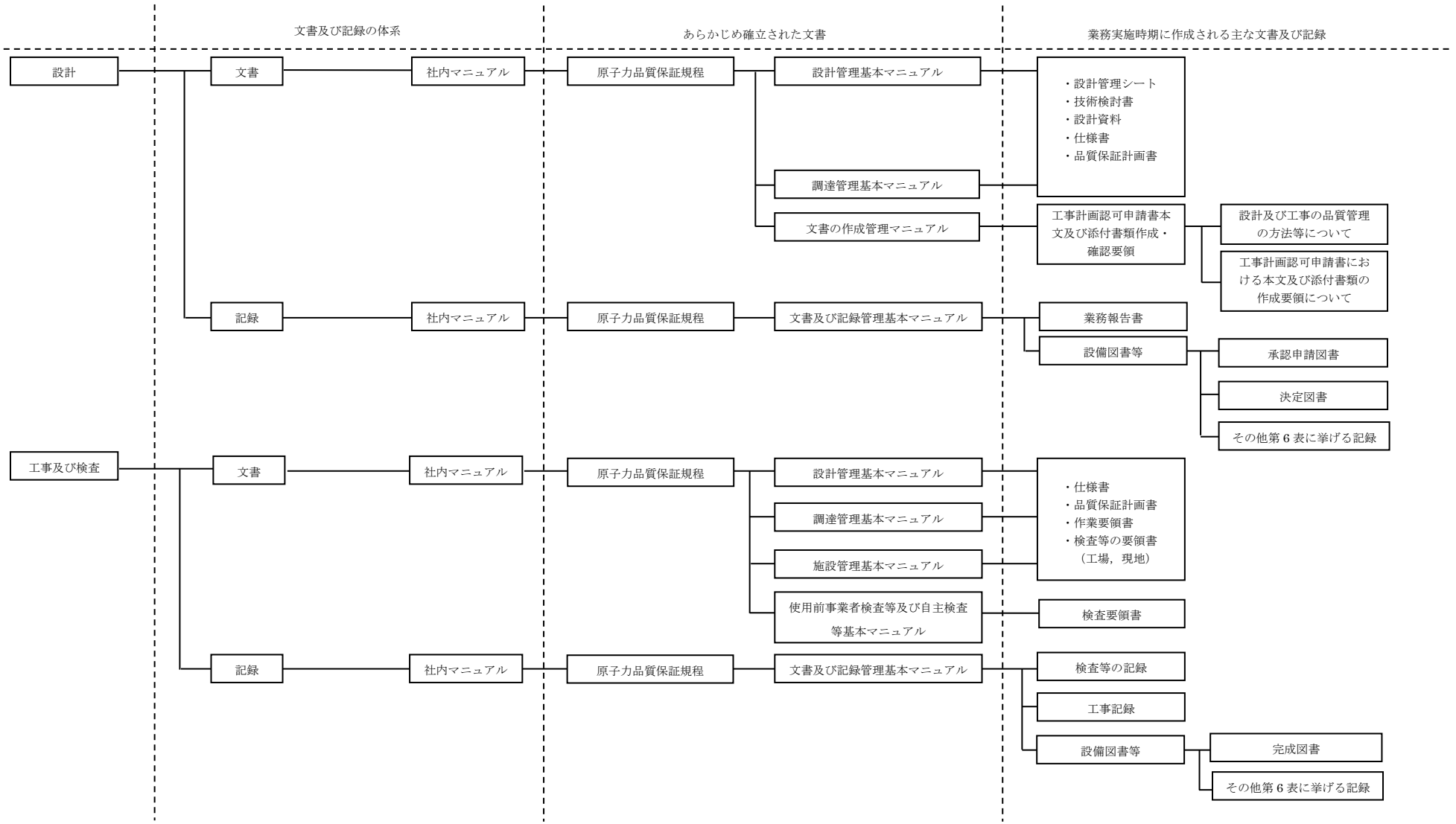
(3)　使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は，使用前事業者検査として，記録確認検査を実施する場合，第 6 表に示す記録を用いて実施する。

なお，適合性確認対象設備には，新規制基準施行以前から設置している設備，既に工事を着手し設工認申請時点で工事を継続している設備及び既に工事を着手し設工認申請時点で設置を完了している設備並びに一般産業用工業品を使った可搬設備等も含まれているため，検査に用いる文書及び記録の内容が使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合，確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること）を確認することにより，使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

第 6 表　記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
設備図書 （完成図書）	品質マネジメントシステム体制下で作成され，建設当時から設備の改造等にあわせて最新版に管理している図書
承認申請図書， 決定図書	設備の工事中の図書であり，このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては，工事完了後に完成図書として管理する図書
既設工認	設置又は改造当時の設工認の認可を受けた図書で，当該設工認に基づく使用前事業者検査の合格をもって，その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録 （自社解析の記録を含む）
工事記録	設置又は改造当時の設備の点検状況を記録した図書 （検査記録等を含む）
業務報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた，業務委託の結果の記録 （解析結果を含む）
供給者から入手した 設計図書等	供給者を通じて入手した供給者所有の設計図書，製作図書等
製品仕様書又は仕様が 確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で，設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 （ウォークダウン）	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し，その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



第9図　設計，工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2　識別管理及びトレーサビリティ

(1)　計測器の管理

a.　当社所有の計測器の管理

(a)　校正・検証

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，校正の周期を定め管理するとともに，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお，そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b)　識別管理

イ．　計測器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，計測器管理台帳に，校正日及び校正頻度を記載し，有効期限内であることを識別し管理する。

なお，計測器が故障等で使用できない場合は，使用不可表示や保管場所からの撤去等の適切な識別を実施する。

ロ．　校正期限ラベル等による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，計測器の校正の状態を明確にするため，校正期限ラベルに必要事項を記載して計測器の目立ちやすいところに貼り付ける等により識別する。

b.　当社所有以外の計測器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，供給者所有の計測器を使用する場合，「計測器管理マニュアル」に基づき，計測器が適切に管理されていることを確認する。

(2)　機器，弁，配管等の管理

機器，弁，配管類について，刻印，タグ，銘板，台帳，塗装表示等にて管理する。

3.8　不適合管理

設工認に基づく設計，工事及び検査において発生した不適合については「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき処置を行う。

4.　適合性確認対象設備の施設管理

設工認に基づく工事は，「施設管理基本マニュアル」の「保全計画の策定」の中の「設計及び工事の計画の策定」として，施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施する。

なお，施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第 10 図に示す。

4.1　使用開始前の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の保全は，以下のとおり実施する。

4.1.1　新規制基準施行以前に設置している設備

新規制基準施行以前に設置している設備は，巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検，動作確認等）等の点検に加え保全計画の点検計画に従い分解点検，機能・性能試験等を実施し，異常のないことを確認する。

なお，長期停止している設備においては，「施設管理基本マニュアル」に基づき特別な保全計画を策定し，実施する。

4.1.2　工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

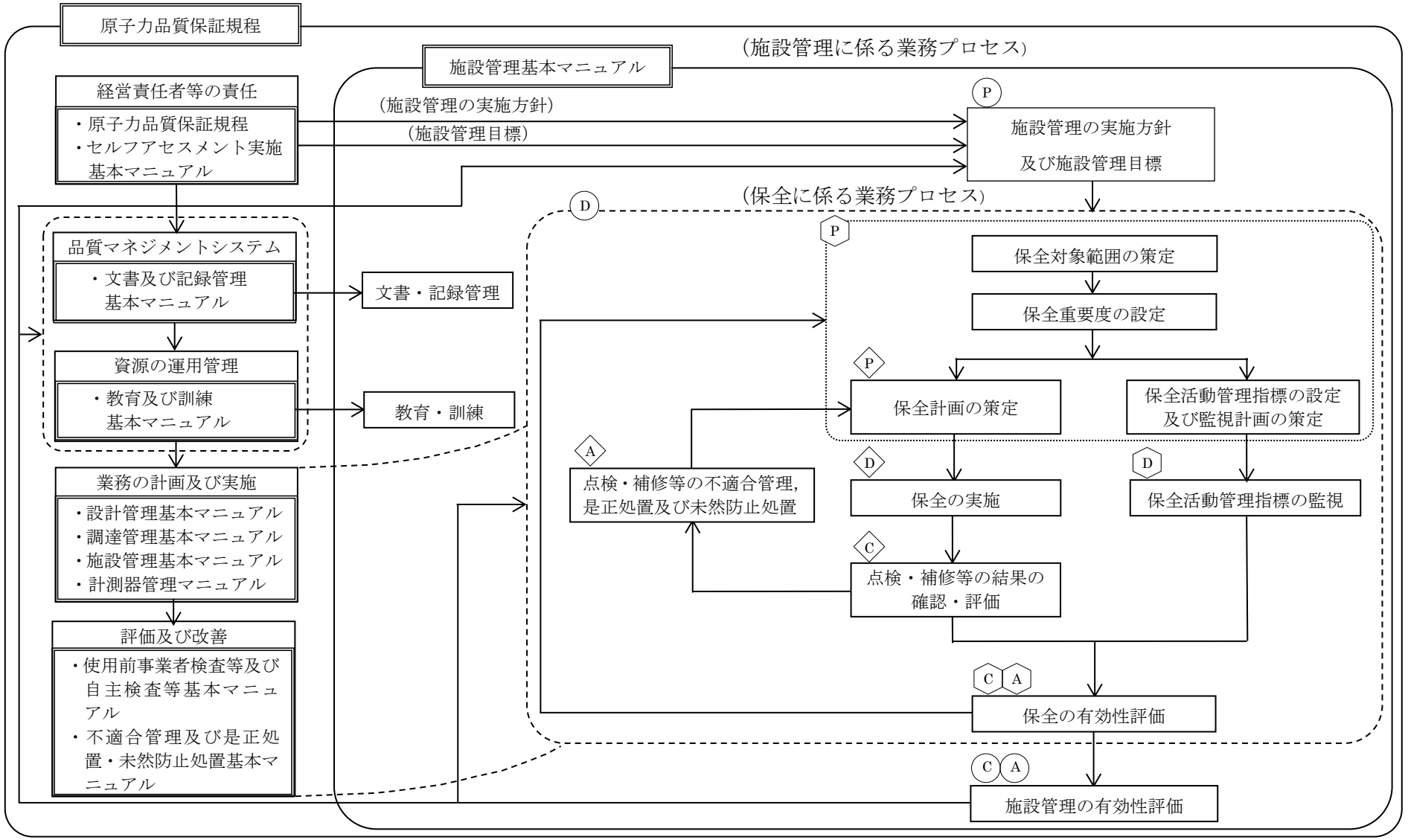
工事を着手し，設置が完了している常設又は可搬の設備は，巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検，動作確認等）の計画を定め，設備の状態を点検し，異常のないことを確認する。

4.1.3　設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し，設置が完了している常設又は可搬の設備は，巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検，動作確認等）の計画を定め，設備の状態を点検し，異常のないことを確認する。

4.2　使用開始後の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備について，技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し，適合性確認対象設備の使用開始後においては，施設管理に係る業務プロセスに基づき施設管理の重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより，適合性を維持する。



第 10 図　施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

様式－1

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化						
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定						
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）						
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）						
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証						
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成						
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認						
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）						
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施						
	3.5.2	使用前事業者検査の計画						
	3.5.3	検査計画の管理						
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理						
	3.5.5	使用前事業者検査の実施						
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ						

様式－2（1/2）

設備リスト（設計基準対象施設）（例）

設置許可基準規則／技術基準規則	設置許可基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	必要な機能等	設備等	設備／運用	既設／改造／新設	追加要求事項に対して必須の設備，運用か（○，×）	実用炉規則別表第二のうち要目表に該当する設備か（○，×，―）	既設工認に記載されているか（○，×，―）	必要な対策が(a)，(b)，(c)のうち，どこに対応するか	実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分					添八主要設備記載有無	備 考

様式－2（2/2）

設備リスト（重大事故等対処設備）（例）

設置許可基準規則／技術基準規則	技術基準規則及び解釈	系統機能等	設備等	添付八設備仕様記載	設備種別		設備／運用	詳細設計に関する事項					フロー による分類	実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分					設工認記載分類 ○：要目表＋基本設計方針＋関連添付 △：基本設計方針	備考
					既設／改造／新設	常設／可搬		実用炉規則別表第二のうち要目表に該当する設備か 対象 ：○ 対象外：×	既設工認に記載されているか 記載有：○ 記載無：× 対象外：—	使用目的がDBEと異なるか 異なる：○ 同じ ：× 対象外：—	使用条件がDBEと異なるか 異なる：○ 同じ ：× 対象外：—	重大事故ｸﾗｽがDBEと異なるか 異なる：○ 同じ ：× 対象外：—								

様式－3

技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方(例)

