

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

# 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

## 重大事故等対処設備について

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目次

1. 重大事故等対処設備
  - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
  - 2.1 耐震性・耐津波性
    - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
    - 2.1.2 耐震設計の基本方針
    - 2.1.3 耐津波設計の基本方針
  - 2.2 火災による損傷の防止
  - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
    - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
  - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
  - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
  - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
  - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
  - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
  - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
  - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
  - 3.9 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
  - 3.10 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
  - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
  - 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
  - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
  - 3.14 電源設備
  - 3.15 計装設備
  - 3.16 原子炉制御室
  - 3.17 監視測定設備
  - 3.18 緊急時対策所
  - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
  - 3.20 原子炉本体
  - 3.21 原子炉格納施設
  - 3.22 燃料貯蔵施設
  - 3.23 非常用取水設備

- 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）
- 別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について
- 別添資料-3 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について

下線部：今回ご提出資料

## 1. 重大事故等対処設備

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために、「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」（以下、設置許可基準規則という）第三章（重大事故等対処施設）にて定められる重大事故等対処設備として以下の設備を設ける。

- ・第 43 条 アクセスルートを確保するための設備
- ・第 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・第 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・第 51 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・第 52 条 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
- ・第 53 条 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
- ・第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・第 55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・第 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・第 57 条 電源設備
- ・第 58 条 計装設備
- ・第 59 条 原子炉制御室
- ・第 60 条 監視測定設備
- ・第 61 条 緊急時対策所
- ・第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

これらの設備については、新たに重大事故等に対処する機能を付加させた設備に加え、当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）までを含むものとする。

また、設計基準対象施設のうち、想定される重大事故等時にその機能を期待する場合において、上記設備に該当しないものは、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備（以下、重大事故等対処設備（設計基準拡張）という）と位置付け、第 44 条～第 62 条のいずれかに適合するための設備の一部として取り扱うこととする。



## 1.1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備は、常設のものと可搬型のものがあり、それぞれ設置許可基準規則に示される名称を踏まえて以下のとおり分類する。

### (1) 常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの

#### a. 常設重大事故防止設備

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備（重大事故防止設備）のうち、常設のもの。

#### b. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。

#### c. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの。

#### d. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 a. 以外の常設のもの

#### e. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 c. 以外の常設のもの。（ただし、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、本分類に該当する設備はなし。）

#### f. 常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

常設重大事故等対処設備のうち、上記 a. , c. , d. , e. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの。

### (2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの。

#### g. 可搬型重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち可搬型のもの。

#### h. 可搬型重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち可搬型のもの。

#### i. 可搬型重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 g. 以外の可搬型のもの。（ただし、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、本分類に該当する設備はなし。）

#### j. 可搬型重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 h. 以外の可搬型のもの。(ただし、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、本分類に該当する設備はなし。)

k. 可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

可搬型重大事故等対処設備のうち、上記 g., h., i., j. 以外の可搬型設備で、防止又は緩和の機能がないもの。

## 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針

### 2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1-五、43条2-二、三、43条3-三、五、七】

#### 【設置許可基準規則】

##### (重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

七 重大事故防止設備のうち可搬型の上記ものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

#### (解釈)

1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。

- 4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。
- 6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。
- 7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。

#### (1) 多様性、位置的分散

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮する。また、設計基準事故等対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。

自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される外部人為事象については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムを考慮する。また、設計基準事故等対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故等対処設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

a. 常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第三号）

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

常設重大事故防止設備は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。また、常設重大事故防止設備は、地震による使用済燃料プールからの溢水に対して機能を損なわない設計とする。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。



なお、常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当しない常設重大事故対処設備は、共通要因に対して、同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とするか、又は修復性等を考慮し、可能な限りの頑健性を有する設計とする。

さらに、重大事故等対処設備は、共通要因により、重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を損なわないよう、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第五号及び第七号）

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な処置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件については、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管する、又は屋外に保管する場合は、共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しないよう複数の位置に分散して保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、  
「2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は「2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的

事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁波に対して，可搬型重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には，他の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し，閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう，クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，複数有する設計とする。

飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故防止設備は，可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する。

サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。

なお，可搬型重大事故緩和設備並びに可搬型事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しない可搬型重大事故等対処設備は，共通要因により同一の機能を有する設備と同時にその機能を損なうおそれがないように，同一の機能を有する設備と可能な限り多様性，位置的分散を図る設計とするか，又は可能な限りの頑健性を有する設計とする。

さらに，重大事故等対処設備は，共通要因により重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能，燃料冷却機能，格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を同時に損なうおそれがないように，同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限りの多様性，位置的分散を図る設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第3項 第三号）

原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内に適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件については，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能を確実に発揮できる設計とするとも

に、屋内又は建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪、及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上の屋内又は建屋面に複数箇所設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して接続口は、屋内及び建屋面又は建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、電源車の接続については、一つの接続口で可搬型代替交流電源設備と可搬型代替直流電源設備の二つの機能を兼用して使用することから、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。



(2) 悪影響防止（第四十三条 第1項 第五号）

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電気的な影響を含む。）、並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故発生時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止（第四十三条 第2項 第二号）

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

共用する設備は、防火水槽に移送するための海水取水箇所（海水貯留堰、スクリーン室、取水路）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、緊急用高圧母線、緊急用断路器、ガスタービン発電機用燃料タンク、軽油タンク、号炉間電力融通ケーブル、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置、モニタリング・ポスト用発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所関連設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所二酸化炭素吸収装置、負荷変圧器、交流分電盤）、免震重要棟内緊急時対策所関連設備（免震重要棟内緊急時対策所遮蔽、免震重要棟内緊急時対策所（待避室）遮蔽、地震観測装置、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器）、通信連絡設備である。

防火水槽に移送するための海水取水箇所は、6号及び7号炉に必要な取水容量を十分に有しており、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、設計基準対象施設の海水を使用する設備が機能を喪失したプラントの海水取水箇所のみを使用することから、悪影響は及ぼさない。

ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、6号及び7号炉の必要負荷を同時に運転したとしても余裕を持った設計としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつ操作に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、他の施設とは独立した屋外設備であることから、悪影響は及ぼさない。

緊急用高圧母線、緊急用断路器は、6号及び7号炉の必要負荷を同時に運転したとしても、余裕を持った設計としており、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能とし、かつ操作に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。通常時は遮断器を開放することにより、6号炉非常用所内電源系及び7号炉非常用所内電源系の分離を行い、悪影響を及ぼさない設計とする。

ガスタービン発電機用燃料タンクは6号及び7号炉の必要負荷に電力を供給するガスタービン発電機が定格出力にて運転したとしても余裕のある容量としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつガスタービン発電機の長時間運転時において、タンクの給油に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、ガスタ

ービン発電機用燃料タンクはガスタービン発電機以外とは独立した設備であり、ガスタービン発電機使用時には当該設備のみに燃料供給を行うこととし、当該設備不使用时に他設備への燃料供給に使用することから、悪影響は及ぼさない。

軽油タンクは、6号及び7号炉の燃料供給を要する負荷を必要数同時に運転したとしても余裕のある容量としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつ周辺状況に応じた使用タンクの選択を可能にすることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、軽油タンクは設計基準対象施設である非常用 D/G への燃料供給に用いる設備であるが、重大事故等対処設備への燃料供給は非常用 D/G への燃料供給として用いていないタンクを選択して実施することから、悪影響は及ぼさない。

号炉間電力融通ケーブルは、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能にすることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。通常時は物理的に遮断することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置は、重大事故時のプラント状況に応じた運転員の融通、ポンベ操作作業の低減により安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。また、これらの設備は、6号及び7号炉の重大事故時における中央制御室の居住性を考慮した設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は、号炉に関わらず発電所周辺の放射線等を監視するために設置し、監視に必要な仕様としている1～7号炉共用の設計基準対象施設であるモニタリング・ポストに給電するための発電機であり、モニタリング・ポストと同様に号炉に関わらず配備することで、操作に必要な時間・要員を減少させて安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所関連設備及び免震重要棟内緊急時対策所関連設備は、6号及び7号炉で共用することで、必要な情報（相互のプラント状況、緊急時対策要員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上を図ることができることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提として5号炉原子炉建屋内に設置し、プラント監視や操作は中央制御室の盤面器具で維持することから、5号炉の運転管理に悪影響を及ぼすことはない。5号炉の使用済燃料プール内に保管する燃料については、5号炉の運転員が適宜中央制御室にて水位等の監視を行い、必要に応じて注水等の対応を行うことが可能である。また、免震重要棟内緊急時対策所は、他の安全施設を設置する原子炉建屋等とは独立した建屋内に設置することから、悪影響を及ぼすことはない。

通信連絡設備は、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（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図ることができることから、6号及び7号炉で共有する設計とする。また、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉の重大事故等の対処に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

## 2.3.2 容量等【43 条 2 - 一, 43 条 3 - 一】

### 【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

#### 第四十三条

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(解釈)

1 第 1 項から第 3 項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第 37 条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

5 第 3 項第 1 号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。

(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を 1 基あたり 2 セット以上を持つこと。これに加え、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を工場等全体で確保すること。

(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1 負荷当たり 1 セットに、工場等全体で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を加えた容量を持つこと。

(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

#### (1) 常設重大事故等対処設備（第四十三条 第 2 項 第一号）

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系

統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

## (2) 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第一号）

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、必要となるポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンベ容量並びに計測器の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり2セットに加えて、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を発電所全体で確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加えて、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を発電所全体で確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加えて、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

詳細な設備仕様については、「3. 個別機能の設計方針」のうち各設備の「容量等」に示す。



### 2.3.3 環境条件等【43条1-一, 六, 43条3-四】

#### 【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

#### 第四十三条

重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
  - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

- 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

#### (1) 環境条件(第四十三条 第1項 第一号)

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度、使用温度)、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象(地震、風(台風)、積雪の影響)による荷重を考慮する。なお、自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、重大事故等時における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事

故等時に重大事故対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風(台風)、積雪を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、風(台風)及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に依じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

**原子炉建屋**二次格納施設内及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画(フロア)若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風(台風)、積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波により、その機能が損なわない設計とする。周辺機器からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的に影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうことのない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備の設置区画(フロア)の止水対策等を実施する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止」に示す。

(2) 重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第六号）

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計，放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第四号）

可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。



## 2.3.4 操作性及び試験・検査性【43 条 1 - 二, 三, 四, 43 条 3 - 二, 六】

### 【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

#### 第四十三条

重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
  - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
  - 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにおいては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
  - 六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

- 1 第 1 項から第 3 項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第 37 条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにおいては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
- 2 第 1 項第 3 号の適用に当たっては、第 12 条第 4 項の解釈に準ずるものとする。

### (1) 操作性の確保

#### a. 操作性の確実性（第四十三条 第 1 項 第二号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。

（「2.3.3 環境条件等」）操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にて

アウトリガの張り出し又は固縛等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続，フランジ接続又はより簡便な接続方式等，接続方式を統一することにより，確実に接続が可能な設計とする。また，重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は，必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については，その作動状態の確認が可能な設計とする。

b. 系統の切替性（第四十三条 第1項 第四号）

重大事故等対処設備のうち，本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第3項 第二号）

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては，容易かつ確実に接続できるように，ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い，配管は配管径や内部流体の圧力によって，大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い，小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンプ，タンクローリー等については，各々専用の接続方式を用いる。また，発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように，6号及び7号炉とも同一形状とするとともに，同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等，複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第六号）

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の設計とする。

屋外及び屋内において，想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路，又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対して，自然現象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象を考慮し，

外部人為事象として、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備2台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。

津波の影響については、**基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。**

火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。

落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、迂回する又は砕石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、融雪剤の配備等については、『「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料（以下「技術的能力説明資料」という）1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。

なお、屋外アクセスルートに加えて、更なるアクセス性の向上を図るため、自主対策設備として緊急時対策所から保管場所、原子炉建屋へ移動可能な複数のルートを確認する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「技術的能力説明資料 2.0 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として考慮する津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保す

る設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する又は乗り越える。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。

## (2) 試験・検査性（第四十三条 第1項 第三号）

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

### 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」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いう。

(1) ロジックの追加

a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

### 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

#### 3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

重大事故等が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合、原子炉の減圧及び低圧状態（動作可能な低圧注水ポンプにて炉心への注水維持可能な状態）を維持するために必要な数量<sup>\*</sup>の逃がし安全弁を駆動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することで、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以下の設備を設ける。

※逃がし安全弁は、炉心の崩壊熱量が大きな重大事故等発生直後の事象初期においても、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態から復水移送ポンプ注水維持可能な低圧状態まで減圧させる場合は8個（比較的揚程の高い残留熱除去系ポンプを動作させる場合は4個）、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態移行後においては2個を駆動させることで必要な減圧容量を確保可能な設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、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、以下の逃がし安全弁の駆動に必要な措置を講じた設計とする。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（設置許可基準規則解釈の第1項(1) a)

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を駆動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) a)

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置（SRV）を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の駆動が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の駆動が可能な設計とする。

(3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項(2) b)

逃がし安全弁の駆動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスボンベにより全ての逃がし安全弁（18個）への窒素ガス供給が可能な設計とする。



(4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項(2)c))

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態(2Pd)となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、供給圧力を設定する。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(5) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、インターフェイスシステム LOCA 時において、弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(6) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により原子炉の減圧ができない場合に、代替電源により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を復旧することで原子炉を減圧する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 手動（タービンバイパス弁、タービン制御系）による減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用所内電源が健全で、復水器真空が維持できている場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(8) 直流給電車接続による減圧

直流給電車は、可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、直流125V主母線盤に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(9) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系（非常用）との独立性、位置的分散を考慮した系統構成で、高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）からの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし10個の内4個）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁を開操作することができる。

### 3.3.2 重大事故等対処設備

#### 3.3.2.1 逃がし安全弁

##### 3.3.2.1.1 設備概要

逃がし安全弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置された重大事故等対処設備であり、排気は、排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は、バネ式(アクチュエータ付)で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ弁を強制的に開放することができる。アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系(非常用)より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで、確実に逃がし安全弁が作動できる設計とする。なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

なお、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁を手動開操作して原子炉を減圧することが可能な設計とする。

逃がし安全弁及びアキュムレータ(逃がし弁機能用、自動減圧機能用)に関する系統概要図を図3.3-1に、逃がし安全弁の設備概要図を図3.3-2に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-1に示す。

#### (1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、逃がし弁機能用アキュムレータの蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して強制的に開放する。なお、18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有しており、中央制御室からの遠隔手動操作による逃がし弁機能用アキュムレータを用い逃がし安全弁(18個)の強制開操作が可能な設計とする。

なお、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、逃がし弁機能により、中央制御室からの手動操作によって弁を駆動し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

#### (2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダ



りの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。なお、18 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウエル圧力高の両方の信号により、自動減圧機能用アキュムレータの蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。なお、18 個の逃がし安全弁のうち、8 個がこの機能を有しており、インターフェイスシステム LOCA 時等において中央制御室からの遠隔手動操作による自動減圧機能用アキュムレータを用いて逃がし安全弁（8 個）の強制開操作が可能な設計とする。

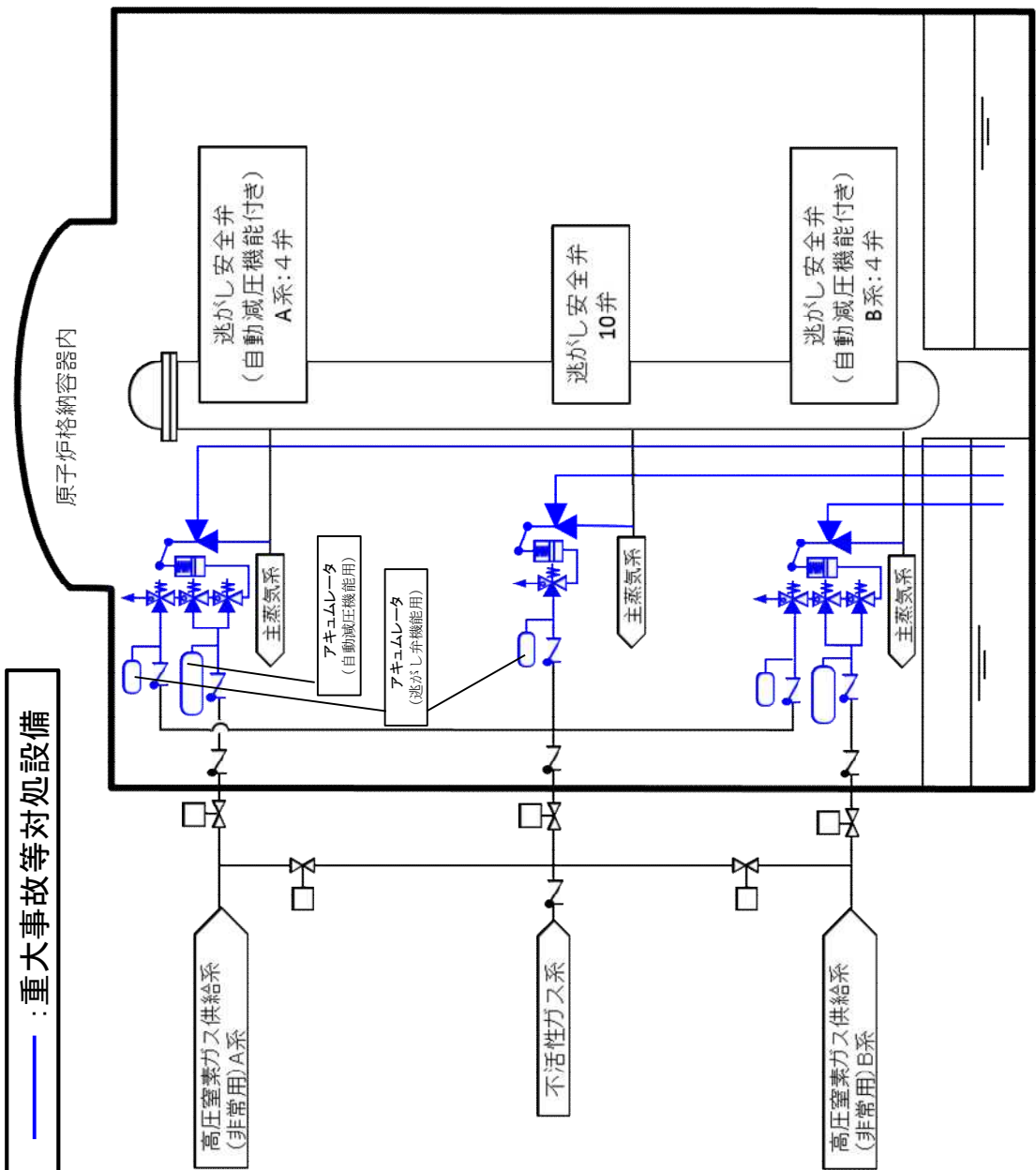
(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な、駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を予め保有することが可能な設計とする。なお、18 個の逃がし弁機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給可能な設計とする。

(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウエル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素圧力を予め保有することが可能な設計とする。なお、8 個の自動減圧機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に窒素供給可能な設計とする。

・電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。  
 ・計装設備については「3.15計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



- : 逃がし安全弁
- : 電磁弁
- : アキュムレータ (逃がし弁機能用) (自動減圧機能用)
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

図 3.3-1 逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）に関する系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

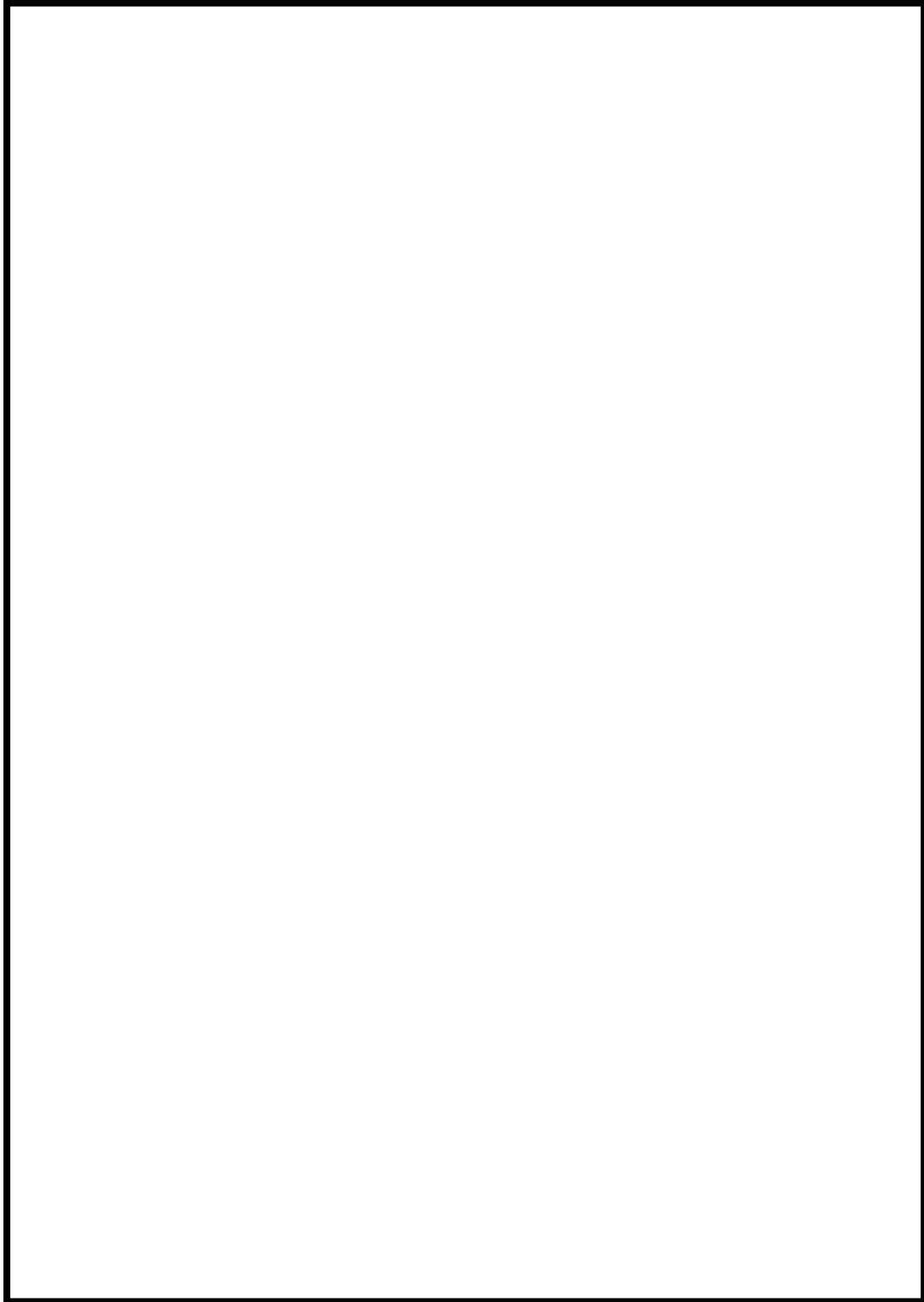


図 3.3-2 逃がし安全弁 設備概要図

表 3.3-1 逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁【常設】 <sup>※1</sup> 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】

※1:6号及び7号炉における逃がし安全弁各18個の内，自動減圧機能を有する弁は，以下の通り

(6号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

(7号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計8個

※2: 単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 逃がし安全弁

型式 : バネ式 (アクチュエータ付)  
 個数 : 18  
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

#### (安全弁機能)

吹出圧力 (MPa)	弁個数	容量／個 (吹出圧力×1.03 において) (t/h)
7.92	2	395
7.99	4	399
8.06	4	402
8.13	4	406
8.19	4	409

#### (逃がし弁機能)

吹出圧力 (MPa)	弁個数	容量／個 (吹出圧力において) (t/h)
7.51	1	363
7.58	1	367
7.64	4	370
7.71	4	373
7.78	4	377
7.85	4	380

#### (2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

種類 : 横置円筒形  
 個数 : 18  
 容量 : 約 15L/個  
 最高使用圧力 : 1.77MPa  
 最高使用温度 : 171℃  
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

#### (3) 自動減圧機能用アキュムレータ

種類 : 横置円筒形  
 個数 : 8  
 容量 : 約 200L/個  
 最高使用圧力 : 1.77MPa  
 最高使用温度 : 171℃  
 取付箇所 : 原子炉格納容器内

### 3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，原子炉格納容器内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-2に示す設計とする。

想定される重大事故等の環境下のうち，原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（2Pd）となった場合においても，確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力を設定する。また，原子炉格納容器スプレイを併用することにより，原子炉格納容器内の雰囲気温度が逃がし安全弁の最高使用温度を超えないようにする。

(46-3-8, 9, 20, 21)

表3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度 <sup>*</sup> ，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

<sup>\*</sup>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には，逃がし安全弁の環境条件のうち，温度の条件を緩和するため，代替格納容器スプレイを実施する。ただし，仮に代替格納容器スプレイを実施しない場合であっても，評価上，原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間，逃がし安全弁は原子炉の減圧機能を維持可能な設計とする。逃がし安全弁の操作は，中央制御室から操作可能な設計とする。

(46-3-4, 16)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

また、アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）については、操作不要な設計とする。以下の表 3.3-3 に操作対象機器を示す。

(46-3-4, 16)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁	弁閉⇒弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁は、表 3.3-4 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験、漏えい検査及び分解検査が可能とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

機能・性能試験として、安全弁機能検査、安全弁検査、逃がし弁機能検査、自動減圧機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として、窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定し、その吹出し圧力が許容範囲内にあることを確認し、また、窒素ガスにより、弁の入口側を加圧し、規定圧力で保持後、弁座からの漏えい

量を確認することが可能な設計とする。

安全弁検査として、吹下りに影響する調整装置の設定値が規定の位置に設定されていることを確認し、また、吹出し圧力が許容値内であることを確認することが可能な設計とする。

なお、弁座漏えい量が規定値内であることが確認できるとともに、中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い、「全開」から「全閉」、並びに「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として、圧力スイッチの動作に必要な圧力を加え、圧力スイッチが動作したときの動作値が許容範囲内であることを確認し、逃がし弁動作信号を模擬的に発信、復旧させることにより、逃がし安全弁が「全開」及び「全閉」することが確認可能な設計とする。

自動減圧機能検査として、自動減圧系を作動させ、逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて逃がし安全弁部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、プラント停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならないこととする。

(46-5-2～17)

表 3.3-4 逃がし安全弁の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	安全弁機能による作動確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認 弁本体、弁座からの漏えいの確認
	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査及び目視により確認
	外観検査	逃がし安全弁外観の確認

アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）は、表 3.3-5 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験、外観検査が可能とし、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。



アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）の漏えいの有無の確認を行うことが可能な設計とする。

アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.3-5 アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）からの漏えいの確認
	外観検査	アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）外観の確認

なお，アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，多重性を備えた機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，プラント停止中における検査を行う際，接近性を考慮した必要な空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）は，本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり，使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(46-4-4～6)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）は, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(46-3-8, 9, 20, 21, 46-4-4~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は, 表 3.3-6 に示すように原子炉格納容器内に設置されている設備であるが, 中央制御室から操作可能な設計とする。

アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）については, 操作不要な設計とする。また, アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合でも, 高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンプにより全ての逃がし安全弁（18 個）への窒素ガス供給が可能であり, アキュムレータ（逃がし弁機能用, 自動減圧機能用）の復旧作業が不要な設計とする。

(46-3-4, 16, 46-4-4)

表 3.3-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁	原子炉格納容器内	中央制御室

### 3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、十分な吹出能力を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

また、**アキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、逃がし安全弁の開動作に十分な供給窒素を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(46-6-2～6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁**及びアキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁**及びアキュムレータ（逃がし弁機能用、自動減圧機能用）**は、

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、重大事故等により動作が必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を設置することにより、多重性を持った設計とする。また、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉格納容器内に設置することにより、外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれる恐れがない設計とする。

また、逃がし安全弁は逃がし弁機能と自動減圧機能の異なる2種類の開操作機能があり、逃がし弁機能と自動減圧機能には独立した複数の駆動用窒素供給源、駆動電源及び操作系を確保することで、可能な限り多様性を持った設計とする。

逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、表 3.3-7 に示す。  
(46-3-8, 9, 20, 21, 46-4-4~6)

表 3.3-7 多様性又は多重性、位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)							
	逃がし安全弁							
	逃がし弁機能 (18 個) ※1				自動減圧機能 (8 個) ※1			
駆動用窒素供給源	逃がし弁機能用アキュムレータ (18 個)				自動減圧機能用アキュムレータ (8 個)			
	原子炉格納容器内				原子炉格納容器内			
駆動電源	常設直流電源設備 (蓄電池)	常設代替直流電源設備 (AM 用蓄電池)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	常設直流電源設備 (蓄電池)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	逃がし安全弁用可搬型直流蓄電池
	コントロール建屋	原子炉建屋	屋外	屋外	コントロール建屋	屋外	屋外	原子炉建屋
操作系	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	原子炉建屋

※1 : 6 号及び 7 号炉における逃がし安全弁各 18 個の内、自動減圧機能を有する弁は、以下の通り

(6 号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

(7 号炉) B21-N0-F001A, C, F, H, L, N, R, T 計 8 個

### 3.3.2.2 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

#### 3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁を作動させることを目的として回路を設けるものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける構成とする。原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し作動回路を2 out of 3論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。なお、**重大事故等時において**原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。

表 3.3-8 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【常設】 自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	原子炉圧力【常設】，原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位【常設】，原子炉水位（SA）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を図 3.3-3 に以下に示す。

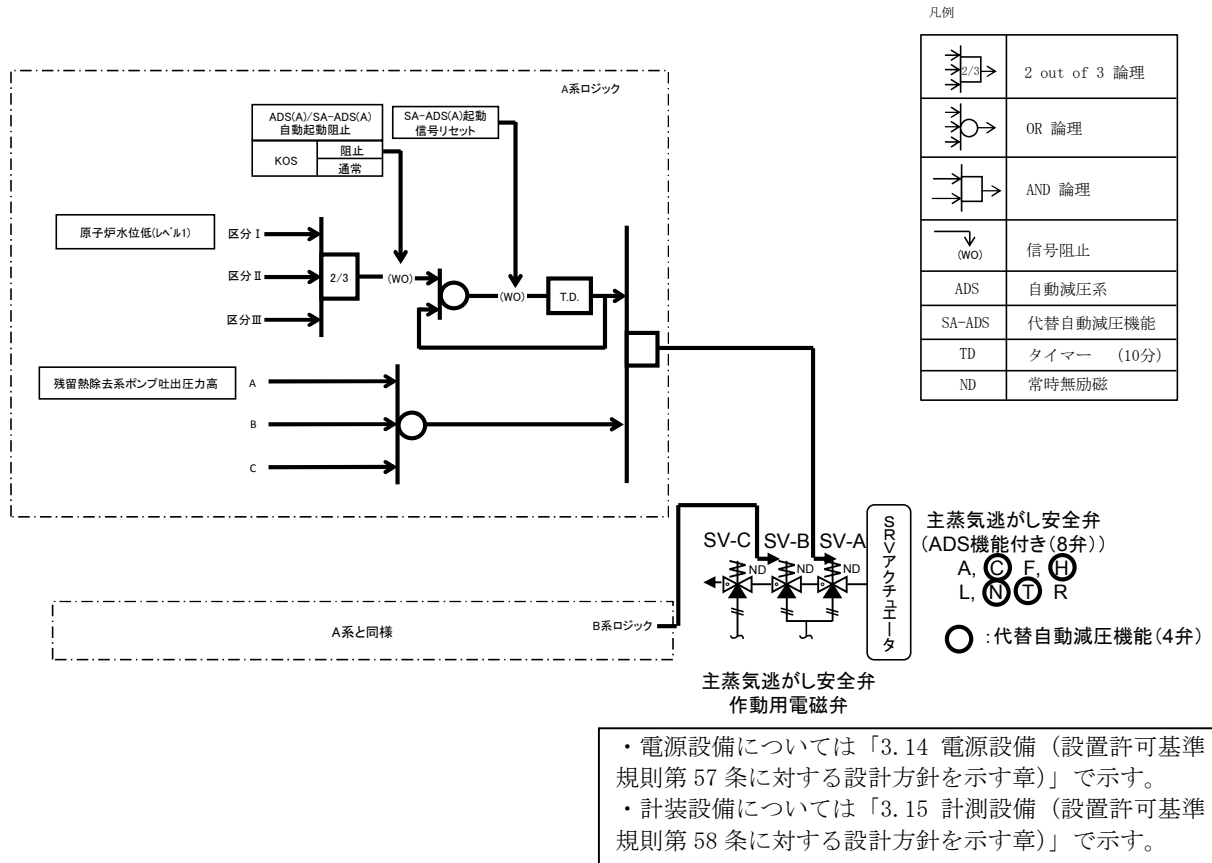


図 3.3-3 代替自動減圧機能説明図

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、以降、代替自動減圧機能という。



### 3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、中央制御室及び二次格納施設内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の中央制御室及び二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-9に示す設計とする。

(46-3-2, 3, 14, 15, 26)

表 3.3-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	中央制御室及び二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

##### (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。原子炉水位低（レベル 1）の検出器を多重化し作動回路を 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、**過大な出力変動等**によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。模擬入力による機能確認としてロジック回路動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）が可能な設計とする。また、性能の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

(46-5-18～20)

表 3.3-10 代替自動減圧機能の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 タイマーの確認 ロジック確認（阻止スイッチの機能確認を含む）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系とは別の制御盤に収納することで悪影響を与えない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル 1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、ロジック回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(46-11-2~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

また、自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室から操作可能な設計とする。

### 3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定として、「原子炉水位低（レベル1）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁（4個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。

(46-6-7)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

また、代替自動減圧機能のロジック回路は、アナログ回路であるが、自動減圧系機能のロジック回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで自動減圧系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(46-11-2～6)

### 3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

#### 3.3.2.3.1 設備概要

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも、AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8個）の駆動が可能な設計とする。可搬型直流電源設備として、電源車を配備する。

電源車は、代替所内電気設備へ接続することにより、AM用MCCを經由し復水移送ポンプ等に電源供給しつつ、AM用直流125V充電器を經由し、24時間にわたり逃がし安全弁等、重大事故等の対応に必要な直流設備へ電源供給できる設計とする。また、軽油タンクより、タンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（2個）の駆動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有する設計とする。

重大事故等対処設備一覧を表 3.3-11 に示す。



表 3.3-11 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する  
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備 <sup>※1</sup>	電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 AM用切替装置（SRV）【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
附属設備	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用直流125V蓄電池【常設】
燃料源	軽油タンク【常設】
燃料流路	タンクローリ（4kL）【可搬】 軽油タンク予備ノズル・弁【常設】
燃料補給先	電源車【可搬】
交流電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】 緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流125V充電器電路【常設】 電源車～AM用動力変圧器電路【可搬】 AM用動力変圧器～AM用直流125V充電器電路【常設】
直流電路	AM用直流125V充電器～AM用切替装置（SRV）電路【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池～駆動回路電路【可搬】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

主要設備のうち、電源車及びAM用直流125V充電器については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式	: リチウムイオン電池
個数	: 2 (1/プラント) (予備 1 (6号及び7号炉で共用))
容量	: 2072Wh
電圧	: 135V
使用箇所	: 原子炉建屋地下1階
保管場所	: 原子炉建屋地下1階

#### (2) 可搬型代替交流電源設備 (電源車) (6号及び7号炉で共用)

エンジン	
個数	: 4 (2/プラント) (予備 5)
使用燃料	: 軽油
発電機	
個数	: 4 (2/プラント) (予備 5)
種類	: 横軸回転界磁 3 相同期発電機
容量	: 約 500kVA/台
力率	: 0.8
電圧	: 6.9kV
周波数	: 50Hz
取付箇所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

#### (3) AM 用直流 125V 充電器

個数	: 1
電圧	: 125V
容量	: 約 300A
取付箇所	: 原子炉建屋地上 4 階

#### (4) AM 用切替装置 (SRV)

個数	: 一式
取付箇所	: コントロール建屋地上 2 階

なお、上記 (2)、(3) の電源設備の詳細については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

### 3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋の二次格納施設外に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-12 に示す設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，中央制御室に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の中央制御室の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-11 に示す設計とする。

また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続場所である原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

(46-3-10, 22, 27)

表 3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外は、十分な作業空間を確保する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、一般的に用いられる工具（ドライバー等）を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪の設置により運搬、移動ができるとともに、設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてボルト固定により転倒対策が可能な設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は、中央制御室の制御盤内の切替装置にて手動による操作が可能な設計とする。切替装置は誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(46-3-10, 22, 27, 46-4-3)

表 3.3-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続	原子炉建屋の二次格納施設外	接続操作
	スイッチ操作 OFF⇒ON (逃がし安全弁閉⇒開)		スイッチ操作
AM 用切替装置 (SRV)	切⇒入 (AM 用直流 125V 充電器側)	中央制御室	切替装置操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、表 3.3-14 に示すようにプラント運転中又は停止中に外観検査及び電圧測定が可能な設計とする。

(46-5-23)

表 3.3-14 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	電圧の確認

AM 用切替装置 (SRV) は、表 3.3-15 に示すようにプラント停止中に外観検査、機能・性能検査が可能な設計とする。

性能の確認として、電気回路の絶縁抵抗に異常がないことを確認する。

(46-5-21, 22)

表 3.3-15 AM 用切替装置 (SRV) の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	AM 用切替装置 (SRV) の性能 (絶縁抵抗) 確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接

続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.3-4 に原子炉建屋の二次格納施設外での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放のタイムチャートを示す。

図 3.3-5 に可搬型直流電源設備からの供給による逃がし安全弁解放のタイムチャートを示す。

(46-4-3, 46-7-2, 3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50	60	70								
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放 55分														
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放	中央制御室運転員 A, B	2			電源確認、通信手段確保									原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。		
					可搬計測器接続											
	現場運転員 C, D	2			移動、系統構成								減圧確認			
	現場運転員 E, F	2													減圧操作開始	

図 3.3-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放のタイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)												備考						
		10分	20分	30分	40分	50分	1	2	3	4	5	6	7		8	9	10	11	12	
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放 35分						可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 ※ 8時間35分												
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	中央制御室運転員 A, B	2			通信手段確保														原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。	
					可搬計測器接続															
					電源切替															
					減圧確認															
	現場運転員 C, D	2			移動、系統構成															
現場運転員 E, F	2																			
緊急時対策要員	6																			

※ガスタービン発電機及び電源車によるAM用MCC 7B受電の内、最長時間である6時間15分及びAM用充電器受電時間を2時間20分とし、8時間35分で継続供給可能である。

図 3.3-5 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁解放のタイムチャート

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.3 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置 (SRV) は、通常時に接続先



の系統と分離すること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてボルト固定により転倒対策を実施することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置（SRV）は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外及び中央制御室に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-10, 22, 27)

表 3.3-16 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
AM 用切替装置 (SRV)	中央制御室	中央制御室

### 3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁(8個)の駆動が可能な設計とする。

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

AM用切替装置(SRV)は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

AM用切替装置(SRV)を切り替えることで、可搬型直流電源設備からの電源供給による逃がし安全弁の駆動は、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及び直流125V蓄電池Bからの電源供給による逃がし安全弁の駆動と異なる電源及び電路で構成されており、多様性を有する設計とする。

(46-4-3)

### 3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを、6号炉、7号炉それぞれ1セット1個使用する。保有数は1セット1個に、故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として1個（6号及び7号炉共用）を分散して保管する設計とする。

(46-6-8)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具（ドライバー等）を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(46-4-3, 46-7-2, 3)

#### (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

##### (i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく, 原子炉建屋の二次格納施設外から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は, 線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である, 原子炉建屋の二次格納施設外で操作可能な設計とする。

(46-3-10, 22)

(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)

(i) 要求事項

地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 津波, その他自然現象による影響 (風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象) 及び外部人為事象 (近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス) に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に保管する。

また, 直流125V蓄電池A, 直流125V蓄電池A-2, 直流125V蓄電池B及びAM用直流125V蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(46-3-10~13, 22~25, 46-8-3, 5)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は、津波、その他自然現象による影響（風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災、降水、生物学的事象）及び外部人為事象（近隣工場等の火災又は爆発、有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に確保し、地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確認する設計とする。

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9-6, 7)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池と位置的分散を図る設計とする。

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン蓄電池であるが、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2、直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池は鉛蓄電池であり、多様性を有する設計とする。

(46-3-10～13, 22～25, 46-4-3, 46-8-4, 7)

### 3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

#### 3.3.2.4.1 設備概要

逃がし安全弁の駆動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

本システムは、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、高圧窒素ガスポンプ及び高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により高圧窒素ガスポンプの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁及び逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のアクチュエータのピストンへ供給する。なお、高圧窒素ガス供給系（非常用）の各系列には使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンプが設置されており、ポンプ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンプの切り替え又は交換が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統概要図を図3.3-6に、重大事故等対処設備一覧を表3.3-17に示す。



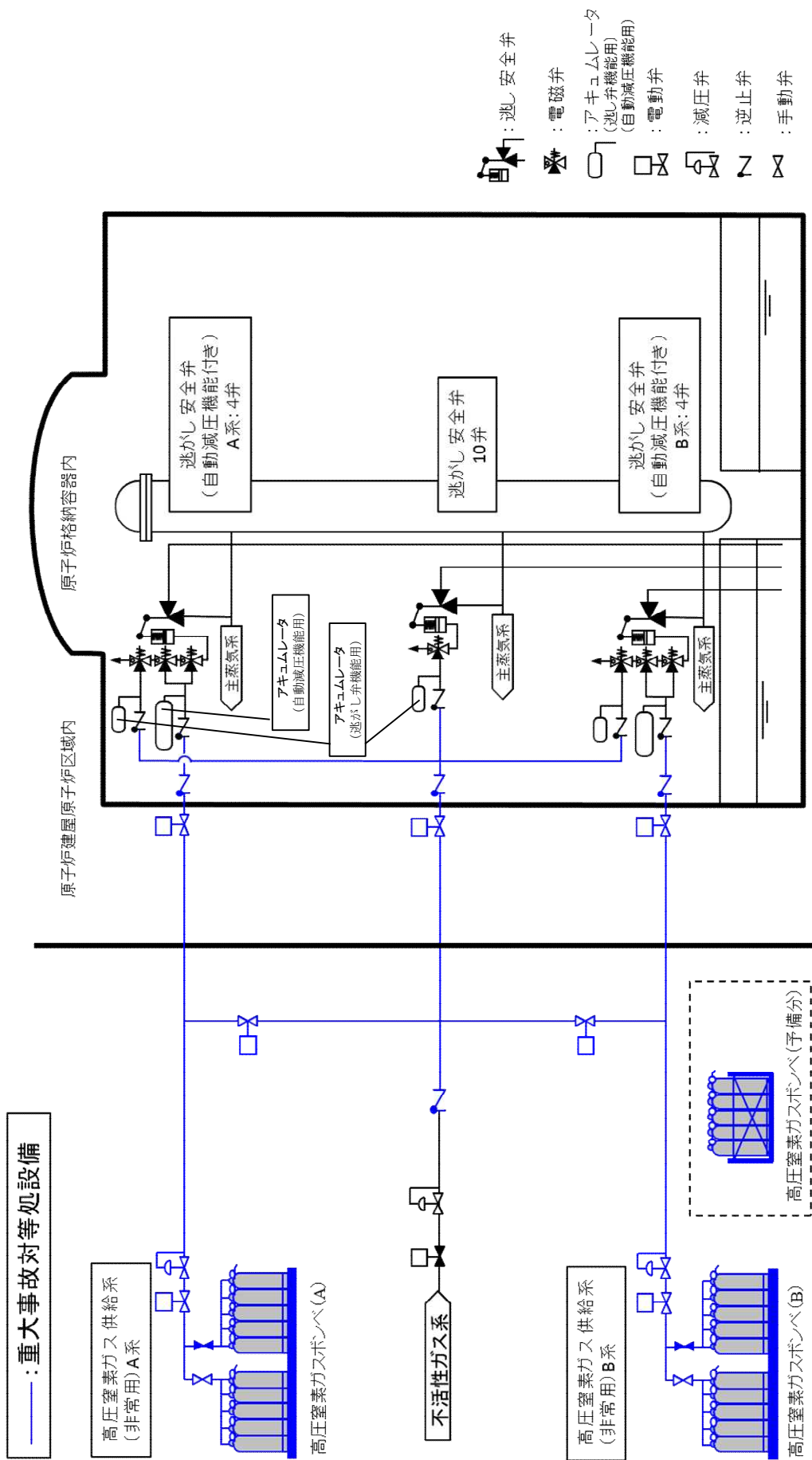


図 3.3-6 高圧窒素ガス供給系 (非常用) 系統概略図

表3.3-17 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する  
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスポンベ【可搬】
付属設備	—
水源（水源に関する流路， 電源設備を含む）	—
流路	高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

### 3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧窒素ガスポンベ

- 個数 : 5（予備 20）
- 容量 : 約 47L/本
- 充填圧力 : 約 15MPa
- 使用箇所 : 原子炉建屋地上 4 階
- 保管場所 : 原子炉建屋地上 4 階

### 3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の二次格納施設外に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-18 に示す設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、高圧窒素ガスポンベ設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

(46-3-5, 6, 17, 18)

表 3.3-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

##### (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上、原子炉建屋の二次格納施設外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外は、十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換作業は、一般的に用いられる工具(スパナ等)及び専用工具(ポンベ開閉ハンドル(ポンベコック操作))を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

また、高圧窒素ガスポンベの接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A~D, HPIN窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A~V (I, 0 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁, 7号炉においてHPIN窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A~D, HPIN窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A~V (I, 0 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁)は、一般的に用いられる工具(スパナ等)及び専用工具(ポンベ開閉ハンドル(ポンベコック操作))を用いて操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外にてポンベラックによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及びHPIN常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉においてHPIN非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及びHPIN常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B)は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、ハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

(46-3-5, 7, 17, 19, 46-4-4~6)

表 3.3-19 操作対象機器

機器名称 <sup>※1</sup>	状態の変化	操作場所	操作方法
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外	手動操作
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外	手動操作
高圧窒素ガスボンベ	予備品と交換	原子炉建屋の二次格納施設外	切替作業 交換作業

※1：機器名称は7号炉を代表として記載

※2：高圧窒素ガスボンベの切り替え及び交換を行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4-5, 6 に示す

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、表 3.3-20 に示すようにプラント停止中に機能・性能試験，プラント運転中に高圧窒素ガスボンベの外観検査が可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，高圧窒素ガスボンベは，規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

表 3.3-20 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認
運転中	外観検査	ボンベ外観の確認 規定圧力の確認

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベは，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行えるとともに，規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-24, 25)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

なお、切り替えを行うため、系統に必要な弁等を設ける設計としており、高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（6 号炉は HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及び HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7 号炉は HPIN 非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及び HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B）は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、ハンドル操作にて速やかに切り替えが可能な設計とする。

系統構成を行うための弁操作に要する時間は 15 分程度を想定する。

逃がし安全弁への窒素供給に伴う作業について、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章）」に示す。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁（6 号炉において HPIN 窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A～D, HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A～V（I, 0 除く）及び HPIN 窒素ガスポンベ元弁, 7 号炉において HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A～D, HPIN 窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A～V（I, 0 除く）及び HPIN 窒素ガスポンベ元弁）は、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて速やかに切り替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために要する作業時間は、1 時間程度を想定する。

高圧窒素ガスポンベによる駆動源確保について、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章）」に示す。

(46-3-6, 7, 18, 19, 46-7-4, 5)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考		
				10	20	30	40	50	60	70								
				ドライウエル入口圧力低警報発生 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保														
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保															
	現場運転員 C, D	2	窒素ガス供給確認															
				移動、ライン切替														

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考		
				10	20	30	40	50	60	70								
				窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 60分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保														
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員 C, D	2	移動、ポンベ切替															
	現場運転員 E, F	2	ポンベ交換															
				リークチェック														

図 3.3-7 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保のタイムチャート

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 3 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、弁（6号炉はHPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉はHPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B）の閉操作及び弁（6号炉はHPIN 非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B, 7号炉はHPIN 非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B）の開操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能な設計とする。

(46-4-4~6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。



(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベ及び操作対象弁(6号炉はHPIN非常用窒素ガス供給元弁 P54-M0-F018A, B 及びHPIN常用非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F027A, B, 7号炉はHPIN非常用窒素ガス供給弁 P54-M0-F003A, B 及びHPIN常用・非常用窒素ガス連絡弁 P54-M0-F012A, B)は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行うために必要な操作対象弁(6号炉においてHPIN窒素ガスポンベラック元弁 P54-F017A~D, HPIN窒素ガスポンベ付属止め弁 P54-F016A~V (I, O 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁, 7号炉においてHPIN窒素ガスポンベ出口元弁 P54-F002A~D, HPIN窒素ガスポンベ出口弁 P54-F001A~V (I, O 除く) 及びHPIN窒素ガスポンベ元弁)は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-6, 7, 18, 19)

表 3.3-21 操作対象機器設置場所

機器名称 <sup>※1</sup>	設置場所	操作場所
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外
高圧窒素ガスポンベ	原子炉建屋の二次格納施設外	原子炉建屋の二次格納施設外

※1：機器名称は7号炉を代表として記載

※2：高圧窒素ガスポンベの切り替え及び交換を行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4-5, 6 に示す

### 3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備であるアキュムレータが有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素ガス供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスポンベの本数は、必要となる容量等を有する本数を6号及び7号炉それぞれ1セットに加え、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を1セット以上確保することで基準に適合させる。

(46-6-9～13)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、専用の接続方式として袋ナットを用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。

高圧窒素ガスポンベの接続にあたっては、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋の二次格納施設外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管することとする。

また、接続口について、6号及び7号炉とも同一形状、同口径とし、複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。

(46-4-4～6, 46-7-4, 5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等に」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、高圧窒素ガス供給系（非常用）が A 系、B 系独立した 2 系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋の二次格納施設外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-3-5, 17)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、原子炉建屋の二次格納施設外に設置し、想定される重大事故等が発生した場合においても、高圧窒素ガスポンベの予備品との交換、及び常設接続口との接続が可能な設計とする。

(46-3-5, 17)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは, 津波, その他自然現象による影響 (風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象) 及び外部人為事象 (近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス) に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に保管する。

また, 設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用) と原子炉格納容器内外で位置的分散を図るとともに, 複数箇所に保管及び設置する設計とする。

(46-3-5, 17, 46-8-2, 5)

(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベの運搬経路は, 津波, その他自然現象による影響 (風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 降水, 生物学的事象) 及び外部人為事象 (近隣工場等の火災又は爆発, 有毒ガス) に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に確保し, 地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確認する設計とする。

なお, 溢水等に対しては, アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし, 運用については, 「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に, 火災防護については, 「2.2 火災による損傷の防止 (設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

(46-9-2~6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のもは, 共通要因によって, 設計基準事故対処設備の安全機能, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じた

ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋の二次格納施設外に設置し, 設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用) と同時に機能を損なうおそれがないように, 可能な限り設計基準事故対処設備であるアキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用) と多様性又は多重性, 位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性, 位置的分散について, 表 3.3-22 に示す。

(46-3-5, 9, 17, 21, 46-4-4~6, 46-8-2, 4)

表 3.3-22 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁
	18 個	18 個
	原子炉格納容器内	
駆動用窒素	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
	8 個	5 本 (予備 20 本)
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	—
	18 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋の二次格納施設外

### 3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

##### 3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は、インターフェイス LOCA 発生個所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材流出を防止する目的として設置するものである。

本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり、プラント運転中に接続箇所の電動弁の開閉試験を実施する高圧炉心注水系 B 及び C の 2 つの独立した注水ラインに、それぞれ 1 台の構成とする。

インターフェイス LOCA は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお、逃がし安全弁による原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-8 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-23 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

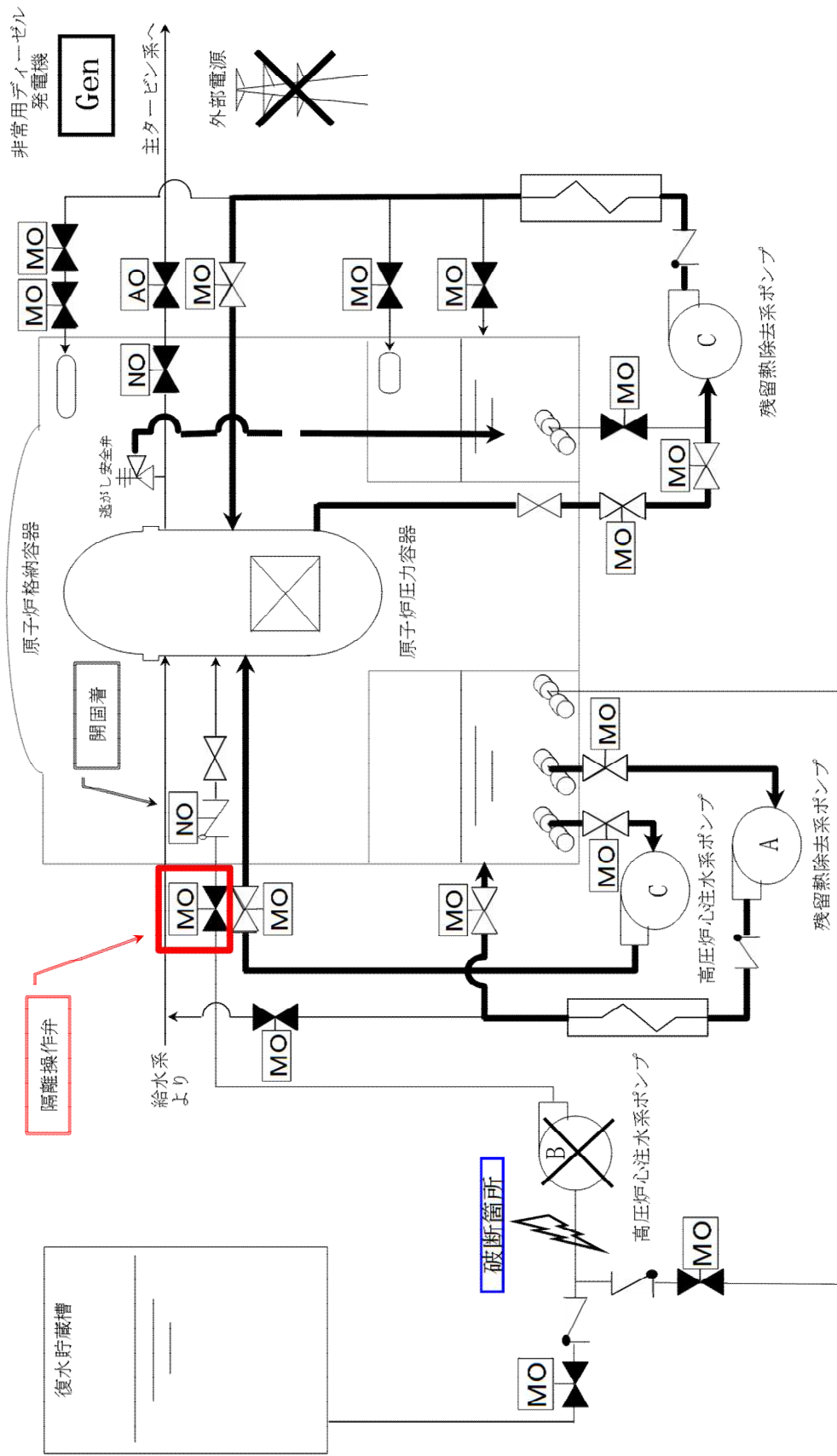


図 3.3-8 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図



表 3.3-23 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁に関する重大事故等対処設備  
(設計基準拡張) 一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心注水系注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備	—

### 3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 高圧炉心注水系注入隔離弁

最高使用圧力：11.77MPa

最高使用温度：302℃

個数：2

取付箇所：原子炉建屋 1 階

### 3.3.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁については、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-24 に示す設計とする。

表 3.3-24 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は，発電用原子炉の運転中に機能・性能試験を，また停止中に分解検査を実施可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備」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いう。

(1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため，常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

### 3.4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

#### 3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系の機能が喪失した場合においても、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設備として、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）を設ける。

##### (1) 低圧代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a))

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、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、可搬型重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）又は海水を水源として原子炉へ注水する設計とする。

##### (2) 低圧代替注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b))

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、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、常設重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる復水貯蔵槽を水源として原子炉へ注水する設計とする。

##### (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性、独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項(1)c))

上記（1）及び（2）の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級））、駆動源（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備（電源車））、冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また、原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており、常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替交流電源設備については、屋外に保管し、屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし、残留熱除去系（低圧注水モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については3.4.2.1.3項及び3.4.2.2.3に詳細を示す。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）は、冷却材喪失事故時において、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、原子炉停止後、炉心崩壊熱、原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して、原子炉を冷却する機能を有する。また、動的機器の単一故障を仮定した場合でも冷却材を低温まで冷却可能な設計である。冷却材は原子炉圧力容器から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻される。

(6) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

原子炉補機冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器に注水するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が喪失し、残留熱除去系（A）注入ライン又は残留熱除去系（B）注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプを用いて残留熱除去系洗浄水弁（C）を経由する残留熱除去系（C）注入ライン等の他系の残留熱除去系配管、又は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁を経由する高圧炉心注水系配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

(8) 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用

い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(9) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、技術的能力審査基準への適合のため、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(10) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、復水移送ポンプで原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

(11) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。

なお、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の自主対策設備として、以下を整備する。

(12) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、ディーゼル駆動消火ポンプで原子炉圧力容器に注水する消火系により残存溶融炉心を冷却する。

### 3.4.2 重大事故等対処設備

#### 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

##### 3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備（電源車）等）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽等、流路である復水補給水系、残留熱除去系、給水系、高圧炉心注水系の配管、弁、スパージャ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプで注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本システム全体の概要図を図 3.4-1、本システムに関する重大事故等対処設備を表 3.4-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する。

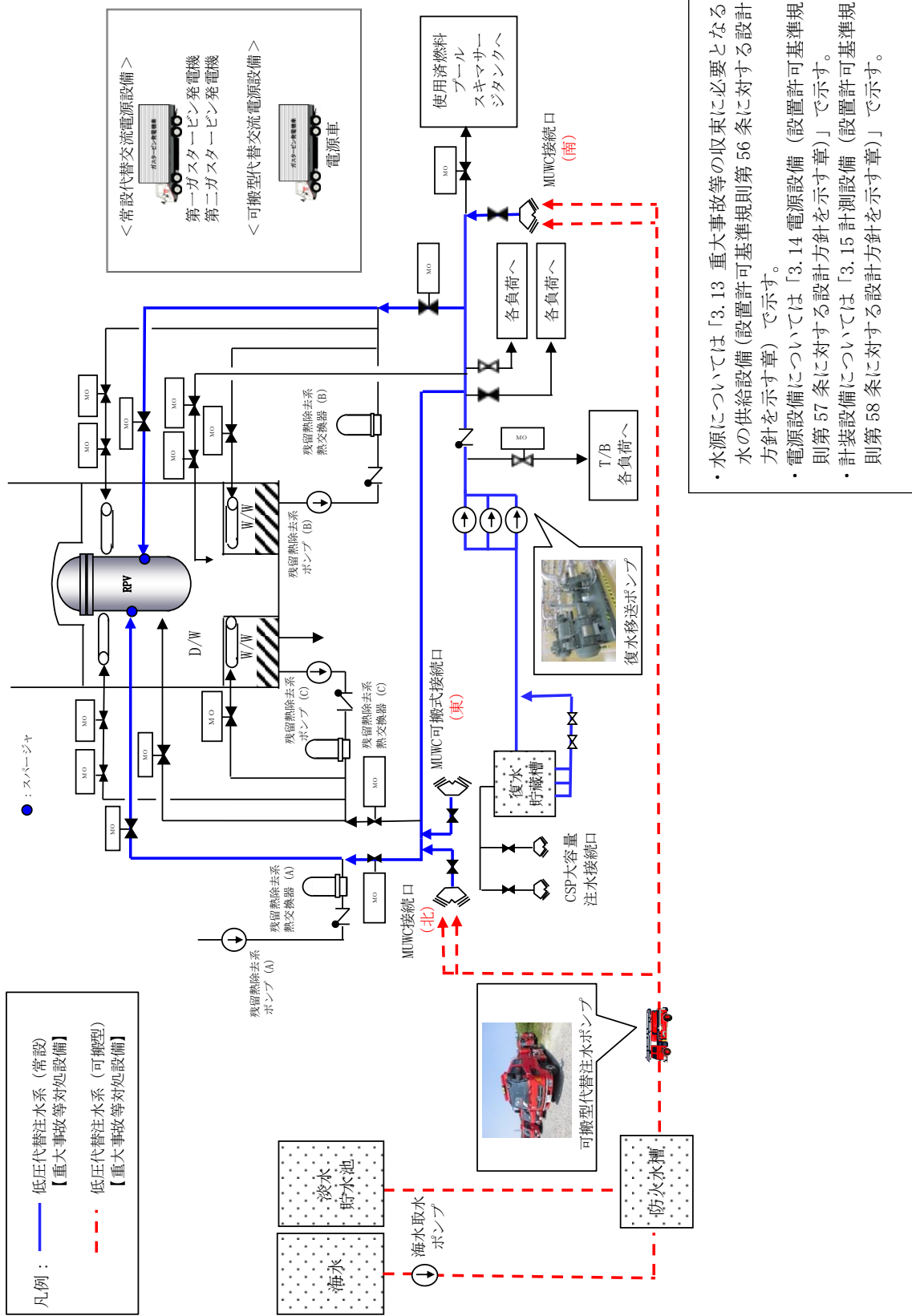
復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ（B）及び（C）は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機並びに可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して供給できる設計とする。復水移送ポンプ（A）は、通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から供給しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ（A）の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電気設備である AM 用 MCC から供給できる設計とする。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。

本システムの操作にあたっては、中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切り替え操作を含む）によりシステム構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。

また、海水を使用する場合は防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、可搬型代替交流電源設備である電源車、移動式変圧器、海水取水ポンプを組み合わせ、防火水槽へ海水を移送する。また、そこから可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口より復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。





- ・ 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備(設置許可基準規則第56条)に対する設計方針を示す章」で示す。
- ・ 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条)に対する設計方針を示す章」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備(設置許可基準規則第58条)に対する設計方針を示す章」で示す。

図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図

表 3.4-1 低圧代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源※ <sup>1</sup> (水源に関する 流路, 電源設備 を含む)	<p>復水貯蔵槽【常設】</p> <p>上記水源への補給のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】</p> <p>ホース【可搬】</p> <p>CSP 外部補給配管・弁【常設】</p> <p>淡水貯水池から防火水槽への移送ホース【可搬】</p> <p>海水取水箇所（取水路）【常設】</p> <p>海水ホース【可搬】</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ（4kL）【可搬】</p>
流路	復水補給水系・残留熱除去系・給水系・高圧炉心注水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※ <sup>2</sup>	<p><b>常設代替交流電源設備</b></p> <p>第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ（16kL）【可搬】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b></p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b></p> <p>緊急用高圧母線【常設】</p> <p>緊急用断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置【常設】</p> <p>AM 用動力変圧器【常設】</p> <p>AM 用 MCC【常設】</p> <p>AM 用切替盤【常設】</p> <p>AM 用操作盤【常設】</p> <p>非常用高圧母線 C 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 D 系【常設】</p>
計装設備※ <sup>3</sup>	<p>原子炉水位（S A）【常設】</p> <p>復水補給水系流量（原子炉圧力容器）【常設】</p> <p>復水移送ポンプ吐出圧力【常設】</p>

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

- ※2：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。  
電源設備については「3.14 電源設備」で示す。
- ※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性、位置的分散

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.4-2 で示す通り多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ（A）、（B）及び（C）と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用することで、残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については、残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作も可能とすることにより、電源設備の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

残留熱除去系と低圧代替注水系（常設）の独立性については、表 3.4-3 で示す通り地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、配管、スパージャ等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から残留熱除去系洗浄水弁に繋がる配管との分岐部まで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。

ただし、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）が故障した場合でも、自主対策設備として他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水を整備している。

なお、電源設備及び電路については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

表 3.4-2 多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下3階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下2階	
駆動用 空気	不要	不要	
潤滑油	不要 (内包油)	不要	
冷却水	原子炉補機冷却系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 (自滑水)	
駆動電源	非常用ディーゼル 発電機	常設代替交流電源 設備 (第一ガスタ ービン発電機及び 第二ガスタービン 発電機)	可搬型代替交流電 源設備 (電源車)
	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン建屋南側及び荒 浜側常設代替交流電源設備設置場所)	

表 3.4-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (A) (B) (C) (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。

### 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.4.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、6号炉、7号炉ともに廃棄物処理建屋地下3階に設置している設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表3.4-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、中央制御室の復水移送ポンプ操作スイッチから遠隔操作可能である。

(47-3-2~4)

表 3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建屋で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成として、残留熱除去系洗浄水弁（A）又は（B）の全開操作を実施し、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）を全開とすることで原子炉注水を行う。以上のことから、低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁（A）及び（B）については、中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし、残留熱除去系注入弁（A）及び（B）は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能である。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ及び原子炉建屋地上 3 階 AM 用操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(47-3-2～11, 47-4-1, 2, 5, 6)

表 3.4-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（C）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁（A）	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁（B）	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁（A）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁（B）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作



(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）での復水移送ポンプは、表 3.4-6 に示すように運転中に機能・性能試験，弁動作試験を，また，停止中に機能・性能試験，弁動作試験と分解検査，外観検査が可能である。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプは，プラント停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車）の状態を確認する分解検査が可能である。

また，プラント運転中，プラント停止中に，復水貯蔵槽を水源とし，復水移送ポンプを起動させ，サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで，低圧代替注水系（常設）の機能・性能及び漏洩の有無の確認が可能である。なお，残留熱除去系洗浄水弁から原子炉圧力容器までのラインについては，上記の試験に加えて，プラント運転中及びプラント停止中に残留熱除去系注入弁の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能である。

表 3.4-6 低圧代替注水系（常設）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏洩の確認を行う。

復水移送ポンプ部品表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れなどがいないことの確認を行う。

復水移送系ポンプの外観点検として，傷や漏洩跡の確認を行う。

(47-5-1~5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切り替え操作としては、復水移送ポンプの起動操作、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作、原子炉圧力容器へ注水するために残留熱除去系洗浄水弁（A）（又は（B））の全開操作、残留熱除去系注入弁（A）（又は（B））の全開操作をすることになる。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の中部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがあるが、通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし、復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため、本切り替え操作は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始された後に実施する。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切り替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）から遠隔操作する設計とすることで、図 3.4-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

系統の切り替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁（A）及び残留熱除去系洗浄水弁（B）については、中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能である。

系統の切り替えに必要な弁のうち、残留熱除去系注入弁（A）及び残留熱除去系注入弁（B）については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能である。

また、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。この操作は、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり、原子炉注水開始後に実施することで、図 3.4-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え可能である。

また、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主流路

からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(47-3-2～11, 47-4-1, 2, 5, 6)

		経過時間(分)					備考
		5	10	15	20	25	
手順の項目	要員(数)	12分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水					
低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2		通信手段確保, 電源確認			
				バイパス流防止処置, ポンプ起動			
				系統構成			
				注水開始, 注水状況確認			
	現場運転員 C, D	2			移動, CSP水源確保		

図 3. 4-2

低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用の場合)のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.4で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系(常設)は、通常時は残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)を閉止することで隔離する系統構成としており、残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表3.4-7に示す。また、低圧代替注水系(常設)を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-4-1, 2, 5, 6)

表 3. 4-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.4-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、残留熱除去系洗浄水弁（A）（又は（B））、タービン建屋負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系注入弁（A）（又は（B））は、原子炉建屋の二次格納施設外に AM 用切替盤、AM 用操作盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。これらの操作が可能で配置設計とする。

(47-3-2~11)

表 3.4-8 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ（A）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（B）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（C）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系注入弁（A）	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）
残留熱除去系注入弁（B）	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）
残留熱除去系洗浄水弁（A）	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁（B）	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋アクセス通路地下 2 階（6 号炉） 廃棄物処理建屋地下 3 階（7 号炉）	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

### 3.4.2.1.5 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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必要な注水流量を有する設計とする。注水流量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が最大300m<sup>3</sup>/hの範囲であることから、復水移送ポンプ1台あたり150m<sup>3</sup>/h以上を注水可能な設計とし、2台使用する設計とする。原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と移送先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、復水移送ポンプ2台運転で注水流量300m<sup>3</sup>/h達成可能な揚程を確保可能である。

(47-6-1～5)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.4.2.1.3項に記載の通りである。

### 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

#### 3.4.2.2.1 設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、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、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、計測制御装置及び、水源である防火水槽又は海水等、燃料設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）、流路である復水補給水系、残留熱除去系配管、弁、スパージャ、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

重大事故等時においては、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し、複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）、又は海水を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本システムに関する重大事故等対処設備を表 3.4-9 に、本システム全体の概要図を図 3.4-3 に示す。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台により、防火水槽の水を残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

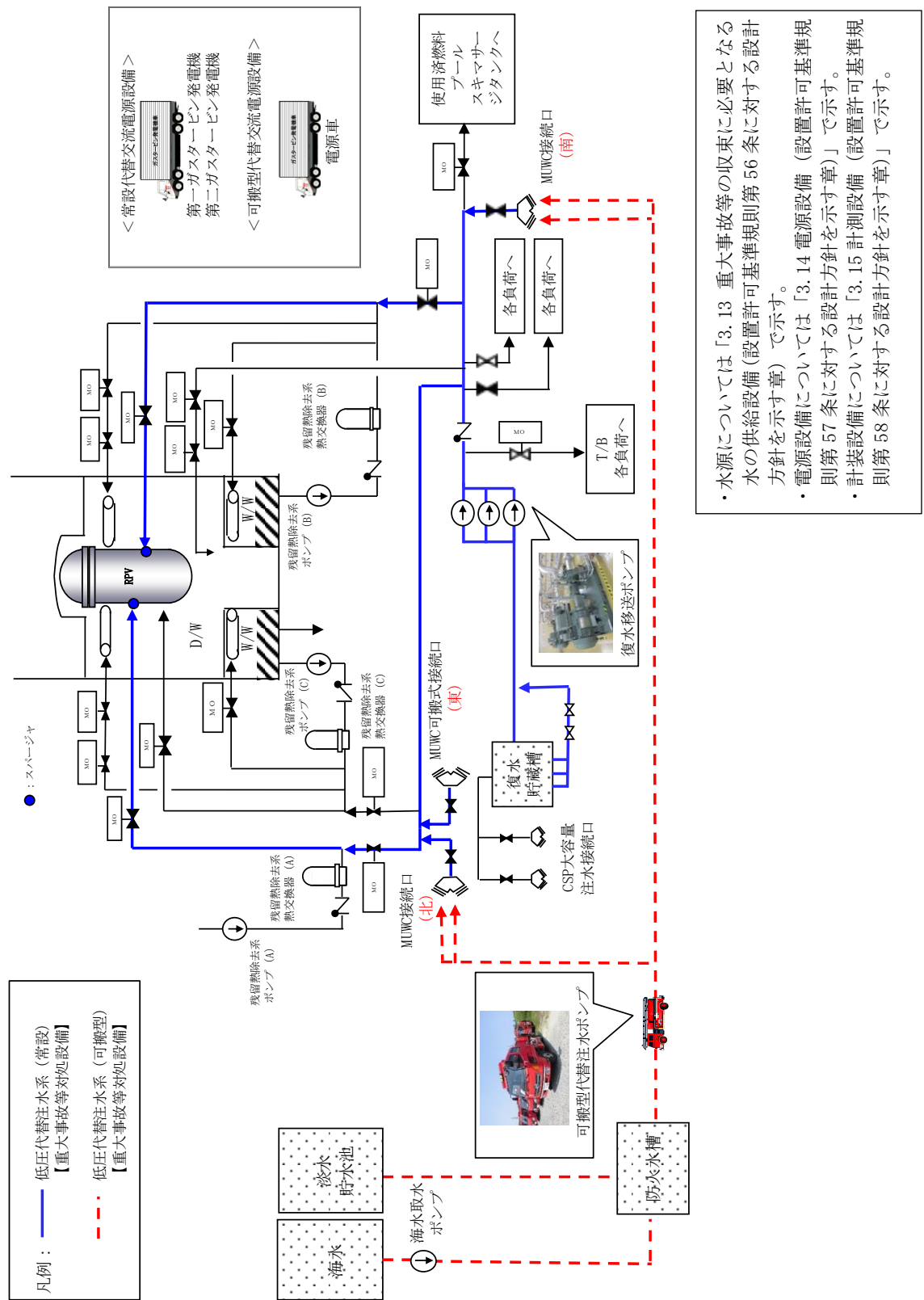
水源である防火水槽は、淡水貯水池から防火水槽への移送ホースを経由して補給できる設計とする。

本システムの操作にあたっては、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に付属する操作スイッチにより、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を起動し運転を行う。

また、海水を利用する際においては、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、可搬型代替交流電源設備（電源車）、移動式変圧器、海水取水ポンプを組み合わせて防火水槽へ補給できる設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する際に接続する外部接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散された複数の異なる面に設置する。





・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。  
 ・計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

図 3.4-3 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

表 3.4-9 低圧代替注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する 流路，電源設備 を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系・残留熱除去系・給水系 配管・弁・ スパージャ【常設】 ホース【可搬】
注水先	原子炉压力容器【常設】
電源設備	—
計測制御設備	—

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

#### 3.4.2.2.2 主要設備の仕様

##### (1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	: ターボ型
容量	: 120m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa
最高使用圧力	: 1.74MPa
最高使用温度	: 40℃
個数	: 12（6/プラント）（予備 1）
使用場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	: 110kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」，計測制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### 3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性，独立性，位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処する

ために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.4-10 で示す通り、残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、水源及び駆動源についても、多様性を備えた設計とする。

また、残留熱除去系と低圧代替注水系（可搬型）の独立性については、表 3.4-11 で示す通り地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、予備を有する設計とする。

表 3.4-10 多様性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階	屋外
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池） 海水
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要	不要
冷却水	原子炉補機冷却系（及び原子炉補機冷却海水系）	不要（自滑水）	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備（電源車）
	原子炉建屋 地上 1 階	屋外（7 号炉タービン建屋南側及び荒浜側常設代替交流電源設備設置場所）	

表 3.4-11 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (A) (B) (C) (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (可搬型)
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	

### 3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.4.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、6号炉、7号炉ともに屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表3.4-12に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の操作は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に付属する操作スイッチにより、設置場所から操作可能である。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。竜巻については、保管場所を荒浜側高台保管場所と大湊側高台保管場所に分散配置する。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-7-1)

表 3.4-12 想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	設置場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系洗浄水弁（A）（又は（B））の全開操作を実施し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続が完了し送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し、残留熱除去系注入弁（A）（又は（B））を全開とすることで原子炉注水を行う。以上のことから、低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁、接続ホースを表 3.4-13 に示す。

このうち各接続口付属の弁（屋外）については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし、各接続口付属の弁（屋内）については、原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能である。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外）については、弁は原子炉建屋の二次格納施設外に設置されているが、エクステンションジョイントにより屋外から手動操作で開閉することが可能である。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）については、弁は二次格納施設外に設置されているが、エクステンションジョイントにより原子炉建屋の二次格納施設外から手動操作で開閉することが可能である。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）操作盤の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車輻設計とするとともに、設置場所にて輪留めを用いて固定することで、転倒対策が可能である。

ホースの接続作業にあたっては、特殊は工具、及び技量は必要とせず、簡便なカップラ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能である。

(47-7-1～5, 47-4-3, 4, 7, 8)

表 3.4-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
各接続口エクステンション ジョイント付操作 弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
各接続口エクステンション ジョイント付操作 弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
ホース	ホース接続	人力接続	屋外又は原子炉建 屋内

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系 (可搬型) での可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、表 3.4-14 に示すように運転中の機能・性能試験、弁動作試験、また停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、外観検査が可能である。

低圧代替注水系 (可搬型) である可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、プラント運転中又はプラント停止中に分解又は取替が可能である。

また、プラント運転中、プラント停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、他系統と独立した試験系統で低圧代替注水系 (可搬型) の機能・性能及び漏洩の有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から復水補給水系主配管までのラインについては、上記の試験に加えて、プラント運転中及びプラント停止中に各接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能である。



表 3.4-14 低圧代替注水系（可搬型）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能である。

消防用ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食などが無いことの確認を行うことが可能である。

(47-5-2～7)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために低圧代替注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合，切り替え操作としては，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設作業，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作を行うことになる。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作，及び系統の切り替えに必要な弁操作については，図 3.4-4 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

手順の項目	委員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
		低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 65分													
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確保	バイパス流防止措置、系統構成										送水確認	
	現場運転員 C、D	2			移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し										
	緊急時対策委員	2			TSD～大濃高台移動※	消防車健全性確認	消防車配置							送水準備(淡水または海水)	送水開始

図 3.4-4 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用)のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.4 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は、通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、接続口は、全閉隔離する設計とする。

また、低圧代替注水系(可搬型)を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は、設置場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.4-15 に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），各接続口付属の弁（屋外），各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外），ホースは，屋外にあるため操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）については，原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置されていることから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，原子炉建屋内にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

表 3.4-15 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ （A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
各接続口付属の弁 （屋外）	屋外接続口位置	屋外接続口位置
各接続口付属の弁 （屋内）	屋内接続口位置	屋内接続口位置
各接続口エクステンシ ョンジョイント付操作 弁（屋外）	屋外接続口位置	屋外接続口位置
各接続口エクステンシ ョンジョイント付操作 弁（屋内）	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

### 3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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必要な注水流量を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量については、原子炉停止後8時間後の崩壊熱除去に必要な注水流量として45m<sup>3</sup>/h以上とする。原子炉圧力容器に注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（防火水槽）と移送先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管、ホース及び弁類圧損を考慮し、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を直列2台運転で注水流量45m<sup>3</sup>/h達成可能な揚程を確保可能である。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、重大事故等時において、原子炉注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は1基あたり2セットで6号炉及び7号炉を合わせて12台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計13台を分散して保管する。

(47-6-6~10)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は、格納容器下部注水系、燃料プール代替注水系、復水貯蔵槽への補給にも使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、簡便な接続方式であるカップラ接続にすることに加え、接続口の口径を75A又は65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくこと

で確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式であるカップラ接続にすることに加え、接続口の口径を75A又は65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(47-7-1)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管で繋がる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋東側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設して繋がる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

7号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管で繋がる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋北側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設して繋がる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

(47-7-1～5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業にあたっては、簡便なカプラ接続による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(47-7-1)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、残留熱除去系ポンプ、低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して配置する設計とする。

(47-8-1, 2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。

(47-9-1, 2)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.4.2.2.3項に記載の通りである。



### 3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水モード）

##### 3.4.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、電動ポンプ3台、配管、弁類及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、3台の残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプごとに別々のループとなっており、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド外）に注水し、炉心を冷却する。

本システムの系統概要図を図3.4-5に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-16に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・電源設備については「3.14電源設備  
（設置許可基準規則第57条に対する設  
計方針を示す章）」で示す。  
・計装設備については「3.15計測設備  
（設置許可基準規則第58条に対する設  
計方針を示す章）」で示す。

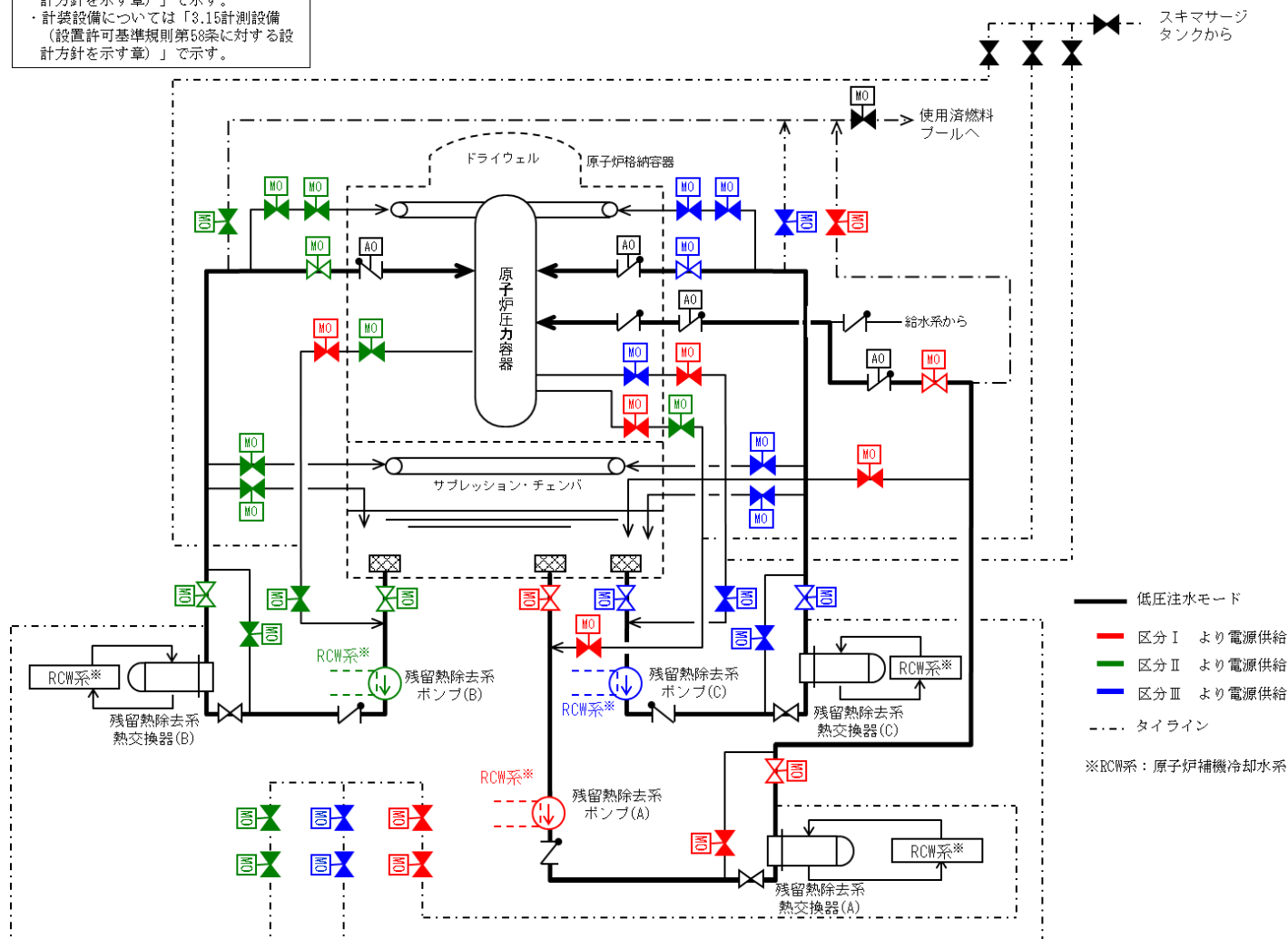


図 3.4-5 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概要図

表 3. 4-16 残留熱除去系（低圧注水モード）に関する重大事故等対処設備  
（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ【常設】
附属設備	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	原子炉水位（S A）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】

※1：電源設備については「3. 14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3. 15 計測設備」で示す。

### 3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

- (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ
  - 容量 : 約 950m<sup>3</sup>/h/台
  - 全揚程 : 約 130m
  - 個数 : 3
  - 取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-17に示す設計である。

表 3.4-17 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて操作可能な設計とする。基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を、また停止中に分解検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

#### 3.4.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、3ループから構成され、熱交換器3基、電動ポンプ3台、配管、弁類及び計測制御装置からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には復水器等により冷却され、冷却材温度が十分下がった後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図3.4-6に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-18に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・電源設備については「3.14電源設備  
（設置許可基準規則第57条に対する設  
計方針を示す章）」で示す。  
・計装設備については「3.15計測設備  
（設置許可基準規則第58条に対する設  
計方針を示す章）」で示す。

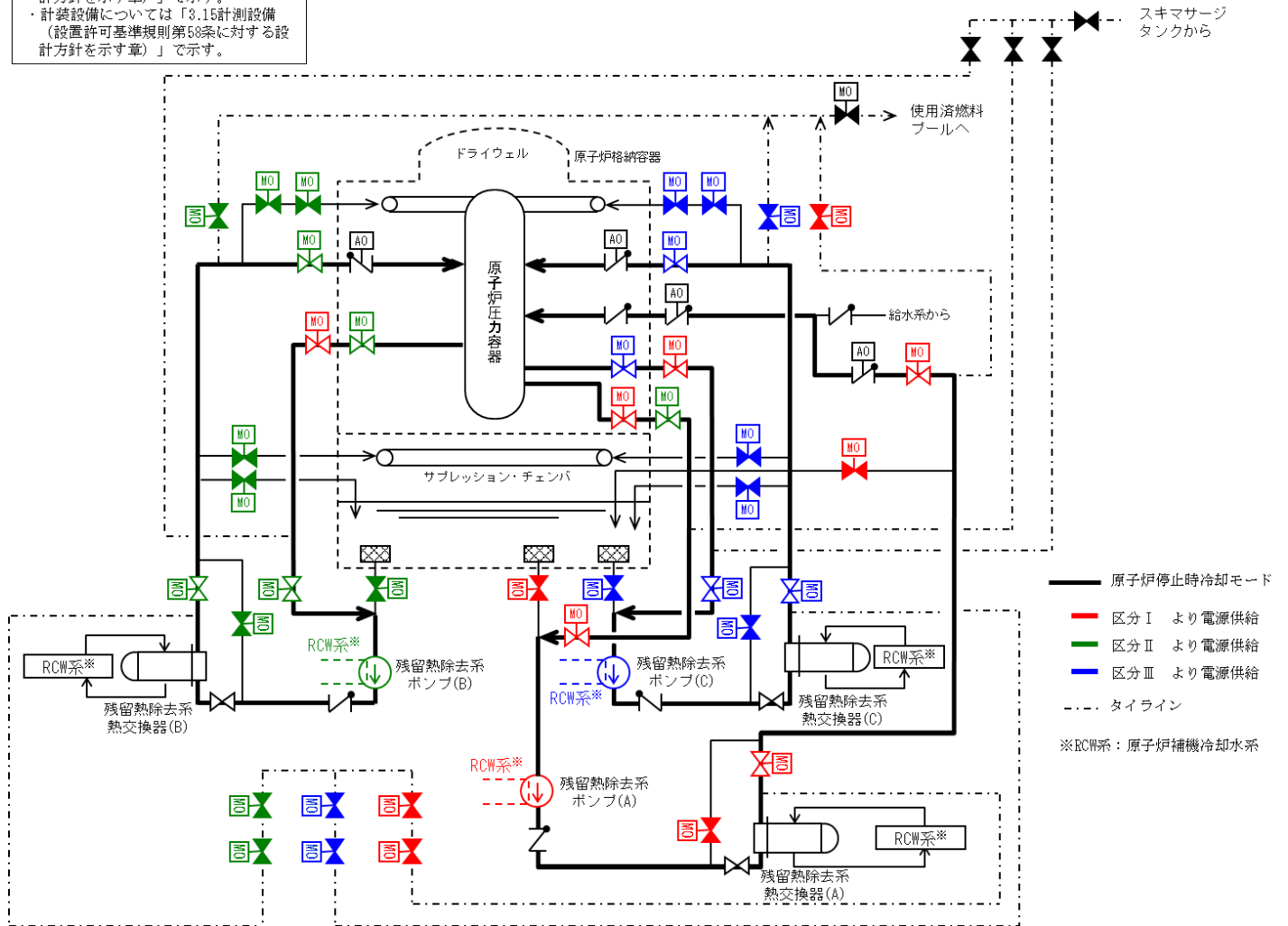


図 3.4-6 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 系統概要図



表 3.4-18 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に関する重大事故等対処設備  
（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】
附属設備	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ

容量 : 約 950m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程 : 約 130m  
台数 : 3  
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系 熱交換器

基数 : 3  
伝熱容量 : 約 8.1 MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」, 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計測制御設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

熱交換器及びポンプについては、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

熱交換器及びポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-19に示す設計である。

表3.4-19 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を、また停止中に分解検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、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おいて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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」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いう。
  - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
  - b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
  - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
  - d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1bに準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

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おいても、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の重大事故防止設備として、代替原子炉補機冷却系、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置、及び耐圧強化ベント系を設ける。

##### (1) 代替原子炉補機冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))

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おいても、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、代替原子炉補機冷却系を設ける。

代替原子炉補機冷却系は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型の熱交換器ユニット、代替原子炉補機冷却海水ポンプ等で構成する。

また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d))

炉心の著しい損傷等を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設置する。

当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示し、代替格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.3.2項に詳細を示す）

当該設備は残留熱除去系が使用不可能な場合に使用する設計とする。

また、当該設備は設置許可基準規則第50条1bの要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

なお、代替原子炉補機冷却系に加えて、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を設置することにより、設置許可基準規則第48条に対する要求事項に適合させるものとするが、更なる安全性向上の観点から代替格納容器圧力逃がし装置を迫って設置することにより、格納容器圧力逃がし装置に対する多重化を図るものとする。

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d)）  
炉心の著しい損傷等を防止するため、耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.4.2項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系が使用不可能な場合に使用する設計とする。

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素によって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。（本運用については、「3.9 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（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、当該設備については以下の通り、設置許可基準規則解釈の第50項1 b)に準ずる設計とする。

i) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、ベントガスに含まれる放射性物質量は微量である。また、当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は基準を満たしている。なお、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するために使用する際には、原則としてサプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントとすることにより、排気中に含まれる放射性物質を低減することとする。

ii) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであり、ベントガスに含まれる可燃性ガスは微量であることからベント中に可燃域に達することはない。

ただし、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するために使用する際には、ベントガスには可燃性ガスが含まれることから、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については、系統内を窒素置換しておく運用とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出する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。

iii) 当該設備を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系、及び非常用ガス処理系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、当該系統と他の系統・機器は通常時閉の弁にて確実に隔離することにより、他の系統・

機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

- iv) 重大事故等対策の有効性評価において、耐圧強化ベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。仮に格納容器スプレイを行う場合においても、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。
- v) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁については、エクステンションジョイントにより人力で容易かつ確実に開閉操作可能な設計とする。
- vi) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁のエクステンションジョイントを介した操作エリアは原子炉建屋の二次格納施設外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行った上で、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。
- vii) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、ラプチャーディスクを設置しない設計とする。
- viii) 当該設備と原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも排気操作を実施することができるよう設計する。

サプレッション・チェンバからの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保すること、また、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること、及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- ix) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、フィルタ装置等を設置しない設計とする。

その他、設計基準対処施設であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

#### (4) 残留熱除去系

残留熱除去系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切り替え操作によって以下の3モードを使用する。

- a. 原子炉停止時冷却モード
- b. 格納容器スプレイ冷却モード
- c. サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード

原子炉停止時冷却モードについては、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低

圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードについては、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

なお、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おいて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の自主対策設備として、以下を整備する。

(6) 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。



### 3.5.2 重大事故等対処設備

#### 3.5.2.1 代替原子炉補機冷却系

##### 3.5.2.1.1 設備概要

代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系の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、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として設置するものである。

本システムは、可搬型の熱交換器ユニットを用いて原子炉及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、除熱を行うための熱交換器及び代替原子炉補機冷却水系ポンプを搭載した可搬型の「熱交換器ユニット」、海水を取水するための「代替原子炉補機冷却海水ポンプ」で構成する。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源としたプレート式熱交換器2基と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

代替原子炉補機冷却海水ポンプは、海水を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、冷却後の排水は海に戻す構成とする。また、代替原子炉補機冷却海水ポンプの異物混入による機能低下を防ぐために、代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

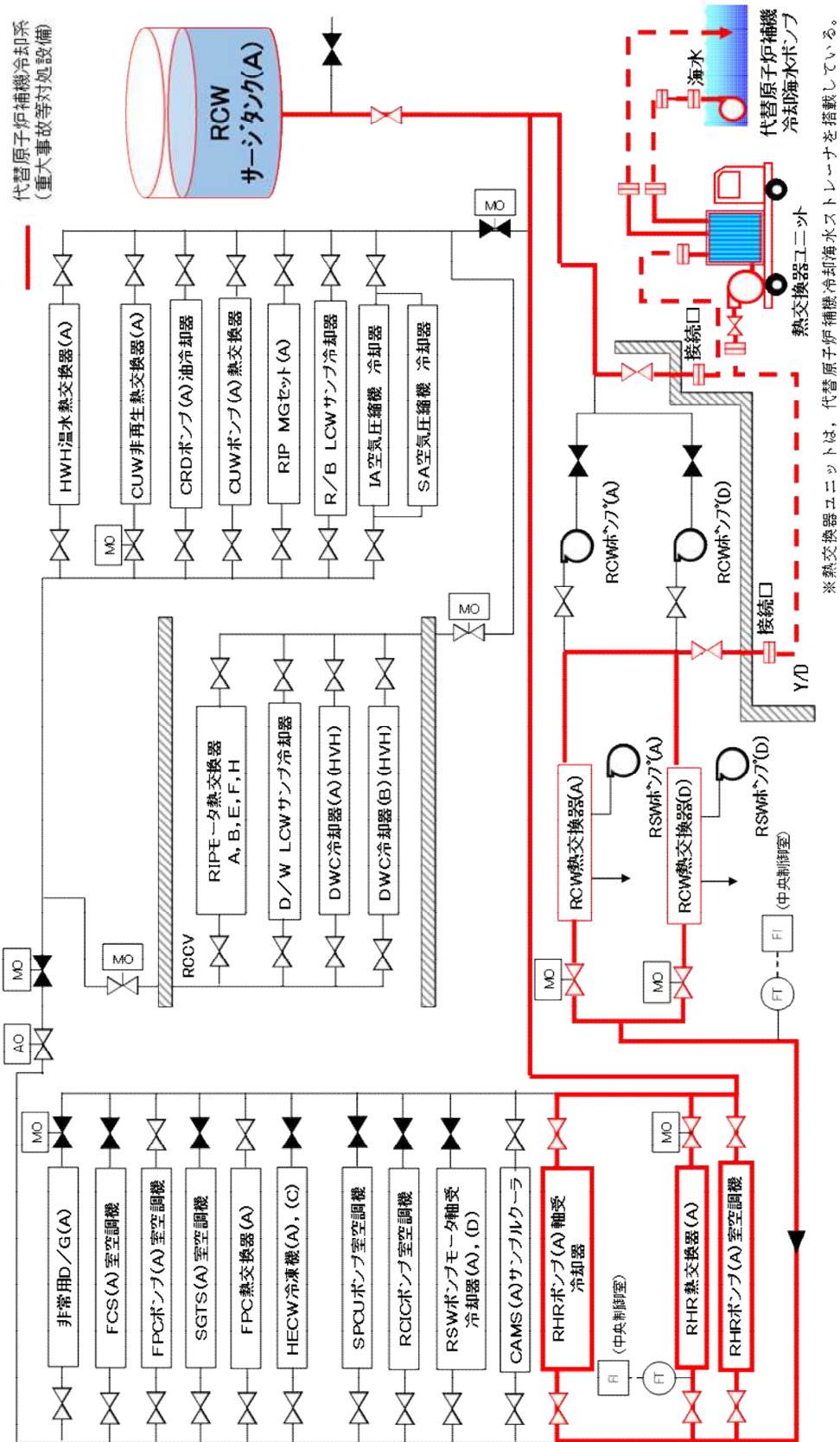
熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却海水ポンプを含む海水側配管は、専用ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、専用ホースを熱交換器ユニットと建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の全体構成としては、熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより、代替原子炉補機冷却海水ポンプで除熱された水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換した後の排水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱した水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は、上記を繰り返し循環することで除熱する系統構成とする。

本システム全体の概要図を図3.5-1に、本システムに属する重大事故等対処設備を表3.5-1に示す。

本システムは、現場での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び現場に搬入された代替原子炉補機冷却海水ポンプの操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

- ・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。



※ 熱交換器ユニットは、代替原子炉補機冷却海水ストレーナーを搭載している。

図 3.5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (A号機の例 (B号機も同様))

表 3.5-1 代替原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 代替原子炉補機冷却海水ポンプ【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】
水源 (水源に関する 流路, 電源設備 を含む)	—
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】 ホース【可搬】 海水貯留堰 スクリーン室 取水路
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】
計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

容量	: 23.0 MW/式 (海水温度 30°Cにおいて)
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa/海水側 0.6MPa 淡水側 1.37MPa/海水側 1.4MPa
最高使用温度	: 淡水側 70 又は 90°C/海水側 80 又は 50°C 淡水側 70 又は 90°C/海水側 80 又は 40°C
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
個数	: 3 <sup>※1</sup> 1 <sup>※1</sup>
	※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ 1 (予備1) とする。

#### 代替原子炉補機冷却水ポンプ

容量	: 300 m <sup>3</sup> /h/台 600 m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 70°C
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

#### 熱交換器

伝熱面積	:  m <sup>2</sup> /式  m <sup>2</sup> /式
個数	: 1

#### (3) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 420m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 35m
最高使用圧力	: 0.5MPa
最高使用温度	: 40°C
原動機出力	: 75kW
個数	: 2 (予備2)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.1.3 多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保

代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.5-2 で示す通り多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、代替原子炉補機冷却海水ポンプと熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプを原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプと位置的分散された荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、設置位置についても原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。電源については設計基準事故対処設備と独立した可搬型代替交流電源設備（電源車）にて単独の系統を構成することで、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系の独立性については、表 3.5-3 で示す通り地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから、静的機器である原子炉補機冷却系の配管については、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また、動的機器である弁については、設計基準対象施設と重大事故等対処設備とで兼用しているが、定期的な点検等により健全性を確認するとともに、異なる電源を供給する設計とすること、また、必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

表 3.5-2 多様性又は多重性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系海水ポンプ	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)
	タービン建屋地下 1 階	使用箇所：屋外 保管場所：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
水源	海水	海水（左記と取水位置が異なる）
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	可搬型代替交流電源設備（電源車）
	原子炉建屋地上 1 階	屋外

表 3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する6号炉及び7号炉のタービン建屋と、重大事故防止設備を保管する高台は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、可搬型で屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表3.5-4のとおり設計とする。

また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うと共に、凍結評価により凍結しないことを確認する。更に、常時海水を通水する熱交換器ユニット内の一部、及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、耐腐食材料を使用し、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(48-8-2)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	設置場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具により転倒防止対策を行う。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風(台風)・積雪	設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

##### (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。



(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能である。また、熱交換器ユニットに関しては必要に応じて治具により設置場所であるタービン建屋脇にて転倒防止を行い、代替原子炉補機冷却海水ポンプに関しては、専用治具を用いて確実に設置可能とする。

また、付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプの操作を行う。操作盤の操作器、表示器は、誤操作防止のために名称が明記することで操作者の操作及び監視性を考慮しており、かつ十分な操作空間を確保し容易に操作可能とする。

その他操作が必要な電動弁である残留熱除去系熱交換器 (A 又は B) 冷却水出口弁、常用冷却水供給側分離弁 (A 又は B)、常用冷却水戻り側分離弁 (A 又は B) については、中央制御室でのスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。

(48-4-2～21, 48-8-2)

表 3.5-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却海水ポンプ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替冷却水供給止め弁 (A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁 (A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁 (A) (6 号炉のみ)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁 (A) (6 号炉のみ)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁 (A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁 (A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 1 階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上中 4 階 (7 号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系 (A) 室空調機冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブレーションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブレーションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内雰囲気モニタ系 ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非 非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上2階 (7号炉)	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉補機冷却系は、表 3.5-6 に示すように停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能であり、運転中には代替原子炉補機冷却水ポンプと弁の動作確認を可能な設計とする。

停止中の試験・検査として、熱交換器ユニットのうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能である。代替原子炉補機冷却海水ポンプは、ストレーナ及びケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。

運転中の試験・検査として、代替原子炉補機冷却海水ポンプ、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。

運転性能の確認として、熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプの流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏洩の確認を行う。

(48-6-2~10)

表 3.5-6 代替原子炉補機冷却系の試験・検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却系海水ポンプは、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの接続ラインの代替冷却水戻り止め弁と代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁を開操作し、残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作と共に、現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。

(48-4-2～21, 48-8-2, 48-5-2～5)

		経過時間(時間)										備考
手順の項目	要員(数)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
代替原子炉補機冷却系による 補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	7時間 代替原子炉補機冷却系による 補機冷却水確保										
	現場運転員C, D	通信手段確保, 系統構成										
	緊急時対策要員	移動, 電源確保	系統構成									
		熱交換器ユニット他移動						主配管(可搬型)等の接続	補機冷却水の供給, 流量調整			

図 3.5-2 代替原子炉補機冷却系のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 5 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却海水ポンプは、通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表 3.5-7 で示す通り閉運用しておくことで、接続先の系統と分離された状態で保管することとする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系と同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

(48-5-2～5)

表 3.5-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動弁	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動弁	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を表 3.5-8 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり，想定される事故時における放射線量は高くない。

(48-4-2～20, 48-8-2, 48-5-2～5)

表 3.5-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却海水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替冷却水供給止め弁 (A)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替冷却水戻り止め弁 (A)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替冷却系供給ライン西側接続口 隔離弁 (A) (6 号炉のみ)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替冷却系戻りライン西側接続口 隔離弁 (A) (6 号炉のみ)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替原子炉補機冷却系ユニット 出口流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁 (A)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁 (A)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 1 階
格納容器雰囲気モニタラック (A) 出口弁	原子炉建屋地上中 3 階 (6 号炉)	原子炉建屋地上中 3 階 (6 号炉)
	原子炉建屋地上中 4 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上中 4 階 (7 号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系 (A) 室 空調機冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	原子炉建屋地上中 3 階	原子炉建屋地上中 3 階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器内雰囲気モニタ系ラック (B) 出口弁	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ(B)モータ 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(B)メカニカ ルシール冷却器冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニ カルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サージタンク(B)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)



### 3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替原子炉補機冷系の可搬設備である熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却系海水ポンプは、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うために必要な除熱量とポンプ流量を有する設計とする。

熱交換器ユニットの容量は、熱交換容量 23.0MW として設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの容量は、流量 840m<sup>3</sup>/h として設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却海水ポンプは 1 プラント当たり 2 セット確保し、熱交換器ユニットについては 6 号及び 7 号炉合わせて 4 式、代替原子炉補機冷却海水ポンプについては 6 号及び 7 号炉合わせて 8 台確保する。更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、同様の機能を有する格納容器圧力逃がし装置と多様性を持つ設計とする。

(48-7-2~14)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号炉及び7号炉に接続可能な接続口とする。

また、代替原子炉補機冷系の代替原子炉補機冷却海水ポンプを接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式とすることで、確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの代替原子炉補機冷却海水ポンプは、6号炉及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(48-8-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は共通要因によって接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる位置的分散された複数の場所に設けることで基準に適合させる。具体的には原子炉補機冷却系A系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系B系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、6号炉についてはタービン建屋北側屋外に1箇所、タービン建屋西側屋外に1箇所、7号炉については、タービン建屋西側屋外に1箇所、タービン建屋南側屋外に1箇所設置し、位置的分散を図っている。また、残留熱除去系A系及びB系いずれもサブプレッション・チェンバの除熱が可能であるため、原子炉補機冷却系A系及びB系でそれぞれ接続口を設けることが可能である。

なお、第50条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として代替循環冷却系を設置し、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットを使用するが、この場合は原子炉補機冷却系B系の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。代替循環冷却系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(48-4-22)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備

を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業にあたって、簡便な接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

(48-8-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却系ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して配置することとする。

(48-9-2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート』参照)

(48-10-2, 3)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系ポンプ及び重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と表3.5-9で示す通り多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海水であることに対し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。

表 3.5-9 代替原子炉補機冷却系の多様性又は独立性，位置的分散

項目	設計基準事故 対処設備	重大事故防止設備		
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし 装置及び代替格納容 器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポ ンプ <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水 ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却系 海水ポンプ <タービン建屋>	—	—	代替原子炉補機冷却 海水ポンプ <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却系 熱交換器 <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシ ンク	海水	大気	大気	海水
駆動方式	非常用ディーゼル 発電機 <原子炉建屋>	不要	不要	可搬型代替交流電源設備 (電源車) <屋外>

<>内は設置場所を示す。

### 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の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であり、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合に、炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本システム全体の概要図を図 3.5-3 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.5-10 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

- 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）

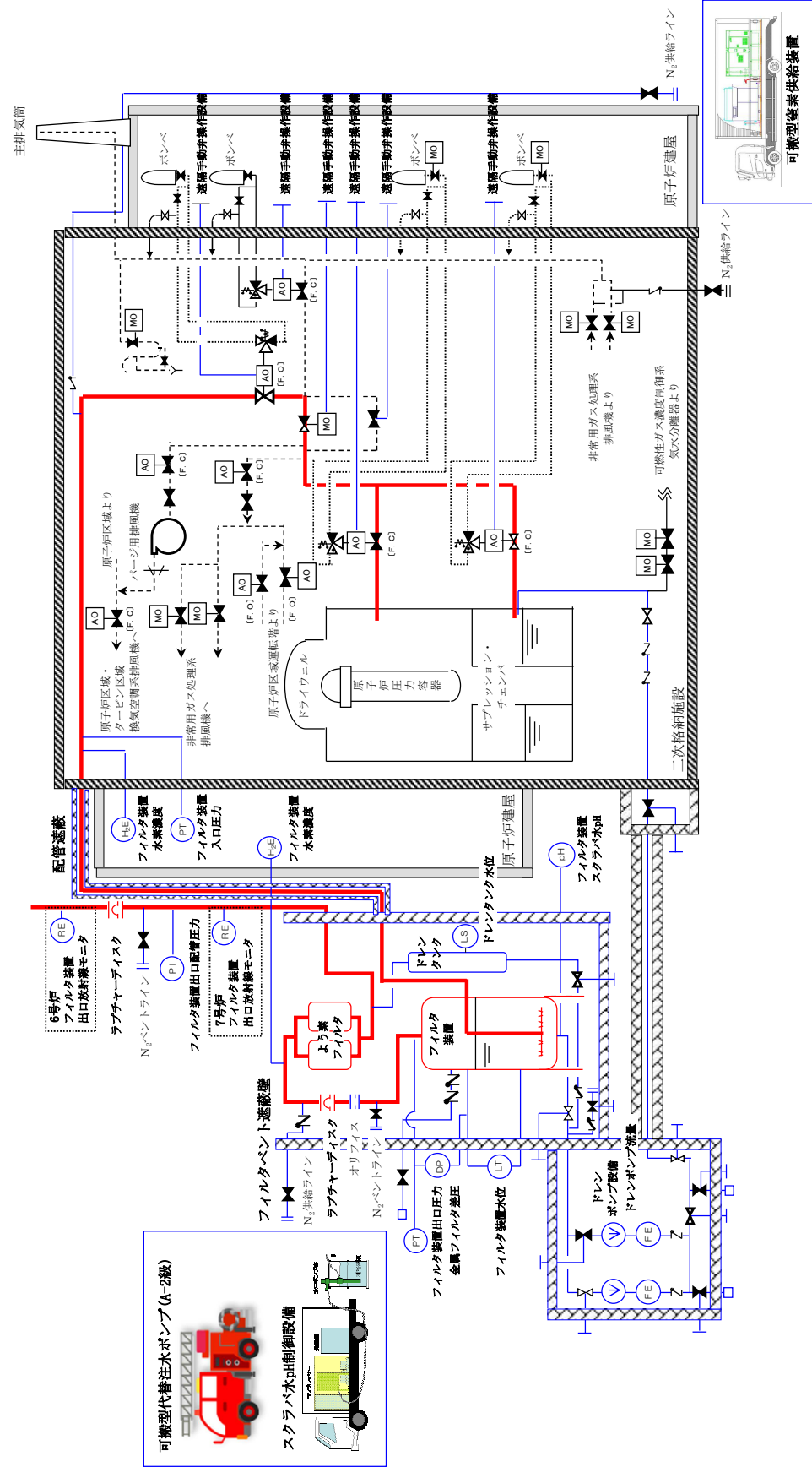


図 3.5-3 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.5-10 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタ装置遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流路, 電源設備を含む)	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】
注水先	—

(次頁へ続く)



設備区分	設備名
電源設備 <sup>※2</sup>	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（16kL）【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM用直流125V蓄電池【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p>
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.5.2.2.2 多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう、表 3.5-11 に示すとおり多様性又は多重性、及び位置的分散を図った設計とする。

残留熱除去系との独立性については、表 3.5-12 で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また、隔離弁の電源については、常設代替交流電源より供給する設計とすることとしているが、エクステンションジョイント等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については、残留熱除去系と異なり、ポンプや水源等を必要としないが、これらの系統を構成する主要設備については、残留熱除去系に対して位置的分散を図った設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散が図られた設計とする。

表 3.5-11 多様性又は多重性、位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備		
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	格納容器圧力逃がし装置	代替格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋地下3階)	不要※1	不要※2	不要※3
水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下3階			
駆動用空気	不要			
潤滑油	不要 (内包油)			
冷却水	原子炉補機冷却系 (海水)			
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 原子炉建屋地上1階			

※1 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については、屋外原子炉建屋東側（6号炉）、屋外原子炉建屋南東側（7号炉）に設置する

※2 代替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については、原子炉建屋東側（6号炉）、原子炉建屋北東側側（7号炉）の地下ピット内に設置する

※3 耐圧強化ベント系の配管及び弁は、残留熱除去系と区画され分離されている

表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	格納容器圧力逃がし装置 代替格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。また、6号炉及び7号炉のフィルタベント遮蔽壁及びフィルターベント地下ピットについては、水密構造とすることで、基準津波が内部へ到達しない構造とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

### 3.5.2.3 代替格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.3.1 設備概要

代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本システム全体の概要図を図 3.5-4 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.5-13 に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

— : 重大事故等対処設備（主要設備）  
 — : 重大事故等対処設備（附属設備等）

- ・ 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

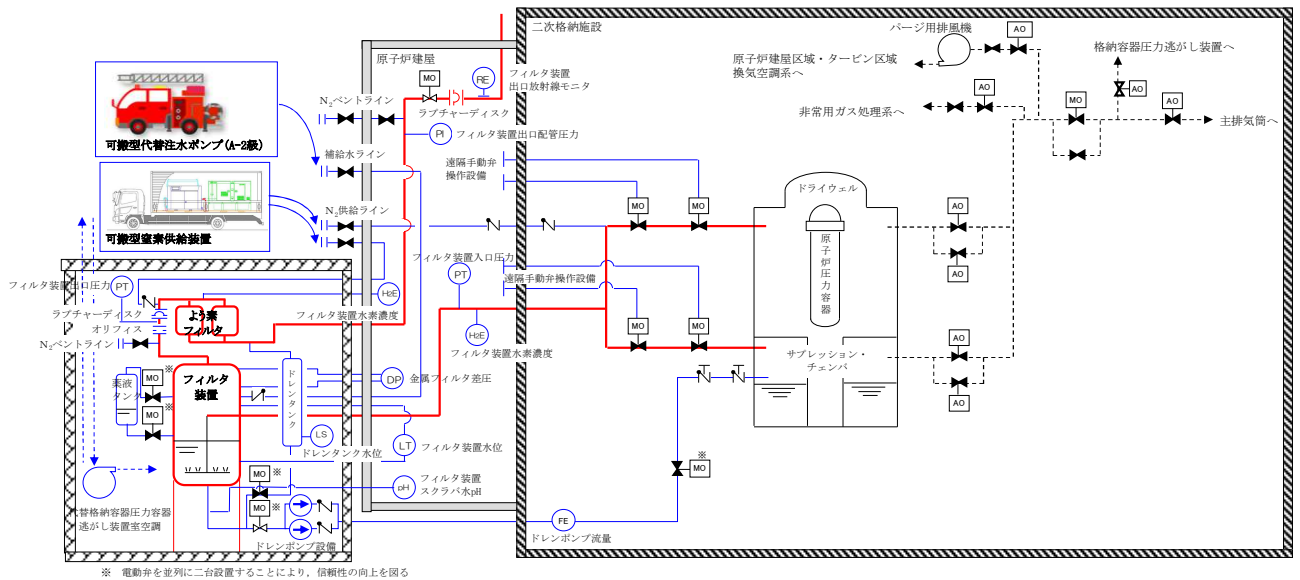


図 3.5-4 代替格納容器圧力逃がし装置 システム概要図

表 3.5-13 代替格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	代替格納容器圧力逃がし装置室空調【常設】 ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 薬液タンク【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流 路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
注水先	—

(次頁へ続く)

<p>電源設備<sup>※2</sup></p>	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（16kL）【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM用直流125V蓄電池【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p>
<p>計装設備<sup>※3</sup></p>	<p>フィルタ装置水位【常設】            フィルタ装置入口圧力【常設】            フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】            フィルタ装置水素濃度【常設】            フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】            フィルタ装置スクラバ水pH【常設】            ドライウェル雰囲気温度【常設】            サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】            格納容器内圧力（D/W）【常設】            格納容器内圧力（S/C）【常設】</p>

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
 計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

#### 3.5.2.3.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保

代替格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性，及び位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保」で示す。



### 3.5.2.4 耐圧強化ベント系

#### 3.5.2.4.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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であり、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合に、原子炉格納容器破損（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、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本システムは配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒を通して大気へ放出する。

本システム全体の概要図を図 3.5-5 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.5-14 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