<table>
<tr><td colspan="3">技術基準規則　第○条【第○～○項：変更○○】
（○○○）</td><td>条文の分類
（○○○○）</td></tr>
<tr><td colspan="3">実用発電用原子炉及びその附属施設の
技術基準に関する規則</td><td>実用発電用原子炉及びその附属施設の
技術基準に関する規則の解釈</td></tr>
<tr><td colspan="3"></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">対象施設</td><td>適用要否判断</td><td rowspan="2">理由</td></tr>
<tr><td>1</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉本体</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">核燃料物質の
取扱施設及び貯蔵施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉冷却系統施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">計測制御系統施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">放射性廃棄物の廃棄施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">放射線管理施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉格納施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="11">その他発電用原子炉の附属施設</td><td>非常用電源設備</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>常用電源設備</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>補助ボイラー</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>火災防護設備</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>浸水防護施設</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>補機駆動用燃料設備</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>非常用取水設備</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>敷地内土木構造物</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>緊急時対策所</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">共通条文への対応に必要となる施設＊（原子炉冷却系統施設）</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="4">【備考欄】
注記＊：安全避難通路，火山，外部火災，竜巻等への対応に必要な設備の基本設計方針は原子炉冷却系統施設にて整理。
［記号説明］　○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。
△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。
―：条文要求を受ける設備がない。
□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。</td></tr>
</table>

様式－4（1/2）

施設と条文の対比一覧表（設計基準対象施設）（例）

| | 総則 | | | 設計基準対象施設 | | |

様式－4（2/2）

施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）（例）

重大事故等対処施設																															
条文		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	バウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	ＰＣＶ冷却	ＰＣＶ過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	ＰＣＶ水素爆発	原子炉建屋水素爆発	ＳＦＰ冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用
分類 原子炉施設の種類		共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉本体																															
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																															
原子炉冷却系統施設																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
	緊急時対策所																														
共通条文への対応に必要となる施設＊（原子炉冷却系統施設）																															

【備考欄】

○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。

△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。

―：条文要求を受ける設備がない。

□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。

注記＊：安全避難通路，火山，外部火災，竜巻等への対応に必要な設備の基本設計方針は原子炉冷却系統施設にて整理。

様式－5－1（1/2）

技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表（設計基準対象施設）（例）

○○施設							条	第○条			第○条			第○条		
							項	○項			○項			○項		
							要求									
必要な機能等	施設区分	設備区分		機器区分	設備／運用	技術基準条文	機器名称	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面
		技術基準要求設備(要目表として記載要求のない設備)														

様式－5－1（2/2）

技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表（重大事故等対処設備）（例）

○○施設							条	第○条			第○条			第○条			第○条		
							項	○項			○項			○項			○項		
							要求												
系統機能等	施設区分	設備区分		機器区分	設備／運用	技術基準条文	機器名称	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面	基本設計方針	添付資料	添付図面
		技術基準要求設備(要目表として記載要求のない設備)																	

様式－5－2

設工認添付書類星取表（例）

柏崎刈羽原子力発電所第○号機　申請対象設備					基本設計方針								要目表	別表第二添付書類								備考
					【耐震重要度分類】＊ 耐震重要度分類については，「設工認添付書類星取表略語の定義」参照 【機器クラス】＊ 機器クラスについては，「設工認添付書類星取表略語の定義」参照 注記＊：運用及び可搬型のSA 設備については斜線とする。 【申請区分】 D-1:耐震基準変更 （耐震S ｸﾗｽ） （B,C ｸﾗｽのS ｸﾗｽへの波及的影響） （共振のおそれのある耐震B ｸﾗｽ設備） D-2:RCPB範囲拡大 D-3:基準変更・追加又は別表変更・追加 D-4:別表該当なし D-5:記載の適正化 D-6:既設工認で使用前検査未完了分				【設備分類】 設備分類については，「設工認添付書類星取表略語の定義」参照 【機器クラス】 機器クラスについては，「設工認添付書類星取表略語の定義」参照 【申請区分】 S-1:SA 新設（既設の新規登録含む） S-2:DBのSA使用（条件変更なし） S-3:既認可SA使用条件変更有り S-4:既認可SA機器クラスアップ有り S-5:既認可SA使用目的変更有り S-6:基本設計方針 S-7:SA 別表追加等					施設共通					各施設			
別表第二				機器名	技術基準条文		兼用する場合の施設・設備区分		設計基準対象施設（DB）			重大事故等対処設備（SA）			「◎」申請対象 （新設設備） 「□」申請対象 （設工認未登録で既設設備） 「○」申請対象 （既設工認登録済） 「△」記載の適正化 「×」要目表への記載なし								
発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		様式-2	関連条文	主登録	兼用登録	耐震重要度分類	機器クラス	申請区分	設備分類	機器クラス	申請区分									

様式－6

各条文の設計の考え方（例）

第○条（○）					
1. 技術基準規則の条文，解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項・号	解釈	説明資料等
①					
②					
③					
④					
⑤					
2. 設置許可本文のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
1					
2					
3					
3. 設置許可添八のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
◇1					
◇2					
◇3					
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	記載先				
a					
b					
c					

様式－7

要求事項との対比表（例）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	設工認申請書 基本設計方針（前）	設工認申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置変更許可，技術基準規則及び基本設計方針との対比	備 考

様式－8

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

○○施設					基本設計方針								
					技術基準条文	○○条							
					要求種別	○○要求							
設備区分	系統名	機器区分	技術基準条文		設備名称	設工認設計結果 （上：要目表／設計方針） （下：記録等）	設備の具体的設計結果 （上：設計結果） （下：記録等）	確認方法	設工認設計結果 （上：要目表／設計方針） （下：記録等）	設備の具体的設計結果 （上：設計結果） （下：記録等）	確認方法
			様式-2	関連条文							
			□□条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】
			△△条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】
			○○条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】
技術基準要求設備（要目表として記載要求のない設備）			□□条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】
			△△条			【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】	【記録等】	【記録等】	【検査項目】 【検査方法】

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4調達」の適用業務	備　考

K7 ① V-1-10-1 R1

建設当時からの品質マネジメントシステム体制

1970年に公布された米国連邦規則10CFR50付録B「Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plant and Fuel Reprocessing Plants」を参考に，1972年に（社）日本電気協会によって「原子力発電所の品質保証手引」（ＪＥＡＧ４１０１-1972）が制定された。その後，「原子力発電所の品質保証方針」（ＪＥＡＧ４１０１-1981）が制定され，その内容を参考として，当社は「品質保証基本計画書」並びにこれらを具体化した文書等を定めることにより最初の品質マネジメントシステム体制を構築した。

これ以降，ＪＥＡＧ４１０１の改正を適宜反映しており，柏崎刈羽原子力発電所第７号機（1992年2月工事着工）の建設当時から，発電所の工事に関する品質を確保してきた。

2003年には「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」の改正により，品質保証計画書を保安規定に定めることが義務化され，それにあわせて，ＪＥＡＧ４１０１からＪＥＡＣ４１１１「原子力発電所における安全のための品質保証規程」に移行されたことを受けて，当社の品質マネジメントシステム体制を再構築した。

2013年には「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品証規則」という。）が施行され，当社の品質マネジメントシステム体制に品証規則に基づく管理を追加した。

2020年には，「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（2017年法律第15号）」の施行に伴い，品質管理基準規則が施行され，当社の品質マネジメントシステム体制は現在に至っている。

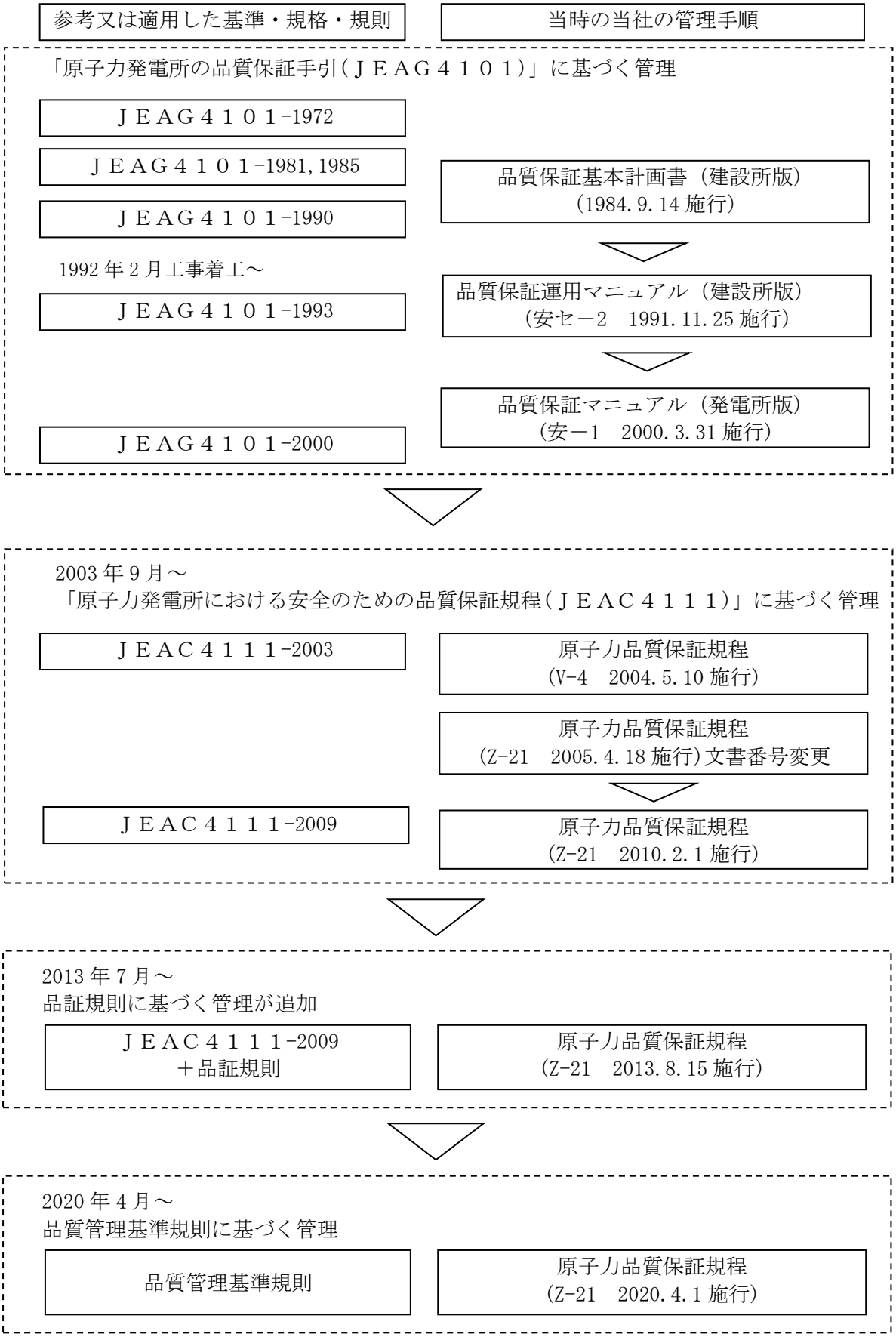
このような品質保証活動の中で，一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動について，健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる視点を用いて整理した結果を別表1に示す。

また，建設当時からの文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格の変遷及びそれらが品質管理基準規則と相違ないことを別図1に示す。

別表１　健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる品質保証活動

	品質管理基準規則解釈	対応する主なトレイツ又は社内活動
1	原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。	（社内活動）安全文化に関する社内教育および評価・醸成活動の展開全般。 【PA】すべての職員が原子力安全に責任を負う。
2	風通しの良い組織文化が形成されている。	【WE】組織内において相手への信頼や尊重の姿勢が浸透している。 【CO】安全に焦点を置いたコミュニケーションをする。
3	要員が，自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し，その業務に責任を持っている。	【PA】すべての職員が原子力安全に責任を負う。
4	全ての活動において，原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。	【DM】原子力安全の確保，またはそれに影響を与える意思決定は，体系的で，厳密に，かつ徹底的に考え抜かれたものでなければならない。
5	要員が，常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち，原子力の安全に対する自己満足を戒めている。	【QA】一人ひとりが，原子力固有のリスクを認識し，過信することなく，現行の状況や活動に疑問を投げかけ続ける。
6	原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され，報告された問題が対処され，その結果が関係する要員に共有されている。	【PI】安全に影響を及ぼす可能性のある問題点を速やかに特定，十分に評価し，重要度に応じた処理 や是正を即座に行う。
7	安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し，安全文化を改善するための基礎としている。	【CL】安全の維持・向上について，学ぶ機会を重んじ，学びを実践する。 （下位項目に監査，自己評価結果の共有・活用を明示）
8	原子力の安全には，セキュリティが関係する場合があることを認識して，要員が必要なコミュニケーションを取っている。	（社内活動）セキュリティに関する社内教育。 【CO】安全に焦点を置いたコミュニケーションをする。

凡例【　】：健全な原子力安全文化を体現する各人・リーダー・組織の特性（略称：トレイツ）（2014 年 11 月 11 日制定）の主な要素



別図1　文書及び記録に関する管理と文書体系の変遷

添付 2

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し,保安活動の重要度に応じて,グレード分けの考え方を適用している。
設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3　設計・開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4　調達」)に係るグレード分けの基本的な考え方については,以下のとおりである。

1.　設計管理におけるグレード分けの基本的な考え方

設計管理に関する品質保証活動については，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3 設計・開発」を適用することから，原子力発電プラントを構成する構築物，システム，装置，機器及びそれらの運用業務（運転手順を除く）に関する新設計・新技術の導入あるいは設計変更のうち，「設計管理基本マニュアル」に基づき設計管理対象を判断して設計管理を実施している。

設計管理におけるグレード分けは，「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」に基づく安全上の機能別重要度（安全性）と発電への影響度（信頼性）に応じて設定した別表 1 に示す重要度区分，並びに重大事故等対処設備においては当該設備の機能の重要性を踏まえ，別表 2 のとおり設計管理区分（Ｉs，Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，対象外）を設定しグレード分けを実施している。

設工認における設計管理に関する活動内容とその標準的な業務フローを別図 1 (1／3) に示す。

2.　調達管理におけるグレード分けの基本的な考え方

調達管理に関する品質保証活動については，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.4 調達」を適用することから，物品，工事及び役務等の全ての調達業務に対し，「調達管理基本マニュアル」に基づき調達管理を実施している。

ただし，原子力安全を実現するための保安活動に直接関係しない調達（構内の植木剪定，構内道路の舗装，バスの運行，事務本館の清掃，事務用品の調達等）及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づく原子燃料の調達に必要な調達については適用を除外している。

調達管理におけるグレード分けは，原子力安全に及ぼす影響に応じて，別表 2 に示す「設計管理基本マニュアル」に定める設計管理区分，「重要度分類・保全方式策定マニュアル」に定める保全重要度等を踏まえ，別表 3 のとおり品質管理グレード（Ⅰ～Ⅳ）を設定しグレード分けを実施している。

また，一般産業用工業品についても調達要求事項に適合していることを確認できるように，品質管理グレード（Ⅰ～Ⅳ）を定めている。

調達対象物の品質管理グレードに応じた要求項目と管理項目について，別表 4 に示す。

設工認における調達管理に関する活動内容とその標準的な業務フローを別図 1（2／3）及び別図 1（3／3）に示す。

別表１　重要度区分

重要度区分		定　義
大分類	小分類	
A	a	設計基準対象施設の範囲で，原子炉の安全機能又は放射線防護機能を維持していく上で重要となる設備（MS-1，2，PS-1，2）
	a’	設計基準対象施設の範囲で，当該機器等の故障，破損により直ちに発電停止，あるいは管理上の制限により，プラントの信頼性に影響を与える設備 ＊MS-3，PS-3 であっても，直ちに発電停止，出力低下に至るものは，運転上重要と考え，重要度は「A」とする
B	b	設計基準対象施設の範囲において，重要度区分 A 以外で，原子炉の安全機能又は放射線防護機能を維持していく上で重要となる設備（MS-3，PS-3）
	b’	設計基準対象施設の範囲において，重要度区分 A 以外で，該当機器等の故障，破損により直ちにプラントの停止あるいは出力低下に至ることはないが，点検，修理を行うためにプラントの信頼性に影響を与える設備
S	a	シビアアクシデント対策設備であって，当該設備の使用，故障，破損により以下に示す影響を与える設備 ・プラント通常運転に影響を与えるもの ・設計基準事故時の安全機能に影響を与えるもの ・重大事故等の発生時の SA 機能に影響を与えるもの
C	c	重要度区分 A，B，S 以外の設備
―	g	設備に共通的な設計 （例）耐震設計，遮へい設計，配置設計，火災防護設計，溢水防護設計，津波防護設計，外部事象設計等

別表２　設計管理区分

設計管理区分	所掌	適用される設計管理の対象
区分Ⅰｓ	本社	・プラントの基本設計及びそれに関わる設計変更 ・プラント詳細設計のうち，重要度区分 A に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更 ・重要度区分 A に該当するものであって，設計管理区分Ⅰに該当する設計管理対象項目のうち，当社原子力部門で初めて導入する新設計及びそれに関わる設計変更 ・重要度区分 S に該当するものであって，本社の設計担当箇所の長が本社での検討を必要と認めた重要な新設計及びそれに関わる設計変更 ・設計管理区分の原則によらず本社の設計担当箇所の長が本社での検討を必要と認めた重要な新設計及びそれに関わる設計変更
区分Ⅰ	発電所	・プラントの基本設計及びそれに関わる設計変更 ・プラント詳細設計のうち，重要度区分 A，S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更
区分Ⅱ	発電所	・プラント詳細設計のうち，重要度区分 A，B，S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更
区分Ⅲ	発電所	・区分Ⅱに該当する設計変更で，過去に設計内容が承認され，妥当性確認が完了しているもの ・プラント詳細設計のうち，重要度区分 S に該当する設備に適用する軽微な設計変更 ・プラント詳細設計のうち，工事実施に伴うプラント安全設計への影響（波及的影響を含む）が有る新設計及びそれに関わる設計変更のうち，　区分ⅠｓからⅡのいずれにも該当しないもの
対象外	発電所	・プラント詳細設計のうち，重要度区分 A から C，S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更のうち，区分ⅠｓからⅢのいずれにも該当しないもの

注：区分Ⅰから区分Ⅲの取り扱い区分の詳細は，以下に則る。
- 設計管理区分の詳細は，別途定める系統毎の設計管理対象項目と系統別グレード区分の具体例により設定する。
- 当社原子力部門において，過去に設計内容が承認され，妥当性確認が完了しているものについては，設計管理区分を１グレード下げて管理できる。
- 上記に基づき判断し，区分Ⅱで実績がある場合は区分Ⅲとする。
- 設計管理対象件名の適用範囲が複数の系統に関わる場合は，一番上位の設計管理区分を設定する。

別表３　品質管理グレード

品質管理グレード	設計管理区分	「解析実施状況調査」等，プロセスの実施状況確認による検証	保全重要度	安全機能上の重要度分類	マニュアルで定める社員が遵守すべき事項
Ⅰ	Ⅰs，Ⅰ	○			
Ⅱ			1，2		○
Ⅲ			3，4	MS-3，PS-3	
Ⅳ			3，4	ノンクラス	

注：型式特定品の購買及び軽微な工事（委託）は１グレード，部品，消耗品の購買は２グレード下げて適用する。ただし，品質管理グレードⅠの調達はグレードを下げる適用は行わない。

別表４　調達対象物の品質管理グレードに応じた要求項目と管理項目

要求項目／管理項目	Ⅰ	Ⅱ	Ⅲ	Ⅳ
調達先の登録・選定・更新				
・原子力登録取引先からの見積依頼先選定	○	○☆	○☆	×
・原子力取引先登録時の図書による技術審査	○	○☆	○☆	×
品質保証規格等の要求				
・ＪＥＡＧ４１２１附属書（標準品質保証仕様書）に基づく品質保証活動	○☆	○☆	○☆	×
・品質マニュアルまたは品質保証計画書の提出	○☆	○☆	×	×
・提出図書のトレーサビリティの確保	○	○	○	×
・調達対象物（物品）のトレーサビリティの確保（シリアル番号，ロット番号等）	○☆	○☆	○☆	×
・供給者の発注先選定における技術的能力及び品質マネジメントシステム体制の評価	○	○	×	×
・供給者の発注先に対する管理	○	○	○	×
調達先の評価・再評価				
・設計管理区分Ｉｓ 及びＩの対象となる調達における見積依頼時の技術審査	○	×	×	×
・新規登録取引先が含まれる調達における初回見積依頼時の技術審査	○	○	×	×
・工事成績表等の作成による再評価	○	○	×	×
・外部監査の実施（臨時，定期監査等）	△	△	△	△
履行管理及び検証				
・供給者が実施する性能確認検査等の立会確認	○	×	×	×
・供給者が実施する性能確認検査等の記録確認	×	○	○	○
・供給者が実施する性能確認以外の検査等に対する監理員の確認	○	○	○	○
・成果物として提出を要求した提出図書等による当社要求仕様との適合性確認	○	○	○	○
・外部監査の実施（重度の不適合が確認された場合等）	△	△	△	△
・許認可解析における「解析実施状況調査」等プロセスの実施状況確認	○	×	×	×
・設計管理基本マニュアルに基づき設定した妥当性確認のための検査等	○	○	○	○

（記号の解説）

○：必ず適用

△：供給者の品質管理活動の不備等により，調達対象物に重要な不適合が確認された場合等に必要に応じ適用

×：原則適用しない（ただし，調達対象物の品質管理上の事由により，請求箇所の判断で適用する）

☆：ＪＩＳ及びＡＳＭＥ規格への適合品を当該製品の製造について認定された供給者から購入する場合は，適用を除外することができる（本条件においては，ＪＩＳマーク表示制度並びにＮ スタンプ制度により，その製品の品質等が保証されることから，これら項目の適用を除外する）

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎:主管箇所 ○:関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメントシステム計画（記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
計画	原子炉施設の設計・開発に関する計画		◎	◎	－	設計を主管する箇所の長は，原子炉施設の設計・開発に関する計画を策定する。	・7.3.1 設計・開発の計画	・設計管理シート
調達要求事項作成のための設計	設計・開発へのインプット 設計・開発のレビュー 設計・開発からのアウトプット 設計・開発の検証		◎	◎	－	設計を主管する箇所の長は，設計・開発へのインプットとして要求事項を明確にした設計管理シートを作成する。	・7.3.2 設計・開発へのインプット ・7.3.3 設計・開発からのアウトプット ・7.3.4 設計・開発のレビュー ・7.3.5 設計・開発の検証	・設計管理シート
						設計を主管する箇所の長は，設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たすように設計・開発からのアウトプットとして仕様書を作成する。		・設計管理シート
						設計を主管する箇所の長は，設計・開発からのアウトプットが設計・開発へのインプットとして与えられた要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに検証を実施する。		・設計管理シート
調達	供給者の評価・選定，発注		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は，必要な調達要求事項を記載した仕様書にて，契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は，技術的な能力があると判断した供給者を選定する。	・7.4 調達	・仕様書
設備の詳細設計	設計・開発の検証	供給者の設計 詳細設計図書	◎	◎	◎	調達を主管する箇所の長は，供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。 調達を主管する箇所の長は，調達要求事項を満たしていることを確認するため，供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。	・7.3.5 設計・開発の検証	・品質保証計画書 ・設計図書
工事及び検査	設計・開発の妥当性確認（工場での検査等） 図書の審査 設計・開発の妥当性確認（現地での検査等）	製作 現地作業関連図書 現地据付工事	－	◎	◎	工事を主管する箇所の長は，「検査等の要領書（工場）」に基づき，供給者が実施する検査等について，その結果を立会い又は記録確認により確認する。	・7.3.6 設計・開発の妥当性確認	・検査等の要領書（工場）
						工事を主管する箇所の長は，調達要求事項を確実にするため，供給者から提出される「作業要領書」に基づき，作業管理を実施する。		・作業要領書
						工事を主管する箇所の長は，「検査等の要領書（現地）」に基づき供給者が実施する検査等について，その結果を立会い又は記録確認により確認する。		・検査等の要領書（現地）
						設計を主管する箇所の長は，工事段階で実施する検査等の結果等により，設計・開発の妥当性を確認する。		・設計管理シート ・検査等の要領書 ・工事記録

注記＊：一般産業用工業品の設計管理も同フローにて対応

別図１（1／3）　設計管理フロー

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメントシステム計画（記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
計画	原子炉施設等の調達に関する計画		◎	◎	－	調達を主管する箇所の長は，原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達要求事項	・仕様書
調達	仕様書の作成		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は，必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し，契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は，技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
設備の詳細設計	調達製品の検証	供給者の設計 詳細設計図書	◎	◎	◎	調達を主管する箇所の長は，供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。 調達を主管する箇所の長は，調達要求事項を満たしていることを確認するため，供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。	・7.4.3 調達製品の検証	・品質保証計画書 ・設計図書
工事及び検査	調達製品の妥当性確認 （工場での検査等） 図書の審査 調達製品の妥当性確認 （現地での検査等）	製作 現地作業関連図書 現地据付工事	－	◎	◎	工事を主管する箇所の長は，「検査等の要領書（工場）」に基づき，供給者が実施する検査等について，その結果を立会い又は記録確認により確認する。		・検査等の要領書（工場）
						工事を主管する箇所の長は，調達要求事項を確実にするため，供給者から提出される「作業要領書」に基づき，作業管理を実施する。		・作業要領書
						工事を主管する箇所の長は，「検査等の要領書（現地）」に基づき供給者が実施する検査等について，その結果を立会い又は記録確認により確認する。		・検査等の要領書（現地）
						調達を主管する箇所の長は，工事段階で実施する検査等の結果等により，調達製品の検証を実施する。		・検査等の要領書 ・工事記録