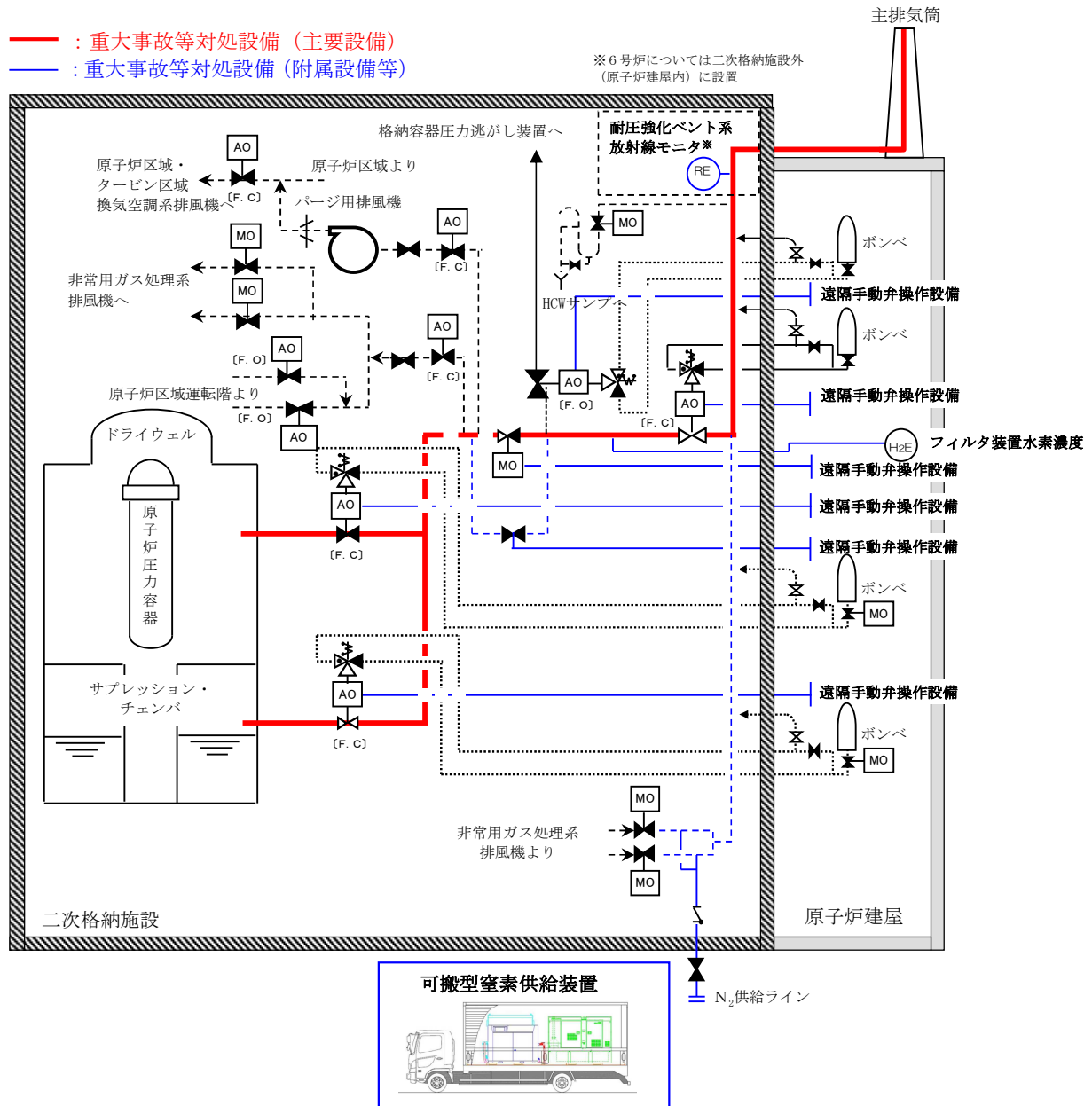


図 3.5-5 耐圧強化ベント系 系統概要図

表 3.5-14 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ (16kL)【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ (4kL)【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM 用動力変圧器【常設】            AM 用 MCC【常設】            AM 用切替盤【常設】            AM 用操作盤【常設】            非常用高圧母線 C 系【常設】            非常用高圧母線 D 系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM 用直流 125V 蓄電池【常設】            AM 用直流 125V 充電器【常設】</p>

(次頁へ続く)

計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 <sup>※3</sup>
--------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については、設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

#### 3.5.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）

最高使用圧力	: 0.62MPa
最高使用温度	: 171℃
容量	: 約 15.8kg/s
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋内

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

#### 3.5.2.4.3 多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保」で示す。

3.5.2.4.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

3.5.2.4.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系を構成する機器は，二次格納施設内に設置されている設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.5-15 のとおりの設計とする。

(48-4-23～31)

表 3.5-15 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の二次格納施設内の環境を考慮し，中央制御室にて操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても，放射線の影響を考慮して原子炉建屋の二次格納施設外よりエクステンションジョイントを介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（電動駆動弁及び空気駆動弁）については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。表 3.5-16 に操作対象機器を示す。

本システムを炉心損傷後に使用する場合には、耐圧強化ベント系の大気開放ラインの N<sub>2</sub> パージを実施する。このために操作が必要な弁及び可搬型窒素供給装置については、現場（屋外のタービン建屋近傍及び原子炉建屋の二次格納施設外）にて操作をする設計であるが、原子炉格納容器ベントを実施する前に行う作業であるため、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能である。

(48-4-23～31, 48-5-6～7)

表 3.5-16 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 (サプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作*
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※
		原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	手動操作
非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※
		6号炉：原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内) 7号炉：原子炉建屋地上4階 (二次格納施設内)	手動操作
耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> ページ用元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上1階 (二次格納施設外)	手動操作
可搬型窒素供給装置	起動・停止	屋外タービン近傍屋外	スイッチ操作

※ 中央制御室にてランプ確認を行う。全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

### (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

#### (i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

#### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁については、プラント停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。プラント運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に放出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。

(48-6-11～13)

表 3.5-17 耐圧強化ベント系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏洩確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

### (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

#### (i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。  
 耐圧強化ベント系については本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、ベントガスを非常用ガス処理系配管を經由して主排気筒へ導くことが可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。

これにより、図 3.5-6 及び図 3.5-7 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-23～31, 48-5-6～7)

		経過時間(分)																備考			
		10	20	30	40	50	55	〰〰〰		175	180	190	200								
手順の項目	要員(数)	180分 減圧及び除熱開始																			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・電源確認		系統構成																電源を復旧しながら系統構成を行う
	現場運転員C, D	2	移動・電源確保		系統構成																※空気駆動弁の駆動源が確保できた場合、本操作は不要。

※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は、トータルの操作時間は60分と想定する。

		経過時間(分)																備考					
		10	20	30	35	〰〰〰		130	135	140	150												
手順の項目	要員(数)	135分 減圧及び除熱開始																					
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・計器電源確認																				
	現場運転員C, D	2	移動・系統構成																				
	現場運転員E, F	2	移動・系統構成																				

図 3.5-6 耐圧強化ベント系による除熱 (W/W ベント) のタイムチャート\*



		経過時間(分)																備考
		10	20	30	40	50	55	...		175	180	190	200					
手順の項目	要員(数)	180分 減圧及び除熱開始																
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	通信手段確保・電源確認		系統構成						ベント開始								電源を復旧しながら系統構成を行う
	現場運転員C, D	移動・電源確保		系統構成						系統構成※								※空気駆動弁の駆動源が確保できた場合、本操作は不要。

※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は、トータルの操作時間は60分と想定する。

		経過時間(分)																備考
		10	20	30	35	...		130	135	140	150							
手順の項目	要員(数)	135分 減圧及び除熱開始																
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	通信手段確保・計器電源確認																
	現場運転員C, D	移動・系統構成								ベント開始								
	現場運転員E, F	移動・系統構成																

図 3.5-7 耐圧強化ベント系による除熱(D/Wベント)のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

耐圧強化ベント系は, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.5-18 の通り, 不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが, 二次隔離弁, 二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については, 通常時は使用しない系統であるため, 系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。

一方で, 重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に, 排気経路を構成するための隔離境界箇所は, 表 3.5-19 の通りである。

非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側), 及び換気空調系との接続箇所は, 一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており, それぞれの系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気駆動弁と通常時閉の手動弁であり, 万が一,

弁座からシートパスがあったとしても、ベントガスに含まれる水素が他系統へ回り込むことを防止し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置、非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）、及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開、電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は、通常時閉の電動駆動弁であるが、非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため、電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると、中央制御室での閉確認が必要である。また、排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり、耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。これらの弁によって他系統と隔離する弁は直列に2弁ずつ設置されているものではないが、炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用した際には、二次隔離弁の開度を調整開とする手順とすることで、当該弁の弁座シート部にかかる系統内圧力を低減させ、水素ガスが他系統へ回り込むことを防止し、悪影響を及ぼさない設計とする。

(48-5-6～7)

表 3.5-18 他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
格納容器圧力逃がし装置※	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開

※ 格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等対処設備であり、通常時は使用しない系統である。

表 3.5-19 他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィ ルタ装置出口側)	第一隔離弁 (フィルタ装置 出口隔離弁A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インター ロック有)
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁※)	空気駆動	通常時開 電源喪失時開
原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 Uシール隔離弁)	電動駆動	通常時開

※ 耐圧強化ベント使用時に切り替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切り替え可能）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-20 に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について、炉心損傷後に耐圧強化ベントを実施する場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して行うことは困難である。電源喪失時でなければ中央制御室にて当該弁の操作を行うこととするが、電源喪失時にはエクステンションジョイントを経由して二次格納施設外にて操作を行うことが可能な設計とする。また、二次格納施設内に設置されている高線量配管に対して二次格納施設壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。

(48-4-23～31, 48-5-6～7)

表 3.5-20 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室 原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	6号炉：原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内) 7号炉：原子炉建屋地上 4 階 (二次格納施設内)	中央制御室

### 3.5.2.4.4.1 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系の設計流量としては、耐圧強化ベントを行う事故後約16時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として、原子炉定格熱出力の1%程度に相当する蒸気流量を排気するだけの流量とする。

また、耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は、原子炉格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の0.62MPaとする。

最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の171℃とする。

(48-7-15~16)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

耐圧強化ベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

#### (3) 設計基準事故対象設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容

器スプレイ冷却モード)とは構成機器を共用していないため、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能が失われることはない。また、耐圧強化ベント系が設置されるエリアは残留熱除去系が設置されるエリアとは近接していない。

(表 3.5-11, 12)

### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 原子炉補機冷却系

##### 3.5.3.1.1 設備概要

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、非常用機器、残留熱除去機器の冷却と原子炉常用補機、廃棄物処理系機器及びタービン建屋内の放射性流体を取り扱う補機の冷却を行う。

本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応した3系統としており、その系統は中間ループ及び海水系で構成し、中間ループ循環ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管及び弁類等で構成する。中間ループ循環ポンプ、熱交換器及び海水ポンプは、各区分において通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。

本系統全体の概要図を図3.5-8に、本系統に属する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-21に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等が発生した場合においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計測制御設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

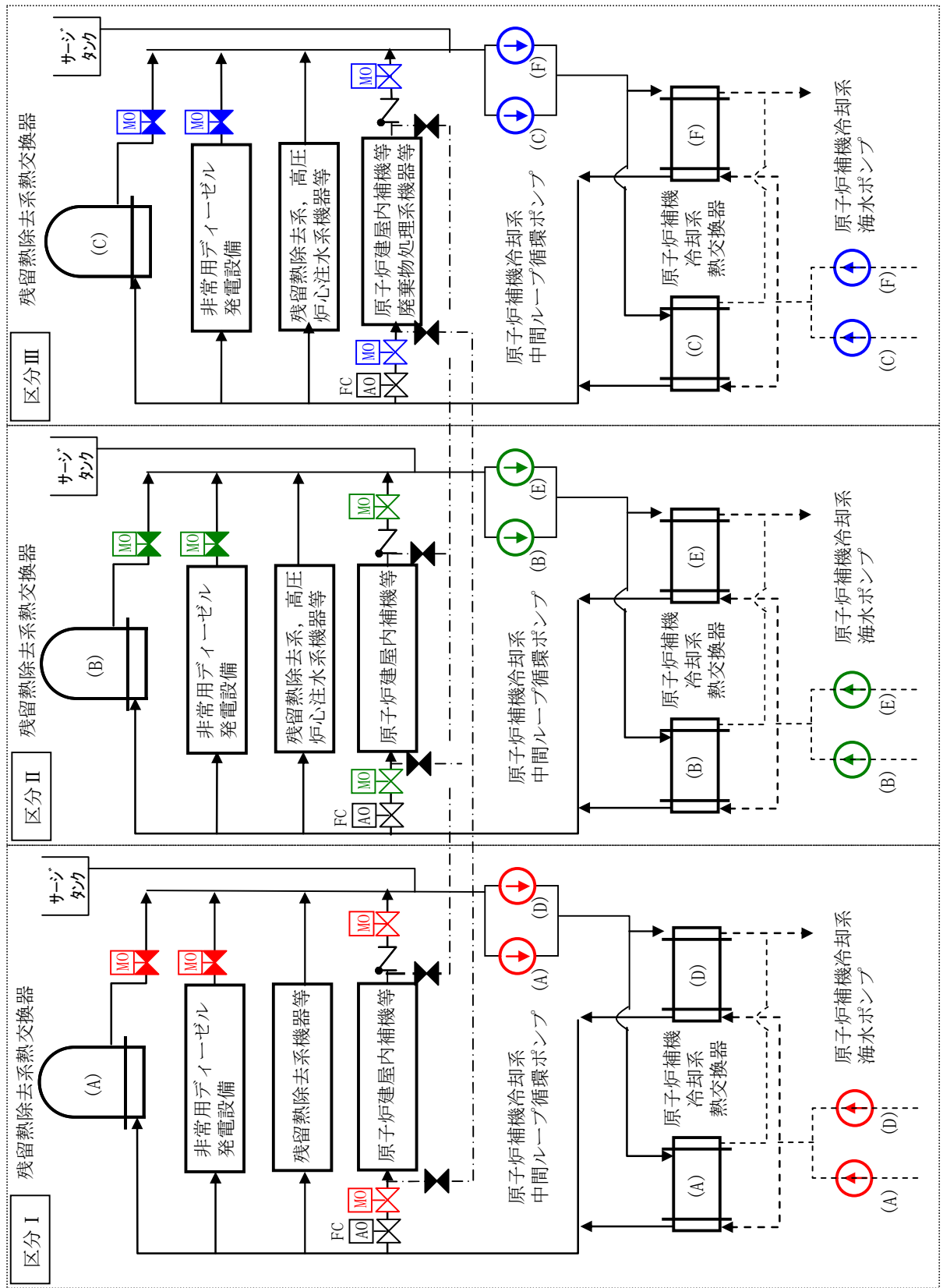


図 3.5-8 原子炉補機冷却系 系統概要図

表 3.5-21 原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系 海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系 熱交換器【常設】
附属設備	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。



### 3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ

容量 (区分Ⅰ及びⅡ)	: 1300m <sup>3</sup> /h/台
容量 (区分Ⅲ)	: 1100m <sup>3</sup> /h/台 (6号炉) 800m <sup>3</sup> /h/台 (7号炉)
個数	: 1/区分 (予備 1/区分) /通常運転時 : 2/区分 /通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階

#### (2) 原子炉補機冷却系 海水ポンプ

容量	: 1800m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 1/区分 (予備 1/区分) /通常運転時 : 2/区分 /通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階

#### (3) 原子炉補機冷却系 熱交換器

容量 (区分Ⅰ及びⅡ)	: 約 17MW/基 (海水温度 30℃において)
容量 (区分Ⅲ)	: 約 16MW/基 (海水温度 30℃において)
個数	: 1/区分 (予備 1/区分) /通常運転時 : 2/区分 /通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計測制御設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ，海水ポンプ，及び熱交換器については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。」

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ，海水ポンプ，及び熱交換器については，設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ，海水ポンプ，及び熱交換器については，タービン建屋内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるタービン建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.5-22に示す設計とする。

表 3.5-22 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるタービン建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	タービン建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

また，原子炉補機冷却系は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また，原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ，海水ポンプ，及び熱交換器については，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査を可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には，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圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」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いう。

(1) 重大事故等対処設備

- a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。
- b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

(2) 兼用

- a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は，同一設備であってもよい。

### 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

#### 3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

#### (1) 代替格納容器スプレイ冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）

代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の機能喪失又はサプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に、廃棄物処理建屋内に配置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とは異なる復水貯蔵槽を水源として、ドライウエル及びサプレッション・チェンバ内にスプレイ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ことが出来る設計とする。また、代替格納容器スプレイは、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

#### (2) 多様性、独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）

上記（1）の設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、異なるポンプ（復水移送ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備（電源車））、冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また、原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており、常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については、3.6.2.1.3項に詳細に示す。

#### (3) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項(2)a）

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

#### (4) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイす

る。

ドライウェル内にスプレーされた水は、ベント管を通して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレーされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレーされる。

(5) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、サブプレッション・チェンバのプール水温を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本システムは、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経由してサブプレッション・チェンバに戻す。

(6) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

原子炉補機冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 消火系を用いた代替格納容器スプレー冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）、復水移送ポンプが機能喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレー手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレー手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、代替格納容器スプレー冷却系とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレーを行う手順を整備している。

(8) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による代替格納容器スプレー冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）、復水移送ポンプが機能喪失した場合、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、自主対策設備として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレー手段を整備している。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレー手段については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、代替格納容器スプレー冷却系とは異なる防火水槽又は淡水貯水池を水源として復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレーを行う手順を整備している。

(9) ドライウェル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(10) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.6.2 重大事故等対処設備

#### 3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系

##### 3.6.2.1.1 設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として設置するものである。また、代替格納容器スプレイ冷却系は、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圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として設置するものである。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備（電源車）等）、計測制御装置及び水源である復水貯蔵槽等、流路である復水補給水系、残留熱除去系、高圧炉心注水系配管、弁、スプレイヘッド、注入先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプで注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

代替格納容器スプレイ冷却系の系統概要図を図 3.6-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.6-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却する。

復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ（B）及び（C）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及び第二ガスタービン発電機並びに可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して供給できる設計とする。復水移送ポンプ（A）は、通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から供給しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ（A）の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電気設備である AM 用 MCC から供給できる設計とする。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。

本システムの操作にあたっては、中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。

また、海水を使用する場合は防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、可搬型代替交流電源設備である電源車、移動式変圧器、海水取水ポンプを組み合わせて、防火水槽へ海水を移送する。また、そこから可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口より復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。





表 3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流 路、電源設備を含 む)	復水貯蔵槽【常設】 上記水源への補給のための設備として以下の設備を使用する。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】 ホース【可搬】 CSP 外部補給配管・弁【常設】 淡水貯水池から防火水槽への移送ホース【可搬】 海水取水ポンプ【可搬】 海水取水箇所 (取水路) 海水ホース【可搬】 可搬型代替交流電源設備 (電源車)【可搬】 移動式変圧器【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】
流路	復水補給水系・残留熱除去系・高圧炉心注水系 配管・弁・スプレイヘッダ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン 発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスター ビン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

※2：単線結線図を補足資料 49-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.6.2.1.3 代替格納容器スプレイ冷却系の多様性、独立性、位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.6-2 で示す通り多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ（A）、（B）、（C）と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用することで、残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については、残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作も可能とすることにより、電源設備の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系の独立性については、表 3.6-3 で示す

通り地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，配管等の流路を構成する静的機器の故障（破断，漏洩等）は想定していないことから，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B），残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）及び残留熱除去系（B）スプレイラインの配管については共用している（残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）及び残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）の動的機能については，残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする）。ただし，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）及び残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）が故障した場合でも，自主的対策設備として残留熱除去系（C）配管を用いた格納容器スプレイを整備している。

なお，電源設備及び電路については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

表 3.6-2 代替格納容器スプレイ冷却系の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階	
水源	サブプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下2階	
駆動用空気	不要	不要	
潤滑油	不要 (内包油)	不要	
冷却水	原子炉補機冷却系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 (自滑水)	
駆動電源	非常用ディーゼル 発電機	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電 機及び第二ガスタービン 発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋地上1階	屋外(7号炉タービン建屋南側及び荒浜側常設代替交流 電源設備設置場所)	

表 3.6-3 残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (B) (C) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。

	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と, 重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系は, 火災が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と, 重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系は, 溢水が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。

### 3.6.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.6.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の復水移送ポンプは、6号炉、7号炉ともに廃棄物処理建屋地下3階に設置している設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.6-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、中央制御室の復水移送ポンプ操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(49-3-1, 2, 49-4-1, 2)

表 3.6-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建屋で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉格納容器へのスプレイは、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋に設置するため、風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

##### (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであ

ること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの系統構成として、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を開操作することで原子炉格納容器へのスプレイを行う。

代替格納容器スプレイ冷却系の操作対象機器を表 3.6-5 に示す。

このうちタービン負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁（B）については、中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している現場操作盤（AM 用操作箱）のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）現場操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(49-3-1～11, 49-4-1, 2)

表 3.6-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（C）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁（B）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋 地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋 地下 3 階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系である復水移送ポンプは、表 3.6-6 に示すように運転中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系である復水移送ポンプは、プラント停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、プラント運転中、プラント停止中に、復水移送ポンプを起動させ、復水貯蔵槽を水源とし、サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、代替格納容器スプレイ冷却系の機能・性能及び漏洩の有無の確認が可能な設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁（B）から原子炉格納容器までのラインについては、上記の試験に加えて、プラント運転中及びプラント停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

表 3.6-6 代替格納容器スプレイ冷却系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として、復水補移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏洩の確認を行う。

復水移送ポンプ部品表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことの確認を行う。

復水移送系ポンプの外観点検として、傷や漏洩跡の確認を行う。

(49-5-1～3)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切替操作としては、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を行い、原子炉格納容器へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁（B）の全開操作、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）の全開操作を行う。

切り替え操作対象機器については、表 3.6-5 に示した通りとなる。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の上部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがあるが、通常運転時は上部（常用ライン）を使用しているため、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。

格納容器スプレイ冷却系である復水移送ポンプの起動及び系統の切り替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.6-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

系統の切り替えに必要な弁のうちタービン負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁（B）については、中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

系統の切り替えに必要な弁のうち、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している現場操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。これらの操作については、図 3.6-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

また、代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため、第



一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(49-3-1~11, 49-4-1, 2)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80									
				25分 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ																
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確認																	
			バイパス流防止 加置、ポンプ起動																	
			系統構築																	
			スプレイ開始																	
	現場運転員 C, D	2	移動・CSP水源確保																	

図 3.6-2 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系は、通常時は残留熱除去系洗浄水弁 (B) を閉止することで隔離する系統構成としており、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイ系は、格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは、格納容器下部注水を行う場合において、原子炉圧力容器の破損前は格納容器下部注水系 90m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイ冷却系 70m<sup>3</sup>/h であり、原子炉圧力容器の破損後は、格納容器下部注水系は崩壊熱相当の注水量 (最大 50m<sup>3</sup>/h)、代替格納容器スプレイ冷却系 130m<sup>3</sup>/h であり、これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(49-4-1, 2, 49-6-3, )

表 3.6-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁 (B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.6-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、残留熱除去系洗浄水弁（B）、タービン負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）は、原子炉建屋の二次格納施設外に切替装置、現場操作盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

操作対象機器の設置場所について、上記に示す設計とすることで、操作性を確保する。

(49-3-1~11)

表 3.6-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ（A）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（B）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（C）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外）
残留熱除去系洗浄水弁（B）	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋アクセス通路地下 2 階（6 号炉） 廃棄物処理建屋地下 3 階（7 号炉）	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

### 3.6.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系である復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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必要なスプレイ流量を有する設計とする。スプレイ流量としては、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失、RHR 機能喪失）、中小 LOCA+ECCS 機能喪失及び格納容器破損防止の事故シーケンスのうち、過温・過圧破損、水素燃焼において、有効性が確認されている 140m<sup>3</sup>/h（復水移送ポンプ 2 台）でスプレイ可能な設計とする。以上のことから、ポンプ 1 台あたり 70m<sup>3</sup>/h 達成可能な設計とする。

(49-6-1~4)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対し, 多様性, 位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については, 3.6.2.1.3 項に記載の通りである。

### 3.6.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.6.4.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

##### 3.6.4.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、熱交換器2基、電動ポンプ2台、スプレイヘッダ、配管、弁類及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故後に、サブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内にスプレイされた水は、ベント管を通過して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

本システムは、独立した2系統で構成し、低圧注水系と連携して、1系統で給水配管破断による冷却材流出のエネルギー、崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管（ジルカロイ）と水との反応による発生熱を除去し、原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には、残留熱除去系は低圧注水モードとして自動起動し、次に遠隔手動操作により、電動弁を切り替えることによって格納容器スプレイ冷却モードとして機能を有するような設計としている。

本システムの系統概要図を図3.6-3に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.6-9に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・電源設備については「3.14電源設備  
(設置許可基準規則第57条に対する設  
計方針を示す章)」で示す。  
・計装設備については「3.15計測設備  
(設置許可基準規則第58条に対する設  
計方針を示す章)」で示す。

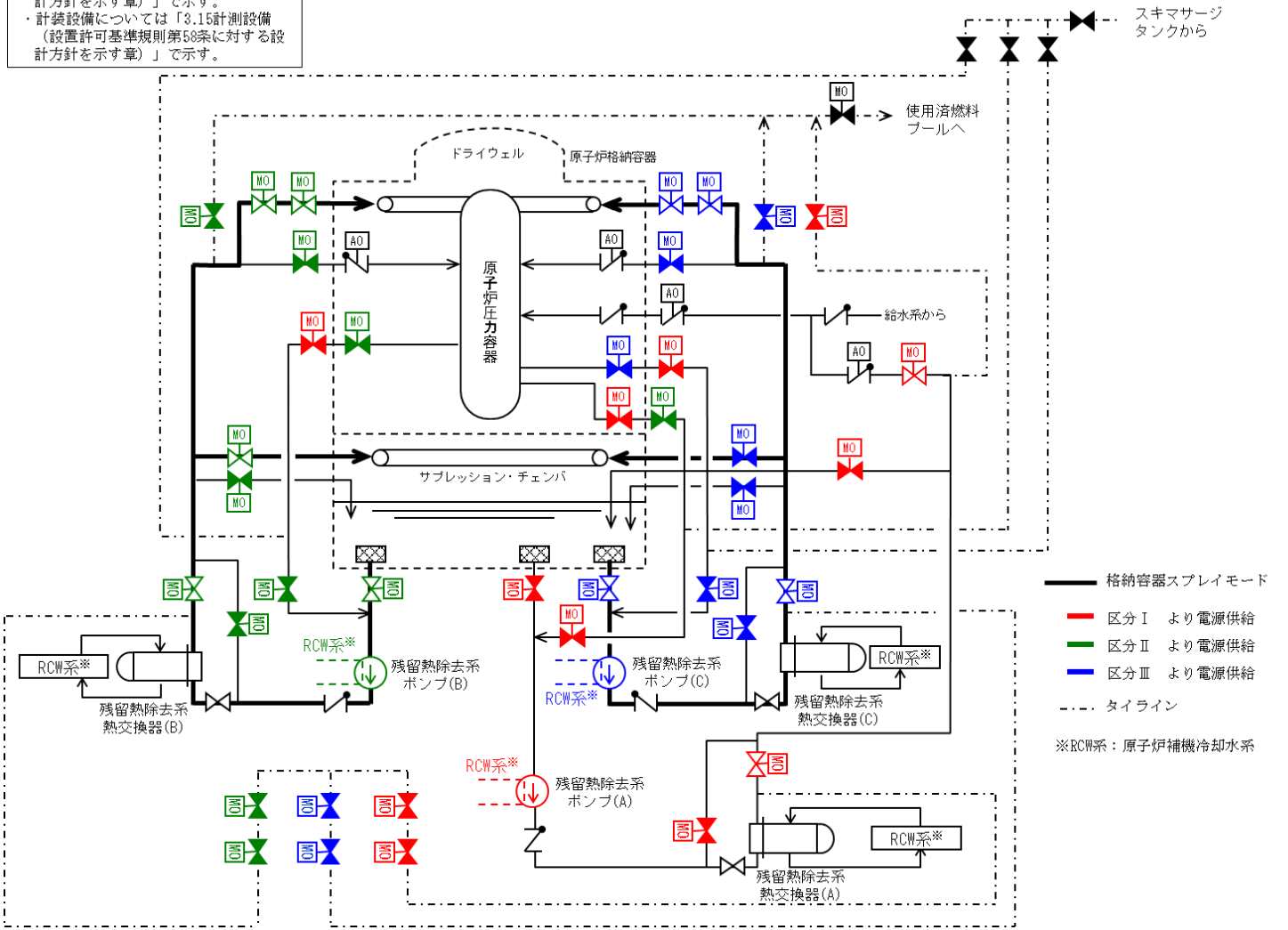


図 3.6-3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 系統概要図

表 3.6-9 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】
附属設備	スプレイヘッド【常設】
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

#### 3.6.4.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却モード) ポンプ

容量 : 約 950m<sup>3</sup>/h/台  
全揚程 : 約 130m  
個数 : 2  
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系 熱交換器

個数 : 2  
伝熱容量 : 約 8.1MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」, 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計測制御設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。



### 3.6.4.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

熱交換器及びポンプについては、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

熱交換器及びポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.6-10 に示す設計である。

表 3.6-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を、また停止中に分解検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.6.4.2 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

#### 3.6.4.2.1 設備概要

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、3ループから構成され、熱交換器3基、電動ポンプ3台、配管、弁類及び計測制御装置からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によって冷却される。

本系統の系統概要図を図3.6-4に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.6-11に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。  
 ・計装設備については「3.15計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

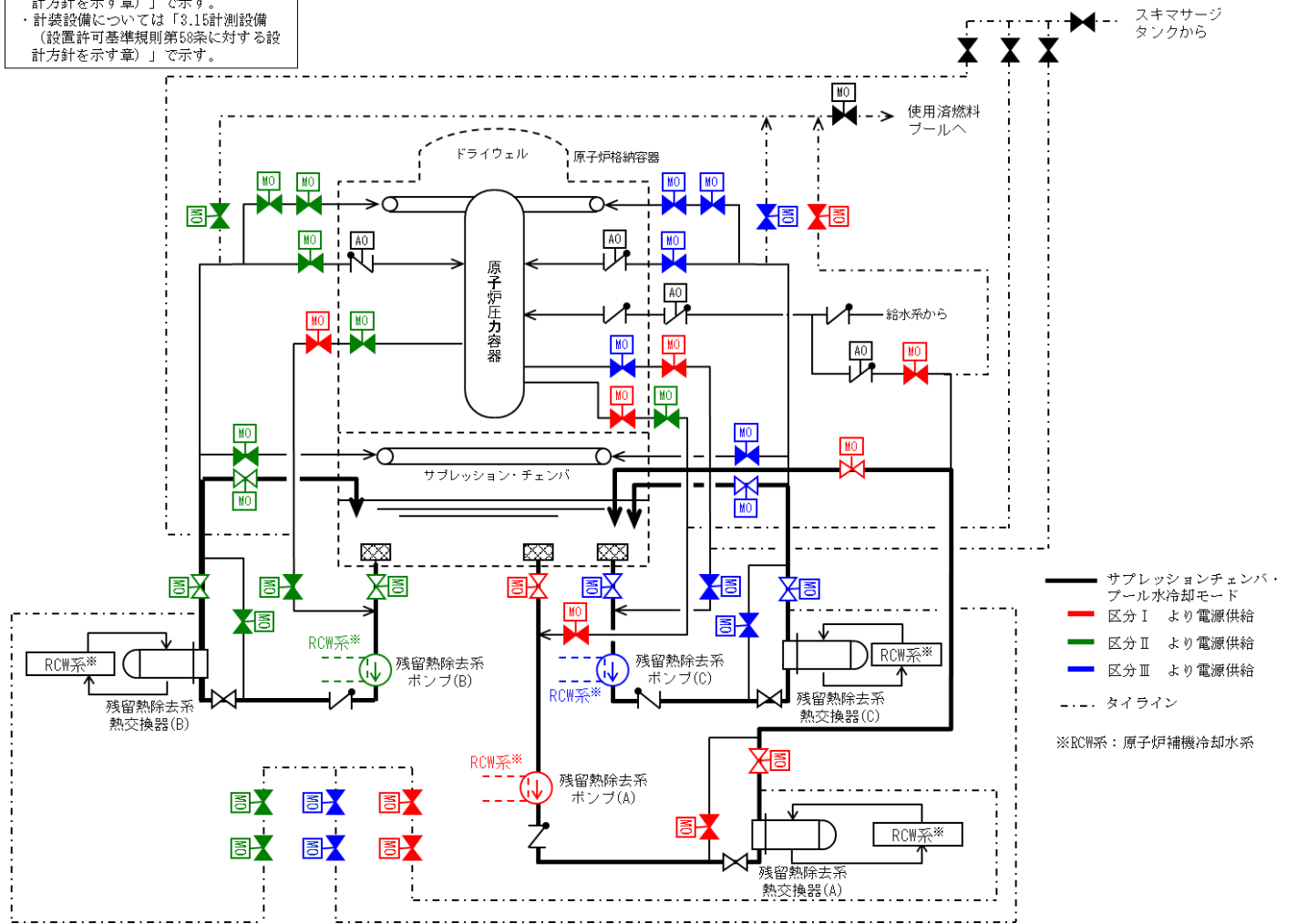


図 3.6-4 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）  
 系統概要図

表 3.6-11 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）に関する  
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】
附属設備	—
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.6.4.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ポンプ

容量 : 約 950m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 : 約 130m

個数 : 3

取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系 熱交換器

個数 : 3

伝熱容量 : 約 8.1MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」, 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計測制御設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.6.4.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

熱交換器及びポンプについては、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

熱交換器及びポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.6-12 に示す設計である。

表 3.6-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を、また停止中に分解検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、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圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」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いう。

- a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
- b) 上記 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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いう。
  - i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
  - ii) 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が講じられていること。
  - iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
  - iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
  - v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
  - vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
  - vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
  - viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
  - ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

### 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 3.7.1 設置許可基準規則第 50 条への適合方針

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圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設置する。

##### (1) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b))

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圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設ける。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設置することで設置許可基準規則第 50 条に対する要求事項に適合させるものとするが、更なる安全性向上の観点から代替格納容器圧力逃がし装置を追って設置することにより、格納容器圧力逃がし装置に対する多重化を図るものとする。

これらの設備は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第 1 項 b) に対する要求事項を満たすものとする。

##### i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置及びよう素フィルタを設置する設計とする。

フィルタ装置にて、粒子状放射性物質の 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99.9%以上を除去可能である。また、よう素フィルタにて、有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

##### ii) 可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性化ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてパージする。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。

ベント初期に含まれるガスのモル組成は、ドライ条件で評価した場合でも酸素濃度が 5vol%を下回っており、系統内で可燃域に達することはない。

また、ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された FP による水の放射線分解によって発生する水素・酸素の量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出する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。

##### iii) 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系、及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他号炉とは共用しない。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二重に設置し、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。



代替格納容器圧力逃がし装置は、他の号機、系統、機器とは共用しない設計とする。

- iv) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、ベント停止後に再度格納容器スプレイを行う場合においても、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。
- v) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁については、エクステンションジョイントにより人力で容易に操作可能な設計とする。
- vi) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁のエクステンションジョイントを介した操作エリアは原子炉建屋の二次格納施設外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行い、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。
- vii) ラプチャーディスクについては、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁、並びにフィルタ装置とよう素フィルタとの隔壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、ラプチャーディスクは格納容器からの排気圧力(0.62MPa)と比較して十分に低い圧力である0.1MPaにて破裂する設計であり、排気の妨げにならない設計とする。
- viii) 格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができるよう設計する。

サプレッション・チェンバからの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保すること、また、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること、及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- ix) 格納容器圧力逃がし装置について、フィルタ装置、よう素フィルタ及び使用時に高線量となる配管、機器等の周囲には遮蔽体を設置し、作業員の放射線防護を考慮した設計とする（詳細は3.7.2.1.3.1(6)参照）。

代替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は地下ピット内に格納し、十分な厚さのコンクリート蓋により地上面の放射線量は十分に低減されている。また、フィルタ装置に接続する配管等については原子炉建屋の二次格納施設内に設置されるが、重大事故時等のアクセスルートや作業エリアの放射線量率に影響する箇所については、遮蔽体を設置することにより、原子炉建屋内での作業における被ばく低減を行うこととしている。

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項）

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圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ又は、格納容器下部注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

なお、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備している。

(3) 格納容器 pH 制御設備

設置許可基準規則解釈第1項b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

### 3.7.2 重大事故等対処設備

#### 3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

##### 3.7.2.1.1 設備概要

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環境へ放出するために重大事故緩和設備として設けるものである。

本システムの主要設備は、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクで構成し、ベントガス圧力によりラプチャーディスクが破裂することから、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由しフィルタ装置、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排気管を通して放出する。

本システムを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが、サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサブプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を經由してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋の二次格納施設外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。また、大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクが設置され、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサブプレッション・チェンバに排出するドレンポンプが設置される。蒸気凝縮ドレンを排出した際には、フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、除去効率に影響を及ぼすため、可搬型のスクラバ水 pH 制御設備を用いて薬液濃度を調整する。一方で、本システムの使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを經由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。本システムを使用した際には、フィルタ装置及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、遮蔽壁を設置し、周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本システム全体の概要図を図 3.7-1 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.7-1 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

- 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）

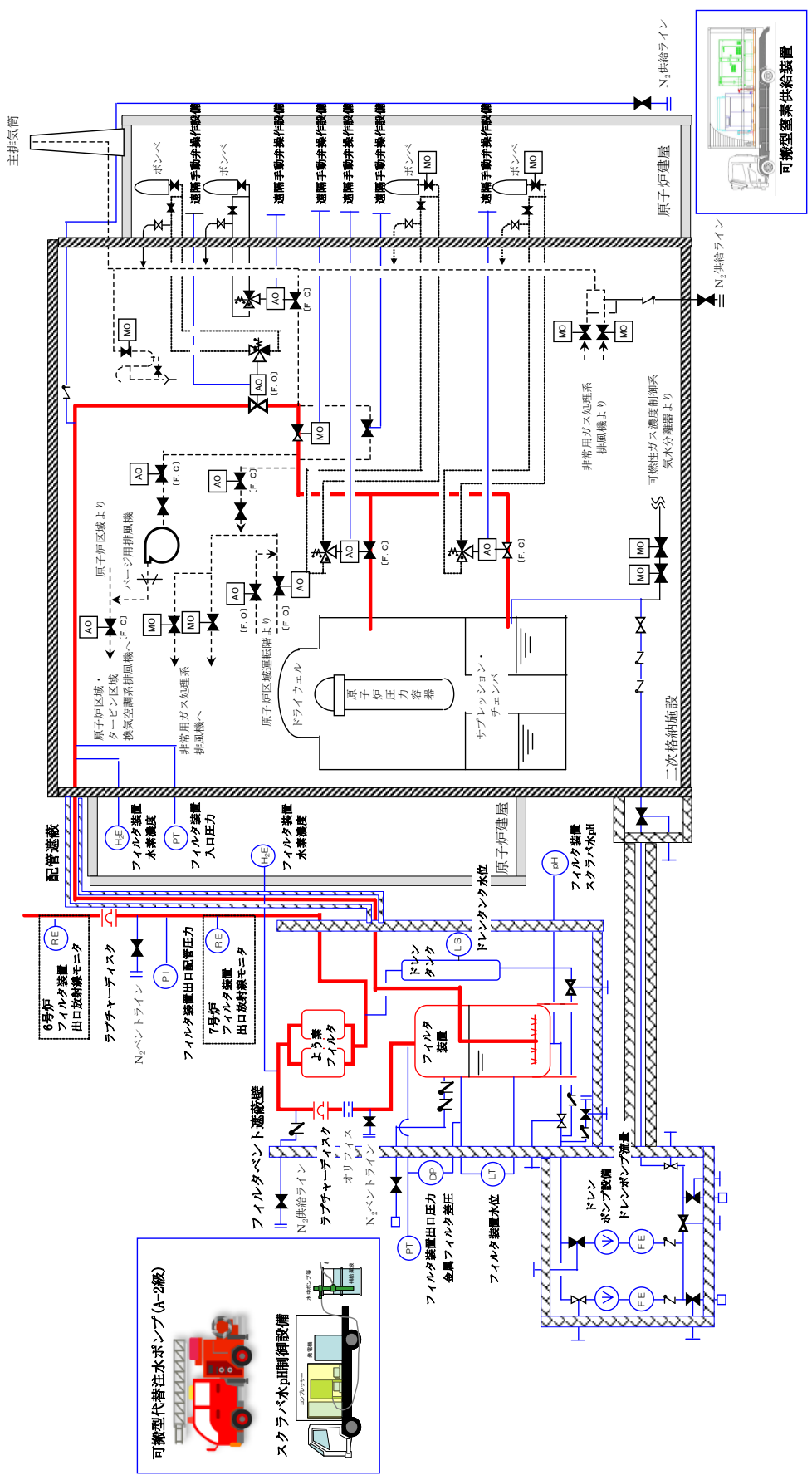


図 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流 路, 電源設備を含む)	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】
注水先	—

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備※2	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（16kL）【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM用直流125V蓄電池【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p>
計装設備※3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) フィルタ装置

材料	: スクラバ水 : 水酸化ナトリウム水溶液 ( ) 以上)
	: 金属フィルタ : SUS316L
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 0.62MPa
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 31.6kg/s
個数	: 1
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

#### (2) よう素フィルタ

材料	: 銀ゼオライト
放射性物質除去効率	: 98%以上 (有機よう素に対して)
最高使用圧力	: 0.25MPa
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 15.8kg/s/基
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

#### (3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	: 100kPa
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内及び原子炉建屋屋上

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ上流側）は，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置されている設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.7-2に示す。

ラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は，原子炉建屋屋上に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋屋上の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.7-3に示す。

また，降水及び凍結により機能を損なわないよう，放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とするとともに，フィルタ装置外面にはヒーター及び保温材を設置することによる凍結防止対策を行う。なお，ヒーターが使用できない場合においても24時間以上はスクラバ水が凍結しないことを確認している。

(50-4-2～50-4-15)



表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件（フィルタベント遮蔽壁内）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるフィルタベント遮蔽壁内（屋外）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	設置場所であるフィルタベント遮蔽壁内（屋外）で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建屋屋上）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋屋上で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	設置場所である原子炉建屋屋上で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の操作は，重大事故等が発生した場合の二次格納施設内の環境を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋の二次格納施設外よりエクステンションジョイントを介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置の流路に接続される弁（一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁を遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することにより、原子炉格納容器内のガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導き、排気口より環境へ放出することで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧が可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。また、流路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。そのため、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B、非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。なお、換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には、速やかに弁の操作を実施できるよう運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用前には、フィルタ装置ドレン移送ポンプの水張り操作を実施する。このために操作が必要な弁については、現場（フィルタベント遮蔽壁内（附室）、原子炉建屋近傍屋外）にて操作する設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用前の操作であることから、現場の放射線量は低く、確実に操作することが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用中には、フィルタ装置水位調整（水張り）、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、ドレンタンク水抜き、ドレン移送ラインの窒素パージを実施する。このために操作が必要な弁、ポンプ起動のスイッチ、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、可搬型窒素供給装置、pH 調整のための機器の接続については、現場（フィルタベント遮蔽壁内（附室）、原子炉建屋近傍屋外）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置、よう素フィルタ、配管、機器の周囲には遮蔽体を設置し、現場の放射線量を下げるこ

とにより、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置水位調整（水抜き）、格納容器圧力逃がし装置系統の窒素パージを実施する。このために操作が必要弁、ポンプ起動のスイッチ、可搬型窒素供給装置の接続については、現場（フィルタベント遮蔽壁内（附室）、原子炉建屋近傍屋外）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置、よう素フィルタ、配管、機器の周囲には遮蔽体を設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能である。

表 3.7-4 に各操作場所を示す。

(50-4-8～50-4-16)

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	—	—	—
よう素フィルタ	—	—	—
ラブチャードイス	閉止→破裂	—	—
一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下1階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上2階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
換気空調系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
非常用ガス処理系 U シール隔 離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>1</sup>
FCVS フィルタベント装置ドレ ン移送ポンプ入口弁 A	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレ ン移送ポンプ入口弁 B	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁	弁閉→弁開	フィルタベント遮蔽壁内（附室）	手動操作
FCVS フィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁	弁閉→弁開	フィルタベント遮蔽壁内（附室）	手動操作
FCVS フィルタベント装置ドレンライン N <sub>2</sub> パージ用元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N <sub>2</sub> パージ用元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋近傍屋外	手動操作
ドレンポンプ設備	起動・停止	フィルタベント遮蔽壁内（附室）	スイッチ操作
可搬型窒素供給装置	起動・停止	原子炉建屋近傍屋外	スイッチ操作
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	起動・停止	原子炉建屋近傍屋外	スイッチ操作
スクラバ水 pH 制御設備	起動・停止	原子炉建屋近傍屋外	スイッチ操作 <sup>※2</sup>

※1 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

※2 スクラバ水 pH 制御設備については、可搬型のタンク、空気駆動ポンプ及び付属機器で構成され、タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を可搬型窒素供給装置によって駆動する空気駆動ポンプを用いてフィルタ装置給水口より注入する

### (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

#### (i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

#### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、表 3.7-5 に示すようにプラント停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては、マンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験を実施可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては、ホルダーから取外して定期的に交換可能な設計とする。

また、プラント停止中に、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側並びにドライウェル側）、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁並びにフィルタ装置入口弁については弁開閉試験を実施し、さらに格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏洩確認を実施することで、機能・性能試験が確認可能な設計とする。

(50-6-2～50-6-8)

表 3.7-5 格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏洩確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の試験
	外観検査	フィルタ装置，よう素フィルタの容器 外面並びに内部構造物の外観の確認
	交換	ラプチャーディスクの交換

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては本来の用途以外の用途には使用しない。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、ベントガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導くことが可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。

これにより、図 3.7-2 及び図 3.7-3 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え可能とすることが可能。

(50-4-8～50-4-13)

		経過時間(分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 70分								
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(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2				通信手段確保、電源確認				
						系統構成				
	現場運転員C, D	2				移動、電源確保				
						W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作				

		経過時間(分)								備考				
		10	20	30	40	0	10	20	30		40	50	60	
手順の項目	要員(数)	35分 系統構成完了								減圧及び除熱開始 55分				
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)(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2												
	現場運転員C, D	2												
	現場運転員E, F	2												

図 3.7-2 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(W/W ベント) タイムチャート\*

		経過時間(分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 70分								
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(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2				通信手段確保、電源確認				
						系統構成				
	現場運転員C, D	2				移動、電源確保				
						D/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作				

		経過時間(分)								備考				
		10	20	30	40	0	10	20	30		40	50	60	
手順の項目	要員(数)	35分 系統構成完了								減圧及び除熱開始 55分				
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)(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2												
	現場運転員C, D	2												
	現場運転員E, F	2												

図 3.7-3 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(D/W ベント) タイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 7 示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，他号炉とは共用しない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置には，排気経路に非常用ガス処理系，換気空調系並びに耐圧強化ベント系が接続されている。

非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は，一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。それぞれの系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置する。これらのうち格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁（一次隔離弁）は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また，2 つ目の弁（二次隔離弁）は通常時閉の手動駆動弁である。これら手動駆動弁については運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には，速やかに弁の操作を実施できるよう運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

また，耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され，系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置してある。格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。2 つ目の弁について，非常用ガス処理系フィルタ装置に接続する弁は通常時閉の電動駆動弁であり，電源喪失時にはアズイズとなるため，中央制御室での閉確認が必要である。また，排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，U シールドレンを介して原子炉建屋内に接続されている。通常時は U シール部は水シールされており，原子炉建屋内に開放されていないが，念のためにベント実施前に中央制御室で当該弁の閉操作を行う運用とする。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は表 3.7-6 に示すように直列で二重に設置し，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。

(50-5-2～50-5-3)

表 3.7-6 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系 一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	非常用ガス処理系 二次隔離弁	手動	通常時閉
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	換気空調系二次隔離弁	手動	通常時閉
耐圧強化ベント系	一次隔離弁 (耐圧強化ベント弁※)	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	二次隔離弁 (フィルタ装置 出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動 インターロック有)
	二次隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開

※ 耐圧強化ベント使用時に切り替え操作が必要(中央制御室若しくは現場にて容易に切り替え可能)



(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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については、当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから、約 1.3m 厚さのコンクリート遮蔽壁の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。また、フィルタ装置へ接続する屋外配管やドレン移送設備についても、同様に高放射線量となることから、機器の周囲に鉄板遮蔽を設置している。

また、当該システムを使用する際に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-7 に示す。このうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなる恐れが少ないため、操作可能である。一方、現場にて操作を実施する機器のうち、原子炉建屋内に設置の機器については、操作場所を放射線量が高くなる恐れが少ない二次格納施設外としているため、操作可能である（二次格納施設外であっても、二次格納施設内の高線量配管の影響により放射線量が高くなる恐れのある場所においては、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する等の対策を行う）。また、現場にて操作を実施する機器のうち、屋外に設置の機器については、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置、よう素フィルタ、配管、機器の周囲には遮蔽体を設置し、現場の放射線量を低減させるため、操作可能である。

(50-4-8～50-4-13)

表 3.7-7 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルタベント遮蔽壁内	—
よう素フィルタ	フィルタベント遮蔽壁内	—
ラプチャーディスク	フィルタベント遮蔽壁内 原子炉建屋屋上	—
一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室 原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
換気空調系 一次隔離弁	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 一次隔離弁	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	中央制御室
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	原子炉建屋地上4階 (二次格納施設内)	中央制御室
FCVS フィルタベント装置ドレン 移送ポンプ入口弁 A	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置ドレン 移送ポンプ入口弁 B	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置遮蔽壁 内側ドレン弁	フィルタベント遮蔽壁内	フィルタベント遮蔽壁内 (附室)
FCVS フィルタベント装置移送ポ ンプテストライン止め弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置ドレン 移送ポンプ吐出側第一止め弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置ドレン 移送ポンプ吐出側第二止め弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置ドレン ライン二次格納施設外側止め弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置給水ラ イン止め弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS フィルタベント装置ドレン タンク出口止め弁	フィルタベント遮蔽壁内	フィルタベント遮蔽壁内 (附室)
FCVS フィルタベント装置ドレン ライン N <sub>2</sub> パージ用元弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
FCVS PCV ベントラインフィルタ ベント側 N <sub>2</sub> パージ用元弁	原子炉建屋近傍屋外	原子炉建屋近傍屋外
ドレンポンプ設備	原子炉建屋近傍屋外	フィルタベント遮蔽壁内 (附室)

### 3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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の設計流量については、重大事故時等に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な容量を有する設計とする。

スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレンポンプを用いて間欠的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で、フィルタ装置を長期間使用可能な設計とする。

スクラバ水待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラバ水 pH 低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率を99.9%以上を確保可能な $\square$ 以上を保持可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分は有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

ラプチャーディスクの破裂圧力は、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として0.1MPaで破裂する設計とする。

(50-7-2～50-7-9)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(50-5-2～50-5-3)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、代替機能を持つ重大事故等対処設備である代替格納容器圧力逃がし装置に対して多重性、独立性及び位置的分散を図ったものとする。また、代替循環冷却系に対しても多重性、独立性及び位置的分散を図るとともに、駆動方式、ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

一方で、設置許可基準規則第 48 条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、格納容器スプレイ冷却系の安全機能を代替する。当該設備は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して大気放出することにより、原子炉格納容器の過圧破損を防止するものである。

格納容器スプレイ冷却系については、サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、ベント管を通してサプレッション・チェンバ内に戻り、サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。

### 3.7.2.2 代替格納容器圧力逃がし装置

#### 3.7.2.2.1 設備概要

代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合においても、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環境へ放出するために重大事故緩和設備として設けるものである。

本システムの主要設備は、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクで構成し、ベントガス圧力によりラプチャーディスクが破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置、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排気管を通して放出する。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋の二次格納施設外から人力にて操作を行うことが可能としている。また、大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクが設置され、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサプレッション・チェンバに排出するドレンポンプが設置される。蒸気凝縮ドレンを排出した際には、フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、除去効率に影響を及ぼすため、地下ピット内に常設している薬液タンクを用いて薬液濃度を調整する。一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを経由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本システム内を不活性化しておく。

本システム全体の概要図を図 3.7-4、本システムに属する重大事故対処設備を表 3.7-8 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

- ・ 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）

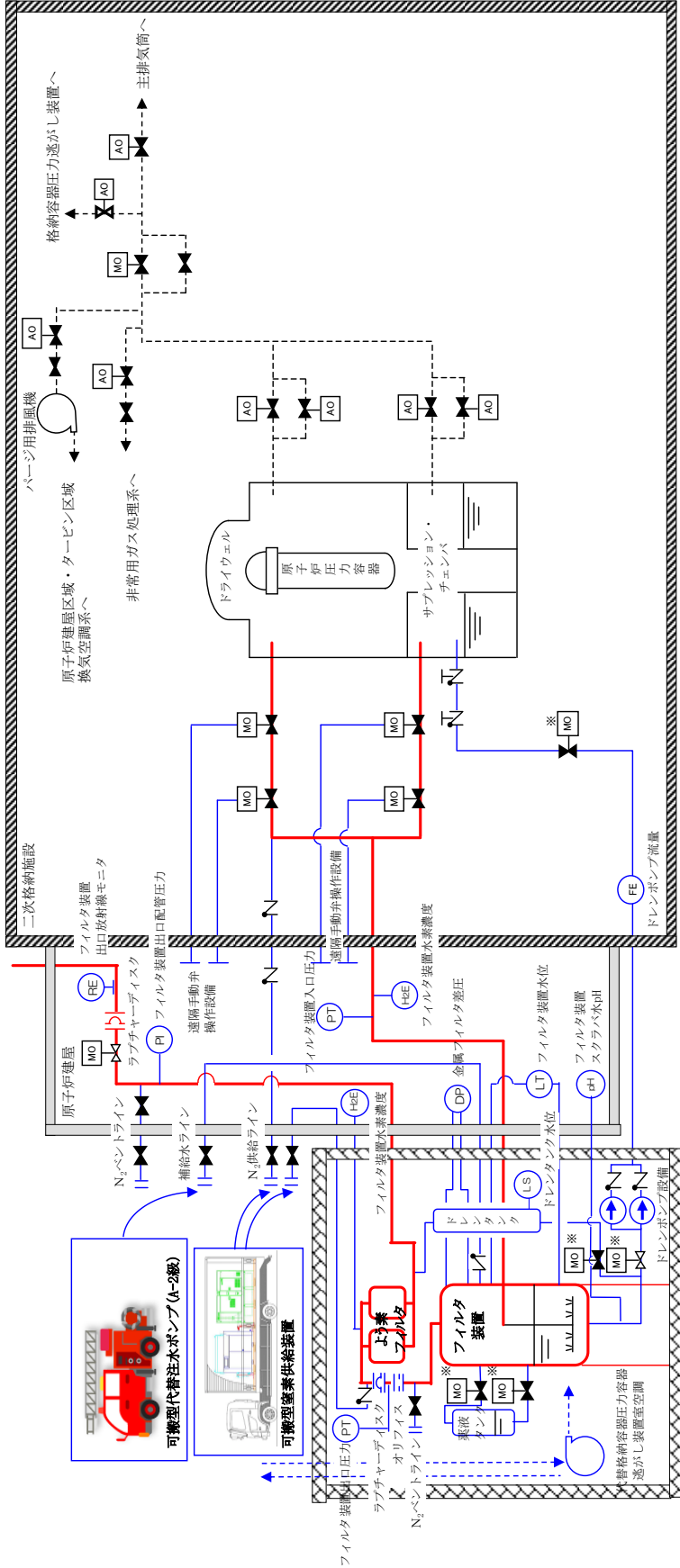


図 3.7-4 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.7-8 代替格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	代替格納容器圧力逃がし装置室空調【常設】 ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 薬液タンク【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流 路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
注水先	—

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備※ <sup>2</sup>	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（16kL）【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM用直流125V蓄電池【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p>
計装設備※ <sup>3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
 計装設備については「3.15 計測設備」で示す。



### 3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) フィルタ装置

材料	: スクラバ水 : 水酸化ナトリウム水溶液 ( ) 以上)
	: 金属フィルタ : SUS316L
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 0.62MPa
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 31.6kg/s
個数	: 1
取付箇所	: フィルターベント地下ピット

#### (2) よう素フィルタ

材料	: 銀ゼオライト
放射性物質除去効率	: 98%以上 (有機よう素に対して)
最高使用圧力	: 0.25MPa
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 15.8kg/s/基
個数	: 2
取付箇所	: フィルターベント地下ピット

#### (3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	: 100kPa
個数	: 2
取付箇所	: フィルターベント地下ピット及び 原子炉建屋の二次格納施設外

水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」, 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ上流側）は，常設で地下ピット内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，地下ピット内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.7-9 に示すような設計とする。

ラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は，原子炉建屋の二次格納施設外に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.7-10 に示す。

表 3.7-9 環境条件及び荷重条件（フィルターベント地下ピット内）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるフィルターベント地下ピット内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	フィルターベント地下ピット内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波により機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-10 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建屋の二次格納施設外）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋の二次格納施設外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内に設置するため, 風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置の流路に接続される弁（一次隔離弁並びに二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側））を中央制御室より開操作することにより，原子炉格納容器内のガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導き，排気口より環境へ放出することで，代替格納容器圧力逃がし装置による格納減圧が可能である。これらの弁は，電源喪失時には遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することが可能である。また，流路に設けるラプチャーディスクは，代替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。そのため，想定される重大事故時等の環境下においても，確実に操作することが可能である。操作対象機器を表 3.7-11 に示す。

表 3.7-11 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	—	—	—
よう素フィルタ	—	—	—
ラプチャーディスク	閉止→破裂	—	—
一次隔離弁 (サプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁 (サプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)
二次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (エクステンション ジョイント)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、表 3.7-12 に示すように、プラント停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては、マンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験を実施可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては、ホルダーから取外して定期的に交換可能な設計とする。