注記＊：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図１（2／3）　調達管理フロー（1）

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメントシステム計画 （記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
計画	原子炉施設等の調達に関する計画		◎	◎	－	調達を主管する箇所の長は，原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達要求事項	・仕様書
調達	仕様書の作成		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は，必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し，契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は，技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
工事及び検査	調達製品の検証	製作	－	◎	◎	調達を主管する箇所の長は，供給者から提出される「検査成績書」等の資料が全て提出されていることを確認し，調達製品の受入検査を実施する。	・7.4.3 調達製品の検証	・検査等の要領書 ・検査成績書

注記＊：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図１（3／3）　調達管理フロー（2）

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から,設置変更許可申請書本文に記載している,適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」,及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。

2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で,設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は,その理由を様式－6に明確にした上で記載する。

3. 自主的に設置したものは,原則記載しない。

4. 基本設計方針は,必要に応じて並び替えることにより,技術基準規則の記載順となるように構成し,箇条書きにする等表現を工夫する。

5. 基本設計方針の作成に当たっては,必要に応じ,以下に示す考え方で作成する。

5.1 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち,「性能」を記載している設計方針は,技術基準規則への適合性を確保する上で,その「性能」を持たせるための手段が特定できるように記載する。

また,技術基準規則への適合性の観点で,設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様に記載する。

なお,手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。

5.2 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は,「基本設計方針」として,運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに,運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼び込みを記載し,必要に応じ,当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また,技術基準規則の本文及び解釈への適合性の観点で,設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様に記載する。

5.3 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は,設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。

・評価結果が示されている場合,評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請対象とする。

・今後評価することが示されている場合,評価する段階（設計又は工事）を明確にし,評価の方法及び条件,並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。

5.4 各条文のうち,要求事項が該当しない条文については,該当しない旨の理由を記載する。

5.5 各項号のうち,適用する設備がない要求事項は,「適合するものであることを確認する」という審査の観点を踏まえ,当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。

5.6 技術基準規則の解釈等に示された指針,原子力規制委員会文書,（旧）原子力安全・保安院文書,他省令等を呼び込む場合は,以下のとおり記載する。

・設置時に適用される要求等,特定の版の使用が求められている場合は,引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。

・監視試験片の試験方法を示した規格等,条文等で特定の版が示されているが,施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は,保安規定等の運用の担保先の表示に加え,当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。

・解釈等に示された条文番号は,当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し,条文番号は記載せず,条文が特定できる表題（必要に応じ,上位の表題でも可能）で記載する。

・条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は，可能な限りその条件等を文章として反映する。また，設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は，対応する本文のタイトルを呼び込む。なお，文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち調達（「3.6　設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析については，「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人原子力安全推進協会，2014年3月改定）」に示される要求事項を踏まえて策定した「許認可解析の検証マニュアル」，「購入共通仕様書［原子力］」，「委託共通仕様書［原子力］」及び「追加仕様書作成および運用マニュアル」により，供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

解析業務を主管する箇所の長は，解析業務の調達にあたり，以下のとおり調達管理を実施する。

なお，当社と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに，設工認における解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また，過去に国に提出した解析関係書類でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1に示す。

1.　仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は，「許認可解析の検証マニュアル」，「購入共通仕様書［原子力］」，「委託共通仕様書［原子力］」及び「追加仕様書作成および運用マニュアル」に基づき，解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書で要求する。

2.　解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から解析業務を実施する前に解析業務実施計画書の提出を受け，仕様書の要求事項を満たしていることを確認する。

また，解析業務を主管する箇所の長は，供給者の解析業務に変更が生じた場合，及び契約締結後に当社の特別な理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は，「3.6　設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

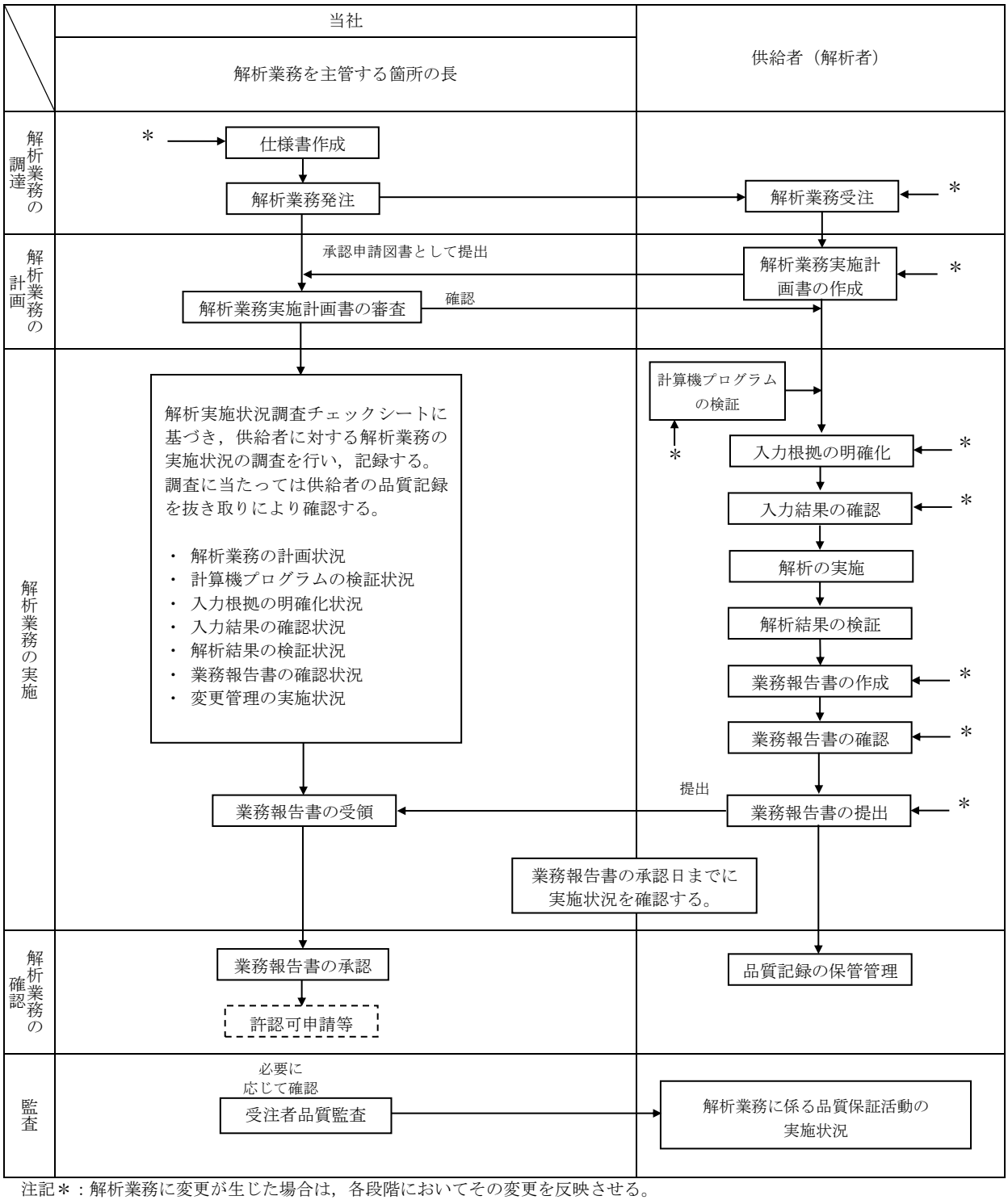
3.　解析業務の実施

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から業務報告書が提出されるまでに供給者に対し解析実施状況の調査を行い，解析業務が確実に実施されていることを確認する。供給者に対する調査は「解析実施状況調査チェックシート」に基づき実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4.　業務報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合していること，また供給者が実施した解析結果が適切に反映されていることを確認する。



注記＊：解析業務に変更が生じた場合は，各段階においてその変更を反映させる。

別図１　解析業務の流れ

管理の段階	設計・工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関係箇所			実施内容	本説明書 記載項目	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
仕様書の作成	仕様書の作成		◎	◎	－	解析業務を主管する箇所の長は，「仕様書」を作成し，解析業務に係る要求事項を明確にする。	・3.6.1 供給者の技術的評価 ・3.6.2 供給者の選定 ・3.6.3 調達製品の調達管理	・（委託・購買）仕様書
解析業務の計画	解析業務実施計画書の審査，承認	解析業務実施計画書の作成，確認	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は，「仕様書」で明確にした解析業務に係る要求事項が供給者から提出された「解析業務実施計画書」に適切に反映され，解析業務に係る内容が明確にされていることを確認する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・解析業務実施計画書 （供給者から提出）
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は「解析実施状況調査チェックシート」を用いて，実施状況（解析業務の計画状況／計算機プログラムの検証状況／入力根拠の明確化状況／入力結果の確認状況／解析結果の検証状況／業務報告書の確認状況／変更管理の実施状況）について確認する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・解析実施状況調査 チェックシート
業務報告書の確認	業務報告書の承認	業務報告書の作成，確認	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は，供給者から提出された「業務報告書」で，供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。	・3.6.3 調達製品の調達管理	・業務報告書 （供給者から提出）

別図２　設工認における解析業務の調達の流れ

別表 1(1/5)　国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
1	報告年月	2005 年 12 月
	件　名	9×9 燃料許認可解析における入力不具合
	事　象	9×9 燃料導入のための設置変更許可申請書に記載の解析のうち，福島第二原子力発電所第 3，4 号機及び柏崎刈羽原子力発電所第 2，5 号機の，プラント安定性，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着を解析するコード（プラント動特性解析コード REDY）への入力（ドップラ反応度）にミスがあった。 ドップラ反応度（Δk）を＄単位（Δk/β）に換算するにあたり，他プラント用の入力データ作成に用いているエクセルシートをコピーして，ドップラ反応度をエクセルシートに打ち込んだが，その際に遅発中性子割合（β）の値を修正しなかった。 当該解析メーカでは入力生データを設定根拠資料とし，結果を社内他部署用に別途取りまとめている。ここで審査，承認されているのは取りまとめられた社内他部署用資料であり，それに記載されているβの値は誤っていなかったため入力生データの誤りが見逃された。設定根拠（入力生データ）まで遡って確認しなかったところに原因があると推定される。
	対策実施状況	【解析者側】 ・主たる解析コードだけでなくコード間のデータ加工作業を含む手順書整備 ・各プロセスの審査方法明確化 【発注者側】 ・解析者に対する解析実施状況調査の実施 ・解析者に対する監査の実施 ・解析実施状況調査に係る能力の向上

別表 1(2/5)　国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
2	報告年月	2006 年 9 月
	件　名	事故時における原子炉制御室等の従事者の被ばく評価における記載誤り
	事　象	2005 年 12 月 27 日付の NISA 指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」に基づき報告した，原子炉制御室等の従事者の被ばく評価結果のうち，福島第一原子力発電所第 4 号機の主蒸気管破断（仮想事故）時における原子炉制御室等の従事者の実効線量の評価記載値に，誤りがあることが判明した。 更に前述の不適合を受け，報告書に他の誤りがないか確認したところ，福島第一原子力発電所第 3，4 号機の通常外気取り込み量に誤りがあり，主蒸気管破断（仮想事故）時の評価記載値に影響があることが判明した。具体的には，福島第一原子力発電所第 3，4 号機の中央制御室の空調は 3 号機側に 2 系列，4 号機側に 1 系列あり，通常 2 系列運転であるが，入力条件として 3 系列全てが運転している場合の流量が用いられていた。 なお，通常外気取り込み量は LOCA（仮想事故）時の評価の入力にもなっていたが，事故直後の大気中への放射性物質放出の寄与の違いから，評価記載値への影響はなかった。 当該線量の評価において，線量評価コードからのアウトプットを Excel 計算シートに手入力で転記し実効線量を計算していたが，その際に転記ミスが生じていた。 3 号機の入力条件の設定に使用した中央制御室空調系のフローダイアグラムでは，3，4 号機の合計の定格流量か 3 号機のみの定格流量かが必ずしも明確でなかった。加えて，3 号機と 4 号機はプラントメーカが異なっており，解析にあたりメーカ間で空調の条件を交換していたが，その取り合いの管理に対する認識が不足していた。
	対策実施状況	解析メーカに対し，コード間の値の転記箇所が多いものについては，コードの使用頻度や転記箇所数を踏まえ，値の受け渡しを自動化する，ないし，転記方法を改善することを依頼した。 誤解の余地のある図面については，改善を行う。 プラントメーカの異なる複数プラントに跨る入力条件については，入力条件の相互レビュー等により，妥当性確認を確実に行う。

別表 1(3/5)　国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
3	報告年月	2009 年 3 月
	件　名	柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機　タービン建屋の地震応答解析における補助壁の取扱いの不適合
	事　象	中越沖地震後の設備健全性評価と耐震安全性評価において，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機　タービン建屋の地震応答解析における耐震壁及び補助壁の取扱いに不適合があることを確認した。 柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機　タービン建屋の弾塑性解析で用いる，汎用の表計算ソフトにより算出した建屋の復元力特性（応力－ひずみ関係）において，本来耐震壁と補助壁を考慮するべきところを補助壁が一部考慮されていなかったため，建屋の耐力を過小評価していたというもの。 従来考慮していなかった補助壁を考慮するよう解析メーカに指示し，解析担当者は，その指示により補助壁の諸元を表計算ソフトに入力したものの，表計算ソフトの加算範囲を変更しなかった。またその計算式の検証を行っていなかったため，入力データ作成時に補助壁の耐力が地震応答解析プログラムへの入力値として加算されていないことに気づかなかった。
	対策実施状況	・入力根拠の確認において，入出力条件の作成等に表計算ソフトを使用している場合は，表計算ソフトの計算式が，妥当な方法で検証されている，又は検算が実施されていることを確認する。 ・実質的な審査の実施状況の確認において，今回の補助壁のように，従来と異なる条件で解析を実施する場合（解析条件等に新規性が認められる場合）には，特に不適合が生じやすいことを認識し，不適合の発生防止のための取り組み等の検討がなされていることを確認する。 ・実質的な審査の実施状況の確認において，表計算ソフト等を使用している場合に，標準化を図る等，組織的に管理されているか確認する。

別表 1(4/5)　国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
4	報告年月	2010 年 5 月
	件　名	新潟県中越沖地震後の設備健全性評価における地震応答解析の算出値の妥当性に係る確認不足
	事　象	新潟県中越沖地震後の設備健全性評価において，時刻歴解析の算出値の妥当性に係る確認が不十分であった。 具体的には，RCW 配管の時刻歴解析で用いている Wilson－θ法において，時間ステップの刻みが十分に細かく設定されていなかった（本件では 0.01 秒刻み）ため，時刻歴解析の算出値が十分に収束した値になっていなかった。 本事象は，時刻歴解析における積分計算の手法として，時間刻みが解の妥当性に与える影響が大きい Wilson－θ法を用いたにもかかわらず，大きな時間刻み（0.01 秒）を用いて計算を行い，かつ得られた解について妥当性の確認を行っていなかったことにより発生したものである。 解析実施メーカは，本解析で用いた SAP（時刻歴解析の汎用コード）を許認可解析以外の業務で従来から使用しており，新規性に該当しないとして DR を実施せず，従来の解析条件を配管系の許認可解析業務に対しても継続的に適用していた。 また，解析実施メーカが新規性なしと判断したことについて，解析実施状況調査において問題がないか確認できていなかった。
	対策実施状況	新規性の有無の確認観点のひとつとして，他の業務で使用実績のある解析手法であっても，許認可解析に初めて用いる場合は新規性がありと判断することとした。

別表 1(5/5)　国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
5	報告年月	2018 年 8 月
	件　名	柏崎刈羽原子力発電所第 1 号機　耐震安全性評価等における高圧及び低圧炉心スプレイ系配管評価の誤りについて
	事　象	2010 年に実施した柏崎刈羽原子力発電所第 1 号機の「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価」及び「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価」における高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（CS 配管）の耐震評価において，計算機プログラム NASTRAN の応答スペクトル解析を実施していたが，そこで本来使用するべきではない計算式が使用されており，解析結果が低く算出されていることが確認された。 【解析者側】 ○NASTRAN にて応答スペクトル解析を行う際の注意点の周知が不足していた。 ○解析入力データの作成にあたり先行プラントの解析入力データを流用した際に，流用元のデータの妥当性に対する確認が不足していた。 ○解析結果の検証方法の妥当性に関する検討が不足していた。 【発注者側】 ○解析実施状況調査における以下の観点での確認不足。 ・先行プラントの解析入力データを流用するにあたり流用元の解析入力データの入力根拠まで遡って妥当性を確認しているか。 ・解析結果の検証の妥当性をどのように確認しているか。（傾向分析の比較対象をどのように選定しているか）
	対策実施状況	【解析者側】 ○本事象に係る再発防止教育を行う。 ○以下を委託先解析要領に追加する。 ・解析を行う際に計算機プログラムの取扱マニュアル等の注意事項を確認する。 ・先行プラントの解析入力データを流用する際は，全データの妥当性を確認する。 ・解析結果の検証においては傾向分析の対象選定について検討する。 【発注者側】 ○解析実施状況調査において以下の観点に留意し，調査を行う。 ・先行プラントの解析入力データを流用するにあたり流用元の解析入力データの入力根拠まで遡って妥当性を確認しているか。 ・解析結果の検証の妥当性をどのように確認しているか。（傾向分析の比較対象をどのように選定しているか）

別表２　解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	確認項目	供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画状況	・解析業務に係る必要な力量が明確にされ，また，従事する要員（原解析者・検証者）が必要な力量を有していること。 ・解析業務の作業手順，解析結果の検証，業務報告書の確認等について，計画（どの段階で，何を目的に，どのような内容で，誰が実施するのか）を明確にしていること。 ・解析業務をアウトソースする場合，解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書，解析業務実施計画書等で供給者に要求していること。
2	計算機プログラムの検証状況	・計算機プログラムは，適正なものであることを事前に検証し，計算機プログラム名称及びバージョンをリストへ登録していること。（バージョンアップがある場合は，その都度検証を行い，リストへ登録していること） ・登録されていない計算機プログラムを使用する場合は，その都度検証を行うこと。
3	入力根拠の明確化状況	・解析業務実施計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認状況	・計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことをエコーバック等により確認していること。
5	解析結果の検証状況	・解析結果が解析業務実施計画書で定めたチェックシート等により検証されていること。
6	業務報告書の確認状況	・計算機プログラムを用いた解析結果，汎用表計算ソフトウェアを用いた計算，又は手計算による解析・計算結果を，当社の指定する書式に加工，編集して業務報告書としてまとめていること。 ・作成された業務報告書が，解析業務実施計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	変更管理の実施状況	・解析業務に変更が生じた場合は，変更内容を文書化し，解析業務の各段階においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は，供給者（以下「取引先」という。）が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として，取引先の審査，登録及び登録の更新を「原子力取引先登録マニュアル」に基づき実施する。

取引先の審査，登録及び登録の更新の基準は，「原子力取引先登録マニュアル」に以下のとおり定めている。

1.1 取引先の審査

契約を主管する箇所の長は，登録希望取引先に対し，契約前に提供能力，信頼性，技術力，実績，品質マネジメントシステム体制等について審査を実施する。また，登録希望取引先の経営内容審査・技術審査の内容を総合的に判断し，登録の合否を判定する。

なお，技術審査は「取引先登録における技術審査マニュアル」に基づき，技術箇所に依頼して実施する。

1.2 取引先の登録

契約を主管する箇所の長は，審査の結果，登録対象となった取引先について，取引先単位で購買・工事請負・委託に登録を分類し，登録分類ごとに購買については機器分類の内訳，工事請負については工事種類の内訳，委託については委託業務区分の内訳を明らかにした上で取引先の管理を行う。

1.3 取引先の登録更新

契約を主管する箇所の長は，取引先の登録更新にあたり取引先への登録更新の意思確認と登録更新審査を実施した上で，登録更新を行う。登録更新の有効期間は3年間とし，前回登録更新日が属する年度から3年度後の年度末までとする。（原則として登録有効期間内に取引先の再評価を行う）

2. 設計管理・調達管理について

設計及び工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は，保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3　設計・開発」を適用する場合は，「設計管理基本マニュアル」に基づき，以下に示す「2.1　設計・開発の計画」から「2.8　設計・開発の変更管理」までの設計管理に係る仕様書の作成のための各段階の活動を実施する。

また，保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3　設計・開発」の適用外で保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4　調達」を適用する場合は，「調達管理基本マニュアル」に基づき，「3.6　設工認における調達管理の方法」に示す仕様書の作成のための各段階の活動を実施する。

なお，仕様書作成のための設計・開発業務の流れを別図1に示す。

2.1 設計・開発の計画

以下の事項を明確にした設計・開発の計画を策定する。

- 設計・開発の性質，期間及び複雑さの程度
- 設計・開発の段階
- 設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認並びに管理体制
- 設計・開発に関する責任（説明責任を含む。）及び権限
- 設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源

この設計・開発は，設備，施設，ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。

また，計画には，不適合及び予期せぬ事象の発生を未然に防止するための活動を含める。

2.2　設計・開発へのインプット

設計・開発へのインプットとして，以下の要求事項を明確にした設計管理シートを作成する。

・機能及び性能に関する要求事項
・適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
・適用される法令・規制要求事項
・設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.3　設計・開発のレビュー

設計・開発へのインプットとして明確にした要求事項の適切性について，設計管理の区分によりデザインレビュー会議等を通じてレビューを受ける。

なお，デザインレビュー会議等の参加者には必要に応じ，レビューの対象となっている設計・開発に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含めて多面的にレビューを行う。

このレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.4　設計・開発からのアウトプット

設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たすように設計・開発からのアウトプットとして仕様書を作成する。

2.5　アウトプット作成段階のレビュー及び検証

仕様書承認の過程で，仕様書が「調達管理基本マニュアル」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに，設計・開発からのアウトプットが設計・開発へのインプットとして明確にした要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに，検証を実施する。なお，設計・開発の検証は原設計者以外の者が実施する。

また，アウトプットのレビュー，検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.6　設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計図書及び検査等の要領書を審査・承認する段階で，調達要求事項を満足していることを検証し，検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.7　設計・開発の妥当性確認

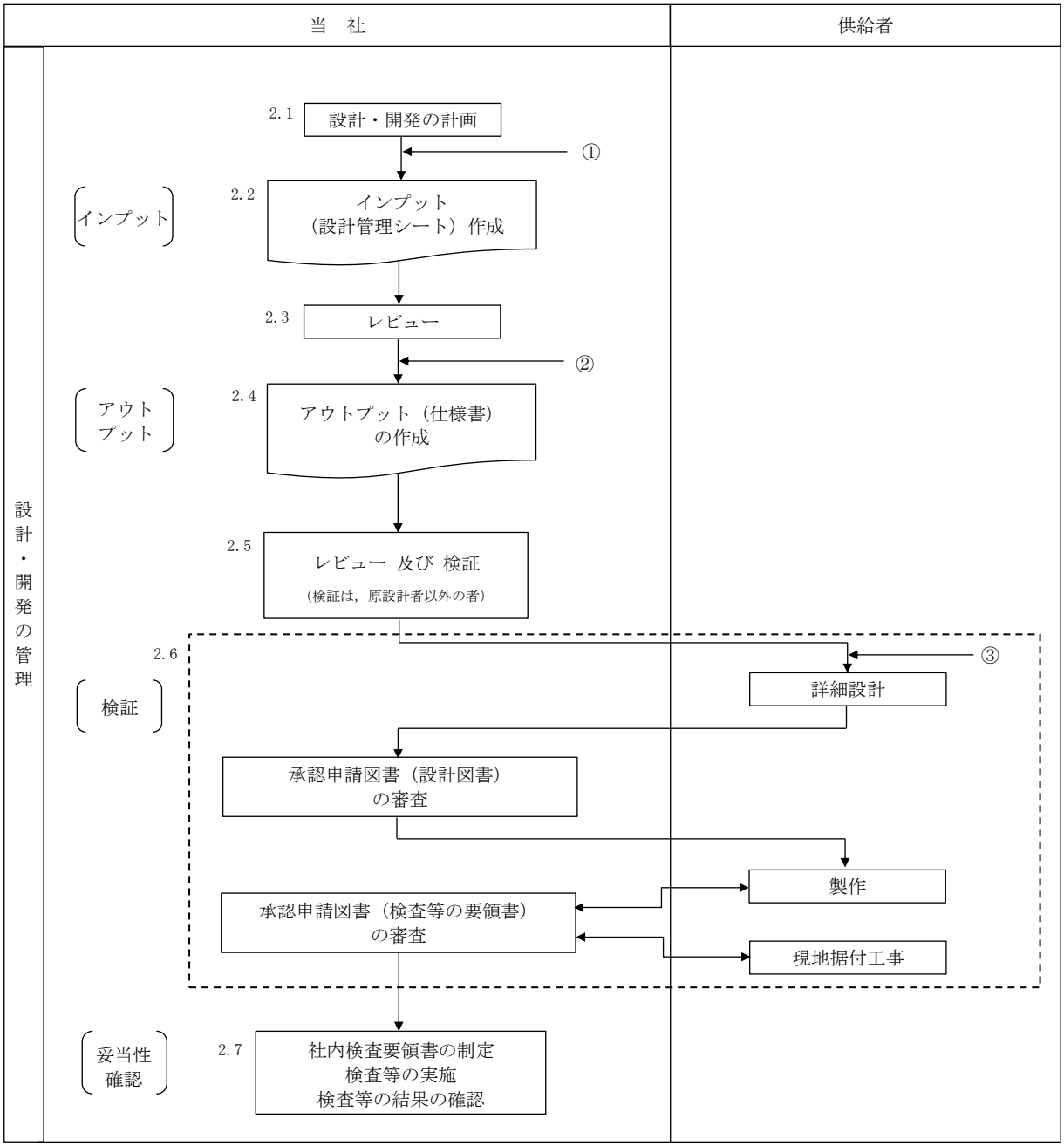
結果として得られる業務・原子炉施設が，指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たしていることを確実にするために，計画した方法に従って実施する検査等の結果等により，設計・開発の妥当性を確認する。