また、プラント停止中に、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側並びにドライウエル側）、二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側並びにドライウエル側）については弁開閉試験を実施し、さらに代替格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏洩確認を実施することで、機能・性能試験が確認可能な設計とする。

(50-6-2～50-6-8)

表 3.7-12 代替格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏洩確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	フィルタ装置, よう素フィルタの容器 外面並びに内部構造物の外観の確認
	交換	ラプチャーディスクの交換

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置については他系統とは独立した系統構成であることから, 切り替え操作は不要である。

(50-5-4~50-5-5)

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置は, 他の系統及び機器とは共用しない。

(50-5-4~50-5-5)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁は表 3.7-13 に示す通りであるが、電源喪失時においてこれらの弁を操作する際の現場での操作位置は、重大事故等時に放射線が高くなる恐れのない原子炉建屋の二次格納施設外に設置する。また、二次格納施設内の高線量配管に対して二次格納施設壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する等の対策を行う。

表 3.7-13 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルターベント地下ピット	—
よう素フィルタ	フィルターベント地下ピット	—
ラプチャーディスク	フィルターベント地下ピット 原子炉建屋（二次格納施設外）	—
一次隔離弁 （サプレッション・ チェンバ側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
一次隔離弁 （ドライウエル側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
二次隔離弁 （サプレッション・ チェンバ側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
二次隔離弁 （ドライウエル側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—

### 3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替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の設計流量については、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な容量を有する設計とする。

スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレンポンプを用いて間欠的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で、フィルタ装置を長期間使用可能な設計とする。

スクラバ水待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラバ水 pH 低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率を99.9%以上を確保可能な $\square$ 以上を保持可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分は有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

ラプチャーディスクの破裂圧力は、代替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として0.1MPaで破裂する設計とする。

(50-7-2~50-7-9)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(50-5-4～50-5-5)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、代替機能を持つ重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置に対して多重性、独立性及び位置的分散を図ったものとする。また、代替循環冷却系に対しても多重性、独立性及び位置的分散を図るとともに、駆動方式、ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

一方で、設置許可基準規則第 48 条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、格納容器スプレイ冷却系の安全機能を代替する。当該設備は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して大気放出することにより、原子炉格納容器の過圧破損を防止するものである。

格納容器スプレイ冷却系については、サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、ベント管を通過してサプレッション・チェンバ内に戻り、サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。



### 3.7.2.3 代替循環冷却系

#### 3.7.2.3.1 設備概要

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、可搬型の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプを用いて除熱することで、原子炉の循環冷却を行うことを目的に設ける系統である。

本系統は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を直接冷却する冷却水が流れる一次側、及び一次側で除熱した熱を残留熱除去系熱交換器を介して最終ヒートシンクである海水へ移送する二次側で構成される。

一次側の系統構成としては、サプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイを行うことも可能とする。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、連通孔からサプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。

なお、重大事故等における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。

前述の通り、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水及び格納容器スプレイ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故時におけるサプレッション・チェンバの水温は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系を行うには、原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

二次側の系統構成について、熱交換器ユニットの淡水側は、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、代替原子炉補機冷却海水ポンプで除熱された水をタービン建屋に設置された接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換した後の排水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱した水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。

一方で、熱交換器ユニットの海水側としては、熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却海水ポンプを含む海水側配管は、専用ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、専用ホースを熱交換器ユニットと建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

なお、代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

本系統全体の概要図を図3.7-5、本系統に属する重大事故対処設備を表3.7-14に示す。

- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

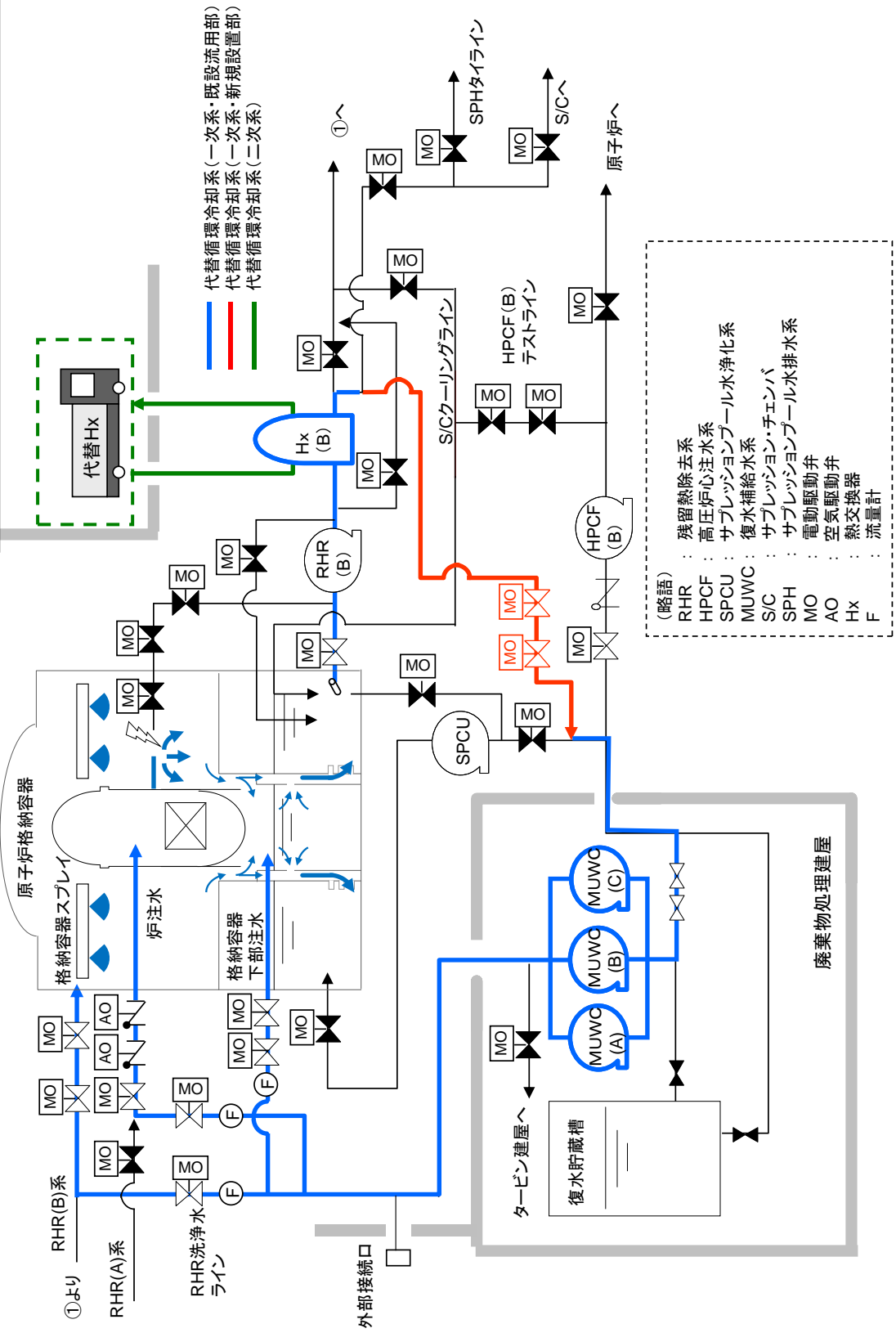


図 3.7-5 代替循環冷却系 系統概要図

表 3.7-14 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 代替原子炉補機冷却海水ポンプ【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源※ <sup>1</sup> （水源に関する流路， 電源設備を含む）	サブプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】 代替循環冷却系 配管・弁【常設】 残留熱除去系・高圧炉心注水系・復水補給水系・給水系・格納容器下部注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ・スプレイヘッダ【常設】 ホース【可搬】 海水貯留堰 スクリーン室 取水路
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備※ <sup>2</sup>	<b>常設代替交流電源設備</b> 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 <b>可搬型代替交流電源設備</b> 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 <b>代替所内電気設備</b> 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】

設備区分	設備名
計装設備 <sup>※3</sup>	復水補給水系流量（原子炉压力容器）【常設】 復水補給水系流量（原子炉格納容器）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度（代替循環冷却）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】

※1： 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

※2： 単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3： 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.7.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa 1.7MPa (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	: 66℃ 85℃ (重大事故等時における使用時の値)
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階

#### (2) 熱交換器ユニット (6 号及び 7 号炉共用)

容量	: 23.0 MW/式 (海水温度 30℃において)
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa / 海水側 0.6MPa 淡水側 1.37MPa / 海水側 1.4MPa
最高使用温度	: 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 50℃ 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 40℃
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
個数	: 3 <sup>※1</sup> 1 <sup>※1</sup> ※1 6 号及び 7 号炉の必要数はそれぞれ 1 (予備 1) とする。

#### 代替原子炉補機冷却水ポンプ

容量	: 300 m <sup>3</sup> /h/台 600 m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

#### 熱交換器

伝熱面積	:  m <sup>2</sup> /式  m <sup>2</sup> /式
個数	: 1

(3) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 420m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 35m
最高使用圧力	: 0.5MPa
最高使用温度	: 40℃
原動機出力	: 75kW
個数	: 2 (予備 2)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については、「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計測制御設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

### 3.7.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.7.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋地下3階に設置している設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，廃棄物処理建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.7-15に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表3.7-16に示す設計とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うと共に，凍結評価により凍結しないことを確認する。更に，常時海水を通水する熱交換器ユニット内の一部，及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは，耐腐食材料を使用し，ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(50-4-16～50-4-36，50-8-3)

表3.7-15 想定する環境条件及び荷重条件（復水移送ポンプ）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建屋で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-16 想定する環境条件及び荷重条件  
(熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプ)

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。
地震	設置場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し, 治具により転倒防止対策を行う。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。
風(台風)・積雪	設置場所である屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

復水移送ポンプの起動及び系統構成に必要な弁は, 中央制御室及び廃棄物処理建屋内で操作する。

復水移送ポンプの起動は, 中央制御室において, 操作盤上での操作が可能な設計とする。また, 系統構成に必要な弁操作は, 中央制御室又は現場での手動操作が可能な設計とする。中央制御室に設置する操作盤の操作器, 表示器及び銘板は, 操作者の操作・監視性を考慮しており, また, 十分な操作空間を確保することで, 確実に操作できる設計とする。想定される重大事故時の環境条件(被ばく影響)を考慮し, 確実に操作できる設計とする。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは, タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能である。また熱交換器ユニットに関しては必要に応じて治具により設置場所であるタービン建屋脇にて転倒防止を行い, 代替原子炉補機冷却海水ポンプに関しては, 専用治具を用いて確実に設置可能とする。

また, 付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換



器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプの操作を行う。操作盤の操作器、表示器は、誤操作防止のために名称が明記することで操作者の操作・監視性を考慮しており、かつ十分な操作空間を確保し容易に操作可能とする。

その他操作が必要な電動弁については、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置しているAM用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置しているAM用操作盤のスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、代替循環冷却運転中に残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁及び復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプから外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。

表 3.7-17 に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4-16～50-4-36, 50-5-6～50-5-13, 50-11-12)

表 3.7-17 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	ポンプ起動	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	ポンプ起動	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	ポンプ起動	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却 流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却 ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水 系第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水 系第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系最小流量バイ パス弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(A)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系圧力抑制室プ ール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
サプレッションプール浄化 系復水貯蔵槽側吸込弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(二次格納施設外)(6号炉) 中央制御室(7号炉)	スイッチ操作
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号炉)	手動操作
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
熱交換器ユニット	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却海水ポンプ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(B) 冷却水温度調節 弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	(手動操作続く)
換気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(D) 冷却水温度調節 弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、表3.7-18に示すように運転中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、外観検査が可能とする。

復水移送ポンプは、プラント停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、プラント運転中、プラント停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させサプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能及び漏洩の有無の確認が可能な系統設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁（A）から原子炉圧力容器までのライン、残留熱除去系洗浄水弁（B）から原子炉格納容器までのライン、格納容器下部注水ラインについては、上記の試験に加えて、プラント運転中及びプラント停止中に残留熱除去系洗注入弁（A）、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）、復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁、復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、代替循環冷却系の流路を確保するための残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁についても、プラント運転中及びプラント停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。これらの試験を組み合わせることにより、代替循環冷却系の機能を確保できる設計とする。

表 3.7-18 復水移送ポンプの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは, 表 3.7-19 に示すように停止中に, 各機器の機能・性能試験, 分解検査及び外観検査が可能であり, 運転中には代替原子炉補機冷却水ポンプと弁の動作確認を可能な設計とする。

停止中の試験・検査として, 熱交換器ユニットのうち, 熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは, ケーシングカバーを取り外して, ポンプ部品(主軸, 軸受, 羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能である。代替原子炉補機冷却海水ポンプは, ストレーナ及びケーシングを取り外すことでポンプ部品(主軸, 軸受, 羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。

運転中の試験・検査として, 代替原子炉補機冷却海水ポンプ, 系統を構成する弁は, 単体で動作確認可能な設計とする。

表 3.7-19 熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏洩の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として, 熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプの流量, 系統(ポンプ廻り)の振動, 異音, 異臭及び漏洩の確認を行う。

(50-6-9~50-6-17)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

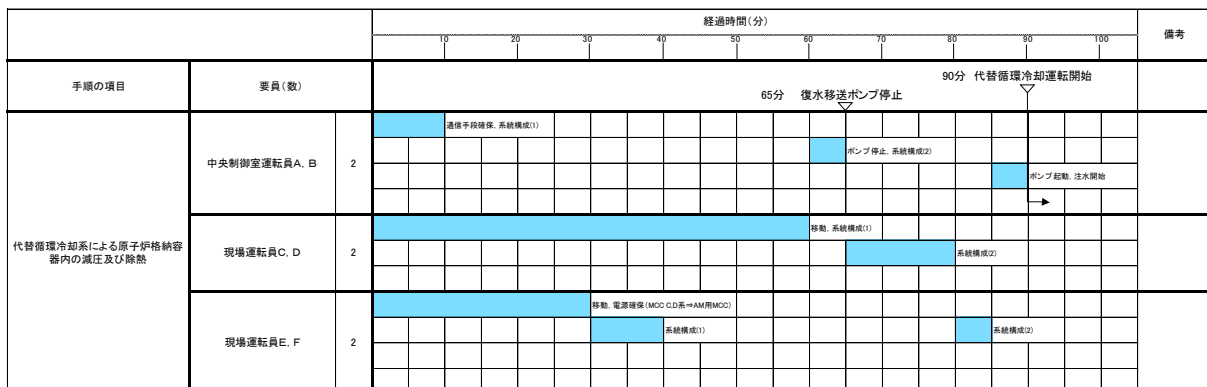
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系である復水移送ポンプは、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備であることから、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能となるように、弁を中央制御室から遠隔操作可能とする設計とするか、又は、弁を現場で速やかに操作できる配置上の考慮がなされた設計とする。

また、代替循環冷却系のバイパス流を防止するため、代替循環冷却系の主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来す等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、代替循環冷却系のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却系海水ポンプは、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系から代替循環冷却系に切替えるために必要な操作弁については、原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁 2 弁を閉操作し、熱交換器ユニットの接続ラインの 2 弁を開操作し、残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作と共に、現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3.7-6 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。



手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10									
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 系統構成																	
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保(15分)	系統構成(30分)																
	緊急時対策要員	13		熱交換器ユニット他移動								主配管(可搬型)等の接続								

図 3.7-6 代替循環冷却系のタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

(50-4-16~36, 50-5-6~13)

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系は重大事故時等に残留熱除去系と高圧炉心注水系を繋ぐことで系統を構成するが, 通常運転時に残留熱除去系と高圧炉心注水系に相互に悪影響を及ぼすことを防止するために, 残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁を常時閉とすることで悪影響を及ぼさない設計とする。他系統との隔離弁を表 3.7-20 に示す。

また, 復水移送ポンプは, 通常時は残留熱除去系洗浄水弁 (A 及び B) を閉止することで隔離する系統構成としており, 残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却系海水ポンプは, 通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することとする。

また, 代替循環冷却系の運転時には原子炉補機冷却系と熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却系海水ポンプを同時に使用しない運用とすることで, 相互の機能に悪影響を及ぼさない構成とする。

表 3.7-20 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 高圧炉心注水系	残留熱除去系高圧炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系高圧炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(50-5-6~13)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-21 に示す。このうち、復水移送ポンプ、タービン建屋負荷遮断弁、原子炉建屋内に設置されている弁のうち残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)、復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁、復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁(7号炉のみ)、常用冷却水供給側分離弁(B)、常用冷却水戻り側分離弁(B)については中央制御室から操作を可能とし、それ以外の原子炉建屋内に設置されている弁については放射線の影響を考慮し、原子炉建屋の二次格納施設外にAM用切替盤、AM用操作盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。その他、廃棄物処置建屋、タービン建屋、コントロール建屋で手動弁の操作が必要であるが、操作は代替循環冷却起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

また、代替循環冷却を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁(第一止め弁)で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン(非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等)についても、高線量となる範囲が限定的となるよう、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

また、代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な

放射線防護対策を行う。

なお、代替循環冷却運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプから外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

表 3.7-21 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上1階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上1階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋アクセス通路 地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	中央制御室
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)(6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上(次巻へ続く) (二次格納施設外)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地下2階(7号炉)	中央制御室
復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地下2階(7号炉)	原子炉建屋地上3階(二次格納施設外)(6号炉) 中央制御室(7号炉)
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階



機器名称	設置場所	操作場所
復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁(6号炉のみ)	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却海水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階(次頁階続く)
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階

(50-4-16～36, 50-8-3)

### 3.7.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力容器への注入流量が 90 m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 100 m<sup>3</sup>/h）（復水移送ポンプ 2 台）又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m<sup>3</sup>/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 140 m<sup>3</sup>/h）（復水移送ポンプ 2 台）であることから、1 台あたりの 95 m<sup>3</sup>/h 流量を確保可能な設計とする。その際のポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，及び弁配管圧損を考慮して循環流量が 190m<sup>3</sup>/h 達成可能な設計とする。

(50-7-10～14)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(50-5-6～13)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり，原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置，及び代替格納容器圧力逃がし装置に対し駆動方式，ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

また，復水移送ポンプは，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対し，位置的分散されている。また，電源，冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており，それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

代替循環冷却系（二次系）の常設部である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は，共通要因によって設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時に機能が損なわれることを防止するために，可搬型重大事故等設備として熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプを設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。

### 3.7.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却系海水ポンプは、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、復水移送ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系熱交換器の冷却水として、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱量とポンプ流量を有する設計とする。

熱交換器ユニットの容量は、熱交換容量 23.0MW として設計し、代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とし、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの容量は、流量 840m<sup>3</sup>/h として設計し、代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とし、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットと代替原子炉補機冷却海水ポンプは 1 プラント当たり 2 セット確保し、熱交換器ユニットについては 6 号及び 7 号炉合わせて 4 式、代替原子炉補機冷却海水ポンプについては 6 号及び 7 号炉合わせて 8 台確保する。更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、同様の機能を有する格納容器圧力逃がし装置と多様性を持つ設計とする。

(50-7-15~35)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号炉及び7号炉に接続可能な接続口とする。

また、代替原子炉補機冷系の代替原子炉補機冷却海水ポンプを接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式とすることで、確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの代替原子炉補機冷却海水ポンプは、6号炉及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(50-4-30, 50-8-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をフィルタバント装置との離隔を考慮し、6号炉についてはタービン建屋西側から建屋外と建屋内に接続できる箇所を1個ずつ計2個設け、7号炉についてはタービン建屋南側及び西側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで、互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお、代替循環冷却系は残留熱除去系B系の熱交換器を使用するため、残留熱除去系A系側の接続口（熱交換器ユニットとの接続口）については使用しない。

(50-4-30, 50-8-3)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置そ

の他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、原子炉格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業にあたって、簡便な接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

(50-8-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却系ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して配置することとする。

(50-9-2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処

設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート』参照)

(50-10-2, 3)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第43条第3項七)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり、熱交換器ユニット及び代替原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ及び原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置と表3.7-22で示す通り多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替循環冷却系が海水であることに対し、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は大気とし、多様性を有する設計とする。

表 3.7-22 代替循環冷却系の多様性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故緩和設備	
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	代替循環冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ <タービン建屋>	—	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却海水ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却系海水ポンプ <タービン建屋>	—	代替原子炉補機冷却海水ポンプ <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器 <タービン建屋>	—	熱交換器ユニット (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシンク	海水	大気	海水
駆動方式	非常用ディーゼル発電機 <原子炉建屋>	不要	可搬型代替交流電源設備 (電源車) <屋外>

<>内は設置場所を示す。

### 3.7.3 その他設備

#### 3.7.3.1 格納容器 pH 制御設備

##### 3.7.3.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバ・プールへ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバ・プールに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文\*<sup>1</sup>にまとめられており、サプレッション・チェンバ・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ、上部ドライウエルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウエル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

本システムは、廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2 弁）を中央制御室からの遠隔操作、若しくは現場での操作により開操作することで、復水移送ポンプの吸い込み配管に薬液を混入させる。

\* 1 : 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR-5950) によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたヨウ素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるヨウ素の化学形態と、ヨウ素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に変化していく経過を踏まえて、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。

##### 3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

格納容器 pH 制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際、悪影響として懸念されるのは、

- ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる、格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇、及び水素燃焼

である。このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH 制御したサプレッション・チェンバ・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響は無い。同



様に，原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用していることから，原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響は無い。

また水素の発生については，原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており，水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかし，原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても，水-ジルコニウム反応で発生する水素量に比べて十分少ないため，原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。更に，原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼も発生しない。

### 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

#### 【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」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いう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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いう。

i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。  
(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)

ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

#### 3.8.1 設置許可基準規則第 51 条への適合方針

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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故対処設備として、原子炉格納容器下部注水設備を設ける。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

#### (1) 原子炉格納容器下部注水設備の設置 (設置許可基準規則の解釈の第 1 項 a) i), ii))

格納容器下部注水系 (常設) を設けることで、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設計とする。格納容器下部注水系 (常設) は、廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い、復水貯蔵槽を水源として原子炉格納容器下部へ注水出来る設計とする。

#### (2) 原子炉格納容器下部注水設備の多様性及び独立性, 位置的分散の確保 (設置許可基準規則の解釈の第 1 項 a) i), ii))

格納容器下部注水系 (可搬型) を設けることで、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設計とする。格納容器下部注水系 (可搬型) は、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用い、格納容器下部注水系 (常設) とは異なる代替淡水源 (防火水槽又は淡水貯水池) 又は海水を水源として、原子炉格納容器下部へ注水出来る設計とし、多様性及び独立性を有する。また、格納容器下部注水系 (常設) と位置的分散を図るべく、津波の影響を受けない高台に配備する設計とする。

なお、多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散については、3.8.2.1.3 項に詳細を示す。

#### (3) 原子炉格納容器下部注水設備の電源対策 (設置許可基準規則の解釈の第 1 項 b))

格納容器下部注水系 (常設) に用いる復水移送ポンプは、常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機) 並びに可搬型代替交流電源設備 (電源車) から、代替所内電源設備である緊急用高圧母線, AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電出来る設計とする。

なお、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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (4) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水は、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、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、高台に配備した代替交流電源設備

からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

(5) コリウムシールドの設置

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部ドライウェルへと落下する場合に、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、自主対策設備として原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約 2700℃）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、かつコリウムシールドを乗り越えて熔融炉心がサンプルへ流入することがない設計としている。

また、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するための設備として、以下を整備する。

(6) 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として高压代替注水系を整備し、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により高压代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

（これについては「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(7) 低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低压代替注水系（常設）を整備し原子炉圧力容器への注水を実施する。

（これについては「原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(8) 低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低压代替注水系（可搬型）を整備し原子炉圧力容器への注水を実施する。

（これについては「原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(9) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

損傷炉心への注水を行う場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備としてほう酸水注入系を整備し、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(これについては「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。)

なお、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(10) 制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備

全交流電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する。

(12) 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、消火系のディーゼル駆動消火ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。

### 3.8.2 重大事故等対処設備

#### 3.8.2.1 格納容器下部注水系（常設）

##### 3.8.2.1.1 設備概要

格納容器下部注水系（常設）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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、復水移送ポンプ、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備（電源車）等）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽等、流路である復水補給水系、格納容器下部注水系及び高圧炉心注水系の配管と弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

重大事故時においては、復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプで送水することにより原子炉格納容器下部へ注水する機能を有する。

本系統全体の概要図を図 3.8-1 に、本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-1 に示す。

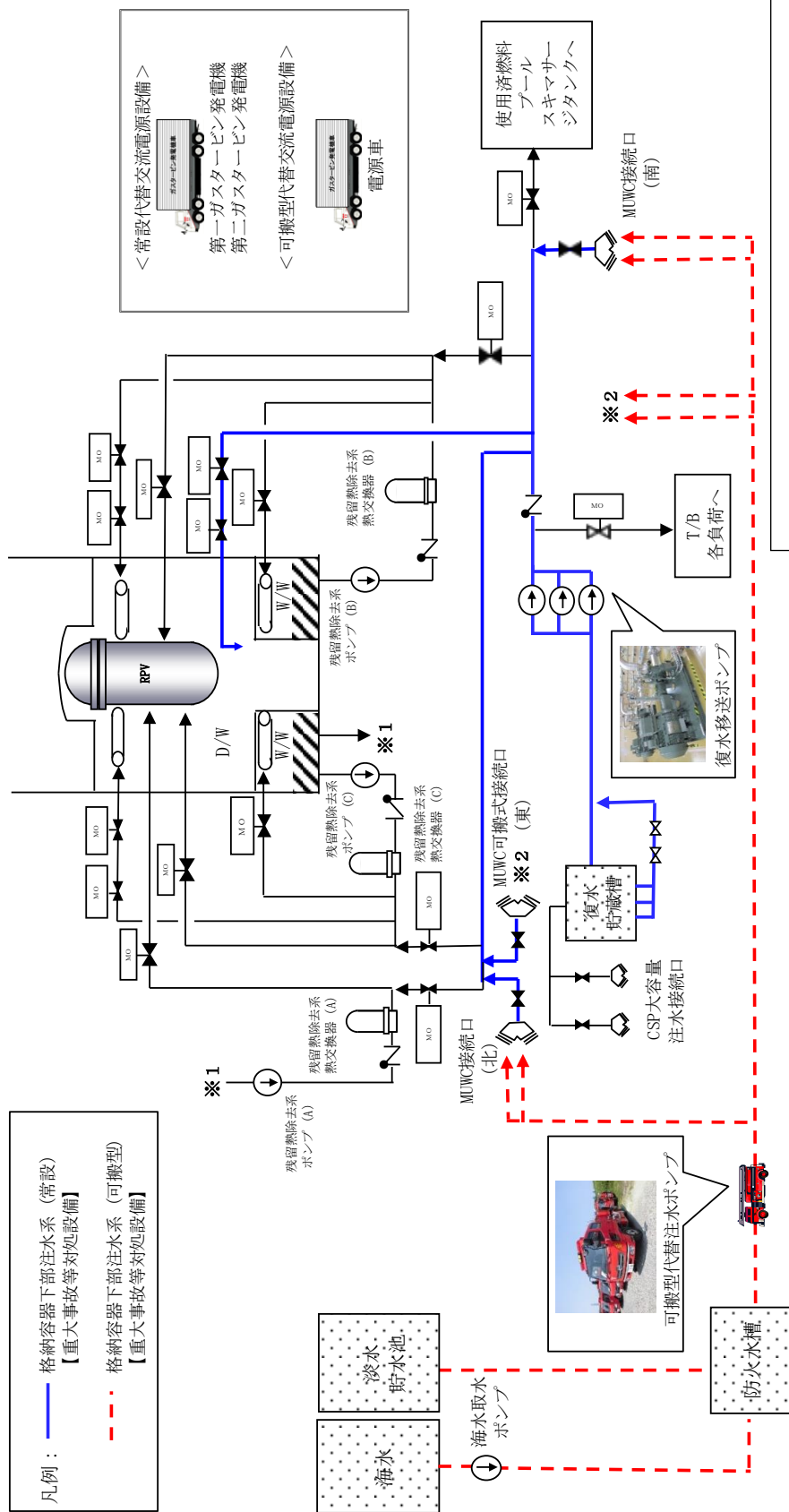
本系統は、復水移送ポンプ 3 台のうち 1 台により、復水貯蔵槽水を復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで落下した炉心を冷却する。

復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ（B）及び（C）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及び第二ガスタービン発電機、並びに可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電できる設計とする。復水移送ポンプ（A）は、通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から給電しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ（A）の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電気設備である AM 用 MCC から給電できる設計とする。

本系統の操作にあたっては、現場及び中央制御室での弁操作により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。

また、海水を使用する場合は防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、可搬型代替交流電源設備である電源車、移動式変圧器、海水取水ポンプを組み合わせ、防火水槽へ海水を移送する。また、そこから可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口より復水貯蔵槽へ補給出来る設計とする。



- ・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備(設置許可基準規則第56条)に対する設計方針を示す章」で示す。
- ・電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条)に対する設計方針を示す章」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備(設置許可基準規則第58条)に対する設計方針を示す章」で示す。

図 3.8-1 格納容器下部注水系（常設）系統概要図

表 3.8-1 格納容器下部注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流路, 電源設備を含む)	<p>復水貯蔵槽【常設】</p> <p>上記水源への補給のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【可搬】</p> <p>ホース【可搬】</p> <p>CSP 外部補給配管・弁【常設】</p> <p>淡水貯水池から防火水槽への移送ホース【可搬】</p> <p>海水取水ポンプ【可搬】</p> <p>海水ホース【可搬】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 (電源車) 【可搬】</p> <p>移動式変圧器【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ (4kL) 【可搬】</p>
流路	復水補給水系・格納容器下部注水系・高圧炉心注水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 <sup>※2</sup>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ (16kL) 【可搬】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ (4kL) 【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>緊急用高圧母線【常設】</p> <p>緊急用断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置【常設】</p> <p>AM 用動力変圧器【常設】</p> <p>AM 用 MCC【常設】</p> <p>AM 用切替盤【常設】</p> <p>AM 用操作盤【常設】</p> <p>非常用高圧母線 C 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 D 系【常設】</p>
計装設備 <sup>※3</sup>	<p>復水補給水系流量 (原子炉格納容器)【常設】</p> <p>復水移送ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>格納容器下部水位【常設】</p> <p>ドライウェル雰囲気温度【常設】</p>



- ※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。
- ※2：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。  
電源設備については「3.14 電源設備」で示す。
- ※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

3.8.2.1.2 主要設備の仕様  
主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m <sup>3</sup> /h
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1 (予備 2)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計測制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.8.2.1.3 多重性及び多様性及び独立性、位置的分散の確保

格納容器下部注水系は、常設及び可搬型を設置することにより、表 3.8-2 に示す通り、それぞれに対し多様性及び位置的分散を図る設計としている。

ポンプについては、廃棄物処理建屋に設置された常設の復水移送ポンプに対し、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を用いることで、多様性及び位置的分散を図った設計としている。

水源については、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用する際は、淡水貯水池、防火水槽又は海水を用いる事で、常設の復水移送ポンプを使用する場合の水源である、復水貯水槽との多様性、位置的分散を図った設計としている。

駆動電源については、常設の復水移送ポンプを使用する際は分散配置された代替交流電源設備を用いるのに対し、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を用いる場合は、電源を必要としない駆動方式であること及び、分散配置を実施していることから、多様性及び位置的分散を図った設計としている。

なお、復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁については、多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

常設と可搬型の独立性については、表 3.8-3 に示す通り、地震、津波、火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

表 3.8-2 格納容器下部注水系の多様性及び位置的分散

項目	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (可搬型)
ポンプ	復水移送ポンプ	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)
	廃棄物処理建屋地下 3 階	屋外
水源	復水貯蔵槽	淡水貯水池、防火水槽、海水
	廃棄物処理建屋地下 2 階	屋外
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要
冷却水	不要 (自滑水)	不要
駆動電源	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機) , 可搬型代替交流電源設備 (電源車)	不要
	屋外 (7 号炉タービン建屋南側及び荒浜側常設代替交流電源設備設置場所)	—

表 3.8-3 格納容器下部注水系の独立性

項目		格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (可搬型)
共通 要因 故障	地震	常設の格納容器下部注水系及び、可搬型の格納容器下部注水系を構成する機器類は基準地震動 $S_s$ に対し機能を維持出来る設計とすることで、地震が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	常設の格納容器下部注水系を設置する 6 号炉, 7 号炉の廃棄物処理建屋と、可搬型の格納容器下部注水系を設置、保管する高台は、共に基準津波が到達しないことから、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	常設の格納容器下部注水系及び、可搬型の格納容器下部注水系を構成する機器類は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」で記載）。	
	溢水	常設の格納容器下部注水系及び、可搬型の格納容器下部注水系を構成する機器類は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」で記載）。	

3.8.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

3.8.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、6号炉、7号炉ともに廃棄物処理建屋地下3階に設置している設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、廃棄物処理建屋の環境条件（温度、放射線及び地震、風（台風）、積雪、電磁的障害の影響による荷重）を考慮し、以下の表3.8-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、中央制御室の復水移送ポンプ操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(51-3-1, 5)

表 3.8-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建屋で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉格納容器下部への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水の系統構成として、復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁の開操作を実施し、注水を行う。格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を表 3.8-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁、復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁（7 号炉のみ）については、中央制御室からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(51-3-1～7, 51-4-1, 2)

表 3.8-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（C）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（二次格納施設外）（6 号炉） 中央制御室（7 号炉）	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、表 3.8-6 に示すように運転中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、停止中に機能・性能試験及び弁動作試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプは、プラント停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、プラント運転中、プラント停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させサプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、格納容器下部注水系（常設）の機能、性能及び漏洩の有無の確認が可能な系統設計とする。なお、このテストラインに含まれない復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁については、弁開閉試験を実施することで機能及び性能が確認可能な設計とする。

表 3.8-6 格納容器下部注水系（常設）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏洩の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として、復水移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏洩の確認を行う。

復水移送ポンプ部品表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことの確認を行う。

復水移送ポンプの外観検査として、傷や漏洩跡の確認を行う。

(51-5-1～9)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切り替え操作としては、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を行い、復水移送ポンプの起動操作を実施し、格納容器下部へ注水するために復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁の開操作を実施する。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の中部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがあるが、通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため、長期的な水源確保として復水補給水系常／非常用連絡管一次止め弁、及び復水補給水系常／非常用連絡管二次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし、復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため、本切り替え操作は格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水が開始された後に実施することとする。

また、格納容器下部注水のバイパス流を防止するため、格納容器下部注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、格納容器下部注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切り替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）から遠隔操作する設計とすることで、図 3.8-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

また、復水補給水系常／非常用連絡一次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡二次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。この操作は、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり、格納容器下部注水開始後に実施することとし、図 3.8-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え可能である。

(51-3-1～7, 51-4-1, 2)



		経過時間(分)															備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	155	160	170	180	190	200	
手順の項目	要員(数)	格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 (必要注水量到達後注入停止)▽35分															格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 (注水継続)▽5分						
		通信手段確保、電源確保																					
格納容器下部注水系(常設) によるデブリ冷却	中央制御室運転員 A, B	2																					
	現場運転員 C, D	2																					
	現場運転員 E, F	2																					

図 3.8-2 格納容器下部注水系(常設)によるタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 8 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系(常設)は、通常時は復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁を閉止することで隔離する系統構成としており、原子炉格納容器に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器下部注水系(常設)を用いる場合は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器下部注水系(常設)は、代替格納容器スプレイ系と同時に使用する可能性があるため、各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは、格納容器下部注水を行う場合において、原子炉圧力容器の破損前は格納容器下部注水系 90m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイ冷却系 70m<sup>3</sup>/h であり、原子炉圧力容器の破損後は、格納容器下部注水系は崩壊熱相当の注水量(最大 50m<sup>3</sup>/h)、代替格納容器スプレイ冷却系 130m<sup>3</sup>/h であり、これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(51-4-1, 2, 51-6-3, 9~11)

表 3.8-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉格納容器	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.8-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁、タービン建屋負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡管一次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡管二次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少なく操作が可能である。

(51-3-1～7, 51-4-1, 2)

表 3.8-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ（A）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（B）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ（C）	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋地下 2 階（7 号炉）	中央制御室
復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋地下 2 階（7 号炉）	原子炉建屋地上 3 階 （二次格納施設外） （6 号炉） 中央制御室（7 号炉）
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋アクセス通路地下 2 階（6 号炉） 廃棄物処理建屋地下 3 階（7 号炉）	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡管一次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡管二次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

### 3.8.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約2時間で180m<sup>3</sup>であることから、1時間あたり90m<sup>3</sup>/h必要とする。したがって、設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値125m<sup>3</sup>/hの内数であることから格納容器下部注水する場合の公称値も同様に125m<sup>3</sup>/hとする。

また、原子炉格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管及び弁類の圧損を基に設定する。

(51-6-1~4)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

#### (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

##### (i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は重大事故緩和設備であり，可搬型重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（可搬型）に対し多重性又は多様性，独立性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載の通りである。

### 3.8.2.2 格納容器下部注水系（可搬型）

#### 3.8.2.2.1 設備概要

格納容器下部注水系（可搬型）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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、水源である淡水貯水池や防火水槽、海水等、燃料設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）、流路である復水補給水系及び格納容器下部注水系の配管と弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

重大事故時においては、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）、又は海水を水源として、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で送水することにより原子炉格納容器下部へ注水する機能を有する。

本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-9 に、本系統全体の概要図を図 3.8-3 に示す。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)3 台により、防火水槽の水を復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水する。

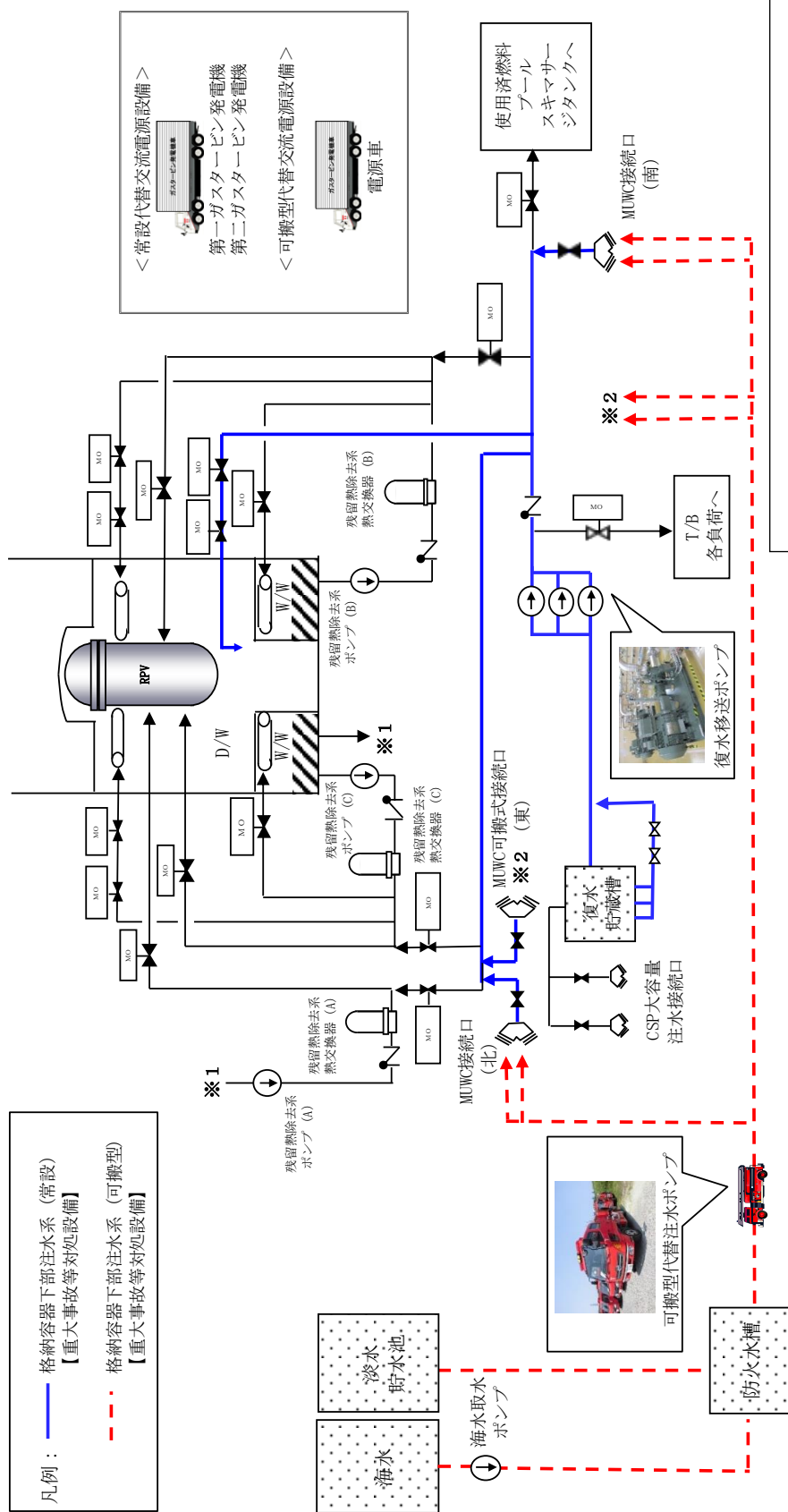
本系統の操作にあたっては、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属する操作スイッチにより、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて給油できる設計とする。

水源である防火水槽は、淡水貯水池から防火水槽への移送ホースを経由して補給できる設計とする。

また、海水を利用する際においては、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所(取水路)より、可搬型代替交流電源設備（電源車）、移動式変圧器、海水取水ポンプを組み合わせて防火水槽へ補給できる設計とする（「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」）。

なお、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用する際に接続する外部接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散された複数の異なる面に設置する。



- ・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.8-3 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図

表 3.8-9 格納容器下部注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	—
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流路，電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系・格納容器下部注水系 配管・弁【常設】
	ホース【可搬】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備	—
計装設備	—

※1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

### 3.8.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類	: ターボ型
容量	: 120 m <sup>3</sup> /h
吐出圧力	: 0.85MPa
最高使用圧力	: 1.74MPa
最高使用温度	: 40℃
個数	: 12 (6/プラント) (予備 1)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	: 110kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

#### 3.8.2.2.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散

原子炉格納容器下部注水設備は, 常設及び可搬型を設置することにより, それぞれに対し多重性又は多様性, 独立性, 位置的分散を図る設計としている。

これらの詳細については, 3.8.2.1.3 の項に記載の通りである。



### 3.8.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.8.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件（温度、放射線及び地震、風（台風）、積雪、電磁的障害の影響）を考慮し、表3.8-10に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の操作は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に付属する操作スイッチにより、設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(51-7-1~5)

表3.8-10 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉格納容器下部への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	設置場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続が完了し送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し、復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁の開操作を実施し原子炉格納容器下部への注水を行う。格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁、接続ホースを表 3.8-11 に示す。

このうち各接続口付属の弁（屋外）については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし、各接続口付属の弁（屋内）については、原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外）については、弁は原子炉建屋の二次格納施設内に設置されているが、エクステンションジョイントにより屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）については、弁は原子炉建屋の二次格納施設内に設置されているが、エクステンションジョイントにより原子炉建屋の二次格納施設外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については、可搬型代替注水ポンプ操作盤の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車輛設計とするとともに、設置場所にて治具を用いて固定することで、転倒対策が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊は工具、および技量は必要とせず、簡便なカップラ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(51-4-1, 2, 51-7-1～5)

表 3.8-11 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動停止	屋外設置位置	スイッチ操作
各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
各接続口エクステンシ ョンジョイント付操作 弁 (屋外)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
各接続口エクステンシ ョンジョイント付操作 弁 (屋内)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋 内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）は、表 3.8-12 に示すように運転中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、停止中に機能・性能試験及び弁動作試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、プラント運転中又はプラント停止中に分解又は取替が可能な設計とする。

また、プラント運転中、プラント停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、他系統と独立した試験系統で格納容器下部注水系（可搬型）の機能、性能及び漏洩の有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から復水補給水系主配管までのラインについては、上記の試験に加えて、プラント運転中及びプラント停止中に各接続口の弁開閉試験を実施することで機能及び性能が確認可能な設計とする。

表 3.8-12 格納容器下部注水系（可搬）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力、流量）の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

消防用ホースの外観検査として、機能及び性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(51-5-6, 7, 8, 9)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等に対処するために格納容器下部注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合に必要な、切り替え操作は、各接続口の弁開閉操作、ホース敷設作業、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動、設置、起動操作である。

また、格納容器下部注水のバイパス流を防止するため、格納容器下部注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、格納容器下部注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動、設置、起動操作、及び系統の切り替えに必要な弁操作については、図 3.8-4 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えることが可能である。

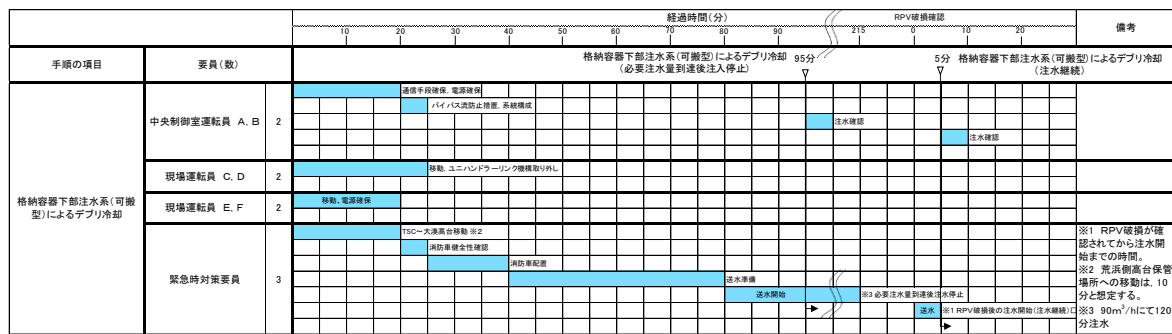


図 3.8-4 格納容器下部注水系（可搬型）によるタイムチャート\*

\* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 8 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、接続口は、全閉隔離する設計とする。

また、格納容器下部注水系（可搬型）を用いる場合は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、設置場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.8-14 に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、各接続口付属の弁（屋外）、各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外）、ホースは、屋外にあり操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）については、原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置されていることから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、原子炉建屋内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

表 3.8-14 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
各接続口付属の弁 (屋外)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
各接続口付属の弁 (屋内)	屋内接続口位置	屋内接続口位置
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設内)
ホース	屋外	屋外又は原子炉建屋内

### 3.8.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約2時間で180m<sup>3</sup>であることから、1時間あたり90m<sup>3</sup>/h必要とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用しており、その規格上要求される性能である120m<sup>3</sup>/hとする。

また、原子炉格納容器下部注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である防火水槽等と原子炉格納容器の圧力差）、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類の圧損を基に設定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、重大事故時において、格納容器下部注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は1基あたり2セットで6号炉及び7号炉を合わせて12台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計13台を分散して保管する。

(51-6-6～12)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は、低圧代替注水系、燃料プール代替注水系、復水貯蔵槽への補給にも使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、簡便な接続方式であるカップラー接続にすることに加え、接続口の口径を75A又は65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続



口について、ホースと接続口を簡便な接続方式であるカップラー接続にすることに加え、接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し、75A/65A のレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(51-7-1)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管で繋がる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋東側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設して繋がる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管で繋がる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所、原子炉建屋北側に 1 箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設して繋がる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

(51-7-1)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業にあたっては、簡便なカップラー接続による接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(51-7-1～5)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台の大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所に分散して配置する設計とする。

(51-8-1)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート』参照）

(51-9-1, 2)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）は重大事故緩和設備であり、常設重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（常設）に対し多重性又は多様性、独立性、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載の通りである。

### 3.8.3 その他設備

#### 3.8.3.1 消火系による原子炉格納容器下部注水設備

##### 3.8.3.1.1 設備概要

消火系による原子炉格納容器下部への注水設備は、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に原子炉格納容器下部への注水を実施するものである。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、ろ過水を水源とした消火系配管保有水を消火系配管、弁及び原子炉格納容器下部注水配管を経由して、原子炉格納容器下部への注水が可能な設備構成としている。消火系の電動弁については、全交流電源が喪失した場合であっても、プラント近傍又は高台に配備した代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で操作が可能である。

(51-10-2)

#### 3.8.3.2 コリウムシールド

##### 3.8.3.2.1 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部ドライウエルへの熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプル及びドライウエル低電導度廃液サンプル(以下、「ドライウエルサンプル」という。)内に流入する場合、ドライウエルサンプル底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプル底面コンクリートの浸食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウエルサンプルへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、コリウムシールドを設置する。

なお、本設備は、事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(51-10-3～7)

### 3.9 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【52条】

#### 【設置許可基準規則】

(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)

第五十二条 発電用原子炉施設には、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おける水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」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いう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.9 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

#### 3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

**重大事故等時**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必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける。

##### (1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

**重大事故等時**において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する。なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設置

**重大事故等時**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及び代替格納容器圧力逃がし装置を設置する。運用にあたっては、炉心損傷後に原子炉格納容器の圧力が限界圧力である最高使用圧力の 2 倍（2Pd）に到達する前に原子炉格納容器の過圧破損防止対策を目的とするもの、及び代替循環冷却を行った際に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発することを防止するために可燃性ガス排出することを目的とする。また、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。

なお、原子炉格納容器の不活性化及び水素濃度監視設備の設置に加えて、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設置することにより、設置許可基準規則第 52 条に対する要求事項に適合させるものとするが、更なる安全性向上の観点から代替格納容器圧力逃がし装置を迫って設置することにより、格納容器圧力逃がし装置に対する多重化を図るものとする。

- i) 排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に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ガスと酸素ガスにより系統内が可燃域となることを防止する設計とする。また、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ガス及び酸素ガスによって、系統内が可燃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パージすることが可能な設計とする。

また、排気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。

また、フィルタ装置出口側配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。さらに、排出経路配管の頂部となる箇所には水素濃度計を設置することにより、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

（設置許可基準規則解釈の第 1 項 c））

- ii) 格納容器圧力逃がし装置及び代替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直流電源設備及び常設代替交流電源設備より受電可能とし、多様性を備えた設計とする。  
(設置許可基準規則解釈の第1項e))

### (3) 耐圧強化ベント系の設置

耐圧強化ベント系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」にて説明しているように、炉心損傷前において原子炉格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設備として設置するものであるが、炉心損傷後において代替循環冷却を長期使用した際に、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出することにより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も使用する。

また、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用するため、以下の条件を満たすものとする。

- i) 排出経路での水素爆発を防止するため、耐圧強化ベントを使用する前に外部より排出ラインへ不活性ガスを供給することで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素ガスと酸素ガスにより系統内が可燃域に達することを防止する設計とする。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントとすることにより、放出される放射性物質の低減を図るものとする。

また、排出経路の配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。さらに、排出経路の配管頂部となる箇所には水素濃度計を設置することにより、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

(設置許可基準規則解釈の第1項c))

- ii) 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直流電源設備及び常設代替交流電源設備より受電可能とし、多様性を備えた設計とする。

(設置許可基準規則解釈の第1項e))

### (4) 水素濃度監視設備の設置 (設置許可基準規則解釈の第1項d))

重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、原子炉格納容器内に格納容器内水素濃度 (SA) を設置する。格納容器内水素濃度 (SA) は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内水素濃度の監視が可能な設計とする。

なお、炉心損傷後に代替循環冷却を長期使用した場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器内雰囲気モニタにて、原子炉格納容器内の水素濃度に加え原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とする。また、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は全交流動力電源喪失が発生した場合でも、代替

電源設備からの給電及びサンプリングガスを代替原子炉補機冷却系により冷却して、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

なお、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自主設備として、以下を整備する。

(5) 可燃性ガス濃度制御設備の設置

**重大事故等時**において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御設備については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。



### 3.9.2 重大事故等対処設備

#### 3.9.2.1 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、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であり、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合に、炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本システムに関する系統概要図を図 3.9-1、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

- 水源については「3.13 重大事故等の取束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）

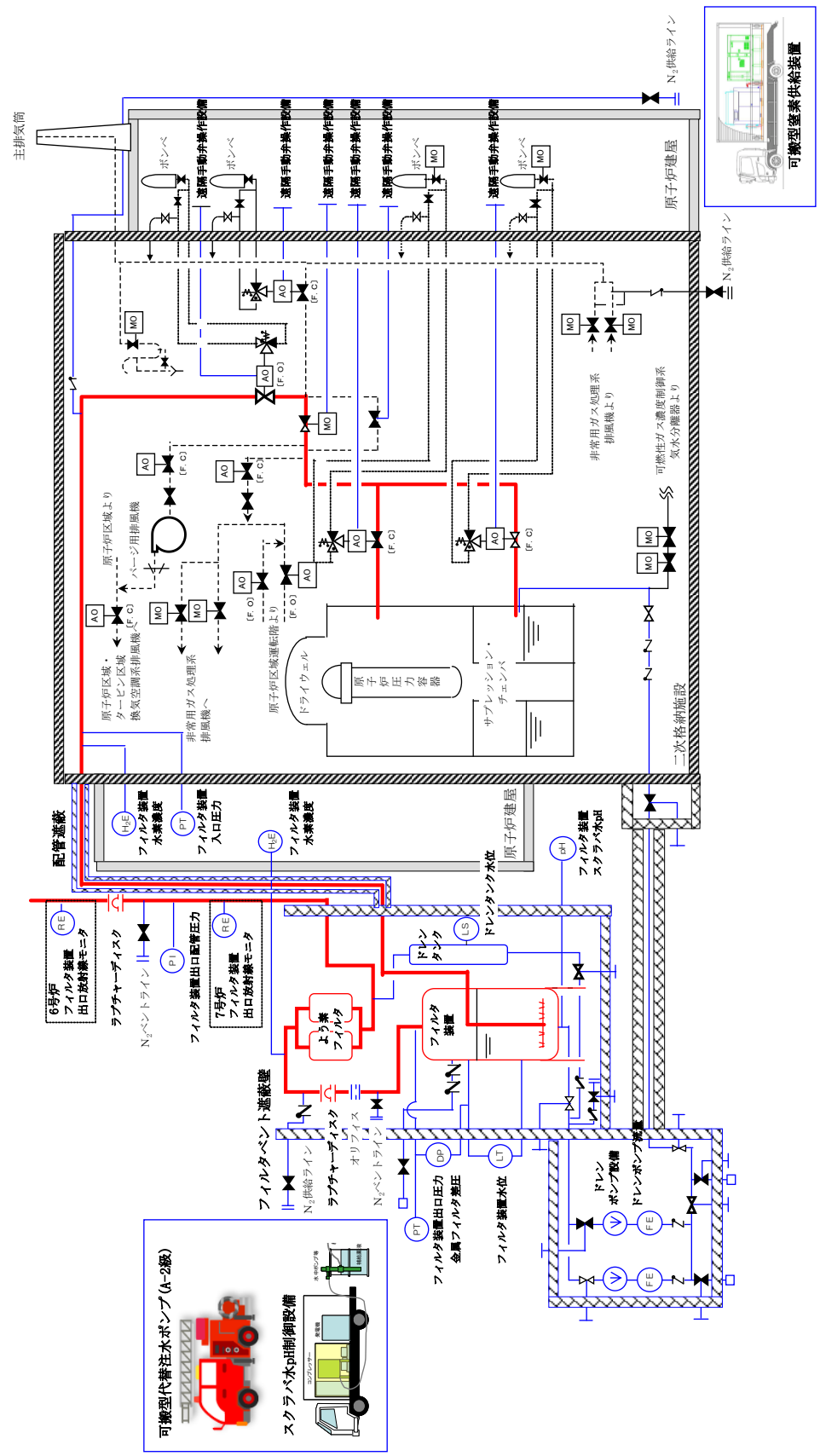


図 3.9-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.9-1 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流路, 電源設備を含む)	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	<b>常設代替交流電源設備</b> 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 <b>可搬型代替交流電源設備</b> 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 <b>代替所内電気設備</b> 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
	AM 用 MCC 【常設】 AM 用切替盤 【常設】 AM 用操作盤 【常設】 非常用高圧母線 C 系 【常設】 非常用高圧母線 D 系 【常設】 所内蓄電式直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池 【常設】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位 【常設】 フィルタ装置入口圧力 【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ 【常設】 フィルタ装置水素濃度 【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧 【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH 【常設】 ドライウエル雰囲気温度 【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度 【常設】 格納容器内圧力 (D/W) 【常設】 格納容器内圧力 (S/C) 【常設】

※1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」で示す。

※2:単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3:主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.9.2.2 代替格納容器圧力逃がし装置

代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷又は格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本システムに関する系統概要図を図 3.9-2、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-2 に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