この妥当性確認は，原子炉施設の設置後でなければ実施することができない場合は，当該原子炉施設の使用を開始する前に実施する。

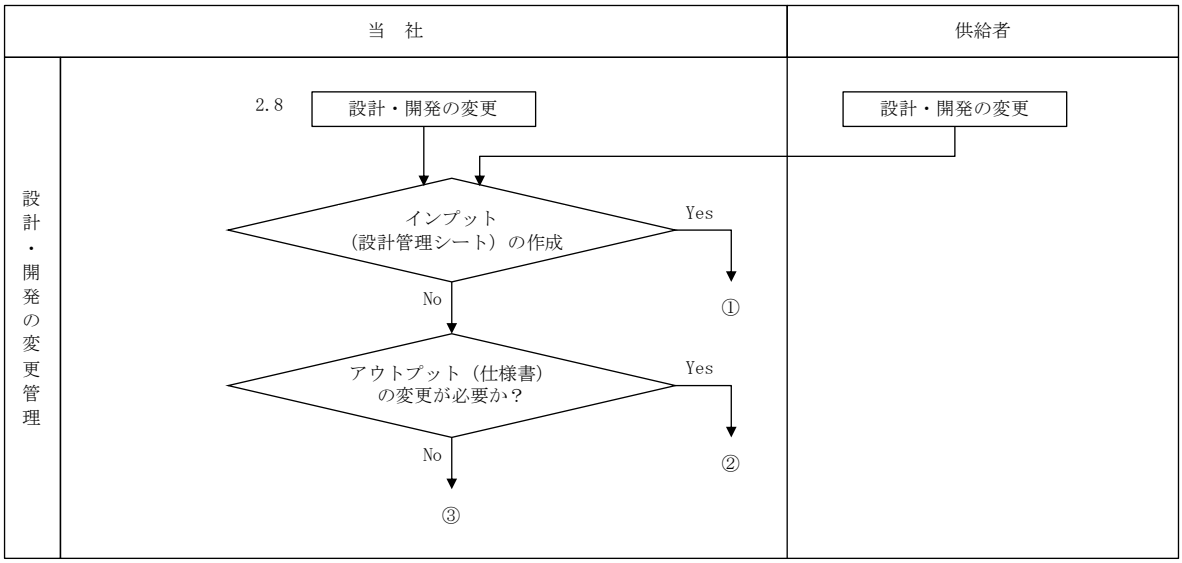
2.8　設計・開発の変更管理

設計・開発の変更を要する場合，変更の内容を明確にし，以下に従って手続きを実施する。

・設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する。
・変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。
・設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
・変更のレビュー，検証及び妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図1(1/2)　設計・開発業務の流れ



別図1(2/2)　設計・開発業務の流れ

Ⅴ-1-10-2　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉本体

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計に係るプロセスとその実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計の実績，工事及び検査の計画について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—	—
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式－2	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	・様式－2 ・技術基準規則	・様式－3 ・様式－4	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
						・様式－2 ・様式－4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式－5－1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式－6 ・様式－7	
						・基本設計方針	・様式－5－2	
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針	・様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
		1.　共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
		2.　原子炉本体の設計	◎	—	—	・様式－2 ・基本設計方針	・要目表	—
		3.　原子炉圧力容器及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシングの脆性破壊防止に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」 ・「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」 ・「ＪＥＡＣ４２０１－2007」 ・「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2010 年追補版）」 ・「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2013 年追補版）」	・原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
						・「ＪＥＡＣ４２０６－2007」 ・業務報告書		
		4.　原子炉本体の兼用に関する設計						
		4.1　設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	—
		4.2　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ①　炉心支持構造物 ②　原子炉圧力容器本体	◎	—	○	・業務報告書 ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書
		5.　原子炉本体の基礎に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・業務報告書 ・V-1-10-8 の「2.　原子炉格納施設の兼用に関する設計」で取りまとめた設計資料 ・V-1-10-4 の「4.　地震による損傷防止に関する設計」で取りまとめた設計資料	・原子炉本体の基礎に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式－2～様式－8	—	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階)」
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計 1 ・設計 2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請書作成・確認要領「確認チェックシート」
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3)	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針)」欄及び「設備の具体的設計結果」欄	・様式－8 の「確認方法」欄	—

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
						・工事の方法		
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式－8 の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉本体	—*	—*	炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	—*	炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	炉心	—*	炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径	—*	炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量		燃料体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料材の最高温度		燃料材の最高温度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	—*	—*	チャンネルボックス	—*	チャンネルボックス	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	炉心支持構造物	—*	炉心シュラウド及びシュラウドサポート	—*	炉心シュラウド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					シュラウドサポート	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			上部格子板		上部格子板	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			炉心支持板		炉心支持板	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料支持金具		中央燃料支持金具	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					周辺燃料支持金具	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒案内管		制御棒案内管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉圧力容器	—*	原子炉圧力容器本体及び監視試験片	—*	原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器支持構造物	支持構造物	原子炉圧力容器スカート	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				基礎ボルト	原子炉圧力容器基礎ボルト	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	原子炉圧力容器スタビライザ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				中性子束計測ハウジング	中性子束計測ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング	制御棒駆動機構ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング支持金具	制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング	原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気流量制限器	主蒸気流量制限器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉本体	原子炉圧力容器	—*	原子炉圧力容器内部構造物	蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング	蒸気乾燥器ユニット	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気乾燥器ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				気水分離器及びスタンドパイプ	気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					スタンドパイプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				スパージャ及び内部配管	給水スパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水スパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧注水スパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系配管（原子炉圧力容器内部）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

注記＊：「—」は，該当する系統が存在しない場合，又は実用炉規則別表第二を細分化した際に，該当する設備区分若しくは機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-3　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計に係るプロセスとその実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計の実績，工事及び検査の計画について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—	—
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式－2	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	・様式－2 ・技術基準規則	・様式－3 ・様式－4	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
						・様式－2 ・様式－4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式－5－1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式－6 ・様式－7	
						・基本設計方針	・様式－5－2	
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針	・様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
		1.　共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
		2.　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計						
		2.1　設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	—
		2.2　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ①　使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 ・燃料プール代替注水系 ②　使用済燃料貯蔵設備	◎	—	○	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
						・構造図	
	2.3　機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・機能単位の系統図	・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図	—
	3.　重量物の落下防止設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書 ・「模擬燃料集合体の気中落下試験」	・燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	・仕様書
	4.　使用済燃料貯蔵プール監視の設計	◎	○	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・ウォークダウンの実施報告書 ・V-1-10-9 の「2.1　非常用発電装置」において設計した結果	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面	—
	5.　使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計						
	5.1　燃料プール代替注水系の設計						
	5.1.1　設備仕様に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	5.1.2　各機器固有の設計	◎	—	—	・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
	5.2　臨界防止に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・既工認	・燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	—
	5.3　放射線遮蔽機能維持のための配管設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	—
	5.4　代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の冷却に関する設計						
	5.4.1　設備仕様に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	5.4.2　各機器固有の設計	◎	—	—	・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	—
	6.　使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計						
	6.1　燃料プール代替注水系の設計						
	6.1.1　設備仕様に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	6.1.2　各機器固有の設計	◎	—	—	・設備図書	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する	—

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
						・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	説明書	
		6.2　臨界防止に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書	・燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	—
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式－2～様式－8	—	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計１ ・設計２ ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請書作成・確認要領「確認チェックシート」
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計３）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式－８の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式－８の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式－８の「確認方法」欄	—
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式－８の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料取扱設備	—*	新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器	燃料取替機（1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉建屋クレーン（1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料チャンネル着脱機（1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	使用済燃料貯蔵設備	—*	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料運搬用容器ピット	キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			破損燃料貯蔵ラック	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置	使用済燃料貯蔵プール温度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料貯蔵プール水位	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	Ⅱ	○	○	
				使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	Ⅱ	○	○	
	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			スキマサージ槽	スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管（スプレイヘッダを含む。）	燃料プール冷却浄化系　スキマサージタンク～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部～E11-F016B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部～燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部～E11-F016C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部～E11-F016A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	主配管（スプレイヘッダを含む。）	燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)～燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部～ろ過脱塩器バイパスライン分岐部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)～燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　ろ過脱塩器バイパスライン分岐部～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器（1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器～ろ過脱塩器出口ライン合流部（1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　ろ過脱塩器バイパスライン分岐部～ろ過脱塩器バイパスライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部～ろ過脱塩器バイパスライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　ろ過脱塩器バイパスライン合流部～ろ過脱塩器出口ライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系熱交換器～G41-F016（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　G41-F016～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部～使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系　E11-F015～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		燃料プール代替注水系	ポンプ	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（6,7号機共用）	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため，品質管理グレードは対象外である。
				可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6,7号機共用）	—	○	—	
			ろ過装置	可搬型Y型ストレーナ（6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
			主配管（スプレイヘッダを含む。）	燃料プール冷却浄化系　使用済燃料貯蔵プール接続口（北）～使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部	Ⅱ	○	○	
				燃料プール冷却浄化系　使用済燃料貯蔵プール接続口（東）～使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部	Ⅱ	○	○	
				燃料プール冷却浄化系　使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部～常設スプレイヘッダ	Ⅱ	○	○	
				補給水系　使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（南）～使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（屋内南）	Ⅱ	○	○	

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール代替注水系	主配管（スプレイヘッダを含む。）	代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋外用20m ホース（6,7号機共用）	Ⅲ	○	○	
				代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外20mホース（6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
				代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋内用20m ホース	Ⅳ	○	○	
				燃料プール冷却浄化系　可搬型スプレイヘッダ（6,7号機共用）	Ⅳ	○	○	
		原子炉建屋放水設備	ポンプ	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	
			主配管（スプレイヘッダを含む。）	原子炉建屋放水設備　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込20mホース（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	
				原子炉建屋放水設備　大容量送水車吐出放水砲用 5m,10m,50mホース（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	
				原子炉建屋放水設備　放水砲（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	

注記＊：「―」は，該当する系統が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-4　設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉冷却系統施設