— : 重大事故等対処設備（主要設備）  
 — : 重大事故等対処設備（附属設備等）

- ・ 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

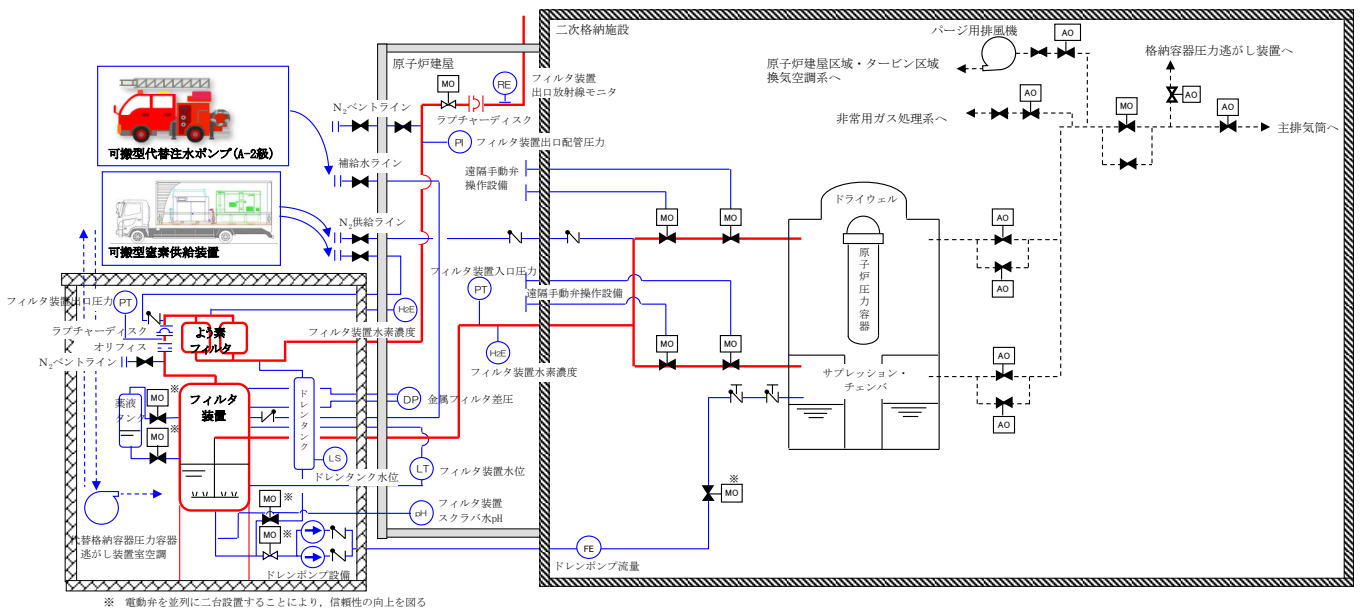


図 3.9-2 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.9-2 代替格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	代替格納容器圧力逃がし装置室空調【常設】 ドレンポンプ設備【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 薬液タンク【常設】 可搬型素供給装置【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】</p>

設備区分	設備名
	非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 所内蓄電式直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】

※1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

※2:単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※3:主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

### 3.9.2.3 耐圧強化ベント系

#### 3.9.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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であり、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合に、原子炉格納容器破損（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、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本システムは配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒を通して大気へ放出する。

本システムは、炉心損傷後に代替循環冷却を長期使用した場合、原子炉格納容器で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する目的としても使用する。炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合には、ウェットウェルベントのみ使用するものとする。排出ラインの一部が大気開放されており、排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガスにて大気開放ラインのパージを行う。また、排出経路配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。さらに、排出経路配管の頂部となる箇所には水素濃度計を設置することにより、システム内に蓄積した水素濃度を測定可能な設計とする。

本システム全体の概要図を図 3.9-3 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.9-3 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

耐圧強化ベント系の詳細は、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。



- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

— : 重大事故等対処設備（主要設備）  
 — : 重大事故等対処設備（附属設備等）

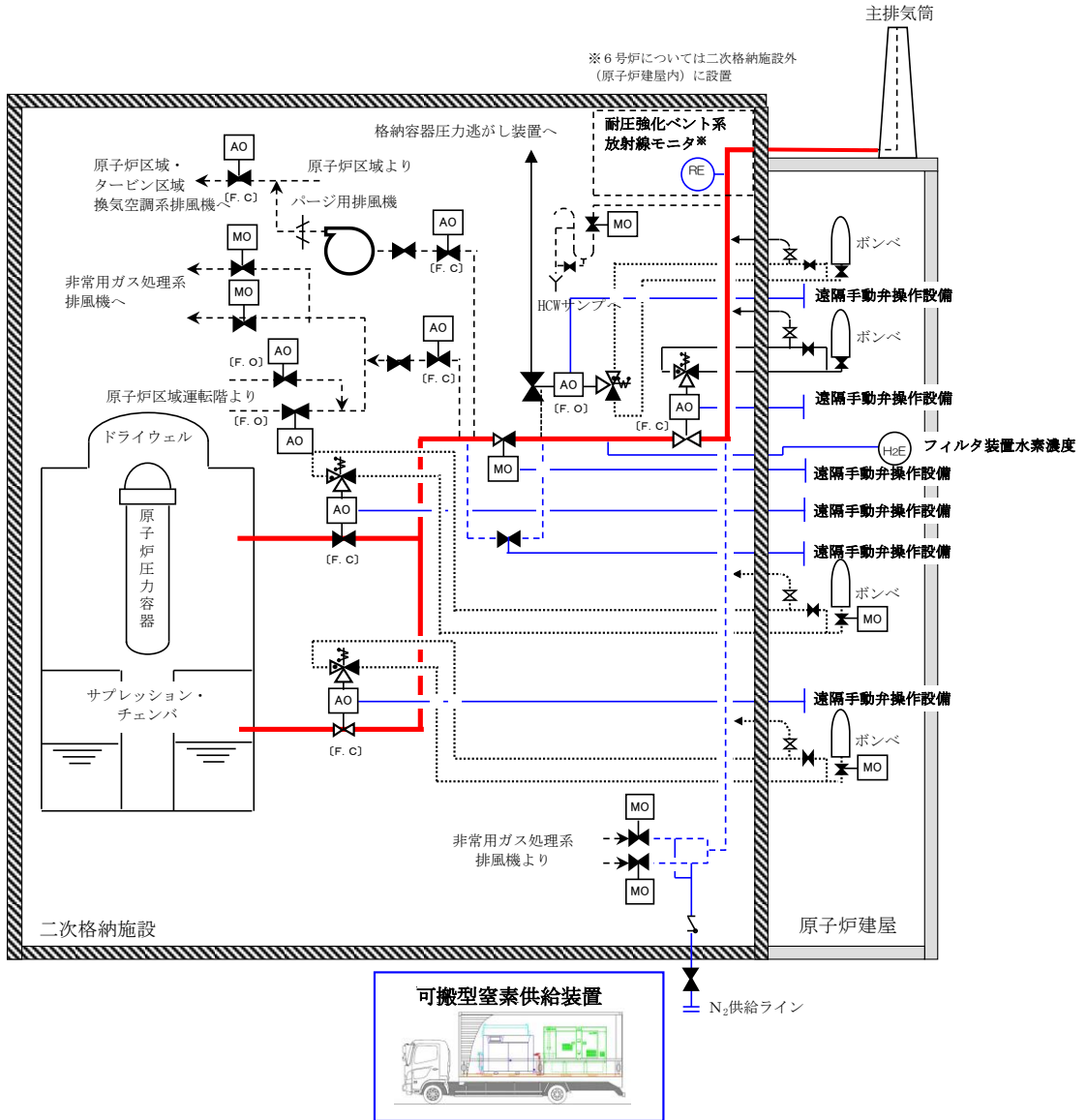


図 3.9-3 耐圧強化ベント系 系統概要図

表 3.9-3 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	<p><b>常設代替交流電源設備</b>            第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】            軽油タンク【常設】            タンクローリ (16kL)【可搬】            第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】            第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</p> <p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ (4kL)【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            AM用直流125V蓄電池【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p>

設備区分	設備名
計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 <sup>※3</sup>

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態  
計装設備については「3.15 計測設備」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については，設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり，サンプリングラインを切り替えることによって，耐圧強化ベント系も計測可能である。

### 3.9.2.4 水素濃度及び酸素濃度監視設備

#### 3.9.2.4.1 設備概要

格納容器内水素濃度（SA）は、**重大事故等**時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、格納容器内水素濃度（SA）は常設直流電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、炉心損傷後に代替循環冷却を長期使用した場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として二次格納施設内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリング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測定する。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング設備は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器でガスを処理した後、水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

全交流動力電源喪失が発生した場合は代替電源設備からの給電が可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却系による冷却機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系による冷却により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。

格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度に関する系統概要図を図 3.9-4、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-4 に示す。

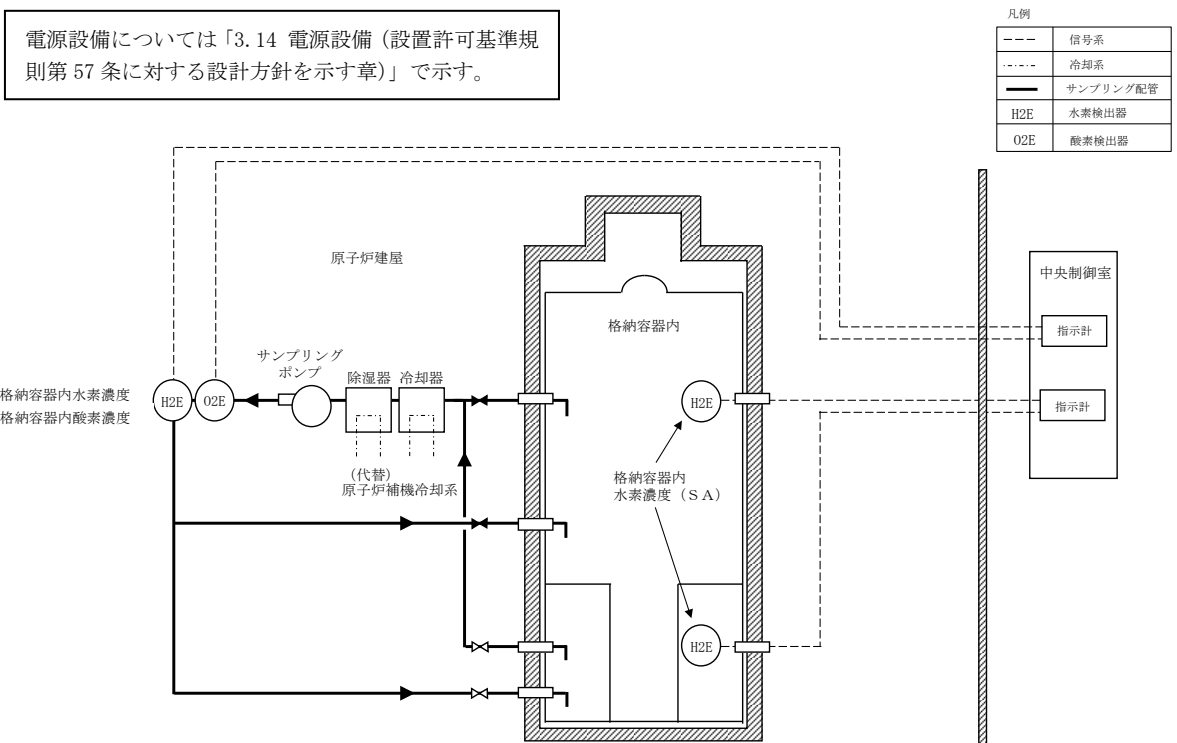


図 3.9-4 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

表 3.9-4 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内水素濃度 【常設】 格納容器内酸素濃度 【常設】
附属設備	—
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路	—
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ (16kL) 【可搬】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料タンク 【常設】 及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク 【常設】</p> <p>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車 【可搬】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ (4kL) 【可搬】</p> <p>所内蓄電式直流電源設備</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池 【常設】</p> <p>AM 用直流 125V 充電器 【常設】</p>
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

### 3.9.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.9-5 に示す。

表 3.9-5 主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式	0～100vol%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.9.2.4.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

#### 3.9.2.4.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA) は、原子炉格納容器内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.9-6 に示す設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、二次格納施設内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.9-6 に示す設計とする。

表 3.9-6 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内又は二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)
風(台風)・積雪	原子炉格納容器内又は二次格納施設内に設置するため，風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(52-3-2~7)

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)は，重大事故等において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，通常時からサンプリング方式による計測を実施しており，中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は，中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(52-3-8)

表 3.9-7 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択(D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。検出器の機能・性能確認として、模擬入力（基準ガス）により検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を行う。

表 3.9-8 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	サンプルガス校正

(52-5-2)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(52-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで、他の設備



に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は、重大事故等において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計とする。

表 3.9-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上 3, 中 3 階 (6 号炉)	中央制御室
	原子炉建屋地上中 3 階 (7 号炉)	

(52-3-8)

3.9.2.4.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合状況

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は、**重大事故等**時に原子炉格納容器内の水素濃度の変動する可能性のある範囲を連続的に監視できることが主な役割であることから、0～100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度4vol%、酸素濃度：5vol%）を把握することが可能な設計とする。

(52-6-2～5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は、格納容器内水素濃度（サンプリングによる計測方式）とは多様性を持った計測方式とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、格納容器内水素濃度（SA）の電源については代替電源設備からの供給を可能としており、多様性を考慮した設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については代替電源設備から供給可能であり、また、サンプリングガスの冷却については代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給可能なことから、多様性を考慮した設計とする。

### 3.9.3 その他設備

#### 3.9.3.1 可燃性ガス濃度制御設備

重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御設備については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した際に可燃性ガス濃度制御設備を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

### 3.10 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【53条】

#### 【設置許可基準規則】

(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)

#### 第五十三条

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」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いう。
  - a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
  - b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
  - c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための設備

#### 3.10.1 設置許可基準規則第53条への適合方針

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、水素濃度制御設備及び水素濃度の監視設備として以下の設備を設ける。

##### (1) 静的触媒式水素再結合器(設置許可基準規則解釈の第1項(1) a), c))

水素濃度制御設備として、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、炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋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、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。

また、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うために静的触媒式水素再結合器の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、中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

##### (2) 水素濃度の監視設備(設置許可基準規則解釈の第1項(1) b), c))

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、原子炉建屋水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉建屋内水素濃度の監視が可能な設計とする。

また、重大事故等時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の自主対策設備として、以下を整備する。

##### (3) 格納容器頂部注水系の設置

原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却する格納容器頂部注水系を設置する。

格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

(4) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

(5) 原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し，仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで，水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

### 3.10.2 重大事故等対処設備

#### 3.10.2.1 静的触媒式水素再結合器

##### 3.10.2.1.1 設備概要

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

静的触媒式水素再結合器の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、中央制御室から監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替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及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.10-1 に、概要図を図 3.10-1～2 に示す。

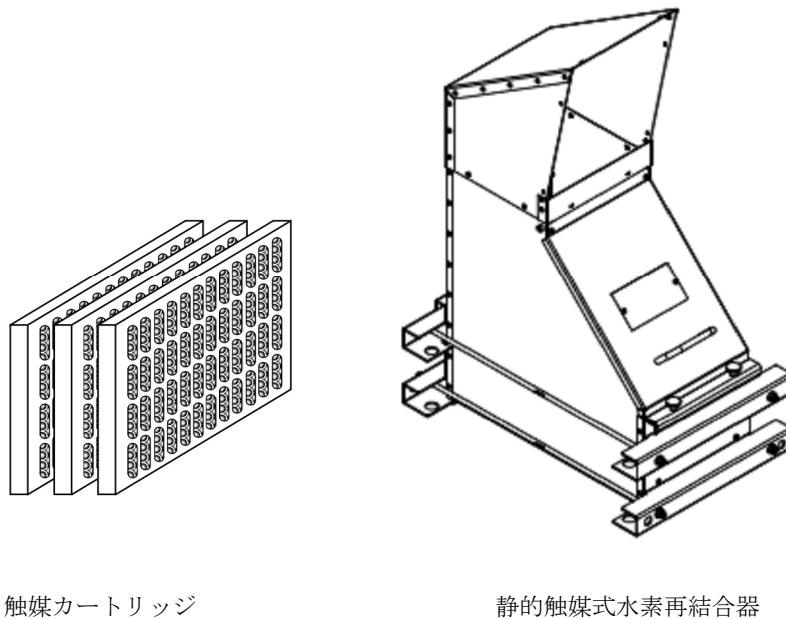


図 3.10-1 静的触媒式水素再結合器概要

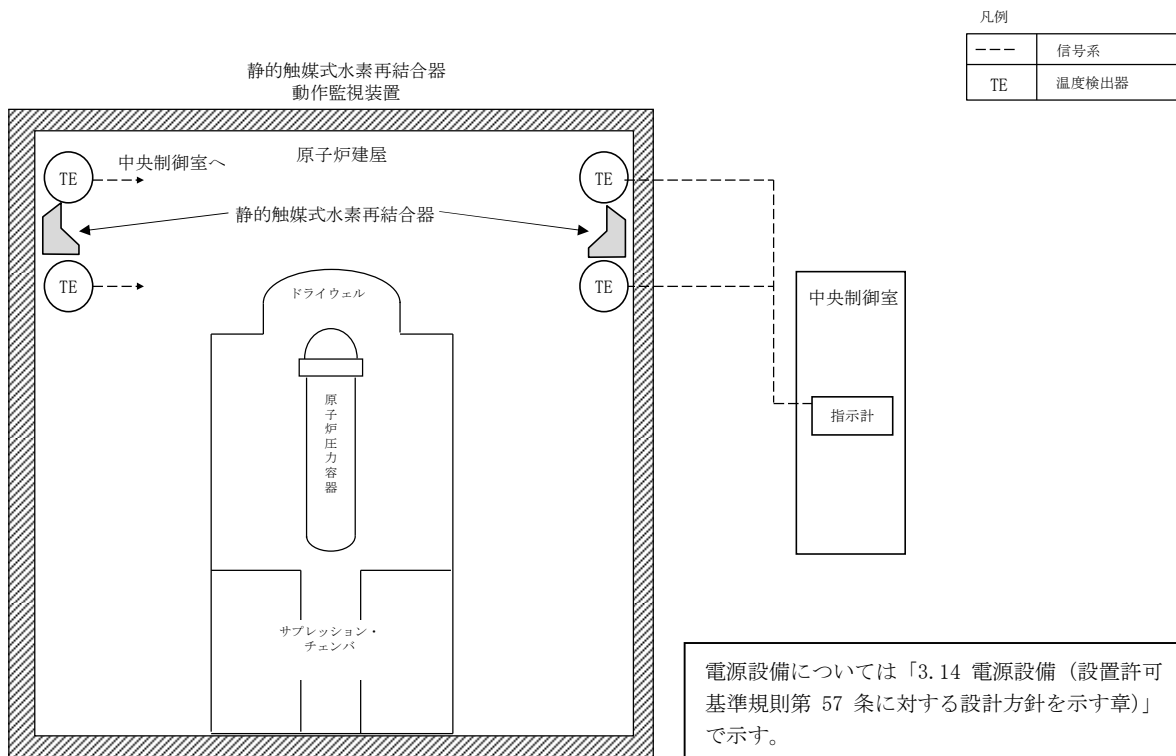


図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概要



表 3.10-1 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置  
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.10.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (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 : 約0.25kg/h/個  
(水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)  
最高使用温度 : 300℃  
個数 : 56  
本体材料 : ステンレス鋼  
取付箇所 : 原子炉建屋地上4階

#### (2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

主要機器の仕様を表 3.10-2 に示す。

表3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2個の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個設置

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.10.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び動作監視装置は，二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるように，以下の表 3.10-3 に示す設計とする。なお，静的触媒式水素再結合器は，触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。

(53-3-2, 6)

表 3.10-3 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、表3.10-4に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため、触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。

静的触媒式水素再結合器には、専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素再結合器内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセット後、水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理性能の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に、触媒カートリッジに異物の付着がないこと、ハウジングが設計通りの形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。

(53-5-2, 別添資料-3 45～46)

表 3.10-4 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

表 3.10-5 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認

(53-5-3)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は重大事故時における原子炉建屋の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故時における静的触媒式水素再結合器の動作確認に使用するものであり、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置について、切り替え操作は発生しない。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は, 他の設備と独立して原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に機器単独で設置することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, 静的触媒式水素再結合器は, 水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく, プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。**炉心の著しい損傷が発生し**, 原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが漏えいした場合は, 静的触媒式水素再結合器が再結合反応により温度上昇するが, 重大事故時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(53-3-2, 6)

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで, 他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。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内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで, 静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に影響を及ぼさない設計とする。

(別添資料-3 114)

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は, 触媒反応によって受動的に運転される設備とし, 現場における作業は発生しない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。

### 3.10.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素、酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素ガスの効率的な除去を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロア内に分散させた配置とする。

静的触媒式水素再結合器は、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存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定にあたっては、燃料有効部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素発生量とし、1600kgとする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする格納容器漏えい率は、原子炉格納容器圧力2Pd（設計圧力の2倍）における格納容器漏えい率である約1.0%/日に余裕を考慮し10%/日とする。これらを踏まえて、静的触媒式水素再結合器の個数は、反応阻害物質ファクター0.5を考慮し、上記で示す水素漏えい量において原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に処理することができる個数「54個以上」とし、6号及び7号炉は、この個数に余裕を見込み56個/プラントとする。

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作動時に想定される温度範囲を監視可能とし、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に分散配置したそれぞれ1個の静的触媒式水素再結合器に設置する設計とする。

(53-3-2, 6) (53-6-5, 6)

#### (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

##### (i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び動作監視装置は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は重大事故緩和設備であり, 同一目的の重大事故等対処設備はない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は, 同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度とは多様性を有した計測方式とし, 検出器も位置的分散を図る設計とすることで, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。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, **非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する**代替電源設備からの給電が可能であり, 多様性を考慮した設計とする。

(53-2-2, 3) (53-3-2, 6)



### 3. 10. 2. 2 原子炉建屋水素濃度

#### 3. 10. 2. 2. 1 主要設備

原子炉建屋水素濃度は重大事故等が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は代替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に関する重大事故等対処設備一覧を表 3. 10-6 に、系統概要図を図 3. 10-3 に示す。

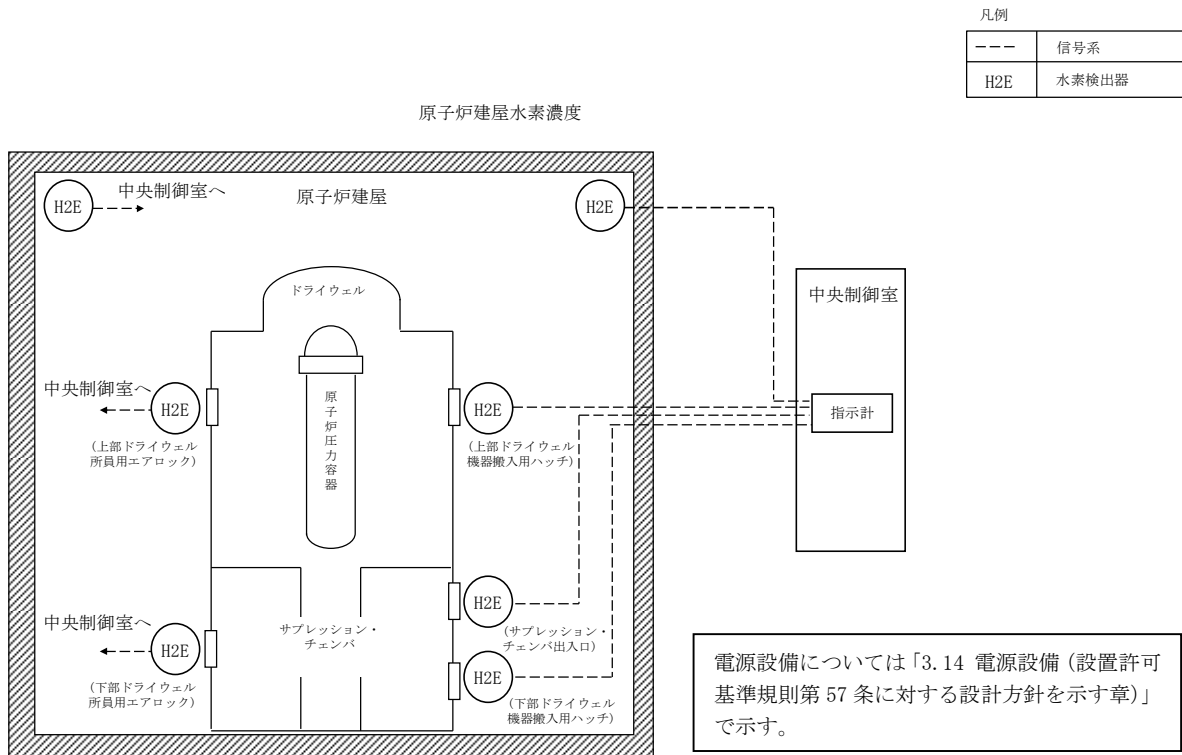


図 3. 10-3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

表 3.10-6 原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1	<p>常設代替直流電源設備</p> <p>AM用直流125V蓄電池【常設】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p>
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.10.2.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.10-7 に示す。

表 3.10-7 主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導度方式	0～20vol%	7	原子炉建屋地上4階:2個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下中2階:1個 原子炉建屋地下2階:1個

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.10.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.10-8に示す設計とする。

(53-3-2～9)

表 3.10-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、プラント停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。検出器の機能・性能確認として、模擬入力（基準ガス）により検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を行う。

表 3.10-9 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査性

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	サンプルガス校正

(53-5-4)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。

3.10.2.2.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に、静的触媒式水素再結合器による水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な設計とする。なお、原子炉建屋水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置するとともに、格納容器内で発

生じた水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。

(53-3-2～9) (53-6-7, 8)

(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋内に設置されており、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災に対して、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

原子炉建屋水素濃度は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である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し、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、原子炉建屋水素濃度の電源については、**非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する**代替電源設備からの給電を可能としており、多様性を考慮した設計とする。

(53-2-2, 3) (53-3-2～9)

### 3.10.3 その他設備

#### 3.10.3.1 格納容器頂部注水系

##### 3.10.3.1.1 設備概要

重大事故等時において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

したがって、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約70m<sup>3</sup>以上とする。これを注水開始から約1時間30分で達成できることを設計方針としており、格納容器頂部注水系の系統流量は50m<sup>3</sup>/h以上とする。これを達成するために、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を採用する。また、可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は、位置的に分散して複数箇所に設置する。

##### 3.10.3.1.2 他設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下の通りである。

- ・原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジを急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響
- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋オペレーティングフロアに、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することにより、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋に水蒸気が発生することによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響



- ・原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響

このうち、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）のみとして原子炉建屋内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

(別添資料 3 81～82, 138～141)

### 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

#### 【設置許可基準規則】

(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)

第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」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いう。
  - a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。
  - b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。
  - c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。
  - d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。
  - e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。

### 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

#### 3.12.1 設置許可基準規則第55条への適合方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の設備を**設置及び保管する**。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる以下の設備を**設置及び保管する**。

(1) **原子炉建屋放水設備**（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第1項 a), c), d)）

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するため原子炉建屋へ放水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（6号及び7号炉共用）
- ・放水砲（6号及び7号炉共用）

なお、放水に必要な設備（大容量送水車及び放水砲）は、車両設計等による可搬設備にすることで、複数方向から放水可能な設計とする。また、放水に必要な設備は、6号及び7号炉共用で1セット以上確保する。

(2) **海洋拡散抑制設備**（設置許可基準規則解釈の第1項 e)）

大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・汚濁防止膜（6号及び7号炉共用）
- ・小型船舶（**汚濁防止膜設置用**）（以下、「小型船舶」という。）（6号及び7号炉共用）
- ・放射性物質吸着材（6号及び7号炉共用）

(3) **原子炉建屋放水設備**（航空機燃料火災への泡消火）（設置許可基準規則解釈の第1項 b), c), d)）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（6号及び7号炉共用）
- ・放水砲（6号及び7号炉共用）
- ・泡原液混合装置（6号及び7号炉共用）
- ・泡原液搬送車（6号及び7号炉共用）

なお、放水に必要な設備（大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車）は、車両設計等による可搬設備にすることで、複数方向から放水可

能な設計とする。また、放水に必要な設備は、6号及び7号炉共用で1セット以上確保する。

また、航空機燃料火災へ対応するための自主対策設備として、以下を整備する。

(4) 航空機燃料火災に対する初期消火設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、初期対応における泡消火及び延焼防止処置をするため、以下の設備を設置する。

- ・化学消防自動車
- ・水槽付消防ポンプ自動車
- ・高所放水車
- ・泡原液備蓄車

### 3.12.2 重大事故等対処設備

#### 3.12.2.1 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）

##### 3.12.2.1.1 設備概要

##### 3.12.2.1.1.1 原子炉建屋放水設備（大気への拡散抑制）

原子炉建屋放水設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制（大気への拡散抑制）することを目的として設置する。

ホースにより海を水源とする大容量送水車と放水砲を接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水する。また、大容量送水車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から放水可能な設計とする。本システムは、現場においてホース等を敷設した後、大容量送水車に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。なお、大容量送水車の燃料は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて補給する。

軽油タンク及びタンクローリ（4kL）については、(3.14 電源設備【57条】)にて記載する。

##### 3.12.2.1.1.2 海洋拡散抑制設備（海洋への拡散抑制）

海洋拡散抑制設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制（海洋への拡散抑制）することを目的として設置する。

第一に、防潮堤の内側に放射性物質吸着材を設置（6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所）する。

次に、汚濁防止膜を、放水によって放射性物質を取り込んだ汚染水が発電所から海洋に流出するルートである北放水口1箇所及び取水口3箇所の計4箇所に小型船舶を用いて設置する。

##### 3.12.2.1.1.3 原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）

原子炉建屋放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対して泡消火をする目的として、大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用する。

放水砲は、ホースにより海水を水源とする大容量送水車と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水する。本システムは、現場においてホース等を敷設した後、大容量送水車に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

なお、泡消火薬剤は、海水と混合して用いることから、海水を混合した場合において、機能を発揮する泡消火薬剤を用いる。大容量送水車の燃料は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて補給する。

上記設備の系統概要を図3.12-1～4に、重大事故等対処設備一覧を表3.12-1に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

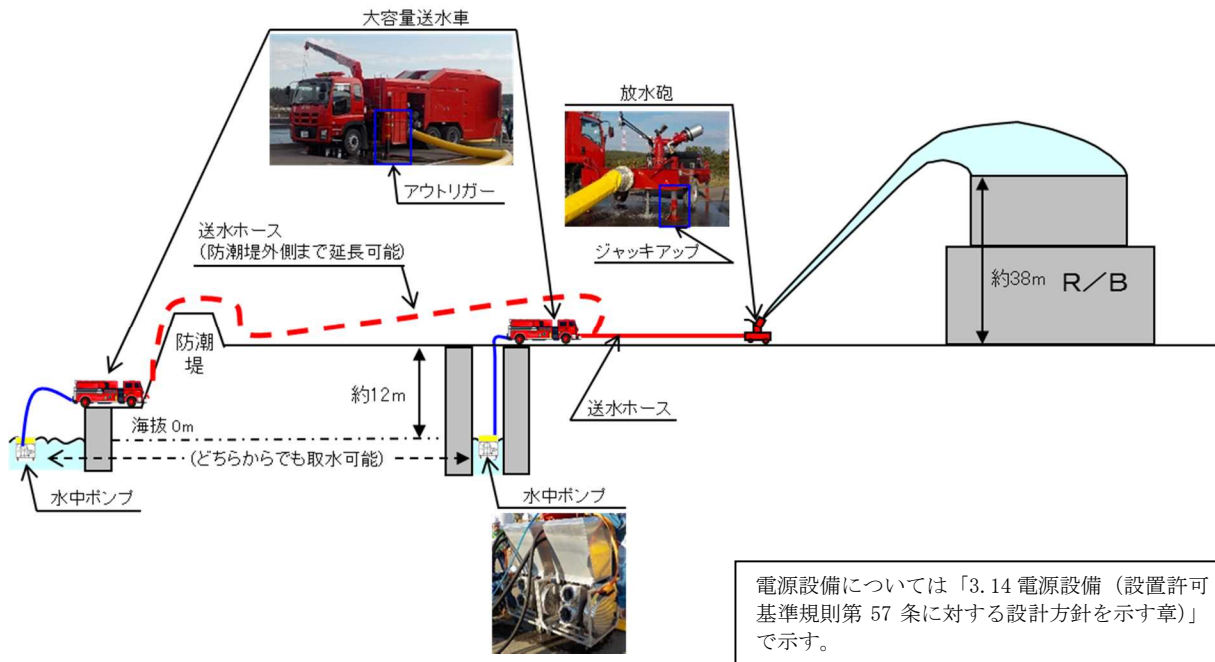


図 3.12-1 大気への拡散抑制 系統概要図

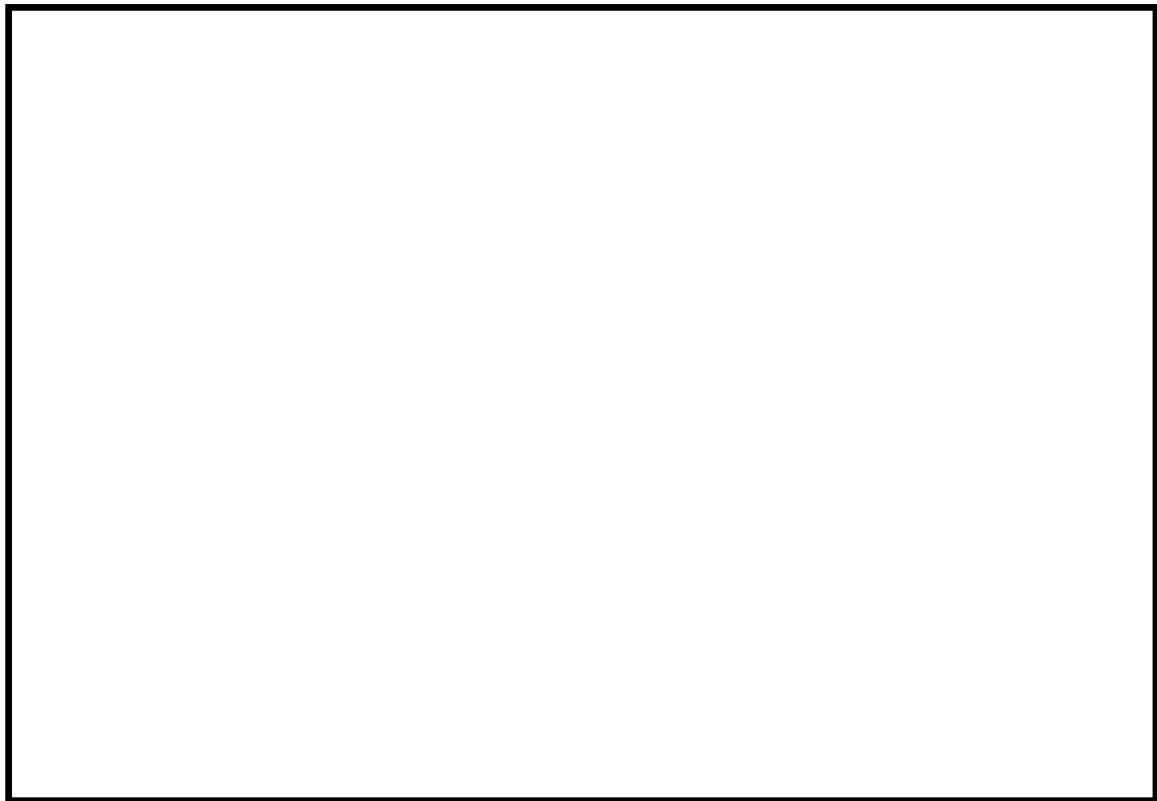


図 3.12-2 海洋への拡散抑制（放射性物質吸着材） 系統概要図

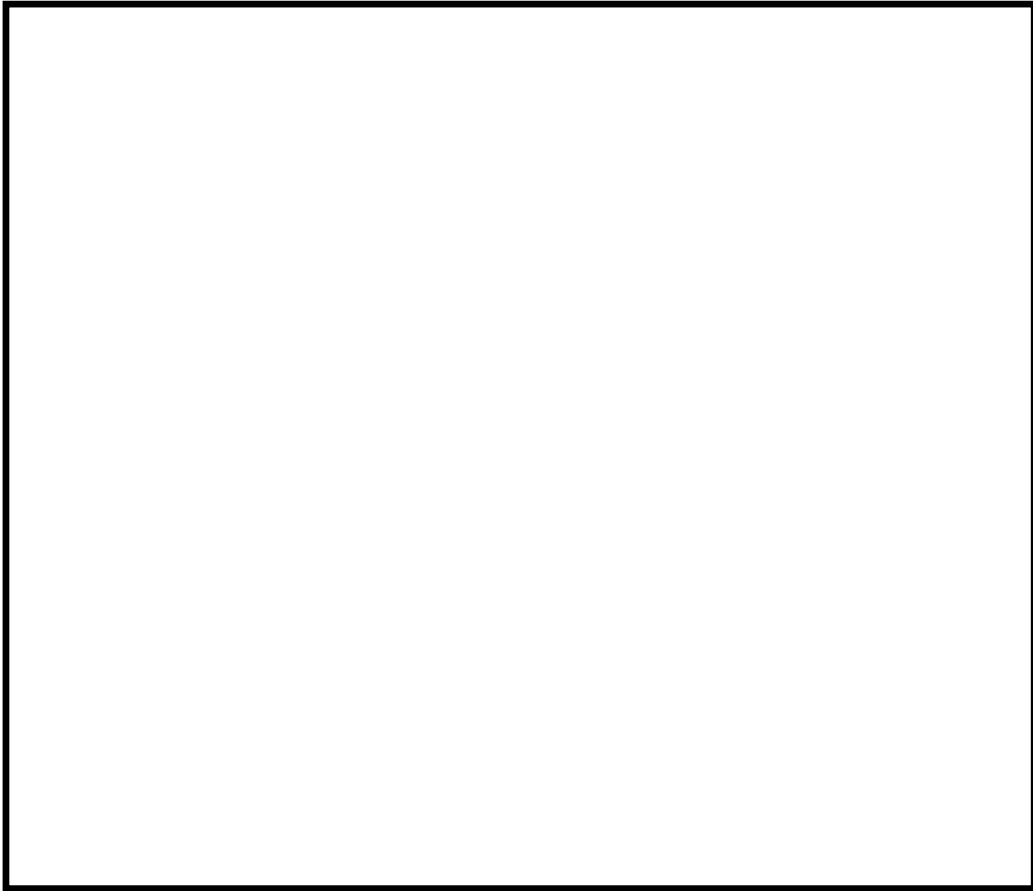


図 3.12-3 海洋への拡散抑制（汚濁防止膜） 系統概要図

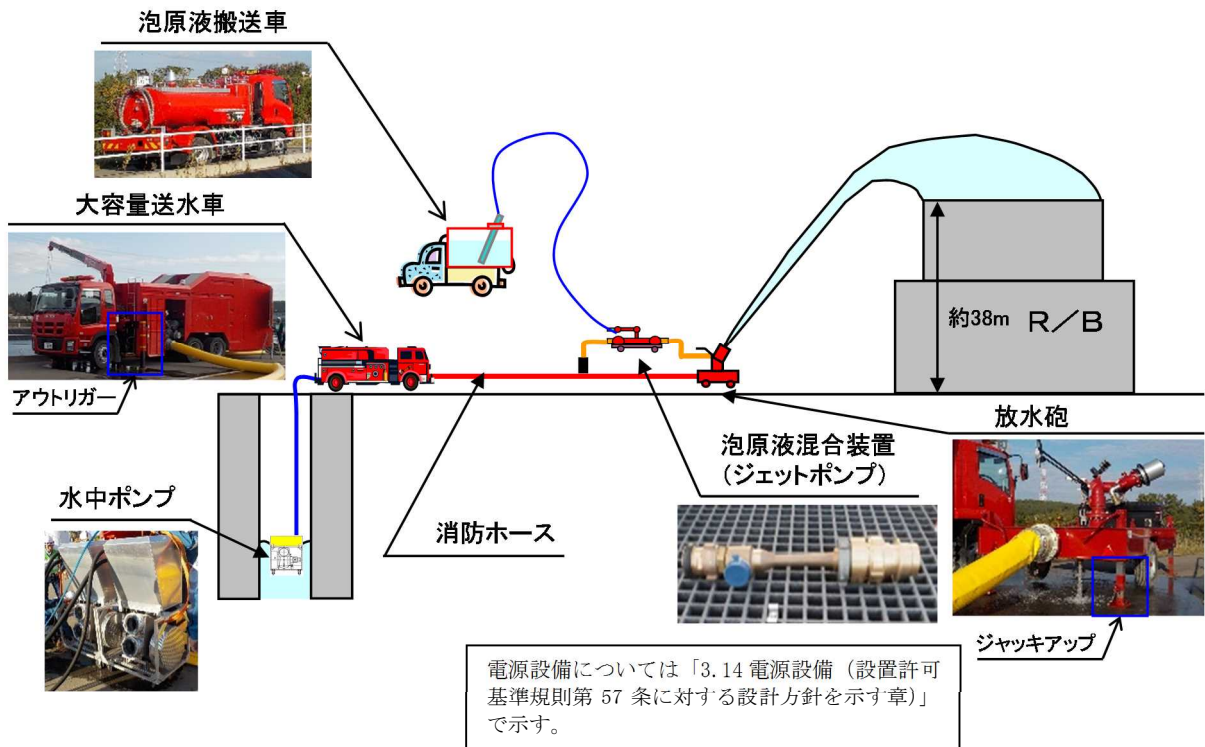


図 3.12-4 航空機燃料火災への泡消火 系統概要図

表 3.12-1 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大容量送水車【可搬】 放水砲【可搬】 放射性物質吸着材【可搬】 汚濁防止膜【可搬】 泡原液混合装置【可搬】 泡原液搬送車【可搬】 小型船舶【可搬】
附属設備	—
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	海水【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL) 【可搬】
流路	ホース【可搬】
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—



### 3.12.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水車

種類	: うず巻式
容量	: 900m <sup>3</sup> /h
吐出圧力	: 1.25MPa
最高使用圧力	: 1.3MPa
最高使用温度	: 60℃
個数	: 1 (予備 1) (6号及び7号炉共用)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
原動機出力	: <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>

#### (2) 放水砲

種類	: ノンアスピレート
最高使用圧力	: 0.9MPa
最高使用温度	: 60℃
個数	: 1 (予備 1) (6号及び7号炉共用)
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

#### (3) 放射性物質吸着材

##### a. 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用

材料	: プルシアンブルー類縁体
吸着材容量	: 約 1,000kg/箇所
個数	: 一式 (6号及び7号炉共用)
使用箇所	: 6号及び7号炉雨水排水路集水柵
保管場所	: 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

##### b. 5号炉雨水排水路集水柵用及びフラップゲート入口用

材料	: プルシアンブルー類縁体
吸着材容量	: 約 500kg/箇所
個数	: 一式 (6号及び7号炉共用)
使用箇所	: 5号炉雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口
保管場所	: 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

#### (4) 汚濁防止膜

##### a. 取水口側 (3箇所)

種類	: フロート式 (カーテン付)
個数	: 8 <sup>*1</sup> (予備 2)/箇所
高さ	: 8m
幅	: 80m (一重) / 80m (二重)
使用箇所	: 5号, 6号及び7号炉取水口

保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所  
※1 : 4本の二重構造

b. 北放水口側

種類 : フロート式 (カーテン付)

個数 : 14<sup>※2</sup> (予備 2)

高さ : 6m

幅 : 140m (一重) / 140m (二重)

使用箇所 : 北放水口

保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所  
※2 : 7本の二重構造

(5) 泡原液混合装置

種類 : 可搬型ノズル

最高使用圧力 : 1.3MPa

最高使用温度 : 40℃

個数 : 1 (予備 1) (6号及び7号炉共用)

使用箇所 : 屋外

保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(6) 泡原液搬送車

種類 : 架装式

容量 : 4,000L

最高使用圧力 : 0.03MPa

最高使用温度 : 120℃

個数 : 1 (予備 1) (6号及び7号炉共用)

使用箇所 : 屋外

保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(7) 小型船舶

個数 : 1 (予備 1) (6号及び7号炉共用)

使用箇所 : 屋外

保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.12.2.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

3.12.2.1.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合状況

(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

大容量送水車，放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶は，屋外に設置することから，その機能が期待される重大事故時における屋外の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線，屋外の天候，海水通水の影響，地震，風（台風）・積雪及び電磁的障害）を考慮し，表 3.12-2 の通りの設計とする。また，設置場所から操作可能な設計とする。

表 3.12-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	大容量送水車，放水砲，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶は，使用時に海水を通水，又は，海に設置するため，海水の影響を考慮し，耐腐食材料を使用する設計とする。 大容量送水車は，海水を取水するため，異物の流入防止を考慮した設計とする。
地震	大容量送水車，放水砲及び泡原液搬送車は，保管場所及び設置場所で想定される適切な地震動に対し，治具により固定可能な設計とする。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶は，その形状から地震の影響は受けづらいと考えられるため対応不要。
風（台風）・積雪	大容量送水車，放水砲及び泡原液搬送車は，設置場所及び保管場所である屋外で想定される風荷重を考慮して，機器が損傷しないことを応力評価により確認する。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶は，保管場所及び設置場所で想定される風荷重に対し，倉庫内での保管又は固縛等で固定可能な設計とする。大容量送水車，放水砲及び泡原液搬送車は，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶は，保管場所及び設置場所において積雪の影響を受けづらい構造であると考えられるため対応不要。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から放水可能となるよう車両設計、又は車両により運搬、移動が出来、設置場所にて車止め等で固定が可能な設計とする。なお、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における環境条件を考慮し、操作できる設計とする。

大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は、特殊な技量は必要とせず、差込式結合金具を車載するスパナで締付け等簡便な接続方式でホースと接続出来る設計とする。なお、大容量送水車は操作パネルにより現場での操作が可能な設計とするとともに、誤操作防止のため、操作パネルにある送水ポンプ等のスイッチにはその名称が記載され、操作者の操作・監視性を考慮しており、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。

放射性物質吸着材及び汚濁防止膜は、車両により運搬、移動が出来るとともに、その設置に当たっては簡便な方法で設置できる設計とする。汚濁防止膜は、設置する際に、小型船舶を使用する。

なお、海洋への拡散抑制を行う場合、第一に、防潮堤の内側に放射性物質吸着材を設置（6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所）する。放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された）において、汚濁防止膜を設置する。

表 3.12-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大容量送水車	現場設置 起動停止	設置場所（取水箇所付近）	設置場所まで移動 スイッチ操作
放水砲	放水方向の変更	屋外設置位置	手動操作
泡原液混合装置	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
泡原液搬送車	現場設置	屋外設置位置	設置場所まで移動
ホース	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
放射性物質吸着材	現場設置	集水桝（排水路） フラップゲート	人力及びユニック にて設置
汚濁防止膜	現場固定	取水口又は放水口	人力及び小型船舶 にて接続

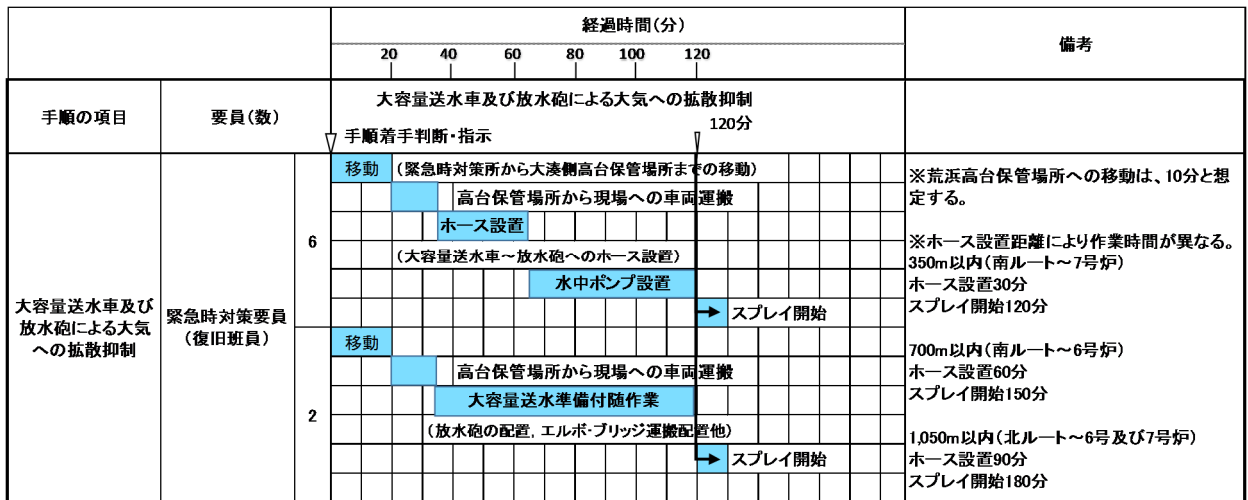


図 3.12-5 大気への拡散抑制 タイムチャート※

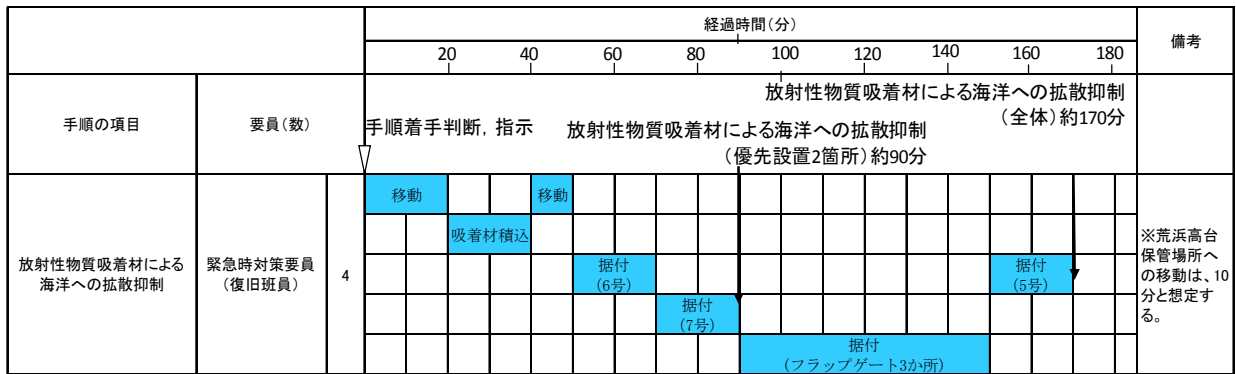


図 3.12-6 海洋への拡散抑制 (放射性物質吸着材) タイムチャート※

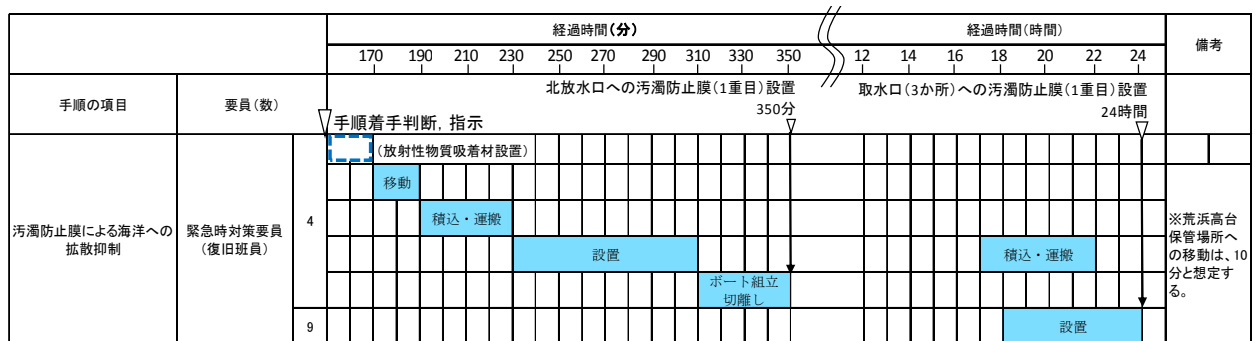


図 3.12-7 海洋への拡散抑制 (汚濁防止膜) タイムチャート※

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考	
		20	40	60	80	100	120		140
		手順着手判断 指示	初期消火開始 45分			大容量送水車及び放水砲による	泡消火開始 120分		
航空機衝突による 航空機燃料火災時 の手順	自衛消防隊	移動 (化学消防自動車)	(高台保管場所から火災現場への車両移動)	ホース設置(化学消防自動車～高所放水車)	高所放水車または化学消防自動車による 初期消火及び延焼防止			※荒浜高台保管場所 への移動は、10分と 想定する。	
		移動 (泡原液備蓄車)	(高台保管場所から火災現場への車両移動)	ホース設置(水槽付消防ポンプ自動車～高所放水車)	高所放水車または化学消防自動車による 初期消火及び延焼防止	適宜, 化学消防自動車及び高所放水車へ泡薬剤補給			
		移動 (水槽付消防ポンプ自動車)	(高台保管場所から火災現場への車両移動)	ホース設置(化学消防自動車～高所放水車)	車両引取り(高所放水車, 泡原液備蓄車)	高所放水車起動準備	高所放水車または化学消防自動車による 初期消火及び延焼防止		適宜, 化学消防自動車及び高所放水車へ泡薬剤補給
	緊急時 対策委員 (復旧班員)	移動	車両配置・引渡し(高所放水車, 泡原液車)	ホース設置	(大容量送水車～放水砲へのホース設置)	水中ポンプ設置	→ スプレイ開始		※ホース設置距離に より作業時間が異なる。 350m以内(南ルート ～7号炉) ホース設置30分 スプレイ開始120分
		移動 (緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動)	高台保管場所から現場への車両運搬	ホース設置	(大容量送水車～放水砲へのホース設置)	水中ポンプ設置	→ スプレイ開始		
		移動	高台保管場所から現場への車両運搬	大容量送水準備付随作業 (放水砲の配置, エルポ・ブリッジ運搬配置他)			→ スプレイ開始		
	緊急時 対策委員 (復旧班員)	移動	高台保管場所から現場への車両運搬	大容量送水準備付随作業 (放水砲の配置, エルポ・ブリッジ運搬配置他)			→ スプレイ開始		700m以内(南ルート ～6号炉) ホース設置60分 スプレイ開始150分
		移動	高台保管場所から現場への車両運搬	大容量送水準備付随作業 (放水砲の配置, エルポ・ブリッジ運搬配置他)			→ スプレイ開始		

図 3. 12-8 航空機燃料火災への泡消火等 タイムチャート\*

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 12. 2. 1, 2 で示すタイムチャート

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性について」に示す。  
大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、プラント運転中又は停止中に、淡水貯水池を水源とした試験システムにより、独立して機能・性

能の確認及び漏洩の確認が可能な系統設計とし、外観の確認が可能な設計とする。運転性能の確認として、大容量送水車の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。

放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶は、プラント運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.12-4 大容量送水車,放水砲及び泡原液混合装置の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏洩の確認
	外観検査	各設備の外観の確認

表 3.12-5 泡原液搬送車の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	内容量の確認
	外観検査	設備の外観の確認

表 3.12-6 放射性物質吸着材, 汚濁防止膜及び小型船舶の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	各設備の外観の確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (大気への拡散抑制, 海洋への拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火) は、重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから切り替えせず使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (大気への拡散抑制,



海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，他の設備から独立して保管，使用することとしており，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお，放射性物質吸着材は，**透過性を考慮した設計**とすることで，雨水排水路集水桝からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ゴミのつまり等により閉塞した場合においても，吸着材の吊り上げ等によって流路の確保が可能な設計とする。また，電源車や消防車等，屋外で使用する重大事故等対処設備は，屋外仕様であり，大気中に放出される水滴に対して影響はないが，当該設備に直接放水しない**位置に設置可能な設計**とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）において操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.12-7 に示す。大容量送水車，放水砲，泡原液混合装置，及び泡原液搬送車は，移動又は運搬することで，線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所に設置及び操作可能な設計とする。放射性物質吸着材及び汚濁防止膜を設置する際は，放射線量を確認して，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

表 3.12-7 操作対象機器設置場所

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大容量送水車	現場設置 起動停止	設置場所（取水箇所付近）	設置場所まで移動 スイッチ操作
放水砲	放水方向の変更	屋外設置位置	手動操作
泡原液混合装置	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
泡原液搬送車	現場設置	屋外設置位置	設置場所まで移動
ホース	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
放射性物質吸着材	現場設置	集水桝（排水路） フラップゲート	人力及びユニックにて設置
汚濁防止膜	現場固定	取水口又は放水口	人力及び小型船舶にて接続

3.12.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 への適合状況

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を



有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

大容量送水車及び放水砲は、放射性物質の大気への拡散を抑制するため、又は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による棒状放水により原子炉建屋の最高点である屋上に又は霧状放水により広範囲において放水できる設計とする。また、1台で複数炉に放水するため移動等が可能な設計とし、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

放射性物質吸着材は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、6号及び7号炉の雨水排水路集水桝に設置する。また、6号及び7号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる5号炉の雨水排水路及びフラップゲートに対して、5号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置する。なお、保有量については、各設置箇所の大さき及び放水による汚染水が排水可能となる放射性物質吸着材が設置可能な容量とする。

汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は各設置場所の幅に応じて、必要な本数を2組（6号及び7号炉共用）、及び、破れ等の破損時のバックアップ用として各設置箇所に対して予備2本を保管する。

泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による放水時、泡消火剤を注入できるものを6号及び7号炉共用で基数の半数の1台及び保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するために必要な泡原液容量として4,000L確保し、保守点検用又は故障時のバックアップを用意する。

小型船舶は、汚濁防止膜を設置するために必要な容量として、6号及び7号炉共用で1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二つ以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制、

海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，常設設備と接続しない設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，常設設備と接続しない設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合においても，当該設備の設置が可能な設計とする。なお，大容量送水車，放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置は，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至る前に着手することとしていること，また，汚濁防止膜は，原子炉建屋等から離隔がとれている放水口等に設置することとしていることから，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響は軽微であると想定しているが，仮に線量が高い場合は，移動又は運搬することで，線源から離隔をとること，放射線量を測定し線量が低い位置に配置すること，放射線量に応じて適切な放射線防護対策で作業安全を確保した上で，設置及び接続可能な設計とする。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」

に示す。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，設計基準事故対処設備の安全機能及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と同時にその機能が損なわれないよう，安全機能等を有する設備と位置的分散を図るため，荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管する設計とする。

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート』参照）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，可搬型重大事故緩和設備であるが，設計基準事故対処設備の安全機能及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と同時にその機能が損なわれないよう，安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建屋等と位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管する設計とする。

3.12.3 その他設備

3.12.3.1 航空機燃料火災に対する初期消火設備

#### 3.12.3.1.1 設備概要

3.12.1(4)に示した設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、初期対応における泡消火及び延焼防止を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を水源とする。

高所放水車を使用する場合は、泡原液備蓄車を接続するとともに、化学消防自動車又は、水槽付消防ポンプ自動車にて水源より取水し、高所放水車に送水する。

化学消防自動車を使用する場合は、単独、又は、泡原液備蓄車を接続し、化学消防自動車にて水源より取水し、泡消火を実施する。

### 3.15 計装設備【58条】

#### 【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」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いう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
  - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
  - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
    - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
    - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
    - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
  - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

### 3.15 計装設備

#### 3.15.1 設置許可基準規則第58条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

#### (1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-11に示す。

#### (2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

##### a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水

量等)の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表3.15-12に示す。

#### b. 計器電源喪失時に使用する設備

全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・所内蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型代替交流電源設備（電源車）については、「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

また、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を整備する。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置  
(図3.15-6)



### 3.15.2 重大事故等対処設備

#### 3.15.2.1 計装設備

##### 3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

図 3.15-4～5 に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第 58 条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備と併せて設置許可基準規則第 43 条への適合状況を整理する。

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/3)

設備区分	設備名
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度（設計基準拡張）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心注水系系統流量（設計基準拡張）【常設】 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）【常設】 残留熱除去系系統流量（設計基準拡張）【常設】 復水補給水系流量（原子炉格納容器）【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度（SA）【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度（代替循環冷却）【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度（設計基準拡張）【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量（設計基準拡張）【常設】

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/3)

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（設計基準拡張）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む） データ伝送装置【常設】 緊急時対策支援システム伝送装置【常設】 SPDS 表示装置【常設】 可搬型計測器【可搬】
附属設備	—
水源 （水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 <sup>*1</sup>	<b>常設代替交流電源設備</b> 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す

電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/3)

設備区分	設備名
電源設備*1	<p><b>可搬型代替交流電源設備</b>            電源車【可搬】            軽油タンク【常設】            タンクローリ (4kL)【可搬】</p> <p><b>代替所内電気設備</b>            緊急用高圧母線【常設】            緊急用断路器【常設】            緊急用電源切替箱断路器【常設】            緊急用電源切替箱接続装置【常設】            AM用動力変圧器【常設】            AM用MCC【常設】            AM用切替盤【常設】            AM用操作盤【常設】            非常用高圧母線C系【常設】            非常用高圧母線D系【常設】</p> <p><b>所内蓄電式直流電源設備</b>            直流125V蓄電池A【常設】            直流125V蓄電池A-2【常設】            AM用直流125V蓄電池【常設】            直流125V充電器A【常設】            直流125V充電器A-2【常設】            AM用直流125V充電器【常設】</p> <p><b>可搬型直流電源設備</b>            電源車【可搬】            AM用直流125V充電器【常設】</p> <p><b>非常用交流電源設備</b>            非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】</p> <p><b>非常用直流電源設備</b>            直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】            直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】            直流125V蓄電池D (設計基準拡張)【常設】            直流125V充電器B (設計基準拡張)【常設】            直流125V充電器C (設計基準拡張)【常設】            直流125V充電器D (設計基準拡張)【常設】</p>

\*1：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す  
 電源設備については「3.14 電源設備」で示す。

### 3.15.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.15-2 に示す。

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～300℃	1	原子炉格納容器内
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～300℃	3	原子炉建屋地下3階
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位	差圧式水位検出器	-3200～3500mm <sup>*1</sup>	3	原子炉建屋地下1階
		-4000～1300mm <sup>*2</sup>	2	原子炉建屋地下3階
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器	-3200～3500mm <sup>*1</sup>	1	原子炉建屋地下1階
		-8000～3500mm <sup>*1</sup>	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)
高压代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下2階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下3階
高压炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～1000m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	差圧式流量検出器	0～200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階
		0～350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	差圧式流量検出器	0～350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
		0～150m <sup>3</sup> /h (6号炉) <sup>*3</sup> 0～100m <sup>3</sup> /h (7号炉) <sup>*3</sup>	1	原子炉建屋地下2階
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0～200℃	1	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器内圧力 (D/W)	弾性圧力検出器	0～1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)
格納容器内圧力 (S/C)	弾性圧力検出器	0～980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	1	原子炉建屋地下3階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3 階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階 (6号炉) 原子炉建屋地下1階 (7号炉)
起動領域モニタ	核分裂電離箱	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3$ $\sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	10	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times$ $10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	4*5	原子炉格納容器内
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200℃	1	原子炉建屋地下3階
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	0~6000mm	2	屋外 (フィルタベント遮蔽 壁内)
フィルタ装置 入口圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋屋上)
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器	0~50kPa	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上4階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
残留熱除去系熱交換器 出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式流量検出器	0~4000m <sup>3</sup> /h(6号炉区分 I, II) 0~3000m <sup>3</sup> /h(6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~2000m <sup>3</sup> /h(7号炉区分 III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋地下1,2 階 (7号炉)
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式流量検出器	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式水位検出器	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋地下3 階
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋地下3 階
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	7	原子炉建屋地下1, 2, 中2階, 地上2, 4階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3 階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm (7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm (7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建屋地上4階
		10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋地上4階

- \*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)  
 \*2: 基準点は有効燃料棒上端 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)  
 \*3: 格納容器下部注水流量 \*4: T. M. S. L. =東京湾平均海面  
 \*5: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり,  
 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置の主要機器仕様を以下に示す。

設備名	データ伝送装置
使用回線	有線系回線，無線系回線
個数	1 式
取付箇所	6 号炉 コントロール建屋地上 1 階 7 号炉 コントロール建屋地上 1 階
設備名	緊急時対策支援システム伝送装置 (6 号及び 7 号炉共用)
使用回線	有線系回線，衛星系回線
個数	1 式
取付箇所	免震重要棟地上 1 階 (免震重要棟内緊急時対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)
設備名	SPDS 表示装置 (6 号及び 7 号炉共用)
個数	1 式
取付箇所	免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個数	46 (23/プラント) (予備 23 (6 号及び 7 号炉共用))
保管場所	6 号炉 コントロール建屋地上 2 階 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

なお，電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。



### 3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

##### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

###### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度,放射線,荷重その他の使用条件において,重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

###### (ii) 適合性

基本方針については,「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,原子炉格納容器内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウェル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ気体温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお,起動領域モニタ,平均出力領域モニタについては,重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,二次格納施設内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位
- ・原子炉水位 (SA)
- ・高圧代替注水系系統流量

- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心注水系系統流量
- ・復水補給水系流量（原子炉压力容器）
- ・残留熱除去系系統流量
- ・復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・格納容器内圧力（D/W）
- ・格納容器内圧力（S/C）
- ・サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲのみ）
- ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・格納容器内酸素濃度
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.15-3 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置水素濃度
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）
- ・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ以外）
- ・復水貯蔵槽水位（SA）
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

表 3.15-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水pH

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（原子炉建屋屋上）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（原子炉建屋屋上）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ

表 3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し，地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。
風（台風）・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

データ伝送装置は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

可搬型計測器は，コントロール建屋内に保管するため，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

また，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す対応とする。

可搬型計測器は，5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内に保管するため，重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す設計とする。

表 3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件（コントロール建屋）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件  
 （免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は  
 5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(58-3-1~36)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施しており、原子炉建屋の二次格納施設外にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作できる設計とする。空冷装置の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設

計とする。

SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

可搬型計測器の接続箇所は、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内にて操作が可能であり、想定される重大事故時等の環境下においても、確実に操作できる設計とする。操作場所である中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能となる設計とする。

表 3.15-7 に操作対象機器を示す。

表 3.15-7 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
フィルタ装置スクラバ水 pH (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止	フィルタベント遮蔽壁内(屋外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置	停止⇒起動	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置空気供給 弁	全閉⇒全開	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)	スイッチ 操作
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号 炉原子炉建屋内緊急時対策所)	スイッチ 操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室 原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中 2 階 (その他の建屋内)	接続操作 スイッチ 操作

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心注水系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 格納容器内酸素濃度
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力 (SA)
- ・ 原子炉水位 (SA)
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ・ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ気体温度
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・ 格納容器内圧力 (D/W)
- ・ 格納容器内圧力 (S/C)
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ・ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)



- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・復水貯蔵槽水位 (SA)
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ  
(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33～36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。表 3.15-8 に計装設備の試験・検査内容を示す。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。

(58-5-1～9)

表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (1/2)

計器分類	パラメータ	プラント状態	項目	内容
水位計	原子炉水位	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉水位 (SA)			
	サプレッション・チェンバ・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	復水貯蔵槽水位 (SA)			
	格納容器下部水位			動作確認
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉圧力 (SA)			
	格納容器内圧力 (D/W)			
	格納容器内圧力 (S/C)			
	フィルタ装置入口圧力			
	フィルタ装置金属フィルタ差圧			
	復水移送ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
流量計	高压代替注水系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高压炉心注水系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)			
	残留熱除去系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	ドライウエル雰囲気温度			
	サプレッション・チェンバ気体温度			
	サプレッション・チェンバ・プール水温度			
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	停止中又は 運転中		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)			
水素及び 酸素濃度 計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能試験	サンプルガス 校正 計器校正
	格納容器内水素濃度 (SA)			
	フィルタ装置水素濃度			
	原子炉建屋水素濃度			
	格納容器内酸素濃度			
放射線量 率計	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			
pH 計	フィルタ装置スクラバ水 pH	停止中	機能・性能試験	計器校正
原子炉出 力	起動領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	平均出力領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正

表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (2/2)

計器分類	パラメータ	プラント状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は 運転中	機能・性能試験	外観点検 表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は 運転中	機能・性能試験	外観点検 動作確認
データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置		停止中又は 運転中	機能・性能試験	外観確認 データの表示 及び伝送の確認
可搬型計測器		停止中又は 運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系を使用する際には格納容器圧力逃がし装置と切り替えるために弁の切り替え操作が必要であるが、現場にて容易に切り替え可能な設計とする。

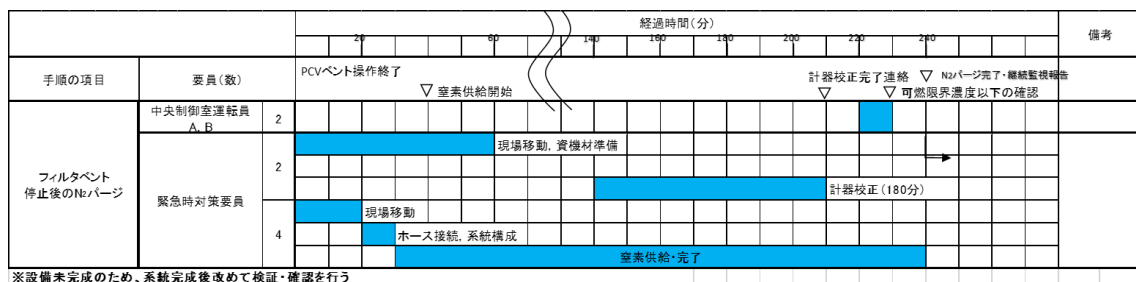


図 3.15-1 フィルタ装置水素濃度計測のタイムチャート\*

\*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，本来の用途以外に使用しない設計とする。

可搬型計測器は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，接続規格を統一することにより，速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室及び現場(原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内)での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測タイムチャートを示す。

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 <span style="float:right">接続完了, 計測開始</span>													
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)												

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 <span style="float:right">接続完了, 計測開始</span>													
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2	移動 <span style="float:right">1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)</span>												

原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内での可搬型計器接続

図 3.15-2 可搬型計器による監視パラメータ計測のタイムチャート\*

\*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.15 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル

ル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズによる電氣的な分離することで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、電源についても分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### (6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、原子炉建屋の二次格納施設外の格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても設置場所での操作が可能となるように放射線量の低い場所に設置する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮して

も設置場所での操作が可能となるように放射線量の低い場所に設置する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外地上4階に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

SPDS表示装置は、免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置及び操作し、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

表 3.15-9 に操作対象機器設置場所を示す。

表 3.15-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋の二次格納施設外)／中央制御室
フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	屋外(フィルタベント遮蔽壁内) ／中央制御室
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
SPDS表示装置	免震重要棟地上1階及び2階 (免震重要棟内緊急時対策所)	免震重要棟地上1階及び2階(免震重要棟内緊急時対策所)
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)
可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33~36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

### 3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心注水系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 格納容器内酸素濃度
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力 (SA)
- ・ 原子炉水位 (SA)

- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）
- ・ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・ ドライウエル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ気体温度
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・ 格納容器内圧力（D/W）
- ・ 格納容器内圧力（S/C）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（SA）
- ・ 復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置入口圧力
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・ フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 復水貯蔵槽水位（SA）
- ・ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ  
（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを伝送できる設計とする。SPDS 表示装置は，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に各 1 セットを設置し，保守点検または故障時のバックアップ用として，自主的に 1 セットを保管する設計とする。

(58-6-1～66)



(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら、事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共有する設計とする。

また、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉の各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理と

することで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置は、共通要因によって、その機能が損なわれることを防止するために、可能な限り多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする（詳細については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。

また、電源については代替電源設備からの供給が可能であり、多様性を考慮した設計とする。

(58-2-1～3, 58-3-1～36)

### 3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

##### (i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として6号炉、7号炉それぞれ1セット23個（測定時の故障を想定した予備として、6号炉、7号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として23個（6号及び7号炉共用）を含めて合計69個を分散して保管する設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-1~4)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

##### (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、**ボルト・ネジ接続とし**、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

#### (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

##### (i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

可搬型計測器は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内から接続可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

可搬型計測器は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所であるコントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に保管することとし，位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型計測器は、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所) にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れのない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3-33, 36) (58-9-5~13)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。

可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故設備の配置その他の条件を考慮し、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所) に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5~13)

表 3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。
対応手段等	監視機能の喪失
	計器故障時のパラメータ推定
	計器の計測範囲を超えた場合のパラメータ推定

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

推定にあたっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定
- ・水位を注水源もしくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定
- ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定
- ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏洩を水位、圧力等の傾向監視により推定
- ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定
- ・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定
- ・格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から格納容器内の水位を推定
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。

原子炉圧力容器内の水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。

- ・原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度を計測する計器の計測範囲は 0～300℃である。原子炉の冷却機能が喪失し原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等発生時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は 300℃であり計測範囲内で判断可能である。また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（300℃以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。
- ・原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

対応手段等	計器電源の喪失	<p>計器電源の喪失時の対応</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失等により計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び直流給電車から、計器へ給電する。</li> <li>代替電源（交流及び直流）の供給ができない場合には、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視を行う。また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</li> </ul>
	記録	<p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策支援システム伝送装置にて電磁的に記録、保存する。</li> <li>複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータの値、可搬型計測器及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</li> </ul>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">パラメータの選定</p>	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力1.1～1.15（設置許可基準規則44条～58条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に関するパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下の通り分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下の通り分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p>なお、主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータとする。</p> <p>また、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する。</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉施設の状態把握の発電用</p>	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">確からしさの考慮</p>	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事故進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、直流給電車及び可搬型代替交流電源設備より、計器へ給電する。</p>



表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度*1	1	0~300℃	300℃	炉心の損傷状態を把握し、適切に対応するための判断基準として、300℃を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1	3	0~300℃	182℃	残留熱除去系による原子炉停止時冷却系運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*2							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1	3	0~10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉圧力（SA）*1	1	0~10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA）*2							
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位*1	3	-3200~3500mm*4	-2880~1650mm*4 465~1300mm*5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3~8）及び有効燃料棒上端付近まで監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		2	-4000~1300mm*5				S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源
	原子炉水位（SA）*1	1	-3200~3500mm*4	-2880~1650mm*4			S	AM用 直流電源*10
		1	-8000~3500mm*4				S	AM用 直流電源*10
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）*2							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2							
	高压炉心注水系系統流量*2							
残留熱除去系系統流量*2								

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
④原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—*8	高压代替注水系ポンプの最大流量（182m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	— (Ss)	AM用 直流電源	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（182m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源	
	高压炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	高压炉心注水系ポンプの最大流量（727m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1	0~200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0~150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	—*8	代替低压注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量（150m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	— (Ss)	AM用 直流電源*10	
		1	0~350m <sup>3</sup> /h	—*8	重大事故時における復水移送ポンプの最大流量（300m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		— (Ss)	AM用 直流電源*10	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大流量（954m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（SA）*2								
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0~350m <sup>3</sup> /h	—*8	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量（140m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	— (Ss)	AM用 直流電源*10	
		1	0~150m <sup>3</sup> /h（6号炉）* 6 0~100m <sup>3</sup> /h（7号炉）* 6	—*8	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量（90m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		— (Ss)	AM用 直流電源*11	
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（S/C）*2								
	格納容器下部水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源* 10, 11
	サブプレッション・チェンバ気体温度*1	1	0~200℃	138℃		1	C(Ss)	AM用 直流電源*10
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 1	3	0~200℃	97℃	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約166℃）を監視可能。		S	AM用 直流電源
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）*1	1	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*10
	格納容器内圧力（S/C）*1	1	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]			S	AM用 直流電源*10
	ドライウエル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2							
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 2							
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~11m (T.M.S.L. -7150~ +9850mm) *7	-2.59~0m (T.M.S.L. -3740~ -1150mm) *7	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.05m）を把握できる範囲を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*10
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600, -4600, -3600mm) *7	- *8	重大事故等時において、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量（底部から+2m）があることを監視可能。	1	- (Ss)	AM用 直流電源*11
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑨ 原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*1	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	6.2vol%	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。	—	S	区分Ⅰ, Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内水素濃度 (SA) *1	2	0~100vol%			—	S	AM用 直流電源
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) *1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*9	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) *1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*9	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
⑪ 未臨界の監視	起動領域モニタ*1	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。	—	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源
	平均出力領域モニタ*1	4*3	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 設計基準事故時、一時的に計測範囲を超えるが、短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑫最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）	1	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	「④原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0～350m <sup>3</sup> /h	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	フィルタ装置水位	2	0～6000mm	－*8	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：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa[gage]	－*8	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	－*8	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10 <sup>4</sup> mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	0～50kPa	－*8	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0～14	－*8	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	－*8	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約7×10 <sup>4</sup> mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*10	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	「①原子炉压力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0～300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫ 最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	原子炉補機冷却水系系統流量	3	0~4000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0~3000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0~2000m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ），800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	0~2000m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0~1500m <sup>3</sup> /h（7号炉）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ），800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	ドライウエル雰囲気気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サプレッション・チェンバ気体温度*2							
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							
原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA）*1							
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*1							
	ドライウエル雰囲気気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑭ 水源の 確認	復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m （6号炉） 0～15.7m （7号炉）	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号 炉：0～15.5m，7号炉：0～15.7m）を監視可能。	1	S	AM用 直流電源
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）*2							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2							
	高压炉心注水系系統流量*2							
	残留熱除去系系統流量*2							
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）*2							
	復水移送ポンプ吐出圧力*2	3	0～2MPa[gage]	—*8	復水移送ポンプ吐出圧力（0.92MPa[gage]）を監視可 能。	1	— （Ss）	AM用 直流電源* 10, 11
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	3	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.2MPa[gage]）を監視 可能。		B(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
⑮ 原子 炉建屋 内の水 素濃 度	原子炉建屋水素濃度	7	0～20vol%	—*8	重大事故時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能 性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。	—	— （Ss）	AM用 直流電源
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*2	4	0～300℃	—*8	重大事故時において，静的触媒式水素再結合器 <b>作動時</b> に想定される温度範囲を監視可能。	1	— （Ss）	AM用 直流電源

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% /0~30vol% (7号炉)	4.9vol%	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握する上で監視可能。	—	S	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) *2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) *2							
	格納容器内圧力 (D/W) *2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力 (S/C) *2							
⑪使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) *1	1	T. M. S. L. 20180~ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源
			0~150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *1	1	T. M. S. L. 23420~ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm (7号炉)	— *8	重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。		C(Ss)	AM用 直流電源
			0~150℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			



表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）*1	1	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	-*8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	-	C(Ss)	AM用 直流電源
		1	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7号炉)					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*1	1	-	-*8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-	- (Ss)	区分I バイタル交流電源  空冷装置 区分I 計測用交流電源

- \*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，\*2：重要代替監視パラメータ
- \*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。
- \*4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm）
- \*5：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）
- \*6：格納容器下部注水流量，\*7：T.M.S.L. =東京湾平均海面
- \*8：重大事故時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
- \*9：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- \*10：設置許可基準規則第47条，48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を設ける設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料58-11に整理している。
- \*11：設置許可基準規則第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（原子炉格納容器）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，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代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とすると共に，可搬型計器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお，条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料58-11に整理している。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①原子炉水位 ①原子炉水位 (SA) ②残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ②残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度により推定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	①原子炉水位 (SA) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	①原子炉水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA) により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。
	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①復水補給水系流量 (原子炉压力容器) の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (原子炉压力容器) を推定する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。 ②復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の監視が不可能となった場合には、注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ③注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ②格納容器内圧力 (S/C) により、上記①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C)	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①サブプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力 (S/C)	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウェル雰囲気温度	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ③サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④格納容器内圧力 (S/C)	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。
	格納容器下部水位	①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量 ②復水貯蔵槽水位 (SA)	①格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②[エリア放射線モニタ]	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②[エリア放射線モニタ]	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
未臨界の監視	起動領域モニタ	①平均出力領域モニタ ②[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタの監視が不可能となった場合には、平均出力領域モニタにより推定する。 ②制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	平均出力領域モニタ	①起動領域モニタ ②[制御棒操作監視系]	①平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度	①代替循環冷却による冷却において、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系温度(代替循環冷却)、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	①格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	①耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①原子炉圧力容器温度 ①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/6)

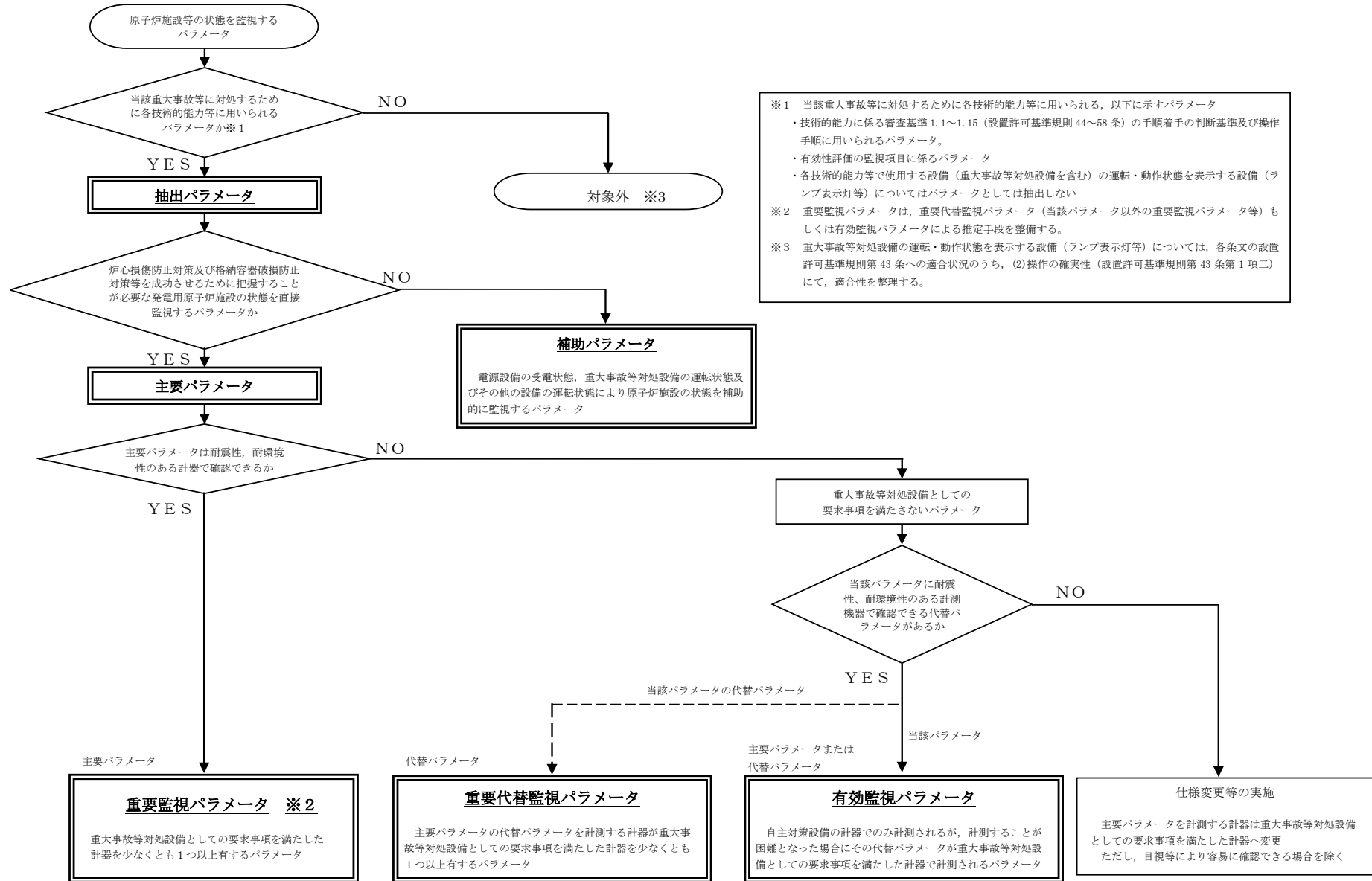
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力 (D/W) ①[エリア放射線モニタ]	①原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W)	①原子炉水位 ①原子炉水位 (SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①[エリア放射線モニタ]	①ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	[エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 ①原子炉水位 (SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力 (D/W)	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) により格納容器バイパスの発生を推定する。
水源の確認	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から, 復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には, サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより, 水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより, 水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には, 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入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ①格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

\*代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*[ ] は有効監視パラメータを示す。



※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ

- ・技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15（設置許可基準規則 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
- ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない

※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）もしくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する。

図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条 に対する設計方針を示す章）」

- ⑫ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑬ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑭ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

- ⑳ フィルタ装置入口圧力
- ㉑ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ㉒ フィルタ装置水素濃度
- ㉓ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ㉔ フィルタ装置スクラバ水pH
- ㉕ 耐圧強化ベンント系放射線モニタ

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補給冷却水系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高圧炉心注水系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系統流量
- ⑩ 高圧代替注水系統流量
- ⑪ 復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系統流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系統温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合物 動作監視装置

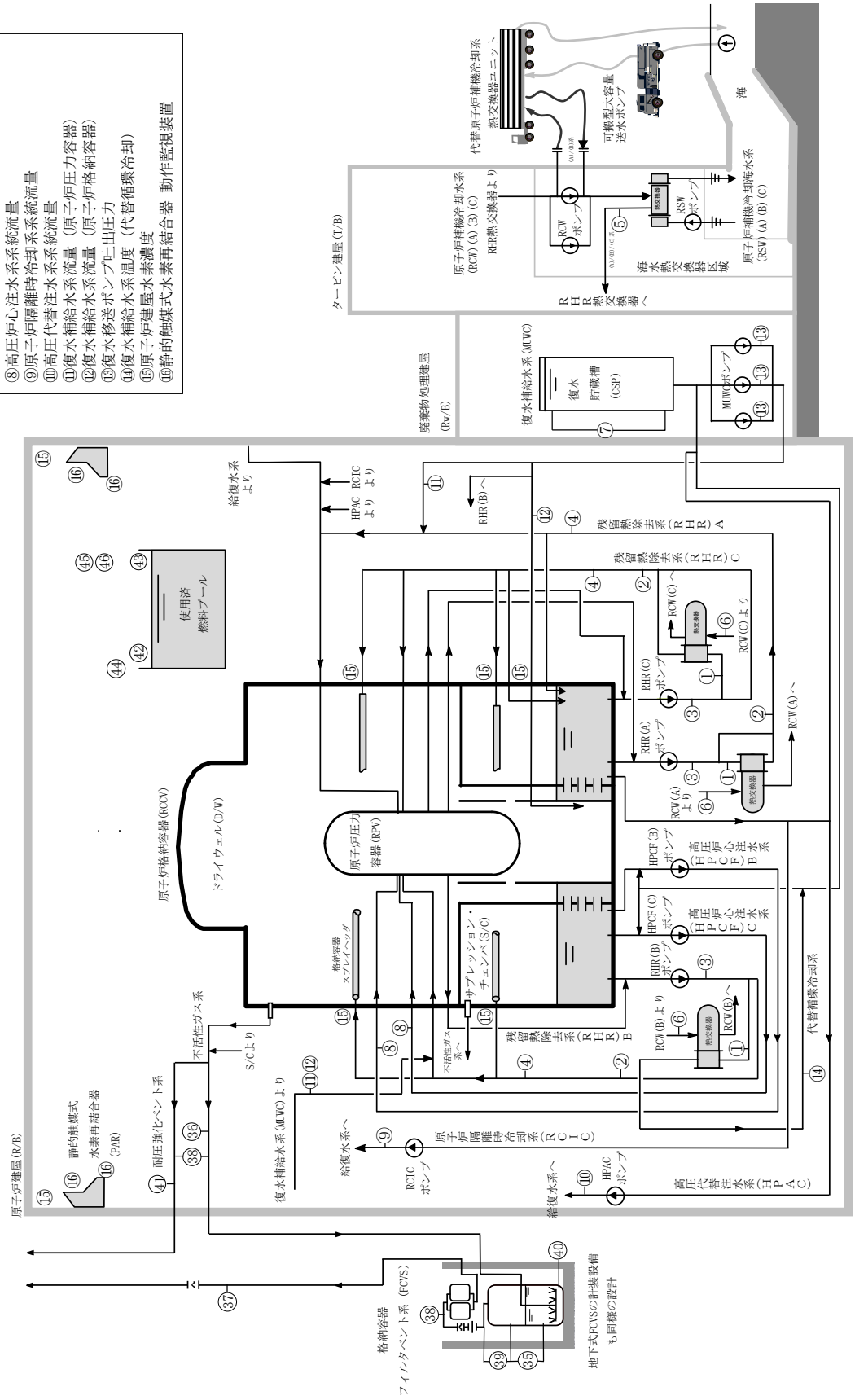


図 3.15-4 主要設備 概略系統図 (1/3)

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条  
に対する設計方針を示す章）」

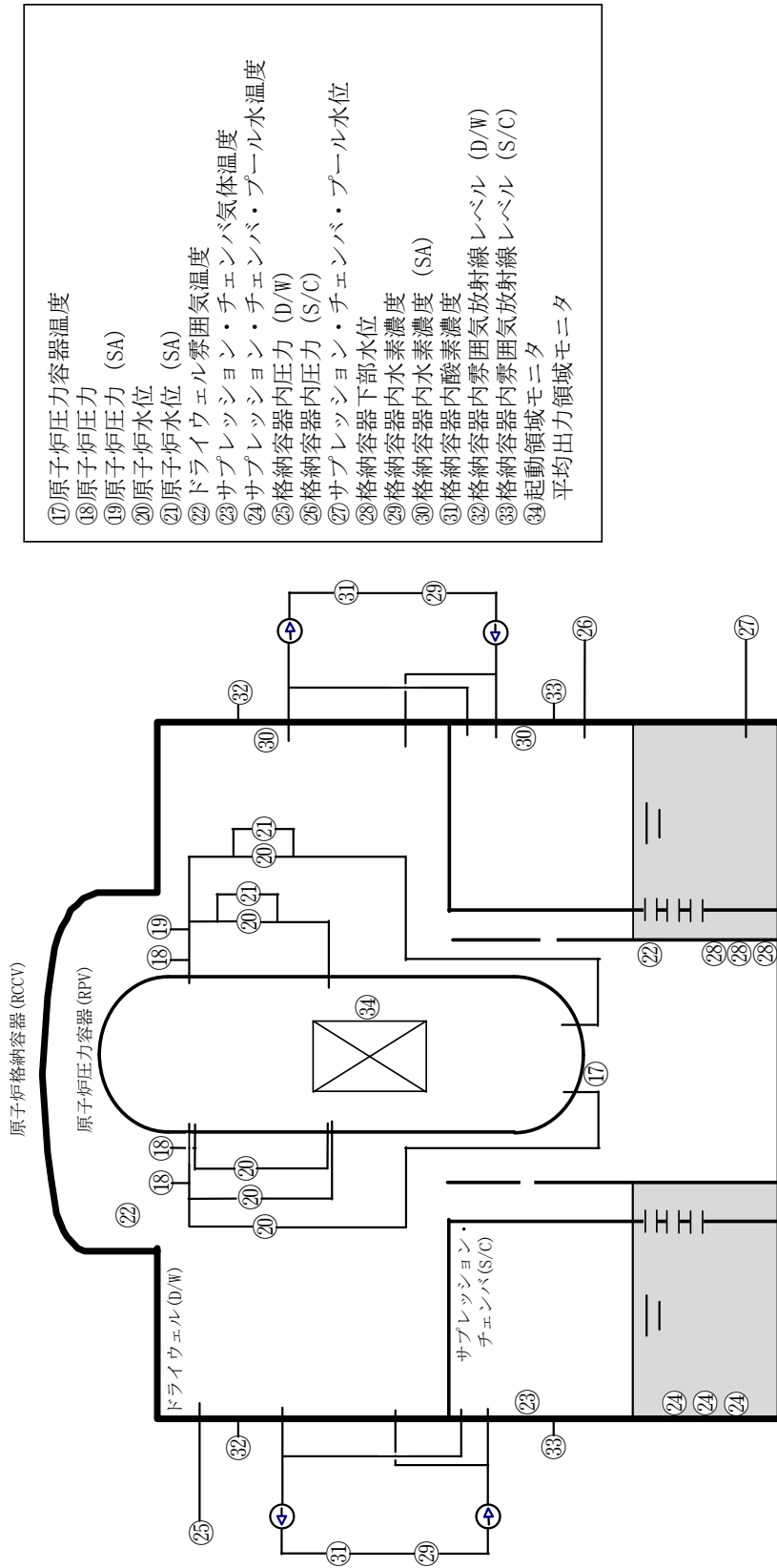
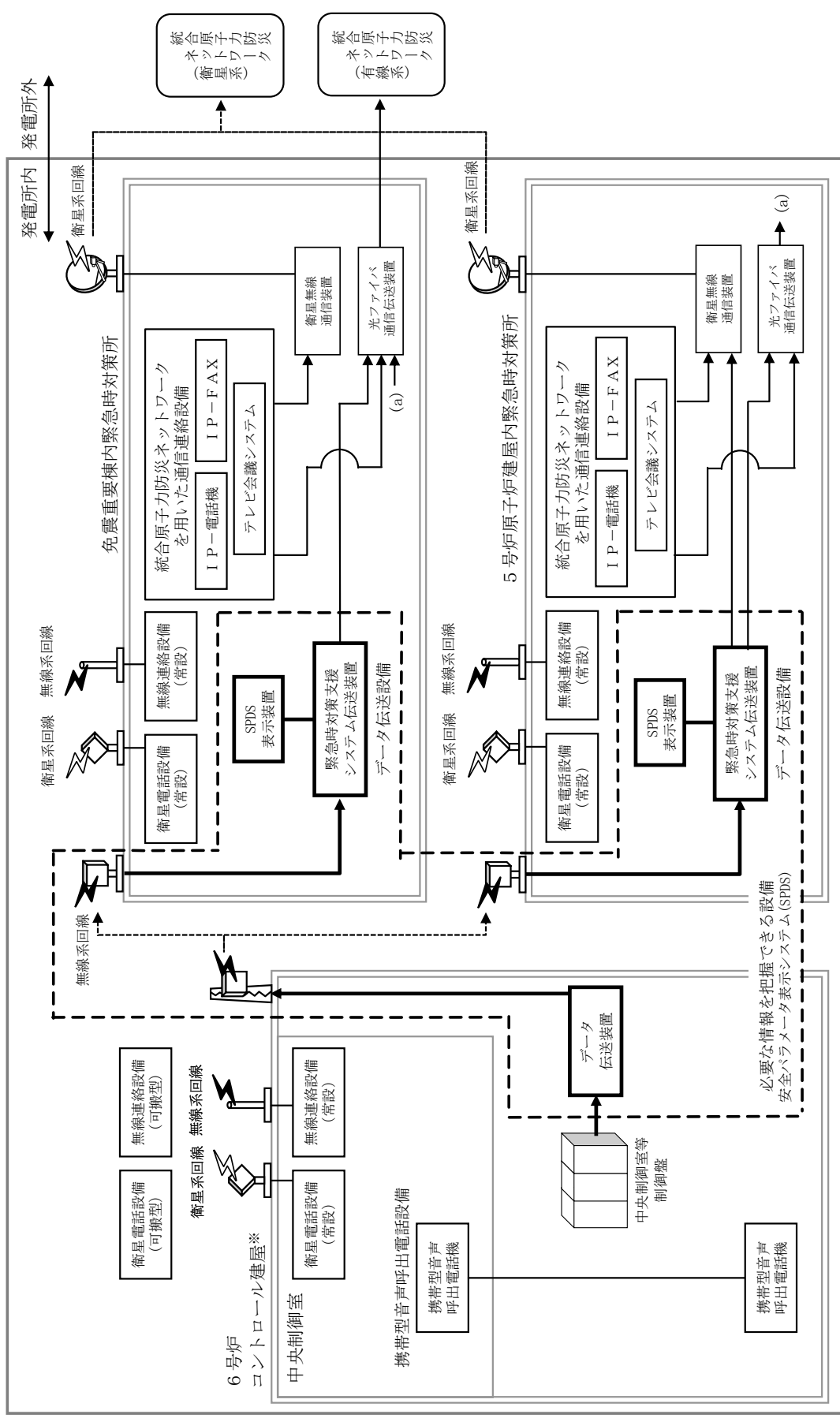


図 3.15-5 主要設備 概略系統図 (2/3)

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条 に対する設計方針を示す章）」



※：7号炉も同様

図 3.15-6 主要設備 概略系統図 (3/3)

## 別添資料－ 1

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備  
(格納容器圧力逃がし装置) について

## <目次>

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.2.1 機器配置	2
1.2.2 系統概要図	6
1.3 設備性能の概略	9
1.3.1 設備の使用方法的概略	9
1.3.2 放射性物質除去性能の概略	9
2. 設計方針	10
2.1 設計条件	10
2.2 格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）	12
2.2.1 フィルタ装置本体，よう素フィルタ本体構造	12
2.2.1.1 容器	14
2.2.1.2 内部構造物	19
2.2.1.3 スクラバ水	25
2.2.2 格納容器圧力逃がし装置系統構成	25
2.2.2.1 主配管	27
2.2.2.2 主要弁等	34
2.3 附帯設備	39
2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備	39
2.3.1.1 概要	39
2.3.1.2 電源供給負荷	39
2.3.1.3 単線結線図	41
2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性	44
2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備	47
2.3.2.1 概要	47
2.3.2.2 計測設備の目的	47
2.3.2.3 計測設備の仕様について	52
2.3.2.4 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について	56
2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備	58
2.3.3.1 機能	58
2.3.3.2 設備構成及び仕様	58
2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備	60
2.3.4.1 機能	60
2.3.4.2 設備構成及び仕様	60
2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備	69

2.3.5.1	機能	69
2.3.5.2	設備構成及び仕様	69
3.	格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能	75
3.1	放射性物質の除去原理	75
3.1.1	粒子状放射性物質の除去原理	75
3.1.1.1	水スクラバによる除去	75
3.1.1.2	金属フィルタによる除去	77
3.1.2	ガス状放射性物質の除去原理	78
3.1.2.1	格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減	78
3.1.2.2	格納容器圧力逃がし装置での除去	79
3.2	性能検証	81
3.2.1	性能検証試験の概要	81
3.2.1.1	試験設備の概要	81
3.2.1.2	試験条件とその設定根拠	85
3.2.2	放射性物質の除去性能	91
3.2.2.1	格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質	91
3.2.2.1.1	粒子状放射性物質（エアロゾル）	91
3.2.2.1.2	よう素	122
3.2.2.2	事故時のフィルタ装置のパラメータ変化	124
3.2.2.3	除去性能試験結果	131
3.2.2.3.1	エアロゾル除去性能試験	131
3.2.2.3.2	無機よう素除去性能試験	133
3.2.2.3.3	有機よう素除去性能試験	135
3.2.2.3.3.1	吸着材による除去性能試験結果	135
4.	格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	139
4.1	格納容器圧力逃がし装置の設備操作	139
4.1.1	格納容器ベント操作について	139
4.1.2	中央制御室及び現場での操作内容	141
4.1.3	中央制御室及び現場でのパラメータ監視	159
4.2	格納容器圧力逃がし装置の操作性	166
4.2.1	ベント弁操作エリア	166
4.2.1.1	ベント時の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.1.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2	フィルタ装置遮へい壁周辺	166
4.2.2.1	ベント時の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.3	自然現象による操作性への影響	167
4.3	水素燃焼防止に関する設備操作	168

5.	設備の維持管理	176
5.1	点検方法	176
5.2	試験方法	181
6.	規制基準への適合性	185
6.1	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への適合	185
6.1.1	第38条(重大事故等対処施設の地盤)	185
6.1.2	第39条(地震による損傷の防止)	186
6.1.3	第40条(津波による損傷の防止)	186
6.1.4	第41条(火災による損傷の防止)	187
6.1.5	第43条(重大事故等対処設備)	189
6.1.6	第48条(最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備)	193
6.1.7	第50条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)	194
6.1.8	第52条(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)	200
7.	原子炉格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性	201
7.1	地震, 津波以外の自然現象	201
7.1.1	風(台風)	201
7.1.2	竜巻	202
7.1.3	積雪	212
7.1.4	低温	215
7.1.5	落雷	216
7.1.6	火山	218
7.1.7	降水	221
7.1.8	生物学的事象	221
7.1.9	地滑り	222
7.2	その他事象	223
7.2.1	外部火災	223
7.2.2	内部火災	228
7.2.3	内部溢水	228
7.2.4	航空機墜落(偶発的事象)	230
7.2.5	船舶の衝突	231
7.2.6	電磁的障害	231
8.	原子炉格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性	232
8.1	航空機衝突(意図的事象)	232
別紙1	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について	235
別紙2	格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図	242
別紙3	放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方	252

別紙 4	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて	254
別紙 5	エアロゾル計測装置の計測原理	257
別紙 6	除去性能試験について	269
別紙 7	格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について	299
別紙 8	ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響	301
別紙 9	設備の維持管理についての補足事項	311
別紙 10	弁の操作方法について	313
別紙 11	格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について	323
別紙 12	金属フィルタの液滴除去性能について	324
別紙 13	フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について	328
別紙 14	水スクラバにて考慮する荷重と評価結果	337
別紙 15	よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について	343
別紙 16	格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方	347
別紙 17	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離	352
別紙 18	圧損計算の詳細	354
別紙 19	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について	358
別紙 20	配管内面への放射性物質付着量の考え方について	370
別紙 21	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について	374
別紙 22	スクラバノズルのエロージョンについて	379
別紙 23	格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について	381
別紙 24	スクラバ水の pH 調整方法について	387
別紙 25	窒素ガスパーズに対する考え方について	389
別紙 26	ドレン移送ライン使用時における格納容器内へ空気流入影響について	396
別紙 27	スクラバ水の設定について	397
別紙 28	6号炉と7号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方	408
別紙 29	よう素捕捉時の化学反応による影響について	409
別紙 30	フィルタ装置の長期使用時の影響について	412
別紙 31	地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明	428
別紙 32	空気作動弁に対する人力操作の成立性について	430
別紙 33	格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について	436
別紙 34	スクラバ水スロッシングの影響について	455
別紙 35	格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠	456
別紙 36	フィルタ装置の性能維持の確認について	460
別紙 37	圧力開放板の凍結による影響について	461
別紙 38	高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと	464
別紙 39	格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理	467



別紙 40	よう素フィルタ部に発生する偏流について .....	468
別紙 41	格納容器 pH 制御による格納容器への影響の確認について .....	478
別紙 42	よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について	484
別紙 43	格納容器からの取り出し位置について .....	489
別紙 44	代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管タイラインについての検討	492

枠内：今回ご提出資料

## 4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性

### 4.1 格納容器圧力逃がし装置の設備操作

#### 4.1.1 格納容器ベント操作について

格納容器ベントの操作は、格納容器圧力を継続監視することにより、ベント実施タイミングを予測することが可能であり、格納容器ベントが必要になった場合（格納容器最高使用圧力到達時《炉心損傷前<sup>※1</sup>》、格納容器限界圧力到達前《炉心損傷後<sup>※1</sup>》、格納容器からの異常な漏洩発生時<sup>※2</sup>）に、事故時対応手順書に定めた運転操作手順として当直副長が格納容器ベント判断を実施する。これは予め要領等に記載された運転操作手順の範囲内において、発電所対策本部長から当直副長に実施権限が委譲されているためである。

重大事故等時に、格納容器設計漏洩率を超える漏洩が発生した場合、重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ<sup>※3</sup>により漏洩を認知することができる。また、炉心損傷後であるため、格納容器内の水素ガスが漏洩していることを、原子炉区域運転階上部の水素ガス濃度計により認知することができる。さらに、静的触媒式水素再結合器（PAR）の出入口温度を監視することにより、実際に水素の再結合処理が行われていることを確認することができる。

※1 ここでの「炉心損傷前後」は、格納容器内放射線量率が設計基準事故の10倍または原子炉圧力容器表面温度「300℃」を判断基準としている。

※2 格納容器圧力計により計測できない場合は格納容器温度計により飽和温度／圧力の関係を利用して推定することができる。重大事故等時に監視可能な格納容器温度計を「上部ドライウエル」「下部ドライウエル」「サプレッション・チェンバ（空間部）」の3ヶ所に設置している。なお、上記3エリアには他にも約50ヶの温度計があり、測定可能であれば監視することができる。

※3 設計基準設備である原子炉区域エリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気放射線モニタ等でも格納容器からの漏洩を認知することが可能である。

これらにより、格納容器からの異常な漏洩を認知した場合は、速やかに格納容器スプレイによる減圧操作を開始し、格納容器ベントを実施することにより格納容器からの漏洩の影響を抑制する。

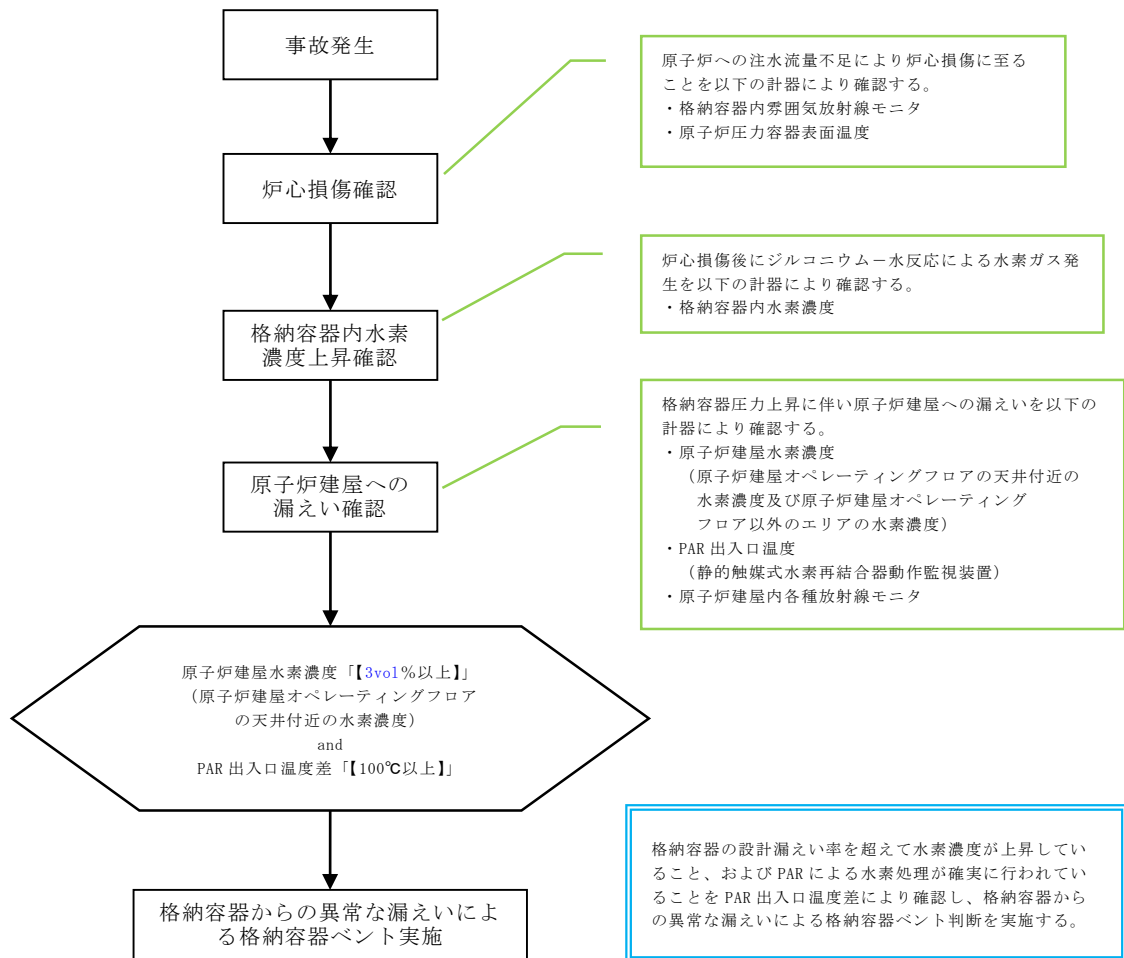
なお、格納容器からの異常な漏洩による格納容器ベント実施について、事故時運転操作手順へ記載する方針である。操作概要について第4.1.1-1図に示す。

格納容器ベント操作は、格納容器圧力による格納容器ベント判断、または格納容器からの漏洩による格納容器ベント判断により実施する方針であり、放射性物質は可能な限り格納容器内に閉じ込めることを基本とする。代替設備による除熱、故障設備の復旧に努めるが、格納容器限界圧力に到達する可能性のある場合は、格納容器の破損により公衆への影響が過大にならないこ

とを目的として格納容器ベントにより放射性物質を放出する。格納容器ベントは最終ヒートシンクへの熱移動として使用するため、格納容器除熱機能等が回復されるまで継続するべきであり、格納容器圧力制御のために格納容器ベントを停止／再開する操作は実施しない。

また、希ガスについては、格納容器圧力逃がし装置等で除去できないことから、格納容器内にできるだけ長くとどめ、放射エネルギーを可能な限り時間減衰させることが、環境中への希ガスの放出量を低減させるための有効な対策である。

そのため、格納容器圧力の上昇を抑制し、格納容器ベントの実施に至るまでの時間をできるだけ延ばすために、格納容器スプレイの実施や水源への補給の対策を講じている。有効性評価で想定している格納容器スプレイが実施できない場合においても、可搬型注水ポンプによる格納容器スプレイや、異なる残留熱除去系のラインを利用した格納容器スプレイ、原子炉への注水継続により破断口からの流出による冷却、格納容器頂部注水による冷却等を試みる。



第 4.1.1-1 図 格納容器からの異常な漏洩による格納容器ベント操作概要

#### 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置による格納容器の破損防止が必要になった場合、中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は、中央制御室からの遠隔操作により実施するが、それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように、事前から重要なパラメータ（格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置水位、フィルタ装置出入口圧力）を重大事故等時に使用可能な計器により監視し、その他必要な操作を実施する。

##### a. 格納容器ベント操作前準備

格納容器圧力が、格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に

準備操作を完了させる必要があるため、格納容器圧力を継続監視し、その傾向から到達する時間を予測し準備操作を開始する。

なお、設備の故障等により、現場で操作する場合は、操作に必要な時間が記載されている手順書を使用し、格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に、格納容器ベント準備操作が終了するように対応している。

(a) 格納容器圧力逃がし装置使用前確認

格納容器圧力逃がし装置の使用前に、設備に異常のないことを確認する。確認する項目は以下のとおり。

- ・ 計測制御電源：電源が受電され、パラメータが監視可能であること。
- ・ 駆動電源：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時に使用する電動弁、電動機の電源が供給されていること。
- ・ フィルタ装置水位：通常水位付近にあること。
- ・ フィルタ装置出入口圧力：封入した窒素圧力以上にあること。

なお、フィルタ装置の水質確認については、急激な水質変化が考えられないためフィルタ装置水位の確認により代用する。

(b) 格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作

格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作は、非常用ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系との隔離弁の閉操作または閉確認を実施することである。本操作は、中央制御室からの遠隔操作を基本とする。制御電源・駆動源が喪失した場合、現場において閉状態の確認及び閉操作を実施する。

なお、非常用ガス処理系及び換気空調系とつながる系統の隔離操作については、空気駆動弁下流に通常時「閉」の弁を設置する計画である。この弁は、通常運転中に格納容器の圧力調整を実施する場合、一時的に開ける必要があるが、その場合は開操作を実施する操作員が近傍にいるため、異常時は速やかに閉めることが可能である。

(c) 格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作

格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作は、当直副長からの格納容器ベント実施指示を受けて、一つの隔離弁を操作するだけで格納容器ベントを開始できるように、他の隔離弁を事前に開操作することである。

この操作は、炉心損傷前ベントと炉心損傷後ベントで操作する弁が異なる。

炉心損傷前ベントの場合は、原子炉格納容器一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し、原子炉格納容器二次隔離弁を最後に開操作する。これは、格納容器ベント中に隔離する機能を維持するためである。

炉心損傷後ベントの場合は、原子炉格納容器二次隔離弁及びフィルタ

装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し、原子炉格納容器一次隔離弁を最後に開操作する。これは、格納容器バウンダリを最小にするためと原子炉格納容器一次隔離弁の開を維持するためである。

炉心損傷前ベントでは、原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）{T31-A0-F022}または原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）{T31-A0-F019}の全開操作及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}の全開確認を実施する。

炉心損傷後ベントの場合は、原子炉格納容器二次隔離弁{T31-M0-F070}の調整開操作<sup>\*1</sup>及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}の全開確認を実施する。なお、原子炉格納容器二次隔離弁には手動駆動のバイパス弁を設置する計画である。

本操作は中央制御室からの遠隔操作を基本とするが、設備の故障等により通常の操作ができない場合は、それぞれの操作弁について下記の操作手法がある。

原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}の空気駆動源が喪失した場合は、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6号炉：T31-M0-F047/F045（7号炉：T31-M0-F092/F082）}を中央制御室からの遠隔操作または現場での電動駆動弁手動操作により「全開」し、専用ボンベから圧縮空気を供給し、中央制御室から遠隔操作する。また、制御電源が喪失した場合は、電磁弁の排気側を加圧することにより当該弁を操作する、または弁本体を二次格納施設外からエクステンションにより操作する。電磁弁の排気側を加圧する操作は、排気ライン弁{6号炉：T31-F802/F803（7号炉：T31-F779/F778）}を「全閉」、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6号炉：T31-M0-F047/F045（7号炉：T31-M0-F092/F082）}を「全開」し、空気供給弁{6号炉：T31-F062/F061（7号炉：T31-F099/F098）}を「全開」することにより、専用ボンベから圧縮空気が電磁弁の排気ラインへ供給され当該弁を操作することができる。この操作は「約15分（実操作時間約5分＋移動時間10分）」<sup>\*2</sup>で実施可能であり、エクステンションによる人力操作の場合は「約30分（実操作時間約20分＋移動時間10分）」<sup>\*2</sup>で実施可能と考える。

原子炉格納容器二次隔離弁{T31-M0-F070}の駆動電源が喪失した場合は、駆動部に設置されたエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。この操作は「約25分（実操作時間約15分＋移動時間10分）」<sup>\*2</sup>で実施可能である。原子炉格納容器二次隔離弁が操作不能の場合は、手動駆動の原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁をエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。この操作は「約25分（実操作時間約15分＋移動時間10分）」<sup>\*2</sup>で実施可能である。

炉心損傷前後ベント準備の隔離弁操作対象弁を第 4.1.2-1 表に記す。  
設備の故障による操作方法を、第 4.1.2-2 表（6 号炉）、第 4.1.2-3 表（7 号炉）に整理する。