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計に係るプロセスとその実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における設計の実績，工事及び検査の計画について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式－9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—	—
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式－2	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	・様式－2 ・技術基準規則	・様式－3 ・様式－4	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
						・様式－2 ・様式－4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式－5－1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式－6 ・様式－7	
						・基本設計方針	・様式－5－2	
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針	・様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
		1.　設計に係る解析業務の管理	◎	○	○	・仕様書	・業務報告書	・解析実施状況調査チェックシート
		2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計	◎	—	—	・様式－5－2 ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・耐震性に関する説明書	—
		3.　急傾斜地の崩壊の防止に関する設計	◎	—	—	・「急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律」	—	—
		4.　地震による損傷防止に関する設計						
		4.1　耐震設計の基本方針	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・耐震性に関する説明書	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
					・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格		
	4.2　基準地震動Ｓｓ，弾性設計用地震動Ｓｄの概要	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・耐震性に関する説明書	—
	4.3　地盤の支持性能に係る基本方針	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・耐震性に関する説明書	—
	4.4　耐震設計を行う設備の抽出	◎	○	—	・様式－5－2 ・ウォークダウンの実施報告書	・耐震性に関する説明書	—
	4.5　耐震設計方針の明確化	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格	・耐震性に関する説明書	—
	4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	4.7　設計用床応答曲線の作成	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	4.8　申請設備の耐震設計	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
	4.9　波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	4.10　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	4.11　耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・耐震性に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	5.　津波による損傷防止設計	「浸水防護施設」参照			「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照
	6.　自然現象等への配慮に関する設計						
	6.1　自然現象等への配慮に関する基本方針	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可申請時の設計資料	・発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	—
	6.2　外部事象防護対象施設の範囲	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・技術基準規則 ・「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」	・発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	—
	6.3　竜巻	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書	・基本設計方針機器 ・発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
					・適用規格	・強度に関する説明書	
	6.4　火山の影響	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格	・発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書 ・強度に関する説明書	—
	6.5　外部火災	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書 ・適用規格	・発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	7.　立ち入りの防止に係る設計	◎	○	—	・基本設計方針	—	・原子炉施設保安規定
	8.　不法な侵入等の防止設計	◎	○	—	・基本設計方針	・安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	・核物質防護規定
	9.　火災による損傷の防止	「火災防護設備」参照			「火災防護設備」参照	「火災防護設備」参照	「火災防護設備」参照
	10.　溢水による損傷防止設計	「浸水防護施設」参照			「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照
	11.　健全性に係る設計	◎	—	○	・様式－5－2 ・基本設計方針 ・設備図書 ・適用規格 ・「原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」」 ・定期事業者検査要領書 ・保全プログラム ・業務報告書	・安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 ・発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.　材料及び構造に係る設計						
	12.1　クラス機器及び支持構造物の強度評価	◎	—	○	・様式－5－2 ・基本設計方針 ・技術基準規則 ・既工認 ・「通商産業省告示第４５２号」 ・「通商産業省告示第５０１号」	・要目表 ・クラス１機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書 ・強度に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
					・「高圧ガス保安法」 ・「消防法」 ・適用規格 ・業務報告書		
	12.2　竜巻への配慮が必要な施設の強度評価	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書	・強度に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.3　火山への配慮が必要な施設の強度評価	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書	・強度に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書 ・Ⅴ-1-10-13 の「2.　耐津波設計」で定めた津波防護に関する施設及び各施設の構造計画 ・Ⅴ-1-10-13 の「3.　溢水防護に関する設計」で定めた溢水防護に関する施設及び各施設の構造計画	・要目表 ・強度に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.5　発電用火力設備の技術基準による強度評価	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」 ・「消防法」 ・業務報告書	・要目表 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.6　非常用発電装置（可搬型）の強度評価	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・適用規格	・要目表 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書	—
	12.7　炉心支持構造物の強度評価	◎	—	○	・基本設計方針	・要目表	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
					・既工認 ・適用規格 ・業務報告書	・強度に関する説明書	・解析実施状況調査チェックシート
	13.　安全避難通路等に係る設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・「建築基準法」 ・「消防法」	・安全避難通路に関する説明書 ・安全避難通路を明示した図面	—
	14.　非常用照明に係る設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・「建築基準法」 ・「消防法」	・非常用照明に関する説明書 ・非常用照明の取付箇所を明示した図面	—
	15.　安全弁等の設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・系統図 ・構造図 ・安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	16.　逆止め弁の設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書	・系統図	—
	17.　内燃機関及びガスタービンの設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」 ・「可搬型発電設備技術基準」 ・適用規格	・要目表 ・火災防護に関する説明書 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書	—
	18.　電気設備の設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準」 ・「電気設備に関する技術基準を定める省令」 ・「可搬型発電設備技術基準」 ・適用規格	・要目表 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	—
	19.　放射性物質による汚染の防止に係る設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料	・機器の配置を明示した図面 ・構造図	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
	20.　原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計						
	20.1　設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	—
	20.2　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ①　原子炉冷却材の循環設備 ・主蒸気系 ・復水給水系 ②　残留熱除去設備 ・残留熱除去系 ③　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧炉心注水系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 ④　原子炉冷却材補給設備 ・補給水系 ⑤　原子炉補機冷却設備 ・原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系						
	20.2.1　兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計	◎	—	○	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 ・設備図書 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書
	20.2.2　各機器固有の設計	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 ・V-1-10-9 の「2.1　非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」で設計した結果	・非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 ・原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
						明書	
	20.3　機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	・様式－2 ・様式－5－1 ・様式－5－2 ・機能単位の系統図	・原子炉冷却系統施設に係る系統図	—
	21.　インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・既工認 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	22.　地下水排水設備の設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書	・基本設計方針機器 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	—
	23.　水の供給設備の設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	24.　代替原子炉補機冷却系の設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・業務報告書 ・Ⅴ-1-10-9 の「2.1　非常用発電装置」で設計した結果	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	25.　残留熱除去系に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・適用規格 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図	・仕様書

各段階		プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連 本社	発電所	供給者	インプット	アウトプット	他の記録類
							・構造図	
		26.　原子炉冷却材浄化系に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・適用規格 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
		27.　設備共用の設計	「11.　健全性に係る設計」参照			「11.　健全性に係る設計」参照	「11.　健全性に係る設計」参照	「11.　健全性に係る設計」参照
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式－2～様式－8	—	・工事計画認可申請書作成・確認要領「品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）」
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計 1 ・設計 2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請書作成・確認要領「確認チェックシート」
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式－8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式－8 の「確認方法」欄	—
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式－8 の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材再循環設備	原子炉冷却材再循環系	ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ（インターナルポンプ：RIP）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	B21-F002A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				B21-F003A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービンバイパス弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	主蒸気系　原子炉圧力容器～B21-F003A,C,D及びB21-F001A,B,C,D,K,L,M,N,P,R,S,T,U	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉隔離時冷却系分岐部～B21-F003B及びB21-F001E,F,G,H,J	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　B21-F003A,B,C,D～主蒸気ヘッダ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気ヘッダ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気ヘッダ～N31-F001A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T～逃がし安全弁排気管貫通部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　逃がし安全弁排気管貫通部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　B21-F001B,D,E,G,J,K,M,P,S,U～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部～B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部～B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	主蒸気系　主蒸気ヘッダ～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン分岐部～N37-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　N37-F001～タービンバイパス減圧管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン分岐部～タービン補助蒸気系B系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　タービン補助蒸気系B系分岐部～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン(B)分岐部～N38-F001B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン(B)分岐部～タービン補助蒸気系A系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　タービン補助蒸気系A系分岐部～N38-F001A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　タービン補助蒸気系B系分岐部～N39-F035B,D及びN39-F036B,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　タービン補助蒸気系A系分岐部～N39-F035A,C及びN39-F036A,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水給水系	安全弁及び逃がし弁	N21-F015A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	B21-F051A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				B21-F052A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	復水給水系　N26-F004A,B,C～給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部～N27-F001A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　N22-F022～給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　N27-F002A,B,C,D,E,F～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　制御棒駆動系分岐部～高圧復水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　制御棒駆動系分岐部～復水補給水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　復水補給水系分岐部～N21-F150	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　復水補給水系分岐部～N21-F041	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　高圧復水ポンプ～第6給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第6給水加熱器～第5給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第5給水加熱器～第4給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水給水系　第4給水加熱器～第3給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第3給水加熱器～給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　N22-F007A,B,C～給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)～第2給水加熱器分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)～給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部～第2給水加熱器分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第2給水加熱器分岐部～第2給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部～給水ポンプ出口配管（電動機駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部～給水ポンプ出口配管（電動機駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　給水ポンプ出口配管（電動機駆動原子炉給水ポンプ側）分岐部～第2給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第2給水加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　第1給水加熱器～B21-F070A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　B21-F070A～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　B21-F070B～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7.3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7.4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水給水系　原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水系配管B21-F056A出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　原子炉隔離時冷却系配管B21-F056B出口合流部～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　G31-F015～B21-F056A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　B21-F056A～代替注水系配管B21-F056A出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　B21-F056B～原子炉隔離時冷却系配管B21-F056B出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		給水加熱器ドレンベント系	容器	低圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	給水加熱器ドレンベント系　N22-F036A,B,C,D～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　N22-F040A,B,C,D～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第1給水加熱器～高圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第2給水加熱器～高圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　N22-F032A,B,C,D～高圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　高圧ドレンタンク～高圧ドレンポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　高圧ドレンポンプ～N22-F007A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第3給水加熱器～第4給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第4給水加熱器～第5給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第5給水加熱器～低圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　第6給水加熱器～低圧ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　低圧ドレンタンク～低圧ドレンポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系　低圧ドレンポンプ～N22-F022	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水浄化系	ろ過装置	復水脱塩装置陽イオン樹脂再生塔	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水脱塩装置陰イオン樹脂再生塔	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	復水浄化系　N26-F001A,B,C～復水ろ過装置復水ろ過器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水浄化系　復水ろ過装置復水ろ過器～N26-F004A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水浄化系	主配管	復水浄化系　N27-F001A,B,C,D,E,F～復水脱塩装置 復水脱塩塔	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水浄化系　復水脱塩装置復水脱塩塔～N27-F002 A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		抽気系	安全弁及び逃がし弁	N22-F047A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				N22-F048A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	抽気系　N36-F002A,B～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　N36-F003A,B～第2給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　N36-F004A,B,C～第3給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　N36-F005A,B,C～第4給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　低圧タービン～第5給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　低圧タービン～第6給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　N36-F006A,B～N38-F002A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～ N36-F012A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	残留熱除去設備	残留熱除去系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E11-F039A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F042A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F051A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	E11-F001A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F004A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F005A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F005B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F006B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F008A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主要弁	E11-F010A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F011A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F013A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F018B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F019B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F029A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F030A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F016A～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(A)～残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(A)～サプレッションプール水移送配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(A)分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　熱交換器(A)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(A)分岐部～低圧炉心注水モード(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧炉心注水モード(A)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～高圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　高圧代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(A)分岐部～E11-F029A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F029A～残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系　残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部～残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部～U49-F071	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧炉心注水モード(A)分岐部～残留熱除去系配管(A),(C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系配管(A),(C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部～E11-F015	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器～残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～G31-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F016B～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(B)～サプレッションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(B)分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　熱交換器(B)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧炉心注水モード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系　低圧炉心注水モード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(B)分岐部～代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部～E11-F029B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F029B～残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サプレッションチェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧炉心注水モード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F016C～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(C)～サプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　熱交換器(C)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部～ドライウェルスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(C)分岐部～低圧注水モード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧注水モード(C)分岐部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～E11-F029C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F029C～残留熱除去系配管(A),(C)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サプレッションチェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧注水モード(C)分岐部～残留熱除去系配管(A),(C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水系配管B21-F056A出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		耐圧強化ベント系	主配管	非常用ガス処理系　耐圧強化ベントライン合流部～主排気筒	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器圧力逃がし装置　耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器圧力逃がし装置　格納容器フィルタベントライン分岐部～T61-F002	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				非常用ガス処理系　T61-F002～耐圧強化ベントライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　ドライウェル～ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　サプレッションチェンバ～ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	ポンプ	ドレン移送ポンプ	I	○	○	
				スクラバ水pH制御設備用ポンプ（6,7号機共用）	I	○	○	
				可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6,7号機共用）	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため，品質管理グレードは対象外である。
			圧縮機	可搬型窒素供給装置（6,7号機共用）	I	○	○	
			ろ過装置	可搬型Y型ストレーナ（6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
			主要弁	T31-F019	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				T31-F022	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				T31-F070	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				T31-F072	I	○	○	
				T61-F001	I	○	○	
			主配管	可燃性ガス濃度制御系　フィルタベントドレン移送ライン合流部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器圧力逃がし装置　耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　ドライウェル～ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　サプレッションチェンバ～ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　ドライウェル・サプレッションチェンバ合流部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系　不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器圧力逃がし装置　格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部～フィルタ装置入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(A)入口ノズル	I	○	○	

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	主配管	格納容器圧力逃がし装置　よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(B)入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　よう素フィルタ(A)出口ノズル～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　よう素フィルタ(B)出口ノズル～ドレンタンクライン分岐部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレンタンクライン分岐部～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ベントガス放出ライン合流部～原子炉建屋頂部放出口	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレンタンク出口ノズル～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　フィルタ装置～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ入口ライン合流部～ドレン移送ポンプ分岐部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ(A)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ(B)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ出口合流部～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部～T49-F020	I	○	○	
				可燃性ガス濃度制御系　T49-F020～フィルタベントドレン移送ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　フィルタ装置補給用接続口～フィルタ装置	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置　スクラバ水pH制御設備用3m,5mホース（6,7号機共用）	I	○	○	
				代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース（6,7号機共用）	Ⅲ	○	○	
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心注水系	ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	高圧炉心注水系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E22-F020B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	E22-F001B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心注水系	主要弁	E22-F003B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E22-F004B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E22-F006B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	高圧炉心注水系　E22-F028,F029,F030～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部～代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部～E22-F001B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　E22-F001B～サプレッションプール水(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　サプレッションプール水(B)合流部～高圧炉心注水系ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧代替注水系分岐部～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　原子炉隔離時冷却系分岐部～E22-F001C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　E22-F001C～サプレッションプール水(C)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　サプレッションプール水(C)合流部～高圧炉心注水系ポンプ(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　原子炉隔離時冷却系分岐部～E51-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サプレッションプール水(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サプレッションプール水(C)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系ポンプ(B)～ほう酸水注入系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　ほう酸水注入系合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系ポンプ(C)～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～E22-F028,F029,F030	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 7.3「設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 7.4「調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E51-F017	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	E51-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F004	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F006	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F035	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F036	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F037	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F039	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉隔離時冷却系　原子炉隔離時冷却系分岐部～蒸気入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　E51-F001～サプレッションプール水合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　サプレッションプール水合流部～原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サプレッションプール水合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　原子炉隔離時冷却系ポンプ～原子炉隔離時冷却系配管B21-F056B出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系　原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　原子炉隔離時冷却系配管B21-F056B出口合流部～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　E22-F028,F029,F030～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧代替注水系分岐部～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　原子炉隔離時冷却系分岐部～E51-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～E22-F028,F029,F030	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		高圧代替注水系	ポンプ	高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉隔離時冷却系　蒸気入口配管分岐部～E51-F065	I	○	○	
				高圧代替注水系　E51-F065～高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
				高圧代替注水系　高圧代替注水系ポンプ～E51-F066	I	○	○	
				原子炉隔離時冷却系　E51-F066～蒸気出口配管合流部	I	○	○	
				高圧炉心注水系　高圧代替注水系分岐部～E22-F023	I	○	○	
				高圧代替注水系　E22-F023～高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
				高圧代替注水系　高圧代替注水系ポンプ～E11-F065	I	○	○	
				残留熱除去系　E11-F065～高圧代替注水系合流部	I	○	○	
				主蒸気系　原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水系配管B21-F056A出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　高圧代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　E22-F028,F029,F030～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	主配管	高圧炉心注水系　高圧炉心注水系(B),(C)分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　原子炉隔離時冷却系分岐部～蒸気入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系　蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～E22-F028,F029,F030	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧注水系	ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E11-F051A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	残留熱除去系　高圧代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(A)～残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(A)～サプレッションプール水移送配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(A)分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　熱交換器(A)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(A)分岐部～低圧炉心注水モード(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧炉心注水モード(A)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～高圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(B)～サプレッションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(B)分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	主配管	残留熱除去系　熱交換器(B)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧炉心注水モード(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧炉心注水モード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　残留熱除去系熱交換器(C)～サプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　熱交換器(C)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部～ドライウェルスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　ドライウェルスプレイモード(C)分岐部～低圧注水モード(C)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧注水モード(C)分岐部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水系配管B21-F056A出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧代替注水系	ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6,7号機共用）	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため，品質管理グレードは対象外である。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	可搬型Y型ストレーナ（6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
			安全弁及び逃がし弁	E11-F051A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管～P13-F019	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　P13-F019～低圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系(A),(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系(A),(B)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系(A),(B)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水補給水系可搬式注水配管合流部～復水補給水系(A)外部注水配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水補給水系(A)外部注水配管合流部	Ⅱ	○	○	
				補給水系　復水補給水系(A)外部注水配管合流部～E11-F060A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F060A～E11-F033A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F033A～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水補給水系可搬式接続口（東）～復水補給水系可搬式接続口（屋内東）	Ⅱ	○	○	
				補給水系　復水補給水系可搬式接続口（屋内北）～復水補給水系可搬式注水配管合流部	Ⅱ	○	○	
				補給水系　復水補給水系接続口（北）～復水補給水系(A)外部注水配管合流部	Ⅱ	○	○	
				補給水系　低圧代替注水系(A),(B)分岐部～格納容器下部注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　格納容器下部注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　格納容器下部注水系分岐部～低圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系分岐部～E11-F060B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F060B～E11-F033B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　E11-F033B～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	補給水系　復水補給水系接続口（南）～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	Ⅱ	○	○	
				補給水系　復水補給水系(B)外部注水配管合流部～低圧代替注水系分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水系配管B21-F056A出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系　代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～高圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系　高圧代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　E22-F028,F029,F030～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　高圧炉心注水系集合管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～低圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～E22-F028,F029,F030	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース（6,7号機共用）	Ⅲ	○	○	
				代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース	Ⅳ	○	○	
		水の供給設備	ポンプ	大容量送水車（海水取水用）（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	
				可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6,7号機共用）	―	○	―	原子力部門外の部署が調達しているため，品質管理グレードは対象外である。
			容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	可搬型Y型ストレーナ（6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
			主配管	代替給水設備　復水貯蔵槽大容量接続口（東）及び復水貯蔵槽大容量接続口（西）～復水貯蔵槽	Ⅱ	○	○	
				代替給水設備　大容量送水車（海水取水用）吸込20mホース（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	
				代替給水設備　大容量送水車海水用5m,10m,50mホース（6,7号機共用）	Ⅰ	○	○	

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	水の供給設備	主配管	代替給水設備　可搬型代替注水ポンプ屋外用20m ホース（6,7号機共用）	Ⅲ	○	○	
		ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	C41-F014	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				C41-F003A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	ほう酸水注入系　ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ほう酸水注入系　ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系　ほう酸水注入系合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉冷却材補給設備	補給水系	ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	第6号機補給水系～復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　N21-F041～復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　P13-F024～復水貯蔵槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～低圧代替注水系合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～N21-F099	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系　復水貯蔵槽～E22-F028,F029,F030	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	原子炉補機冷却水系サージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主要弁	P21-F007A,B,D,E	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F007C,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F011A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F011C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F042A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F048A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				P41-F004A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(D)～代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(D)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部～P21-F016A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　P21-F037A～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(E)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～P21-F016B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　P21-F037B～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)～原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(C)～残留熱除去系熱交換器（C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器（C)出口配管合流部～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器～原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～P21-F016C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　P21-F037C～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(C)～原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系　原子炉補機冷却海水ポンプ～原子炉補機冷却海水系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系　原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系　原子炉補機冷却水系熱交換器～放水槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		代替原子炉補機冷却系	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				熱交換器ユニット　代替原子炉補機冷却系熱交換器（6,7号機共用）	I	○	○	
			ポンプ	熱交換器ユニット　代替原子炉補機冷却水ポンプ（6,7号機共用）	I	○	○	
				大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6,7号機共用）	I	○	○	
			容器	原子炉補機冷却水系サージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	熱交換器ユニット　代替原子炉補機冷却海水ストレーナ（6,7号機共用）	I	○	○	
			主配管	代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）供給側～代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）戻り側	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）供給側～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部	I	○	○	

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	代替原子炉補機冷却系	主配管	代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）戻り側	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系接続口B系（西）供給側～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口B系（西）戻り側	I	○	○	
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	代替原子炉補機冷却系	主配管	原子炉補機冷却水系　残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系　原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				代替原子炉補機冷却系　熱交換器ユニット淡水用5mフレキシブルホース（6,7号機共用）	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　大容量送水車（熱交換器ユニット用）吸込20mホース（6,7号機共用）	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系　熱交換器ユニット海水用10m,25m,50mホース（6,7号機共用）	I	○	○	
	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	G31-F002	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				G31-F003	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				G31-F017	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				G31-F018	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉冷却材浄化系　G31-F001～G31-F003入口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　G31-F003入口合流部～G31-F003	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 ¬7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主配管	原子炉冷却材浄化系　G31-F003～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉圧力容器～G31-F003入口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系ポンプ～原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部～G31-F015	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部～G31-F017	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系　G31-F017～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービン本体	車室，円板，隔板，噴口，翼，車軸並びに管	—*	—*	リード管　N31-F002A,B,C,D～高圧タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスアラウンド管　高圧タービン第9段抽気出口～湿分分離加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスアラウンド管　高圧タービン第9段抽気出口～湿分分離加熱器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスアラウンド管　湿分分離加熱器～N31-F003A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスアラウンド管　N31-F003A,B,C,D,E,F～低圧タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					湿分分離加熱器第1段加熱器加熱蒸気管　高圧タービン第4段抽気出口～N36-F024A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第1抽気管　高圧タービン第6段抽気出口～N36-F002A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第1抽気管　高圧タービン第6段抽気出口～N36-F002A,B　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第2抽気管　クロスアラウンド管～N36-F003A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第2抽気管　クロスアラウンド管～N36-F003A,B　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第3抽気管　低圧タービン第11段抽気出口～N36-F004A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第4抽気管　低圧タービン第12段抽気出口～N36-F005A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					グランド蒸気蒸化器加熱蒸気管　クロスアラウンド管～グランド蒸気蒸化器入口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		調速装置及び非常用調速装置の種類並びに調速装置で制御される主要弁	—*		主蒸気止め弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気加減弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					組合せ中間弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水器	—*		復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	蒸気タービンの附属設備	熱交換器（湿分分離器を含む。）	—*	—*	湿分分離加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		管等	主配管	タービン補助蒸気系	タービン補助蒸気系　蒸気式空気抽出器入口管の安全弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系　N39-F036A,B,C,D～第2段加熱器加熱蒸気減圧弁合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系　第2段加熱器加熱蒸気減圧弁合流部～湿分分離加熱器第2段加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系　第2段加熱器加熱蒸気減圧弁合流部～湿分分離加熱器第2段加熱器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系　N39-F035A,B,C,D～第2段加熱器加熱蒸気減圧弁合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	抽気系	抽気系　クロスアラウンド管～N36-F006A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　クロスアラウンド管～N36-F006A,B レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　湿分分離加熱器の安全弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　N36-F024A,B～湿分分離加熱器第1段加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　N36-F024A,B～湿分分離加熱器第1段加熱器　レジューサ(355.6/267.4)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　N36-F024A,B～湿分分離加熱器第1段加熱器　レジューサ(267.4/216.3)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　グランド蒸気蒸化器入口管　グランド蒸気蒸化器加熱蒸気管～グランド蒸気蒸化器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　グランド蒸気蒸化器入口管　グランド蒸気蒸化器加熱蒸気管～グランド蒸気蒸化器 レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　グランド蒸気蒸化器入口管～グランド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　グランド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　グランド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁～グランド蒸気蒸化器入口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系　N36-F012A,B～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービングランド蒸気系	タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(457.2/406.4)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(406.4/318.5)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(457.2/318.5)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(457.2/355.6)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(355.6/267.4)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(267.4/165.2)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(216.3/—)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管　グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部　レジューサ(165.2/—)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　所内蒸気系～グランド蒸気蒸化器出口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　所内蒸気系～グランド蒸気蒸化器出口管　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	タービングランド蒸気系	タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービンレジューサ(216.3/165.2)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービンレジューサ(165.2/―)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気蒸化器出口管～グランド蒸気管安全弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気管安全弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部～復水器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部～抽気系	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部～抽気系　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　主蒸気止め弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　主蒸気止め弁～復水器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器入口管　低圧タービングランド部～グランド蒸気復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器入口管　低圧タービングランド部～グランド蒸気復水器　レジューサ(267.4/216.3)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器入口管　低圧タービングランド部～グランド蒸気復水器　レジューサ(508.0/457.2)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器入口管　低圧タービングランド部～グランド蒸気復水器　レジューサ(558.8/508.0)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部出口管　高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部出口管　高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管　レジューサ(165.2/―)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部出口管　高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管　レジューサ(318.5/165.2)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部出口管　高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管　レジューサ(267.4/165.2)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　高圧タービングランド部出口管　高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管　レジューサ(457.2/318.5)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～高圧タービングランド部出口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	タービングランド蒸気系	タービングランド蒸気系　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～高圧タービングランド部出口管　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器～グランド蒸気排風機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気復水器～グランド蒸気排風機　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気排風機～N33-F152A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービングランド蒸気系　グランド蒸気排風機～N33-F152A,B　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系	復水器空気抽出系　復水器真空破壊管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器真空ポンプ入口管　復水器出口管～復水器真空ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器真空ポンプ入口管～復水器真空ポンプ入口管の安全弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　起動停止用蒸気式空気抽出器第2段エゼクタ～N21-F124	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器真空ポンプ～復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ～気体廃棄物処理系	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水器空気抽出系　蒸気式空気抽出器の安全弁～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系	復水給水系　復水器～低圧復水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　低圧復水ポンプ～蒸気式空気抽出器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　低圧復水ポンプ～蒸気式空気抽出器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　蒸気式空気抽出器～グランド蒸気復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　グランド蒸気復水器～N26-F001 A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　グランド蒸気復水器～N26-F001 A,B,C　レジューサ(609.6/558.8)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　グランド蒸気復水器～N26-F001 A,B,C　レジューサ(609.6/406.4)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　復水浄化系（復水脱塩装置）～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　補給水系～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系　N21-F099～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第1段加熱器～湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～N22-F036A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～N22-F036A,B,C,D レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第1段加熱器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第2段加熱器～湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第2段加熱器～湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～N22-F040A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～N22-F040A,B,C,D レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第2段加熱器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器湿分分離器～湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器湿分分離器～湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク～N22-F032A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク～N22-F032A,B,C,D レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　グランド蒸気蒸化器ドレンタンク～第3給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　グランド蒸気蒸化器ドレンタンク～第3給水加熱器　レジューサ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　グランド蒸気蒸化器～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第1給水加熱器～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第3給水加熱器～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第4給水加熱器～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第5給水加熱器～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　高圧ドレンタンク～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．3設計・開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7．4調達」の適用業務	備　考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系　低圧ドレンタンク～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第1段加熱器ベント出口管　湿分分離加熱器第1段加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第1段加熱器ベント出口管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～第1段加熱器ベント出口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第2段加熱器ベント出口管　湿分分離加熱器第2段加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第2段加熱器ベント出口管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～第2段加熱器ベント出口管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク～湿分分離加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第3抽気管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水加熱器ドレンベント系　第4抽気管～復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	—*	N36-F001A,B,C,D,E,F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					グランド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					グランド蒸気管安全弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					第2段加熱器加熱蒸気減圧弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					グランド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					グランド蒸気減圧弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					起動用グランド蒸気減圧弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

注記＊：「—」は，該当する系統が存在しない場合，又は実用炉規則別表第二を細分化した際に，該当する機器区分が存在しない場合を示す。