第 4.1.2-1 表 隔離弁操作対象一覧（ベント準備）

	操作対象弁	操作場所	操作（駆動）方法	操作時間
炉心損傷前	原子炉格納容器一次隔離弁 (空気駆動弁)	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
		二次格納施設外	専用ボンベ	約 15 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 5 分+移動時間 10 分)
			エクステンション	約 30 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 20 分+移動時間 10 分)
炉心損傷後	原子炉格納容器二次隔離弁 (電動駆動弁)	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
	原子炉格納容器二次隔離弁 バイパス弁 (手動駆動弁)	二次格納施設外	エクステンション	約 25 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 15 分+移動時間 10 分)
		二次格納施設外	エクステンション	約 25 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 15 分+移動時間 10 分)

※1 原子炉格納容器二次隔離弁はベント流量調節弁になるため「50%開」とする。

※2 最短の時間であり、手順・評価時は余裕を含めた時間を設定する。

#### (d) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。ドレン移送ポンプの水張りは、手動弁{T61-F502A/B}を「全開」、手動弁{T61-F501}を「開」し、フィルタ装置の水頭圧によりドレン移送ポンプ水張りを実施する。

水張り完了の確認は、ドレン移送ポンプの空気抜き弁により確認する。この操作は、「約 1 時間」程度で操作可能であると考えている。

ドレン移送ポンプ水張り完了後は、手動弁{T61-F501, F502A/B, F209}を「全閉」する。

また、ドレン移送ポンプの水張りに合わせて、フィルタ装置排水ラインの健全性を圧力計により確認する。

ドレン移送ポンプの水張り操作は、屋外での操作になる。格納容器ベント操作前であるため作業エリアの環境による作業性への影響はない。

また、可搬設備は使用しないためアクセス性に影響はない。

(e) 中央制御室待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として、中央制御室待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・中央制御室換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(f) 緊急時対策所待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として、緊急時対策所待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・緊急時対策所換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(g) 格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）

格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）として「格納容器圧力逃がし装置給水設備」、「格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備」及び「フィルタ装置薬品注入設備」がある。格納容器ベント前準備としては以下のとおり。

- ・ 給水設備（消防車）

常時フィルタ装置は通常水位で維持されており、格納容器ベント開始後は水蒸気の凝縮により水位は上昇傾向であるため、基本的に補給の必要性はないと考える。

フィルタ装置の水位が低下する要因として、フィルタ装置内で補足した放射性物質の放熱による蒸発量が水蒸気の凝縮量より大きくなる場合である。これは、格納容器ベント停止後、水蒸気の流入が減少した場合に起きやすく、格納容器ベント中は水蒸気の流入が継続するため起こり難い。そのため、消防車は格納容器ベント停止前、または格納容器ベント長時間継続による水蒸気の流入が減少し、フィルタ装置水位が低下傾向を示した場合に準備すればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

- ・ 窒素パージ設備（可搬型窒素供給装置）

可搬型窒素供給装置は、フィルタ装置排水後の排水ライン窒素ガスパージ時もしくは、格納容器ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置窒素ガスパージ時及びパージ後の管理に使用する。

可搬型窒素供給装置は、事前に保管場所にて窒素ガス供給準備を実施しておくことにより、現場へ移動後にホースの接続及び接続口の隔離弁操作のみで窒素ガスを供給することができる。

これにより、フィルタ装置排水操作時または格納容器ベント停止の目途が立ってから準備をすればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

- ・ 薬品注入設備

フィルタ装置内のスクラバ水の水質は、フィルタ装置水位が維持



されていれば変化することはない。薬品注入設備が必要になるのは、フィルタ装置の排水によりスクラバ水の水質が低下した場合であり、排水操作に合わせて準備すればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

b. 格納容器ベント開始操作

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、当直副長の指示を受けて、炉心損傷前の場合は原子炉格納容器二次隔離弁{T31-MO-F070}を中央制御室からの遠隔操作または、二次格納施設外からの人力操作により「調整開」とし、炉心損傷後の場合は原子炉格納容器一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側/ドライウエル側){T31-AO-F022/F019}を二次格納施設外からの人力操作により「全開」とし、格納容器ベントを実施する。

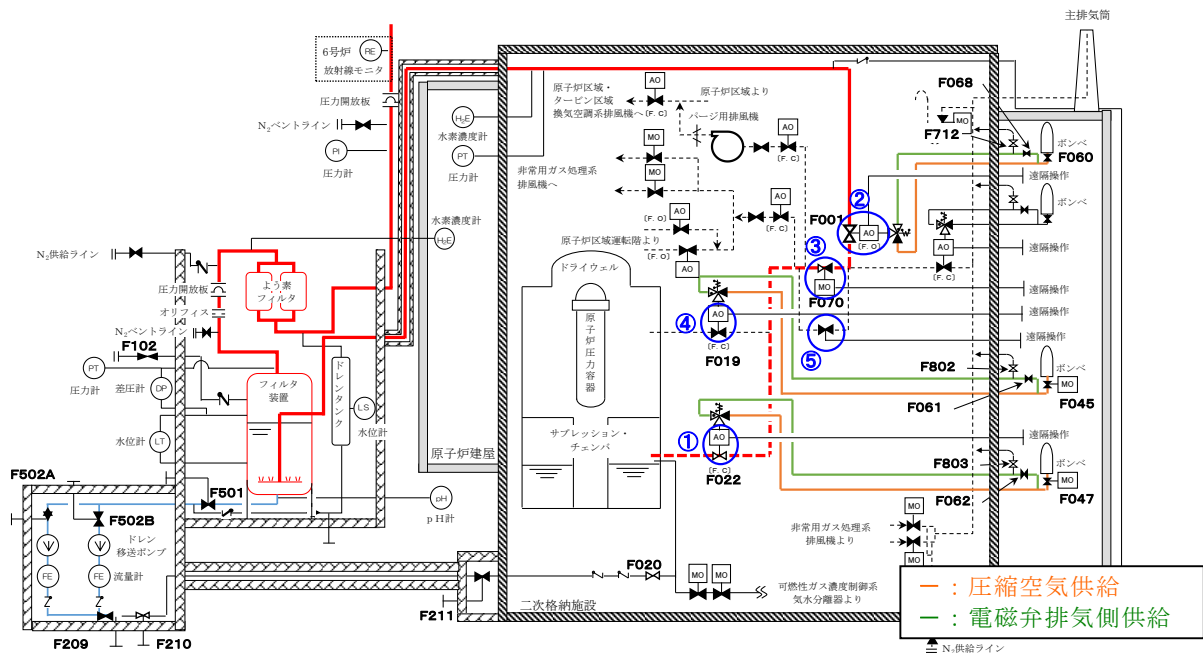
なお、原子炉格納容器二次隔離弁が操作不能の場合は、手動駆動の原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁をエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。

格納容器からの異常な漏洩発生時における格納容器ベントは、サプレッション・チェンバ側からのベントを優先する。これは、公衆への影響が過大にならないことを目的としている。格納容器からの漏洩発生個所がドライウエル側であっても、サプレッション・チェンバ側からのベントにより格納容器圧力を低下させることは可能であり、格納容器からの漏洩を抑制することが可能である。

格納容器ベント操作に必要な空気駆動弁及び電動駆動弁は、炉心損傷前後において操作可能とする。

また、操作場所へのアクセスは複数のアクセスルートから選定することにより確保することができる。

- ① 原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
- ② フィルタ装置入口弁
- ③ 原子炉格納容器二次隔離弁
- ④ 原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）
- ⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁



第 4.1.2-1 図 6号炉 格納容器ベント操作前準備  
及び格納容器ベント操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

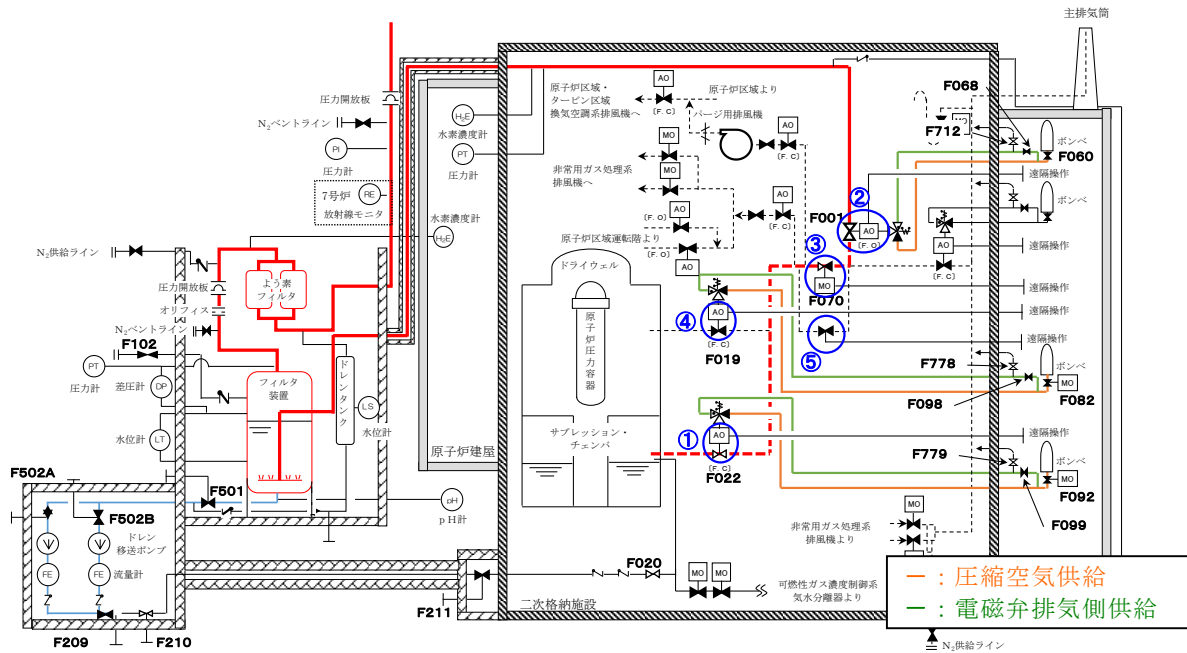
第 4.1.2-2 表 6号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)  
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
					通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
							空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動源喪失
① 原子炉格納容器一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	通常開	F, O	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
③ 原子炉格納容器二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	通常閉	F, A, I	中操	中操	中操	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	
④ 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	-	エクステンション (現場)	-	-	-	-	-	-	-

F, C : 駆動源等喪失時「閉」  
 F, O : 駆動源等喪失時「開」  
 F, A, I : 駆動源等喪失時「現状維持」

現場:二次格納施設外(非管理区域)

- ① 原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
- ② フィルタ装置入口弁
- ③ 原子炉格納容器二次隔離弁
- ④ 原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）
- ⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁



第 4.1.2-2 図 7号炉 格納容器ベント操作前準備  
及び格納容器ベント操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

第 4.1.2-3 表 7号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)  
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
					通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
							空気駆動健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動弁制御電源喪失		
① 原子炉格納容器一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	通常閉	F. C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	通常開	F. O	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)
③ 原子炉格納容器二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	通常閉	F. A. I	中操	中操	中操	中操	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)
④ 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	通常閉	F. C	中操	専用ポンベ (中操)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンベ (中操&現場)	専用ポンベ (現場)	エクステンション (現場)
⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	-	エクステンション (現場)	-	-	-	-	-	-	-

F. C : 駆動源等喪失時「閉」  
 F. O : 駆動源等喪失時「開」  
 F. A. I : 駆動源等喪失時「現状維持」

現場: 二次格納施設外 (非管理区域)

c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は、格納容器圧力が低下することにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。また、フィルタ装置出口放射線モニタ指示の上昇・フィルタ装置入口圧力指示の格納容器圧力に追従することによっても格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。なお、耐圧強化ベント系へのリークが無いことを、耐圧強化ベントラインに設置されている放射線モニタ指示が変化しないことにより確認することができる。

これらのパラメータにより格納容器ベントが正常に行われていないことを確認した場合は、原因調査を開始し、格納容器隔離弁の不具合が考えられる場合は遠隔操作から人力操作への切り替え・サプレッション・チェンバ側からドライウェル側への切り替え・二次隔離弁バイパス弁への切り替えを実施する。格納容器圧力逃がし装置の不具合が考えられる場合は耐圧強化ベントまたは代替格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。時間的な余裕がある場合は、格納容器圧力逃がし装置側を隔離してから耐圧強化ベント系等へ切り替える。耐圧強化ベント系への切り替え後、格納容器圧力逃がし装置の不具合が解消された場合には、再度格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。

原子炉格納容器二次隔離弁{T31-M0-F070}は「中間開（50%程度）」<sup>※1</sup><sup>2</sup>を目標に操作するが、格納容器の圧力低下傾向に応じて開度を調整する。

(※1 目標開度を定めるに際して、「中間開（50%程度）」よりも絞った「25%開度」で評価したところ、圧力容器が破損している状態では、一旦格納容器圧力は低下するものの、格納容器内で発生する蒸気により、格納容器圧力が上昇する結果となった。また、「100%開度」の評価とも比較し、「50%開度」であれば十分に減圧できることを確認した。急激な減圧による格納容器に対する負荷を避けることも重要である。さらに、目標開度「中間開（50%程度）」以下では、格納容器ベント実施後における屋外の線量低下が遅くなると推測されるため、屋外での復旧作業の再開が遅れることが懸念される。これらにより、目標開度を「中間開（50%程度）」としている。)

(※2 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁を使用した格納容器ベントの場合も同様となる計画である。)

格納容器ベント中は、格納容器圧力の低下を継続監視すると共にサプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置水位、ドレンタンク水位及びフィルタ装置出口放射線モニタを監視する。

サプレッション・チェンバ水位がサプレッション・チェンバ取り出し配管位置  以下<sup>※3</sup>であることを確認する。

(※3 サプレッション・チェンバ取り出し配管位置に到達した場合は、サプレッション・チェンバからの取り出しをドライウェルからの取り出しに切り替える。格納容器ベント

中にサブプレッション・チェンバ水位が上昇する要因として、原子炉へ注水された水が破断口または主蒸気逃がし安全弁から流入することが考えられる。なお、サブプレッション・チェンバ水温が飽和温度を下回っている場合、原子炉内の蒸気が主蒸気逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバで凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。)

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)<sup>※4</sup>」から「1000mm(通常水位)<sup>※5</sup>」の範囲にあること及び金属フィルタ差圧が [ ] であることを確認する。この範囲を逸脱する場合は以下のとおりフィルタ装置水位調整を実施する。

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)」に到達した場合及び金属フィルタ差圧が [ ] に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。フィルタ装置の排水は、手動弁{T61-F501, F502A/B, F210, F211}を「全開」し、ドレン移送ポンプA/Bのどちらかを起動する。ドレン移送ポンプ起動後、手動弁{T61-F209}にて流量調整し、フィルタ装置内の水をサブプレッション・チェンバへ排水する。

フィルタ装置水位「1000mm(通常水位)」でフィルタ装置の排水を停止する。

(※4 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。「3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化」にあるとおり、フィルタ装置水位が「2200mm」であれば吹き上がりを考慮しても金属フィルタ下端には到達しない。)

(※5 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

フィルタ装置の排水停止後、フィルタ装置薬液補給及びフィルタ装置排水ライン窒素ガスパージを行う。

フィルタ装置薬液補給は、フィルタ装置補給用接続口に薬液注入装置からの送水ホースを接続し、フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして必要補充量の薬液補給を実施する。

フィルタ装置排水ライン窒素ガスパージは、ドレン移送ポンプ出口ラインの残留水を可搬型窒素供給装置による窒素ガスによりサブプレッション・チェンバに排水する。排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続し、手動弁{T61-F211, F213}を「全開」にしてドレン移送ポンプ出口ラインの残留水をサブプレッション・チェンバに排水及び窒素ガスパージを実施する。ドレン移送ポンプ出口ラインを加圧するために手動弁{T61-F211}を「全閉」とし、圧力計により加圧されたことを確認する。加圧確認後、手動弁{T61-F211}を「全閉」とし窒素ガスパージを終了する。

フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※6</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水

張りを実施する。

フィルタ装置の水張りは、フィルタ装置補給用接続口に可搬型注水ポンプからの送水ホースを接続し、フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして水張りを実施する。

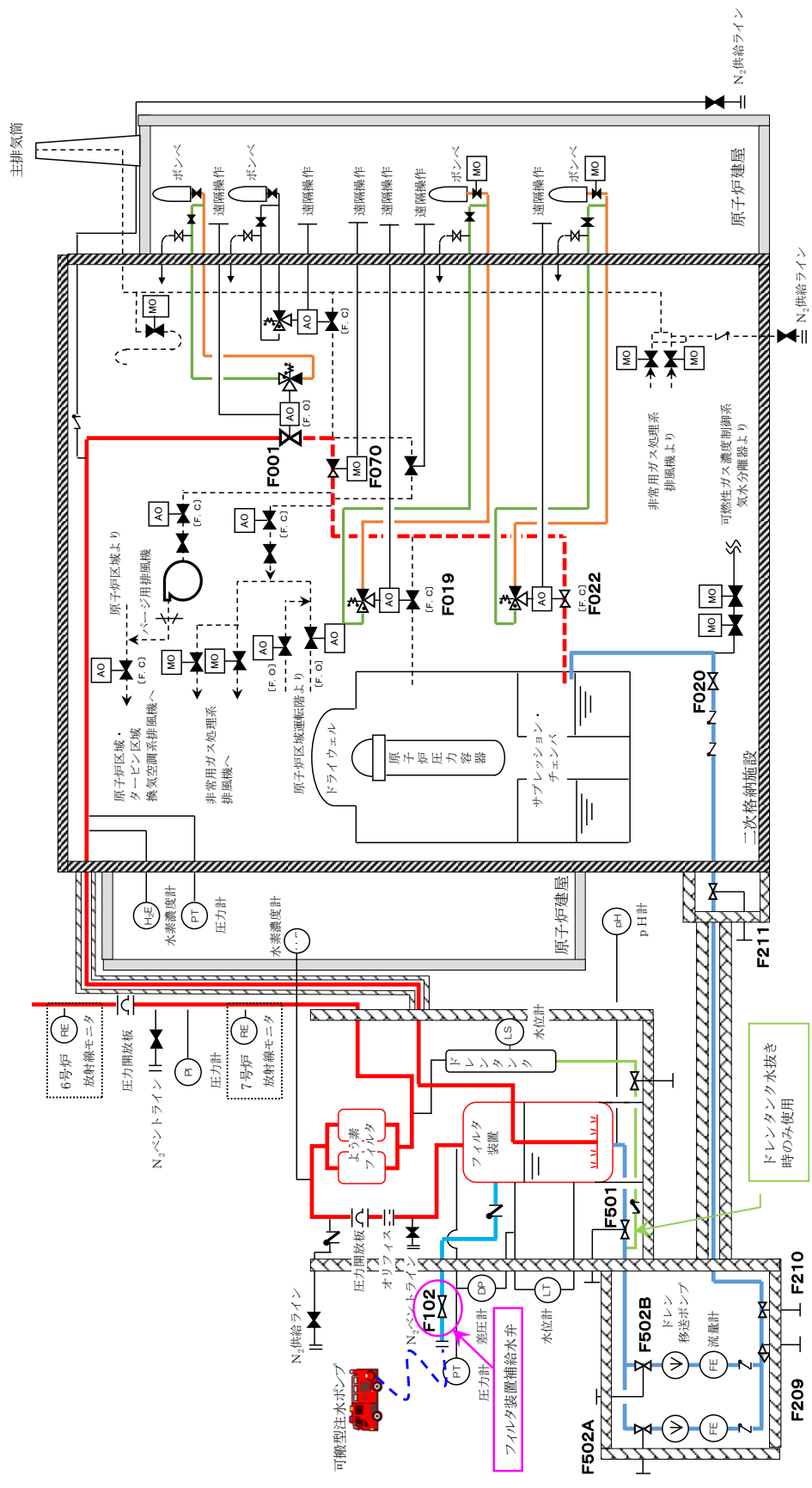
フィルタ装置水位「1000mm（通常水位）～1500mm」で水張りを停止する。

（※6 下限水位は DF 性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。）

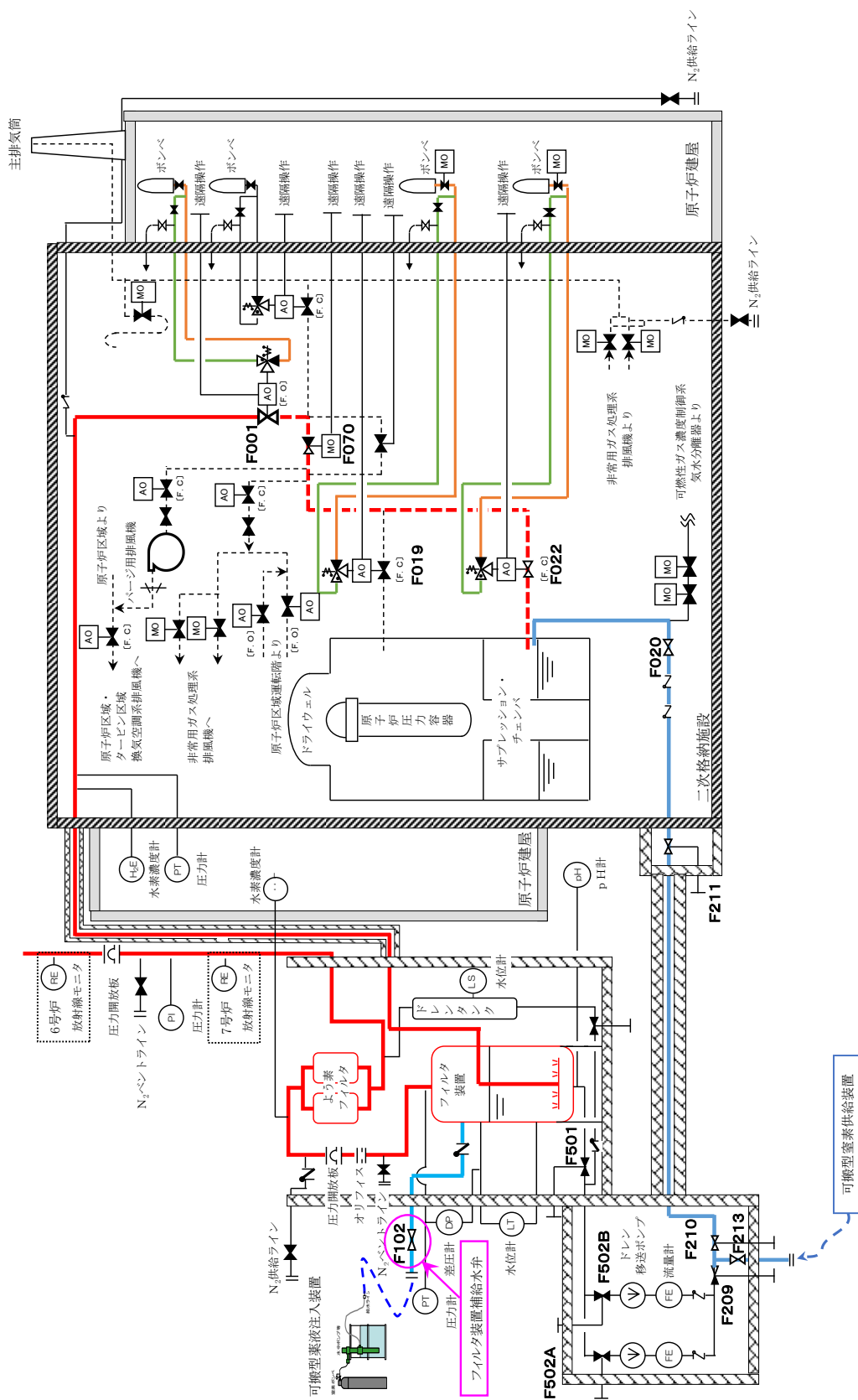
フィルタ装置の排水操作は、可搬設備を使用しないためアクセス性に影響はない。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

フィルタ装置薬液補給、フィルタ装置排水ライン窒素ガスパージおよびフィルタ装置の補給操作は、可搬設備を使用するためアクセスルートに支障がある場合は、重機等を使用してアクセスルートを確保する。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。ドレンタンクの排水は、ドレンタンク出口弁{T61-F521}を全開しフィルタ装置の排水操作と同様に排水操作を行う。ドレンタンク水位が水位低まで排水後、排水操作を停止する。



第 4.1.2-3 図 フィルタ装置水位調整操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)



第 4.1.2-4 図 フィルタ装置薬液補給・排水ライン窒素ガススパーージ操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)



d. 格納容器ベント停止操作

格納容器ベント停止判断には下記の2つがある。

(a) 炉心損傷前ベント実施中に炉心の健全性が確認できない場合

炉心損傷前ベント実施中に、炉心の健全性が確認できない場合は炉心損傷に至る可能性があり、放射性物質の放出が増加するため格納容器ベントを停止する。原子炉停止後の経過時間で炉心損傷後の放射性物質放出量は減少するが、環境中への放出量を低減させるための対応である。格納容器ベント停止判断は、格納容器内雰囲気放射線モニタまたは原子炉圧力容器温度計により判断する。

格納容器ベント停止後は、格納容器限界圧力に到達しないように格納容器除熱を実施する。残留熱除去系による格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復するまでは、過度な冷却による格納容器負圧を防止し、格納容器内酸素濃度が可燃限界濃度に到達する前に格納容器圧力逃がし装置等を用いた可燃性ガス放出を実施する。

(b) 格納容器除熱機能等が回復した場合

格納容器ベント実施中に、格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復し、格納容器破損防止のため使用した格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

具体的には、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内雰囲気モニタが使用可能な状態になり、格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること、及び可燃性ガス濃度制御系が使用可能な状態になり、格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

なお、残留熱除去系による格納容器除熱により格納容器が負圧になることを防止するため過度な冷却を実施しないように操作するとともに、不活性ガス系統からの窒素ガス供給を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}、原子炉格納容器二次隔離弁{T31-M0-F070}または原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁を、中央制御室からの遠隔操作または二次格納施設外からの現場操作にて「全閉」する。

格納容器ベント停止操作時に設備の故障が発生した場合については、

原子炉格納容器一次隔離弁は「F. C」であるため「全閉」すると考えられる。また，二次格納施設外からエクステンションによる操作により確実に「全閉」することができる。原子炉格納容器二次隔離弁は電動駆動弁であるため，駆動電源喪失時は二次格納施設外からエクステンションによる操作により「全閉」する。

## 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器の破損防止が必要になった場合、中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は、中央制御室からの遠隔操作により実施するが、それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように、事前から重要なパラメータ（格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置水位）の監視、その他必要な操作を実施する。

### a. 格納容器ベント操作前準備

格納容器ベント操作前のフィルタ装置排水ラインへの水張りは、格納容器圧力逃がし装置と同様に実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

### b. 格納容器ベント開始操作

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「全開」とし、当直副長の指示を受けて地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「調整開」とし、格納容器ベントを実施する。

中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）及び地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を駆動部に設置されたエクステンションにより二次格納施設の外から操作する。

### c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は、格納容器圧力が低下することにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁の開度は設計に合わせて決定する。

格納容器ベント中の監視事項、及びフィルタ装置の水位調整については、格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

### d. 格納容器ベント停止操作

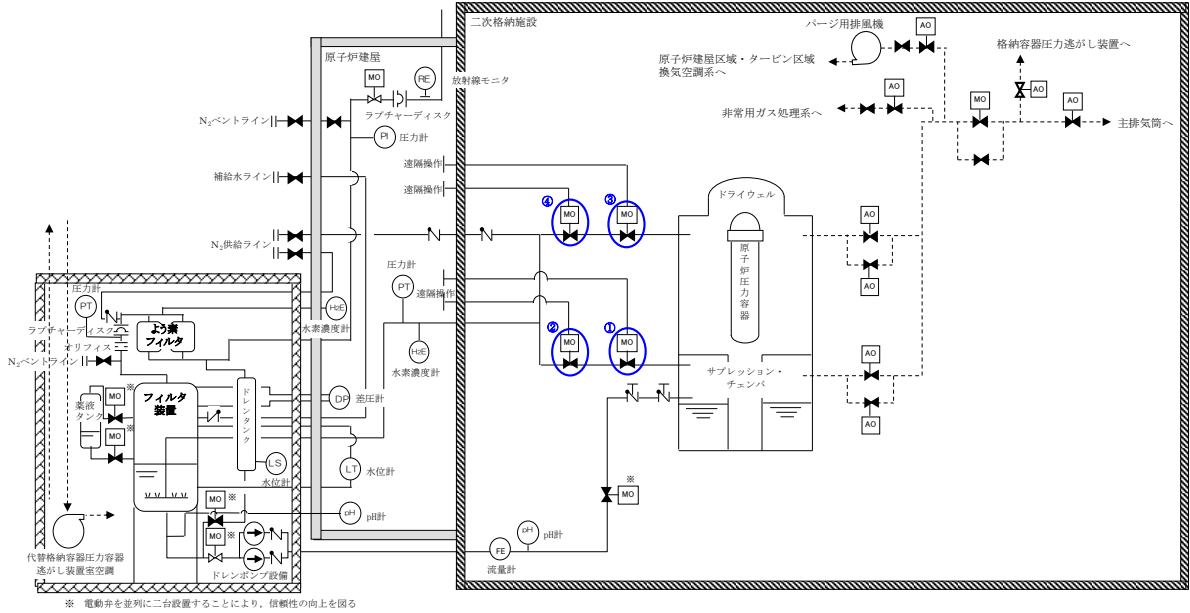
格納容器ベント実施中に、代替格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能が回復し、格納容器可燃性ガス濃度制御機能が確保され、格納容器破損防止のため使用した代替格納容器圧力逃がし装置を停止でき

ると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

具体的には、残留熱除去系による格納容器除熱機能が回復し長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内雰囲気モニタによる格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること、及び格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃性ガス濃度制御系により可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、代替格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、地下式FCVS原子炉格納容器一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）、及び地下式FCVS原子炉格納容器二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を、中央制御室からの遠隔操作または現場操作にて「全閉」する。

- |   |         |                              |
|---|---------|------------------------------|
| ① | 地下式FCVS | 原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側） |
| ② | 地下式FCVS | 原子炉格納容器二次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側） |
| ③ | 地下式FCVS | 原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）        |
| ④ | 地下式FCVS | 原子炉格納容器二次隔離弁（ドライウエル側）        |



第 4.1.2-5 図 代替格納容器圧力逃がし装置操作概略図

第 4.1.2-4 表 格納容器ベント操作（代替格納容器圧力逃がし装置）  
対象弁操作方法

	操作対象弁	駆動方式	操作方法	
			通常時	電源喪失時
①	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (二次格納容器外 (非管理区域))
②	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (二次格納容器外 (非管理区域))
③	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (二次格納容器外 (非管理区域))
④	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	エクステンション (二次格納容器外 (非管理区域))

#### 4.1.3 中央制御室及び現場でのパラメータ監視

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### 【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に、フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)<sup>※2</sup>」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後に、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しフィルタ装置水位が低下する場合は、「1000mm(通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※3</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室、緊急時対策所及びフィルタベント計装ラック(フィルタベント装置近傍)にて確認することができる。

(※1 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

(※2 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。)

(※3 下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。)

##### 【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に、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。

また、格納容器ベント中においても継続監視することにより、放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も、フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

##### 【フィルタ装置入口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に、フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に、待機圧力から上昇した後、格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また、格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は、配管内に残留した蒸気が凝縮することにより、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室、緊急時対策所及び二次格納施設外にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置出口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及び圧力開放板の動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後は圧力開放板が開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は中央制御室、緊急時対策所及び現場（フィルタベント装置近傍）にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置出口配管圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口配管圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及び圧力開放板の動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後は圧力開放板が開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口配管圧力は原子炉建屋 4 階屋上にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置水素濃度】

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格納容器ベント操作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は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置ドレン流量】

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて、フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場（フィルタベント装置近傍）にて確認することができる。

**【フィルタ装置スクラバ水 pH】**

フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場（フィルタベント装置近傍）にて確認することができる。

**【金属フィルタ差圧】**

金属フィルタ差圧により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

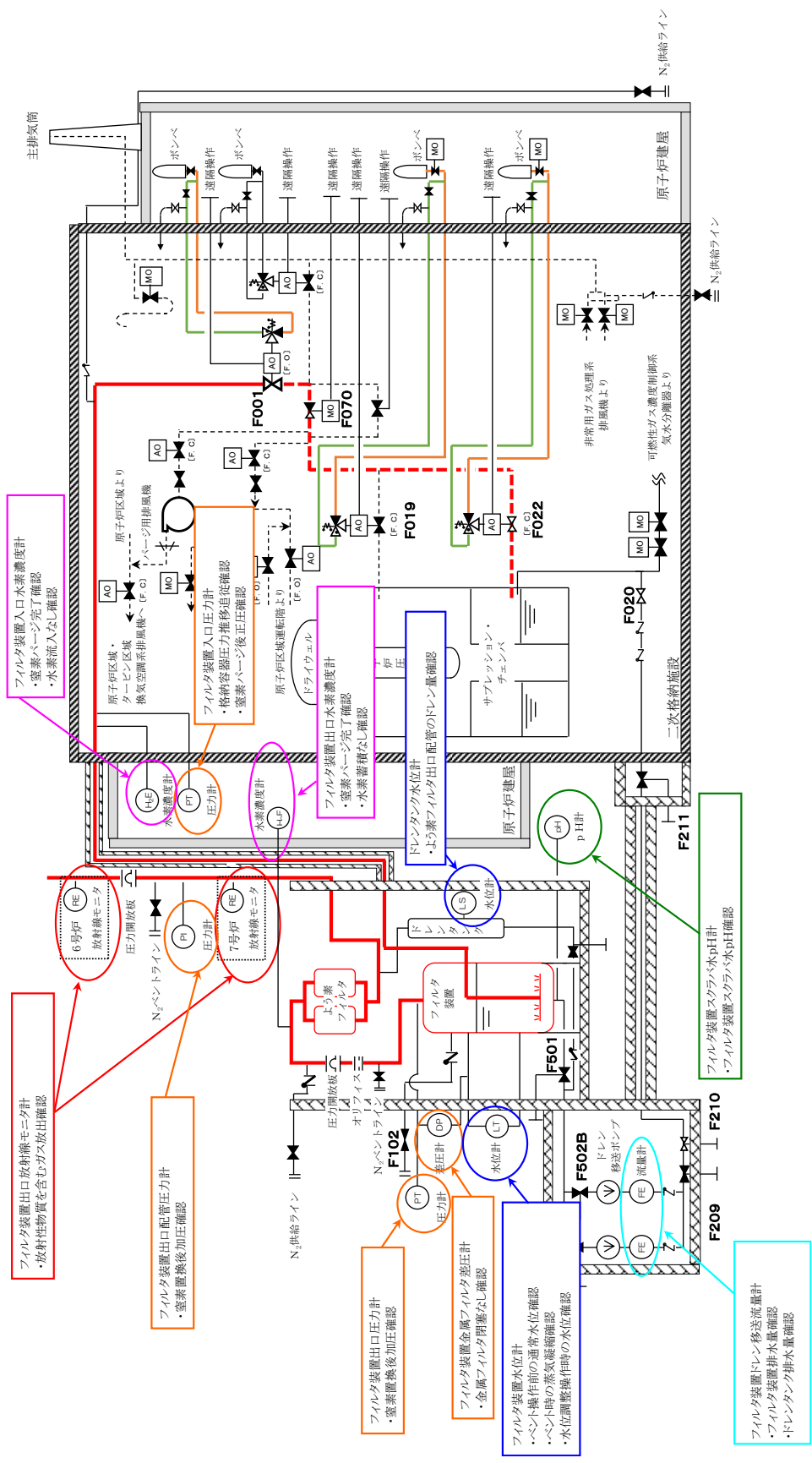
金属フィルタ差圧は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

**【ドレンタンク水位】**

ドレンタンク水位により、よう素フィルタ出口配管のドレン量を確認する。ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。

ドレンタンク水位は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。





第4. 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

## 【代替格納容器圧力逃がし装置】

### 【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に、フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「2600mm(上限水位)<sup>※2</sup>」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後に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の水が蒸発しフィルタ装置水位が低下する場合は、「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※3</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

(※1 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

(※2 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「6000mm」まで到達しない水位として定めている。)

(※3 下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。)

### 【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に、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。

また、格納容器ベント中においても継続監視することにより、放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も、フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室にて確認する計画である。

### 【フィルタ装置入口圧力】

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に、フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に、待機圧力から上昇した後、格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また、格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は、配管内に残留した蒸気が凝縮することにより、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が

正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

**【フィルタ装置出口圧力】**

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及び圧力開放板の動作圧力まで加圧されていないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後は圧力開放板が開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は現場にて確認する計画である。

**【フィルタ装置水素濃度】**

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格納容器ベント操作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は中央制御室にて確認する計画である。

**【フィルタ装置ドレン流量】**

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて、フィルタ装置排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場にて確認する計画である。

**【フィルタ装置スクラバ水 pH】**

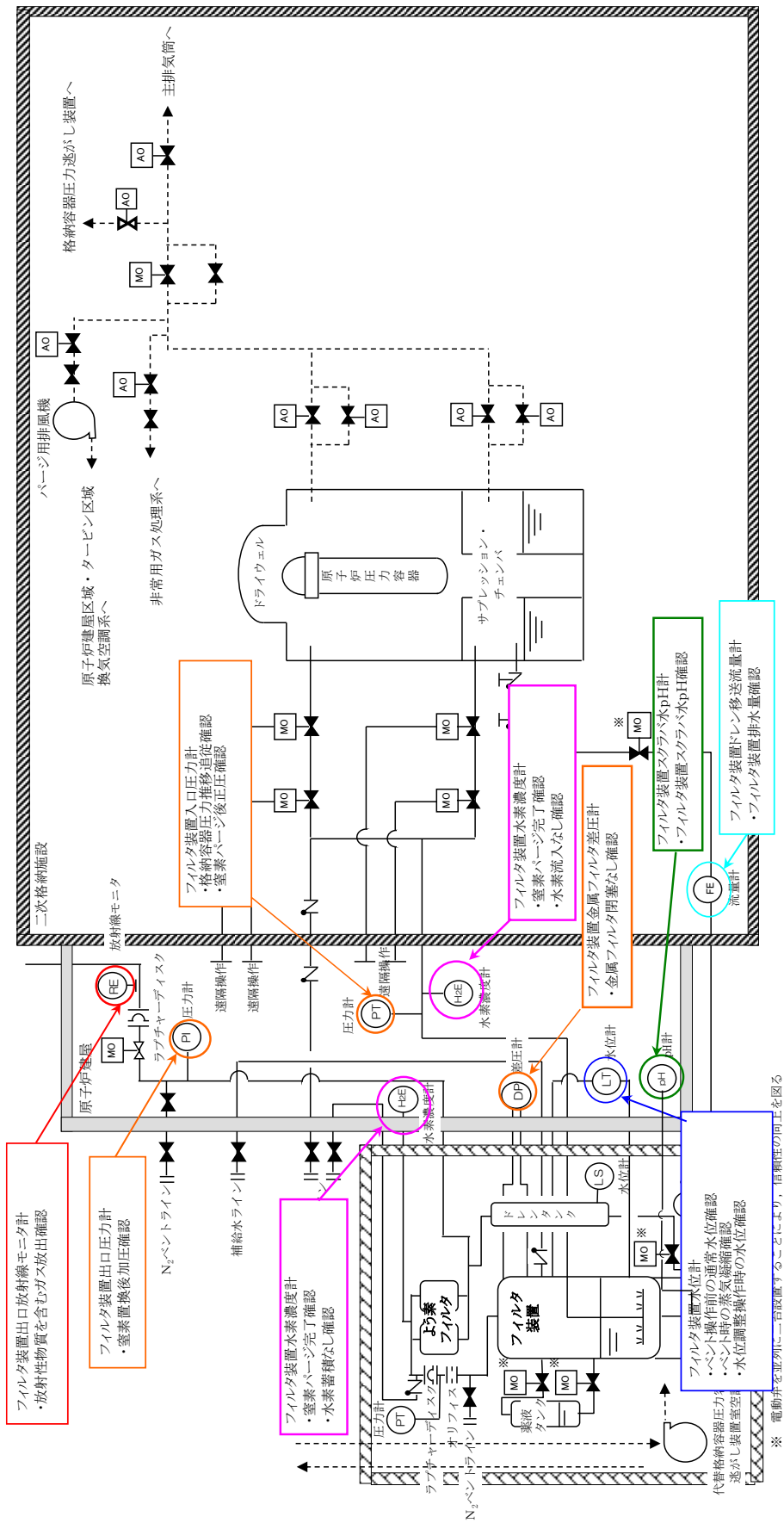
フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場にて確認する計画である。

**【金属フィルタ差圧】**

金属フィルタ差圧により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

金属フィルタ差圧は中央制御室にて確認する計画である。



第 4.1.3-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図

## 4.2 格納容器圧力逃がし装置の操作性

### 4.2.1 ベント弁操作エリア

#### 4.2.1.1 ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント前に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は最大約43mSv、D/Wベント時は最大約45mSv、7号炉側の作業でW/Wベント時は最大約43mSv、D/Wベント時は最大約45mSvとなり作業可能である。

#### 4.2.1.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は、4.2.1.1に示した被ばく経路に加え、二次格納施設内のベント配管内の放射性物質及び大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント後に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は約7.1mSv、D/Wベント時は約2.8mSv、7号炉側の作業でW/Wベント時は約2.7mSv、D/Wベント時は約4.4mSvとなり作業可能である。

### 4.2.2 フィルタベント遮蔽壁周辺

#### 4.2.2.1 ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に屋外にて現場作業を行う際は、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果、屋外にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業で最大約2mSv、7号炉側の作業で最大約2mSvとなり作業可能である。

#### 4.2.2.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に屋外にて現場作業を行う際は、4.2.2.1に示した被ばく経路に加え、フィルタ装置、よう素フィルタ及びベント配管内の放射性物質並びに大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント後に屋外にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は最大約47mSv、D/Wベ

ト時は最大約 45mSv, 7号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 46mSv, D/W ベント時は最大約 44mSv となり作業可能である。

#### 4.2.2.3 自然現象による操作性への影響

環境条件として設定する自然現象（降水，積雪，風（台風），低温（凍結））による，操作性への影響は以下のとおり。

a. 降水（1時間降水量：43.0mm, 1日降水量：131.4mm）

フィルタベント遮蔽壁周辺は，環境条件の降水が構内排水施設の排水能力を上回ることではなく，作業可能である。フィルタベント遮蔽壁内について，タンク室内はサンプ排水ラインを通じて排水するか，ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり操作性への影響はない。また，附室は排水口を設置することにより，雨水が溜まることはなく，作業可能である。

b. 積雪（1日降雪量：58.0cm, 平均積雪深：31.1cm）

適切に除雪を実施することにより，作業可能である。

c. 風（台風）（10分間平均風速：22.2m/s）

構内での車両の走行は，横風を受けるような高速で移動するものではないため走行可能である。また，高所での作業はなく低所のみでの作業であるため十分な注意を払うことにより作業可能である。

d. 低温（凍結）（気温：-10.3℃（24時間継続））

防寒対策として適切な装備を着用することにより，作業可能である。

#### 4.3 水素燃焼防止に関する設備操作

水素燃焼防止に関する操作は以下の2つがある。

- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換  
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)
- ② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ  
(窒素ガスによる水素，残留蒸気パージ)

- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換  
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の点検等後は，フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため，格納容器ベント操作時に，格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため，格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に，窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ，窒素置換状態とする。

格納容器圧力逃がし装置の窒素置換操作は，「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」「フィルタ装置出口配管」の二つに区別される。

「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」の窒素置換操作は，フィルタ装置入口弁{T61-F001}を全閉とした上で，大気開放の窒素ベント弁{弁番号未定}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，フィルタ装置入口配管，フィルタ装置本体までの空気は，窒素ベント弁{弁番号未定}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。窒素置換完了後は，空気混入防止として系統内を加圧状態とする。加圧操作は，窒素ベント弁{弁番号未定}を「閉」し，フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置入口圧力の指示が上昇し，フィルタ装置出口圧力が「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し加圧状態とする。また，窒素置換完了後は格納容器内の窒素置換が完了するまではフィルタ装置入口弁{T61-F001}を窒素置換された範囲の隔離弁として全閉状態に保持する。

「フィルタ装置出口配管」の窒素置換操作は，大気開放の窒素ベント弁{T61-F207}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{弁番号未定}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，圧力開放板までのフィルタ装置出口配管内の空気は，窒素ベント弁{T61-F207}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。加圧操作は，窒素ベント弁{T61-F207}を「閉」し，フィルタ装置出口配管圧力の指示が上昇し「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{弁

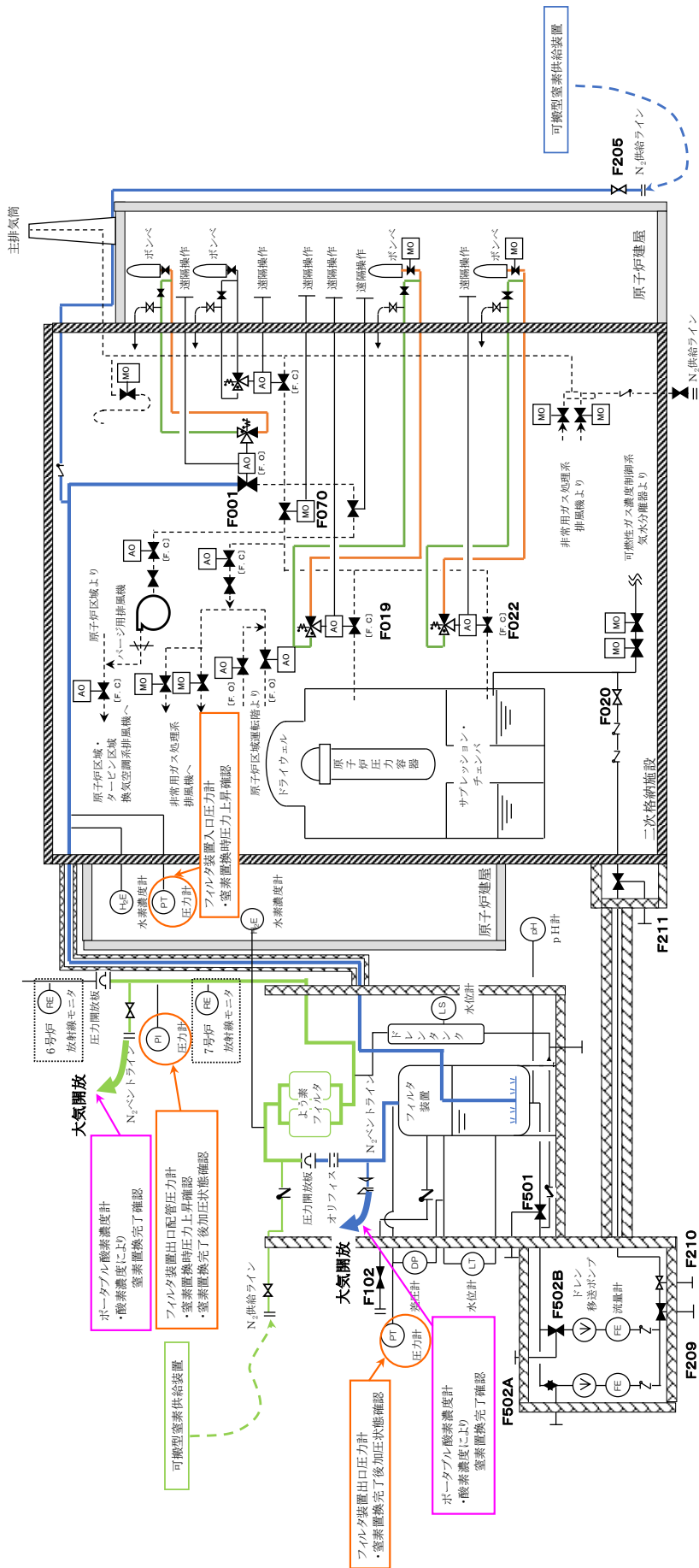
番号未定}を「全閉」し加圧状態とする。

(※1 窒素置換完了判断値は可燃限界濃度以下の値とする)

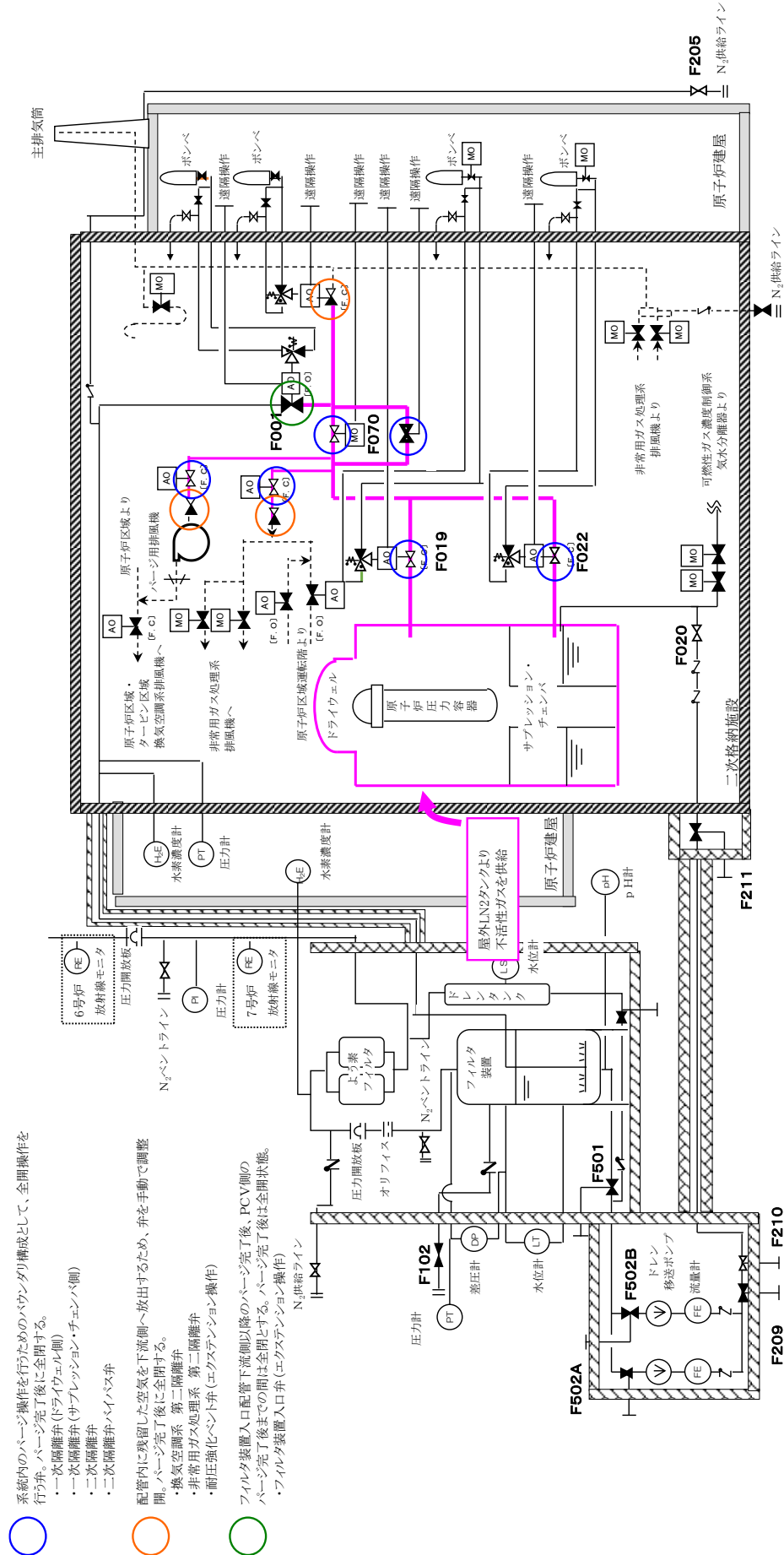
一方で、フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の範囲については、プラント起動時に不活性ガス系を用いて行う原子炉格納容器の窒素置換操作に合わせて系統内の窒素置換を行う。フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の窒素置換操作は、バウンダリ構成として一次隔離弁(ドライウェル側){T31-F019}<sup>※2</sup>、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側){T31-F022}<sup>※2</sup>、二次隔離弁{T31-F070}、二次隔離弁バイパス弁{T31-F072}、換気空調系一次隔離弁{T31-F021}<sup>※2</sup>、及び非常用ガス処理系一次隔離弁{T31-F020}を全開した上で、他系統との隔離弁までの配管内に残留した空気を下流側へ放出するために、順次、換気空調系二次隔離弁{U41-F050}<sup>※2</sup>、非常用ガス処理系二次隔離弁{T22-F040}、及び耐圧強化ベント弁{T61-F002}の開操作を行う。窒素置換操作が完了した後、上記隔離弁を全閉するとともに、フィルタ装置入口弁{T61-F001}を開状態に戻す。

(※2 原子炉格納容器の窒素置換操作において開操作する)





第 4.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置窒素置換操作概略図  
 (格納容器圧力逃がし装置点検後のフィルタ装置入口弁下流側配管の窒素置換操作)



- 系統内のパーズ操作を行うためのバウンダリ構成として、全開操作を行う弁。パーズ完了後に全閉する。
- 一次隔離弁 (ドラライウエル側)
- 二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
- 二次隔離弁 バイパス弁
- 配管内に残留した空気を下流側へ放出するため、弁を手動で調整。パーズ完了後に全閉する。
- 換気空調系 第二隔離弁
- 非常用ガス処理系 第二隔離弁
- 耐圧強化弁 (エキステンション操作)
- フィルタ装置入口配管下流側以降のパーズ完了後、PCV側のパーズ完了後までの間は全閉とする。パーズ完了後は全開状態。
- フィルタ装置入口弁 (エキステンション操作)

第 4.3-2 図 格納容器圧力逃がし装置室素置換操作概略図

(起動前の格納容器内室素置換時におけるフィルタ装置入口弁上流側配管の室素置換操作)

### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の点検等後は、フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため、格納容器ベント操作時に、格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため、代替格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に、窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ、窒素置換状態とする。

窒素置換操作は格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

- ② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ  
(窒素ガスによる水素、残留蒸気パージ)

### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素による燃焼防止と、残留蒸気が凝縮することにより配管内が負圧になり外気を吸い込むことを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

本操作を格納容器ベント停止後速やかに実施できるように、格納容器ベント停止までに可搬型窒素ガス供給装置を準備する。格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージ操作は、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。格納容器ベント操作により、圧力開放板が開放しているため、配管及びフィルタ装置内のガスは大気放出される。窒素ガスによるパージを一定時間(可搬型窒素供給装置流量《約70Nm<sup>3</sup>/h》)において3時間)注入し、フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度(2vol%)以下\*」まで低下することにより窒素ガスによるパージ完了を判断する。

窒素ガスによるパージ完了後は、窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し窒素ガスの供給を停止する。その後は、フィルタ装置水素濃度を測定するとともに、配管内の残留蒸気凝縮により、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口配管内が正圧で維持されていることを確認する。

時間経過に伴い、フィルタ装置入口配管またはフィルタ装置出口配管の水素濃度が上昇した場合には、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによるパージを再度実施する。再パージにより、フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度(2vol%)以下\*」まで低下を確認後、窒素ガスによるパージを停止する。

(※ 窒素ガスによるパージ完了判断値は可燃限界濃度以下の値を設定とする)

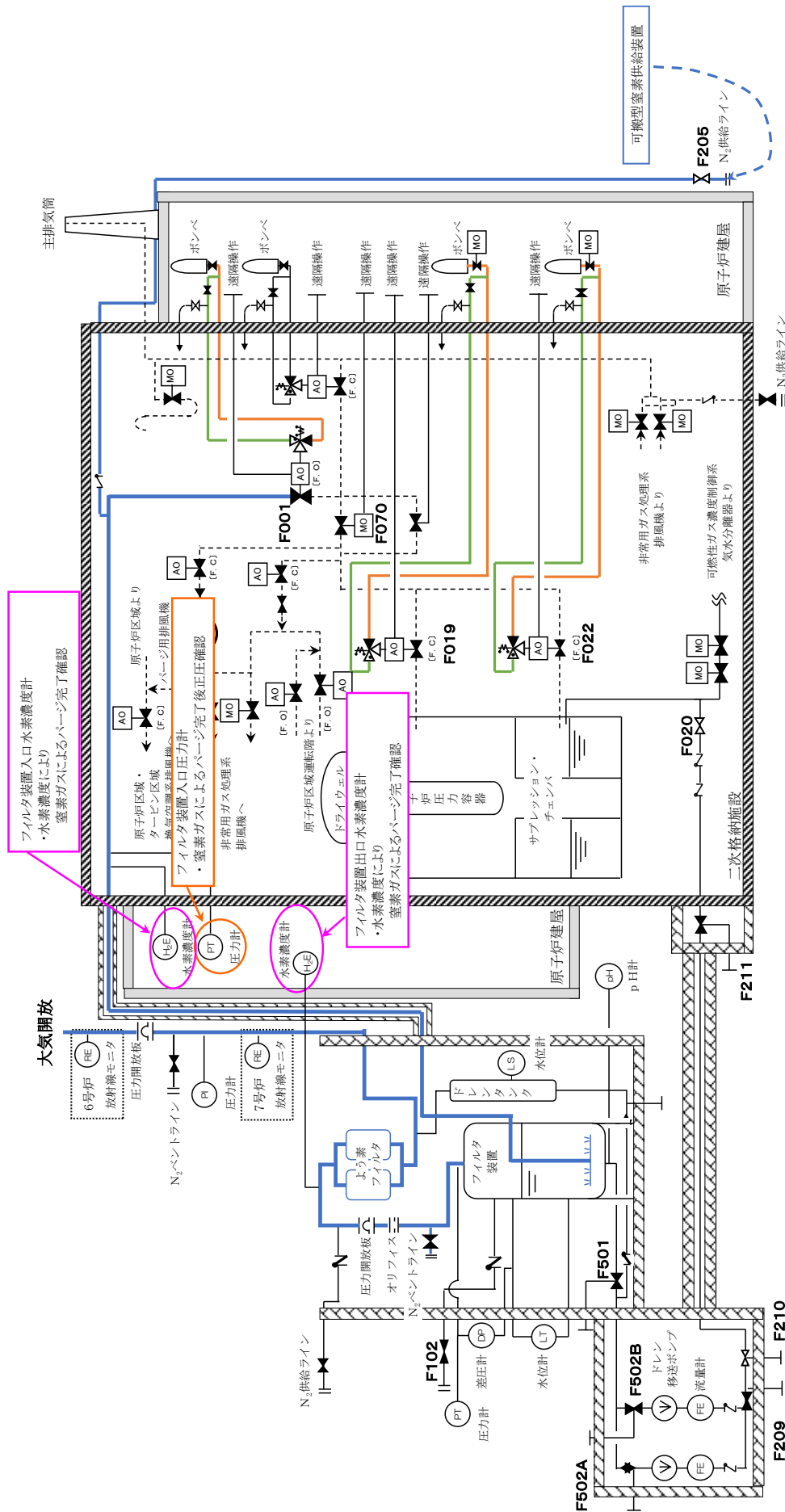
窒素ガスによるパージを再度実施するまでの時間余裕を第 4.3-1 表に示す。

第 4.3-1 表 窒素ガスパーズ再実施時期

格納容器ベント 実施箇所	窒素ガスパーズ 再実施時期	根拠
ドライウェル側	約 6 日後	フィルタ装置出口側配管の水素ガス濃度 が可燃限界濃度に到達する時間
サプレッション・ チェンバ側	約 180 日以上	

※「別紙 25 窒素ガスパーズに対する考え方」より

ドライウェル側からの格納容器ベントを実施した場合は約 6 日後に水素ガス濃度が可燃限界濃度に到達するが、サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントを実施した場合は約 180 日以上可燃限界濃度に到達しない結果となった。



第 4.3-3 図 格納容器圧力逃がし装置窒素ガスによるパージ操作概略図

**【代替格納容器圧力逃がし装置】**

格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素による燃焼防止と、残留蒸気凝縮による配管内の負圧防止のため、代替格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスによるパージは、格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

## 別紙6 除去性能試験について

### 1. 超過流量状態における DF 性能について

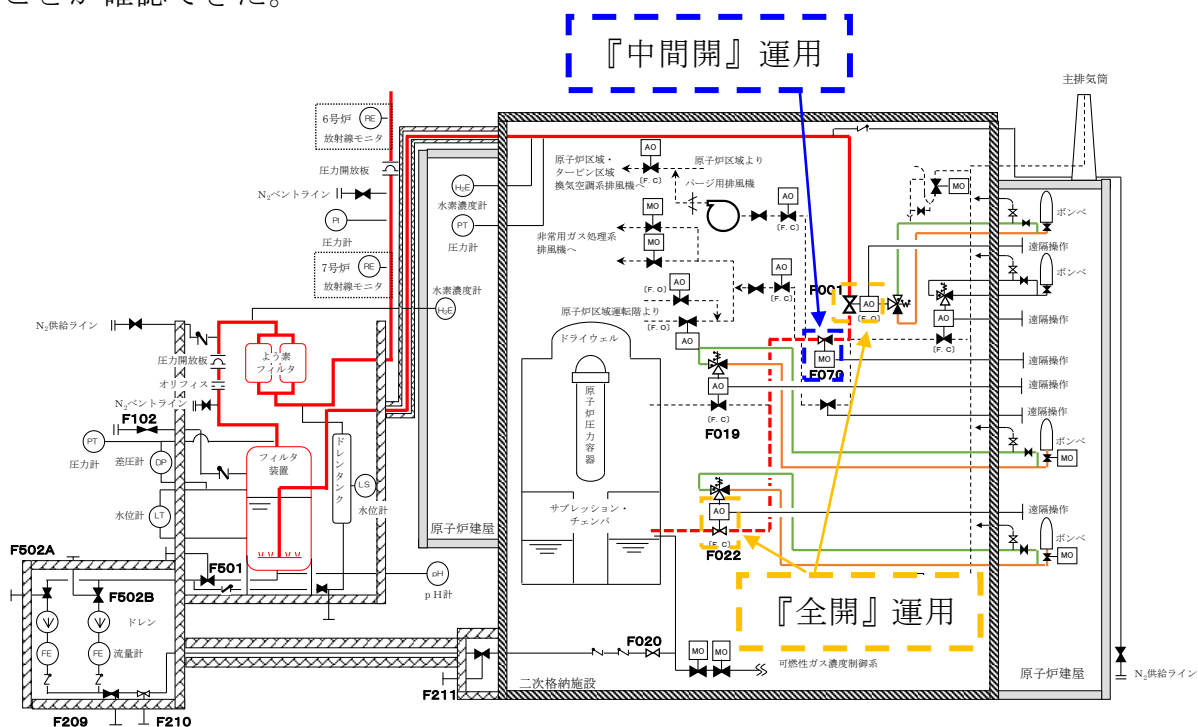
フィルタベント系統の系統概要図を第1-1図に示す。

フィルタベント系統の第二弁については、格納容器ベント操作による急激な格納容器の減圧による格納容器の破損を防止することと、フィルタベント系統への急激なガスの流れによる機器の破損を防止することが目的で、ベント実施中は開度を『中間開』とする運用としており、有効性評価においても、弁の開度はこのような状態として解析を実施している。

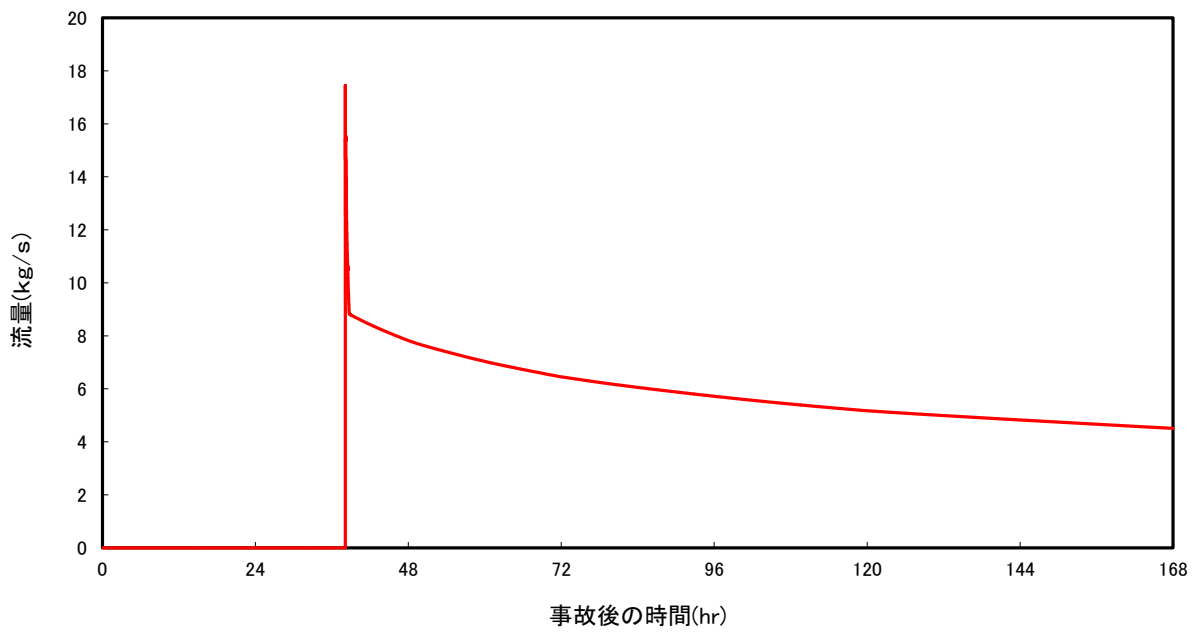
「大LOCA+全ECCS機能喪失+SBO」シナリオにおける、ベントガス流量の評価結果を第1-2図に示す。

一方、第二弁を『全開』とした場合、上記より流量は大きくなり、体積流量で約37,000m<sup>3</sup>/hとなる。この場合、性能試験の試験範囲を超過してしまうことから、新たに37,000m<sup>3</sup>/hの試験を実施した。37,000m<sup>3</sup>/h時の除去性能試験結果を第1-3図に示す。

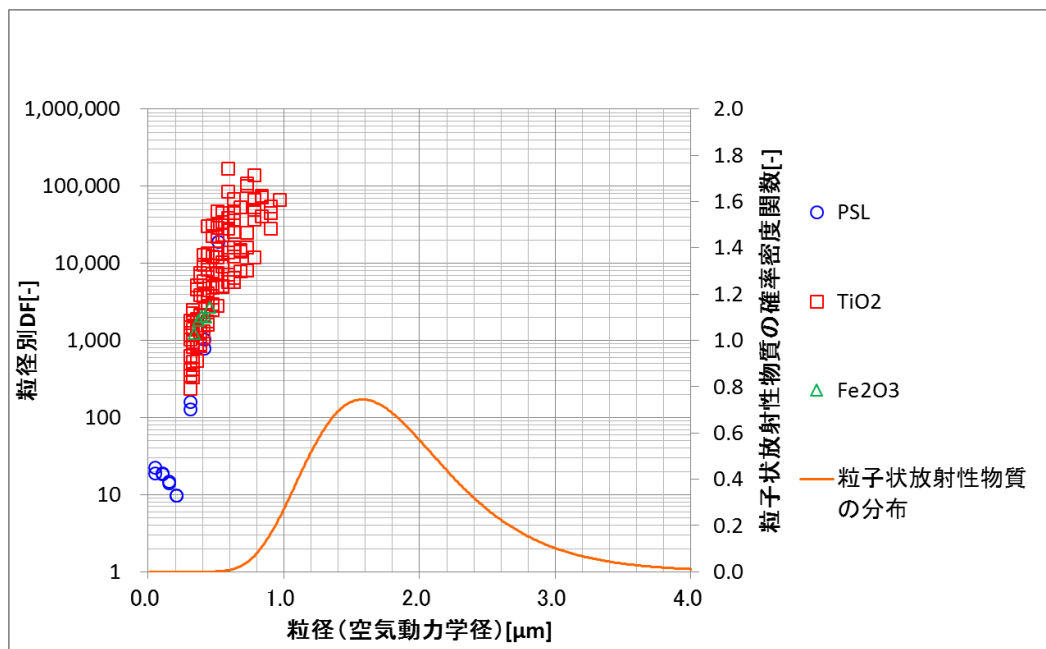
性能試験の結果、体積流量37,000m<sup>3</sup>/hにおいても、DFは1,000以上となることが確認できた。



第1-1図 系統概要図



第 1-2 図 ベントガス流量評価結果



第 1-3 図 除去性能試験結果 (流量 : 37,000m<sup>3</sup>/h)



2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について

フィルタ装置内圧力の DF への影響を確認するために、フィルタ装置内圧力を 0.1MPa, 0.41MPa, 0.72MPa (abs) として実施した除去性能試験の結果を第 2-1 図に示す。

試験条件として、試験粒子は PSL 粒子(粒径 0.05~0.5 $\mu$ m), ガス流量は最小流量相当の 13,500m<sup>3</sup>/h, スクラバ水位は 1m としている。

試験の結果, 粒子径が 0.2 $\mu$ m 以上の粒子においては, フィルタ装置内の圧力の DF への影響がほぼ認められないことがわかった。



第 2-1 図 フィルタ装置内圧力の除染性能への影響

### 3. 試験のスケール性について

#### 【水スクラバ】

##### (1) 実機フィルタ装置と試験用フィルタのボイド率について

7号炉の格納容器圧力逃がし装置の実機を用いて各ノズルからのガス噴射状態を確認する試験を行った。

試験概要図を第3-1図に示す。図に示すように2象限分のノズルは閉止し、残り2象限にノズル流量計測装置を設置する。これらは1象限の半分のノズルに対して計測が可能となっており、ノズル噴射の対称性を考慮すると、全ノズルの流量状態を確認することと同等になると考えられる。

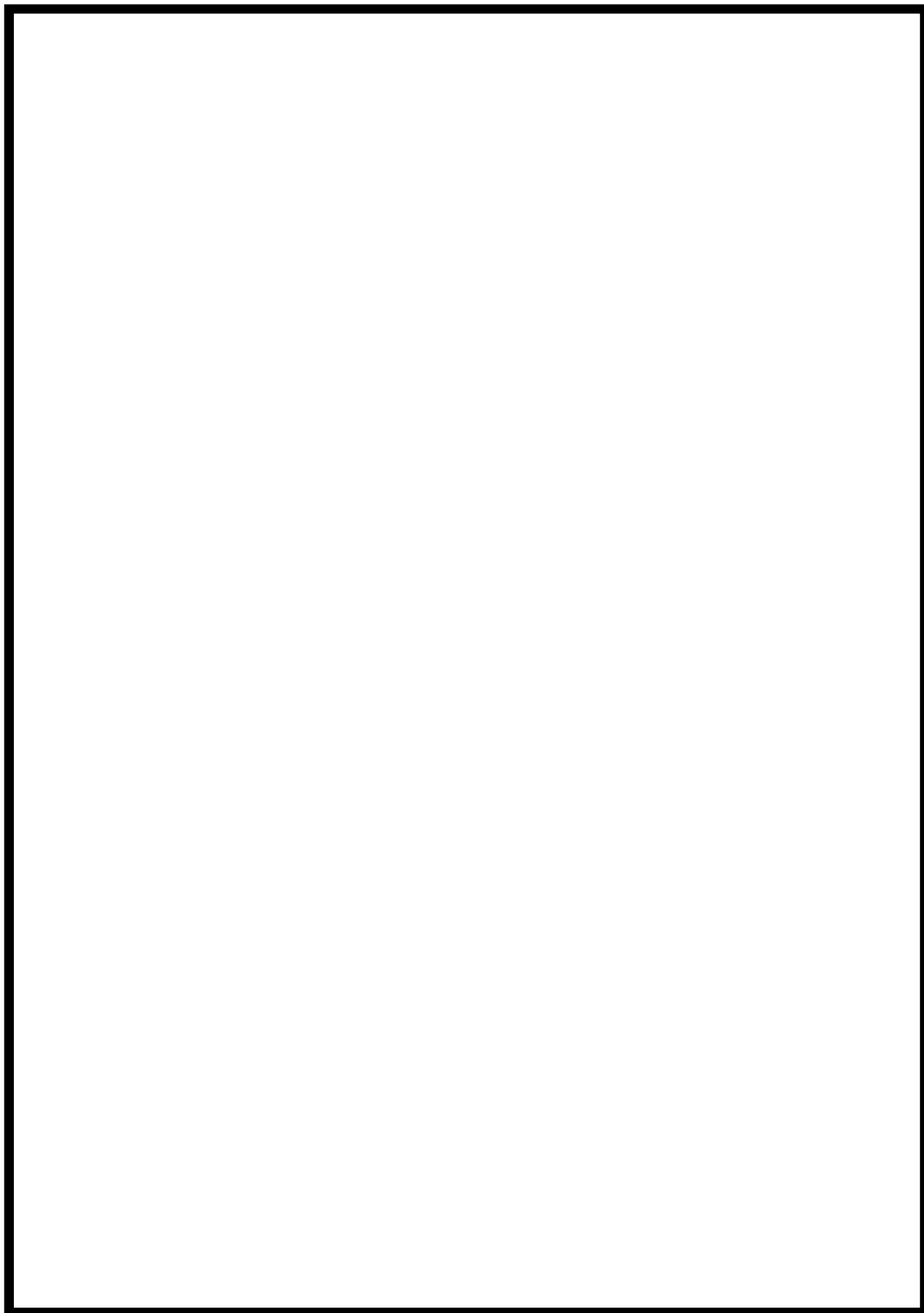
試験は、スクラバ水位を100mmとし、ブロワーにて4象限分に換算して約30,500m<sup>3</sup>/h相当の空気を送気した状態で、噴射状態の目視確認と噴射量の計測を実施した。

試験結果を第3-2図に示す。試験結果より、各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認した。



第3-1図 試験概要図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3-2図 ノズル噴出状況

ここで、実機フィルタ装置と試験装置の比較を第 3-3 図に示す。第 3-3 図に示す通り、試験容器の断面積は実機の 1/140、スクラバノズルは実機が 140 本であるのに対し 1 本設置していることから、実機と試験装置で相似則が成立している。

この試験装置を用いて、実機の 1/140 の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

実機においては、ガスが各ノズルからほぼ均一に噴射していることから、実機と試験装置では噴射時のガスの流速は同等になる。そのため、ベントガス噴射直後域では、実機と試験装置でガスの挙動は同様である。また、ベントガス浮上域においては、実機と試験装置では容器断面積の相似則が成立していることから、ボイド率は等しくなると考えられるため、実機と試験装置でガスの挙動は同様となる。

以上より、フィルタ装置の水スクラバ部においては、本試験装置における性能試験の結果にて、実機の性能を再現できていると考えられる。

## (2) 隣接ノズルによる影響について

試験用フィルタは、スクラバノズルが 1 本のみ設置されているため、実機のように隣接するノズルによる影響は再現できていない。隣接ノズルがある場合、隣接ノズルのベントガス気泡と合体することにより、気泡が大きくなり DF が低下する可能性がある。なお、第 3-3 図に記載の気泡細分化装置通過後のベントガス浮上域においては、気泡細分化装置による整流効果により、隣接ノズルによる合体気泡については細分化されると考えられる。そのため、隣接ノズルによる合体気泡の影響は、気泡細分化装置に入る前までの領域(第 3-3 図に記載のベントガス噴射直後域)に限定されると考えられる。

そこで、第 3-4 図の通り、実機と同じ 50 個孔のノズルと、隣接ノズルの影響を模した 150 個孔のノズルを用いて、ベントガス噴射直後域の気泡について、可視化試験装置により確認した。この 150 個孔のノズルは、ノズル 3 つが非常に近接している場合を模擬している。なお、試験はノズル穴から噴射されるガスの流速を統一(つまり 150 個孔のノズル試験では、50 個孔のノズル試験の 3 倍の流量のガスを送気)し、2Pd 相当流量と最小流量相当の 2 通りのガス流速にて試験を実施した。

試験の結果を第 3-5 図、第 3-6 図に示す。図に示す通り、50 個孔のノズルと 150 個孔のノズルにて、ベントガス噴射直後域の気泡に有意な差はない。そのため、隣接ノズルのベントガス気泡により気泡が合体して大きな気泡になることによる DF の低下は生じないと考えられる。

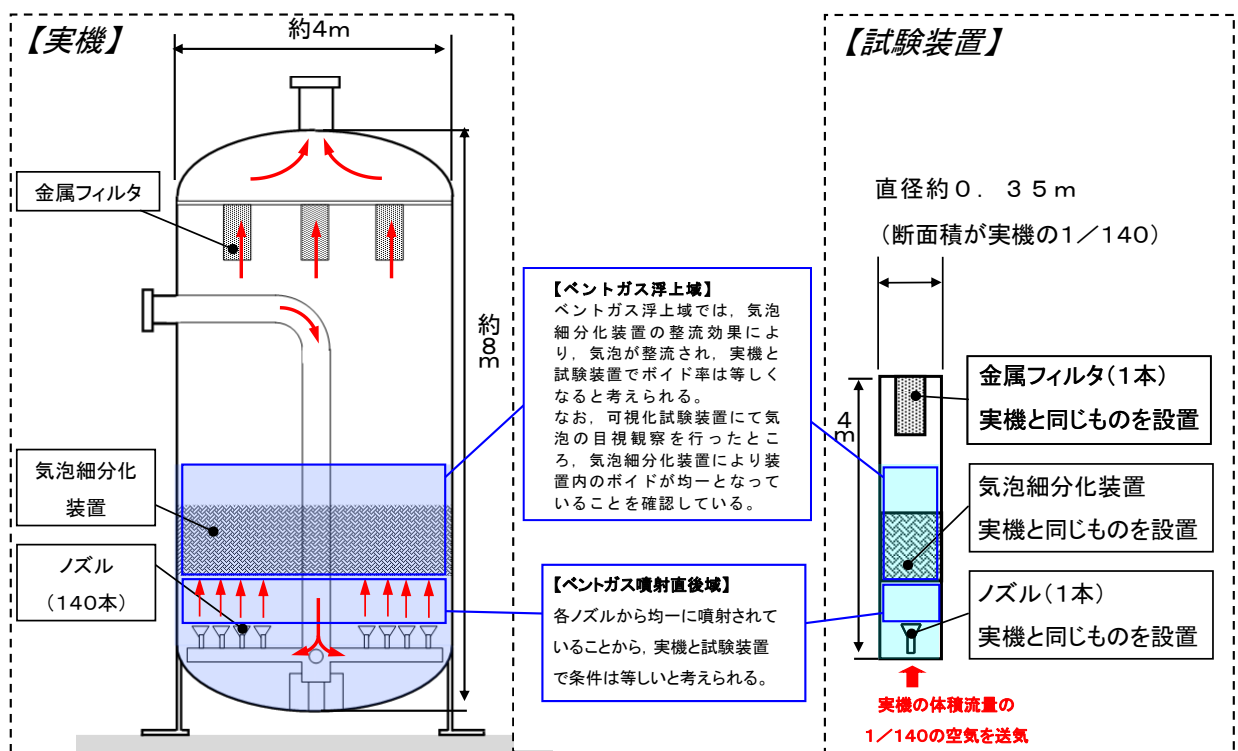
以上より、スクラバノズルが 1 本の試験装置にて、実機の性能は再現できていると考えられる。

## 【金属フィルタ】

実機フィルタ装置には、金属フィルタは128本設置されている。一方、第3-3図に示す通り、試験装置は断面積が実機の1/140の試験容器に、実機と同じ金属フィルタを1本設置している。この試験装置に、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

そのため、金属フィルタ1本当たりの体積流量は、実機と比較して128/140倍となっており、金属フィルタを通過するガスの流速が実機よりも小さいことになる。

一方、実機フィルタ装置に流入する放射性微粒子の粒子径分布は3.2.2.1に示す通りであり、考慮される粒子径の存在領域においては、慣性力による捕捉が主たる捕捉メカニズムとなる。慣性力による捕捉メカニズムにおいては、ガスの流速が大きい程、粒子の捕捉効率は大きくなる。そのため、今回の試験は、金属フィルタ部のガスの流速は実機よりも小さいことから、保守的な評価ができていていると考えられる。

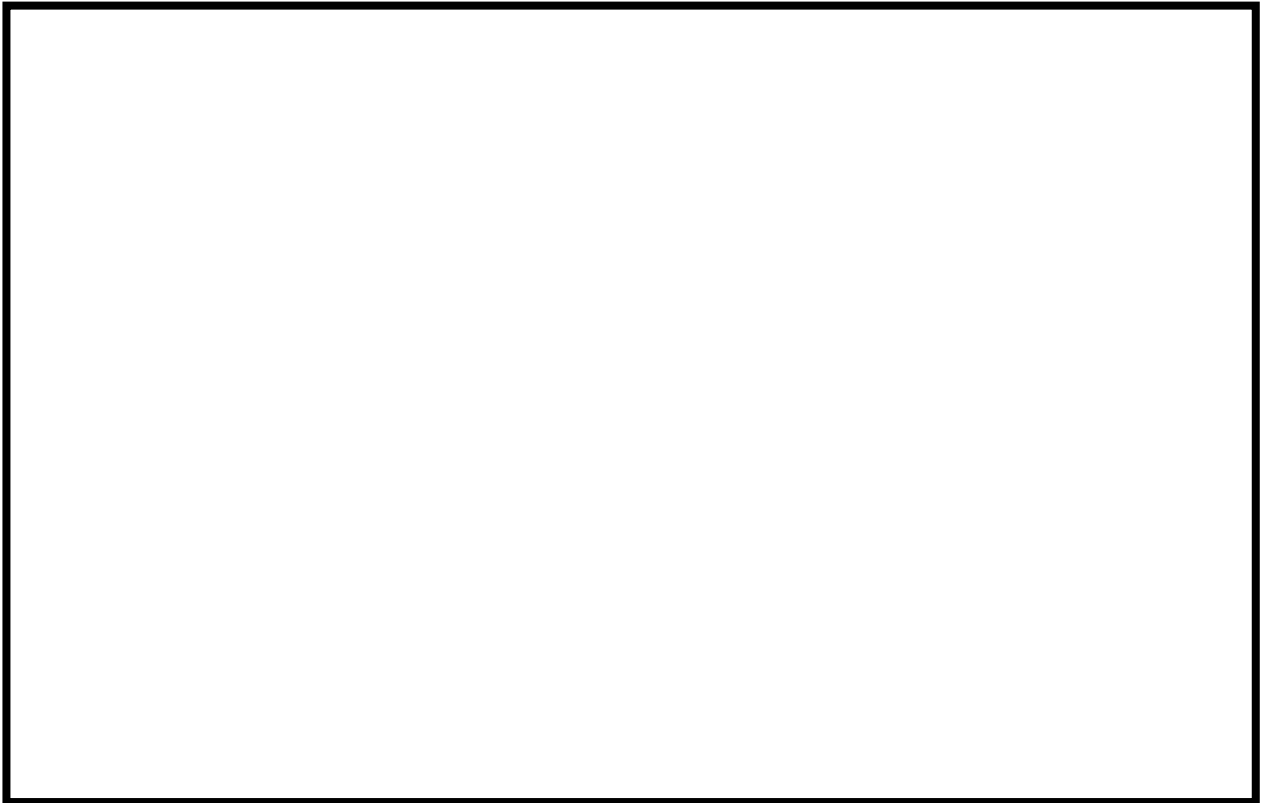


第3-3図 実機と試験装置の比較

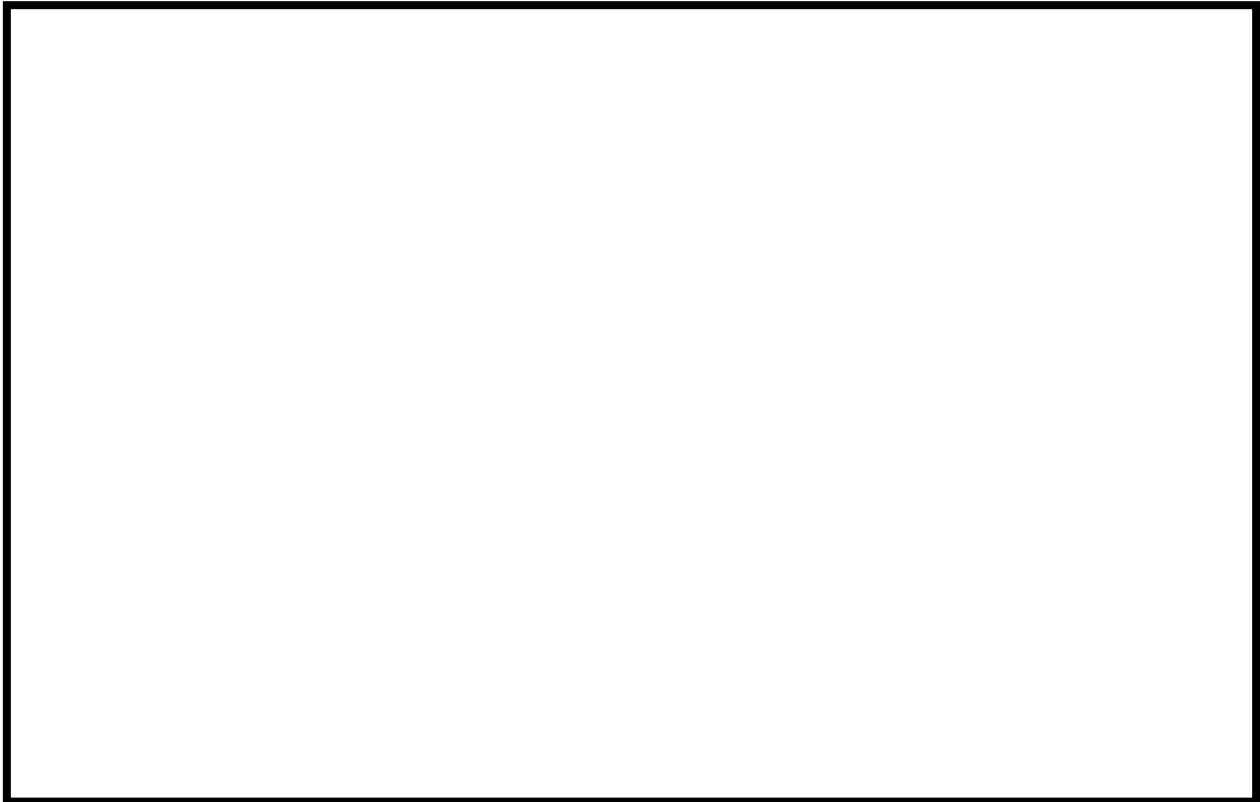
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3-4図 隣接ノズル影響確認試験装置



第3-5図 隣接ノズル影響確認試験結果 (2Pd 相当流量)



第3-6図 隣接ノズル影響確認試験結果（最小流量相当）

**【フィルタ容器】**

フィルタ装置の容器内への放射性物質の付着量は、容器の体積/表面積の比が小さい程、大きくなる。実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比は、試験用フィルタの方が小さい。そのため、実機よりも試験用フィルタの方が容器内への付着は起こりやすく、その分のDFを過剰に見積もっている可能性がある。

そこで、「別紙5 エアロゾル計測装置について」にて記載の通り、スクラバ水を抜き、金属フィルタを取り外した状態で、試験フィルタの容器部のDFを計測したところ、最大で1.12であった。そのため、試験用フィルタの容器部におけるDFは殆ど見込めないことがわかった。ゆえに、実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比が異なることによる影響は非常に小さく、試験用フィルタにて、実機のDFを再現できていると考えられる。

#### 4. 試験ガスの代表性について

性能試験においては、試験ガスとして空気を用いている。一方、実機においては、水蒸気がベントガスの主成分となる。そのため、性能試験と実機では、条件が異なることとなる。

そこで、空気と水蒸気ではいずれの方が粒子の捕捉効果が大きいかを、粒子の各捕捉メカニズムにおいて確認した。

#### 【慣性力による捕捉】

気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値として、『ストークス数』がある。ストークス数 (St) は、下記の式により表される。ストークス数が大きい程、粒子に作用する慣性力は大きく、慣性力による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$St = D_p^2(\rho_p + \rho/2)C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (1)$$

ここで、 $D_p$  は粒子径、 $\rho_p$  は粒子密度、 $\rho$  はガス密度、 $C_c$  はスリップ補正係数、 $u_0$  はガスの流速、 $\eta$  はガス粘度、 $D_f$  は流体中の代表直径である。また、スリップ補正係数 ( $C_c$ ) は以下の式により表される。

$$C_c = 1 + Kn \left\{ 1.257 + 0.4 \exp\left(\frac{-1.1}{Kn}\right) \right\} \quad (2)$$

$$Kn = 2\lambda_g / D_p \quad (3)$$

$$\lambda_g = \eta / (0.499P\sqrt{8M / \pi RT}) \quad (4)$$

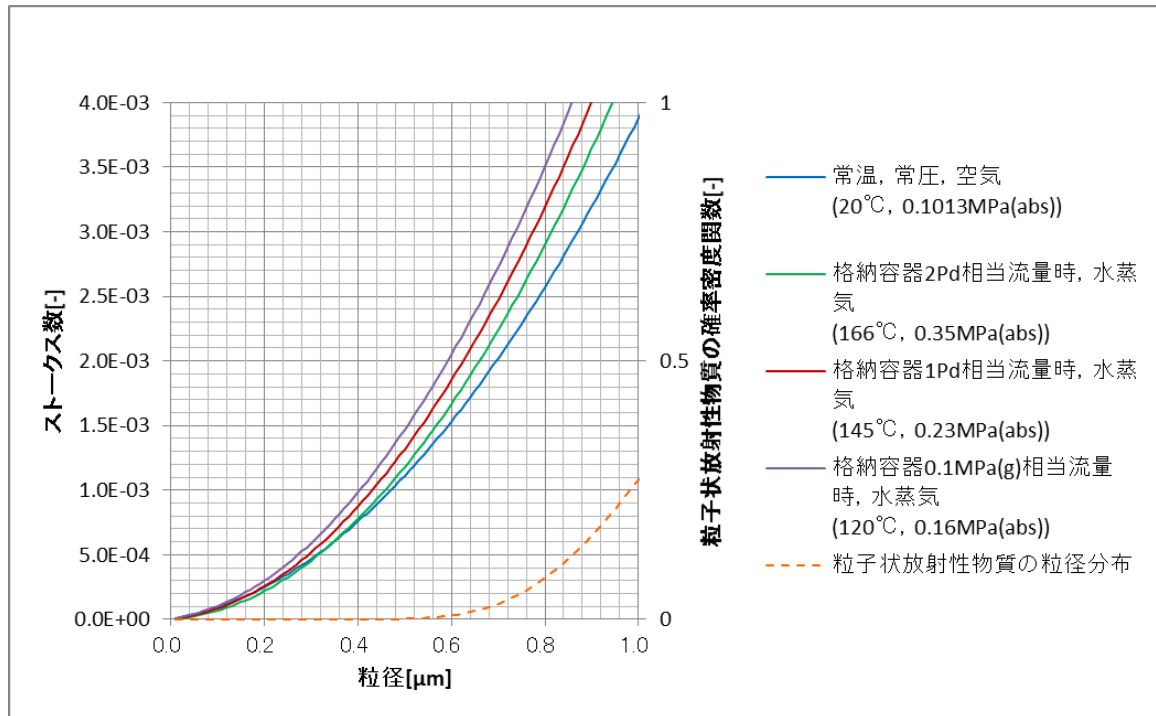
となる。なお、 $T$  はガス温度、 $P$  はガス圧力、 $M$  はガス分子量、 $R$  は気体定数である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径におけるストークス数を算出したところ、第4-1図、第4-2図の通りとなった。第4-1図、第4-2図の通り、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりもストークス数が小さいことがわかる。つまり、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する慣性力が小さく、空気の方が水蒸気よりも慣性力による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-1図、第4-2図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒

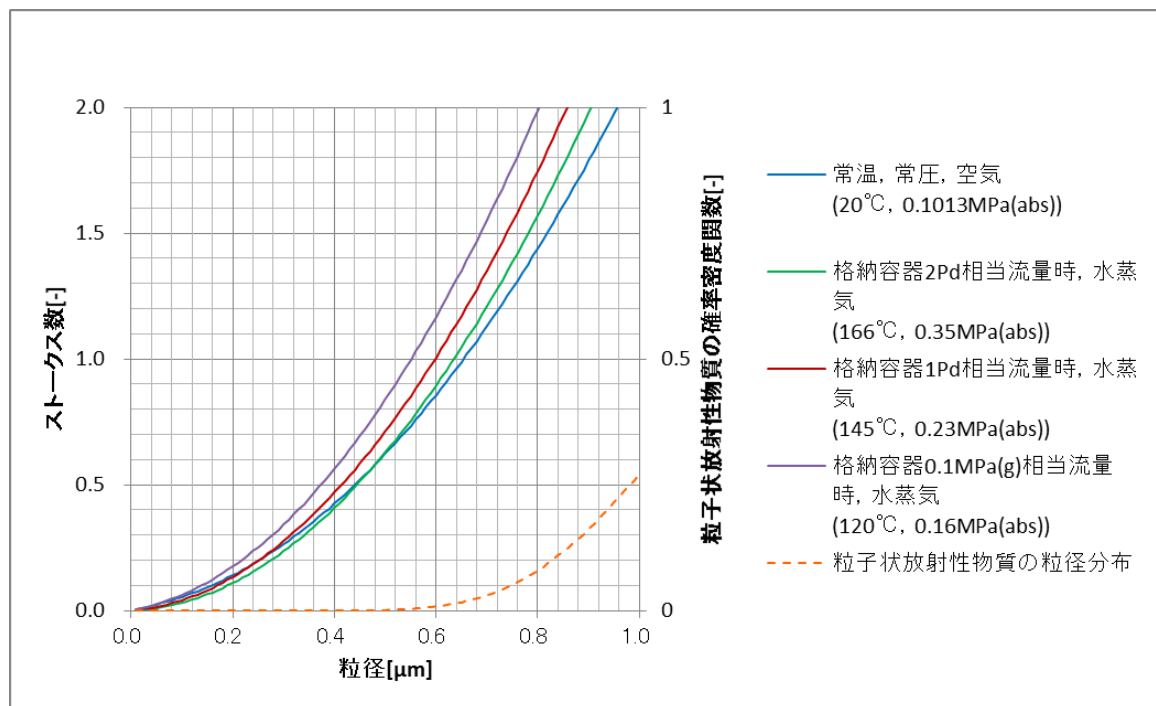


子状放射性物質の粒子径分布を示しているが、粒子径  $0.4\mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径  $0.4\mu\text{m}$  以上の粒子径領域の計測もできている。(第 3.2.2.3-1~3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-1 図 粒径とストークス数 (水スクラバ)



第 4-2 図 粒径とストークス数 (金属フィルタ)

### 【重力沈降による捕捉】

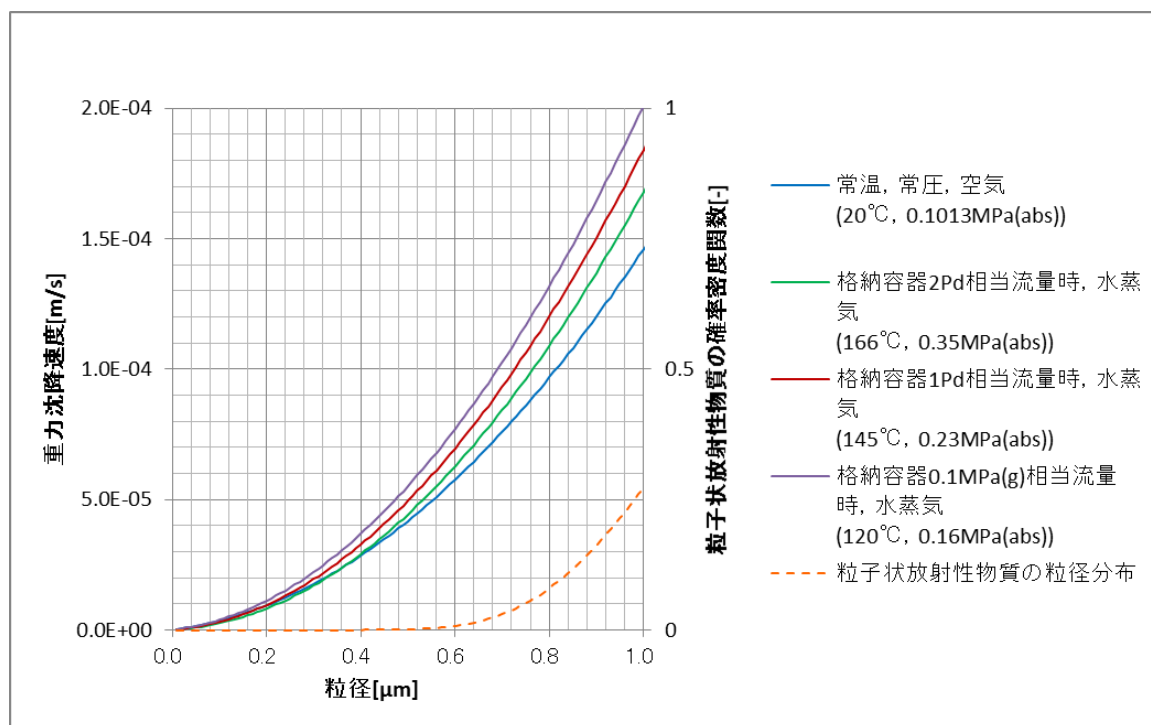
気体中の粒子の重力沈降速度 ( $v_t$ ) の大きさは、下記の式により表される。重力沈降速度が大きい程、重力沈降による粒子の捕捉効果は大きくなると考えられる。

$$v_t = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g}{18\eta} \quad (5)$$

ここで、 $D_p$  は粒子径、 $\rho_p$  は粒子密度、 $\rho$  はガス密度、 $g$  は重力加速度、 $\eta$  はガス粘度、 $C_c$  はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径における重力沈降速度を算出したところ、第4-3図の通りとなった。第4-3図の通り、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも重力沈降速度が小さいことがわかる。つまり、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する重力沈降速度が小さく、空気の方が水蒸気よりも重力沈降による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-3図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒子径分布を示しているが、粒子径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子径領域の計測もできている。(第3.2.2.3-1~3図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第4-3図 粒径と重力沈降速度

【ブラウン拡散による捕捉】

気体中の粒子のブラウン運動の激しさを表す値として、『拡散係数』がある。拡散係数 (D) は、下記の式により表される。拡散係数が大きい程、粒子のブラウン運動は激しくなることから、ブラウン拡散による捕捉効果が大きくなると考えられる。

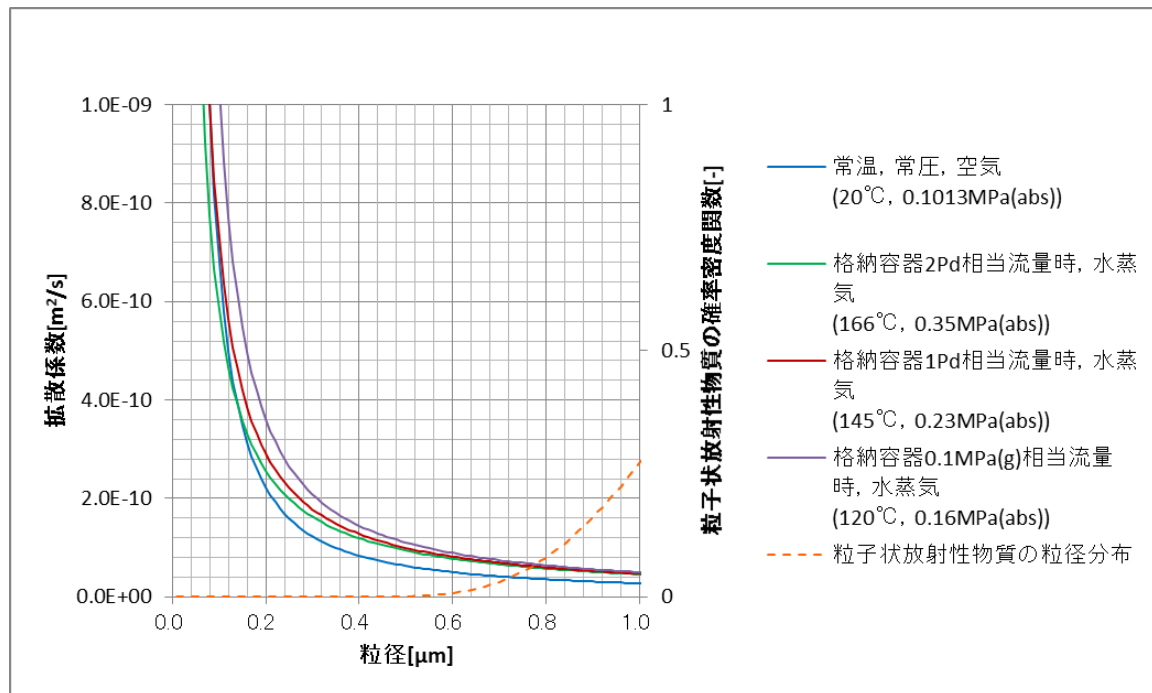
$$D = \frac{C_c k T}{3\pi\eta D_p} \quad (6)$$

ここで、kはボルツマン定数、Tはガス温度、ηはガス粘度、C<sub>c</sub>はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒子径における拡散係数を算出したところ、第4-4図の通りとなった。第4-4図の通り、約0.1μm以上の粒子径領域であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも拡散係数が小さいことがわかる。つまり、約0.1μm以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子のブラウン運動は激しくないことから、空気の方が水蒸気よりもブラウン拡散による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-4図中には有効性評価シナリオ (大LOCA+SBO+ECCS機能喪失、W/Wベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒子径分布を示

しているが、粒子径  $0.1\mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒子径  $0.1\mu\text{m}$  以上の粒子径領域の計測もできている。(第 3.2.2.3-1~3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-4 図 粒径と拡散係数

#### 【水蒸気凝縮による捕捉】

水蒸気がスクラバ水中へ流入する時、水蒸気の凝縮が起こり、凝縮による水蒸気の体積の減少分に相当する粒子が捕捉される。一方、空気は非凝縮性であるため、空気を用いた性能試験においては、ガスの凝縮による捕捉効果は見込めない。そのため、空気を用いた性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。

#### 【熱泳動による捕捉】

ベントガスは、格納容器から急減圧されてフィルタ装置へ流入するため、過熱蒸気となっている。一方、スクラバ水はフィルタ装置内の圧力に準じた飽和温度以上にはならないことから、ベントガスの方がスクラバ水よりも高温の状態となっている。そのため、この温度勾配による熱泳動により、粒子が捕捉される。

性能試験においては、常温の空気を用いていることから、空気とスクラバ水の温度は等しい。そのため、常温の空気を用いた性能試験においては、熱泳動

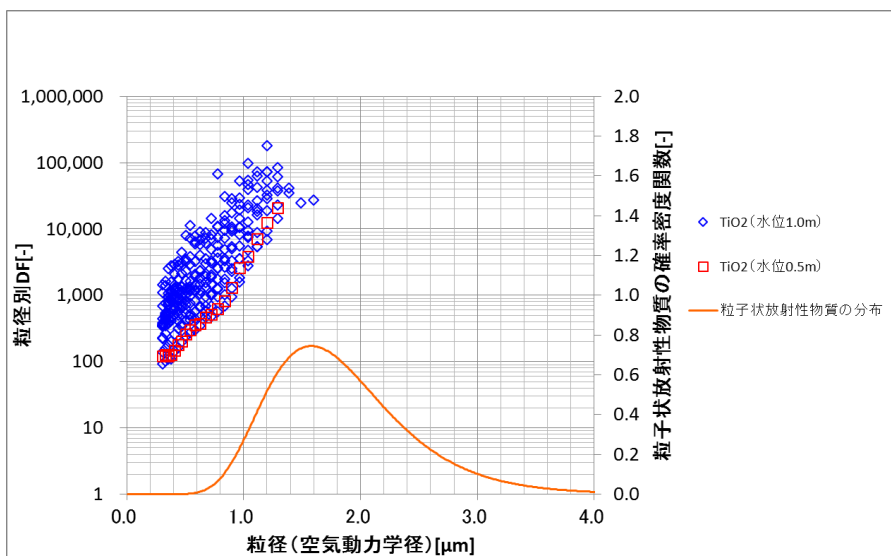
による捕捉効果は見込めないことから、実機よりも保守的な条件ということとなる。

以上より、フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズムにおいて、空気の方が水蒸気よりも粒子の捕捉効果は劣ることから、空気を用いた性能試験は保守的であると考えられる。

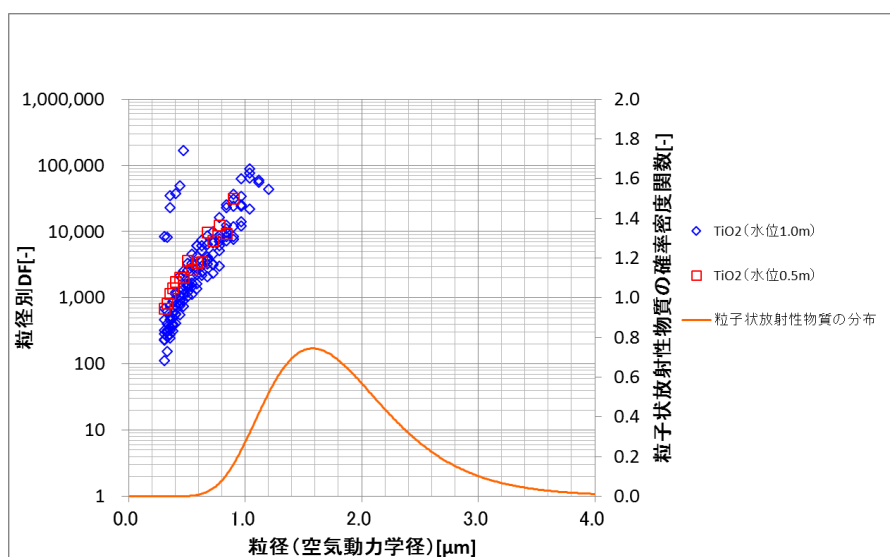
## 5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能

フィルタ装置の運用水位の下限値は、スクラバ上端から 500mm の位置に設定している。下限水位時におけるフィルタ装置の DF 性能を確認するため、スクラバ水位を下限水位（スクラバ上端から 500mm）に設定し、除去性能確認試験を実施した。なお、ガスの流量は最小流量相当ならびに 2Pd 相当流量の 2 ケースにて試験を実施した。

試験結果を第 5-1 図、第 5-2 図に示す。また、比較としてスクラバ上端から 1000mm の時の試験結果も同一図にプロットする。試験結果より、スクラバ水位が下限水位であっても、スクラバ水位上端から 1000mm とほぼ同等の DF が確保できることが確認できた。



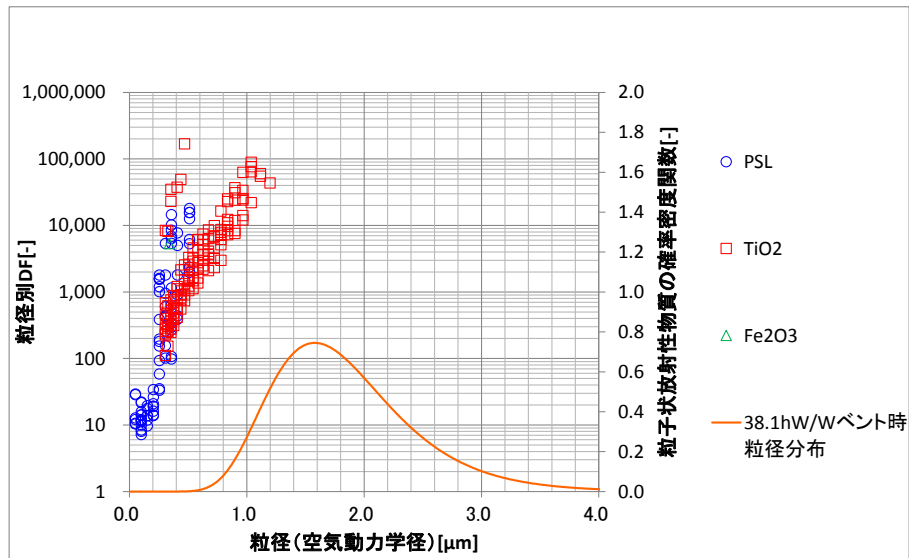
第 5-1 図 下限水位時 DF 性能試験結果（最小流量相当）



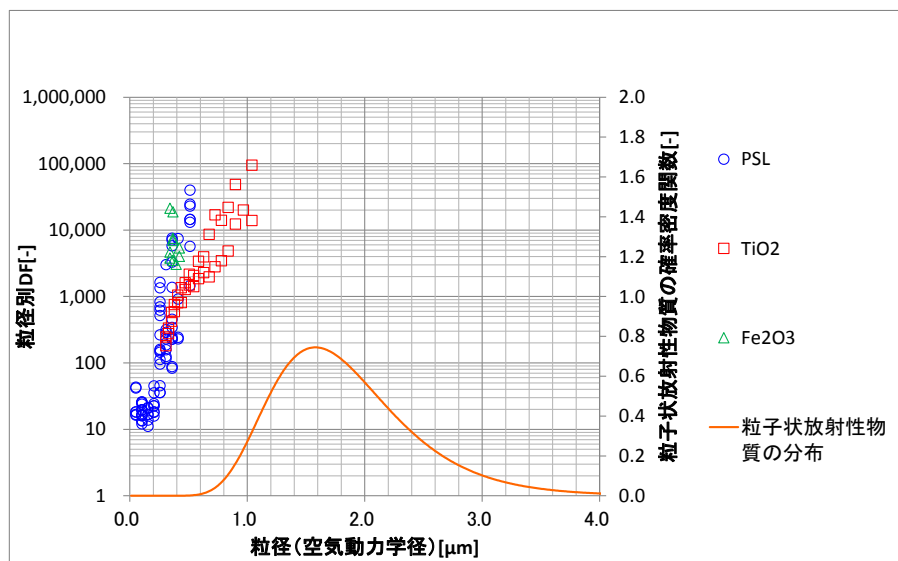
第 5-2 図 下限水位時 DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）

## 6. オーバーオール DF

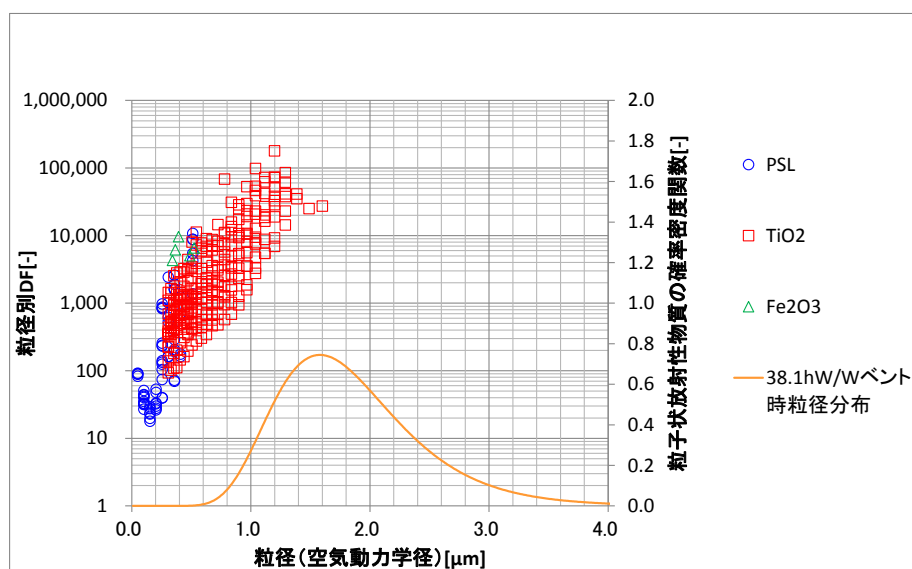
フィルタ装置の DF 性能では、第 6-1～3 図に示す通り、各流量に対して、各粒径における DF を評価してきた。



第 6-1 図 DF 性能試験結果 (2Pd 相当流量)



第 6-2 図 DF 性能試験結果 (1Pd 相当流量)

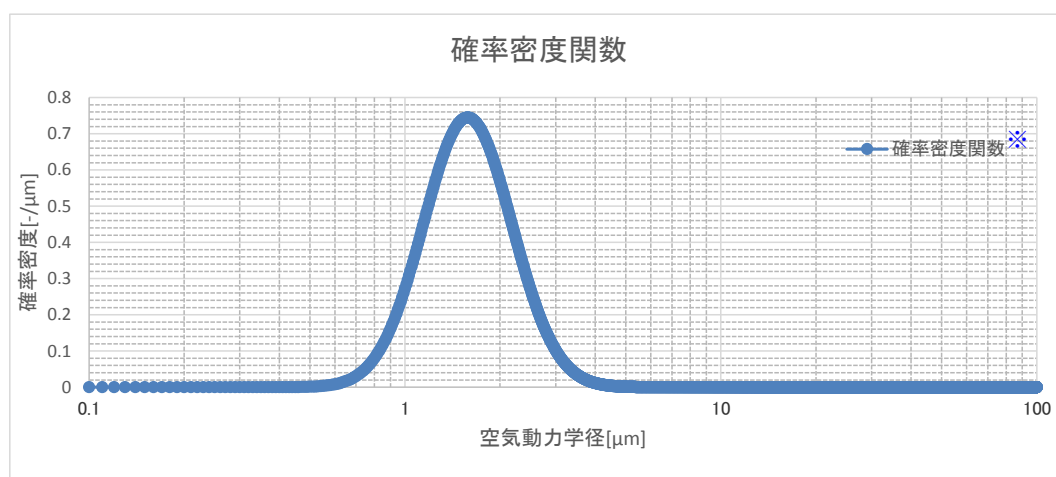


第 6-3 図 DF 性能試験結果 (最小流量相当)

一方、フィルタ装置に流入するエアロゾルは、粒径分布を持ったものであり、フィルタ装置の DF の評価は、流入するエアロゾルに対して、オーバーオールでどの程度低減されたかを示す必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおいて、各流量におけるオーバーオールの DF を評価する。

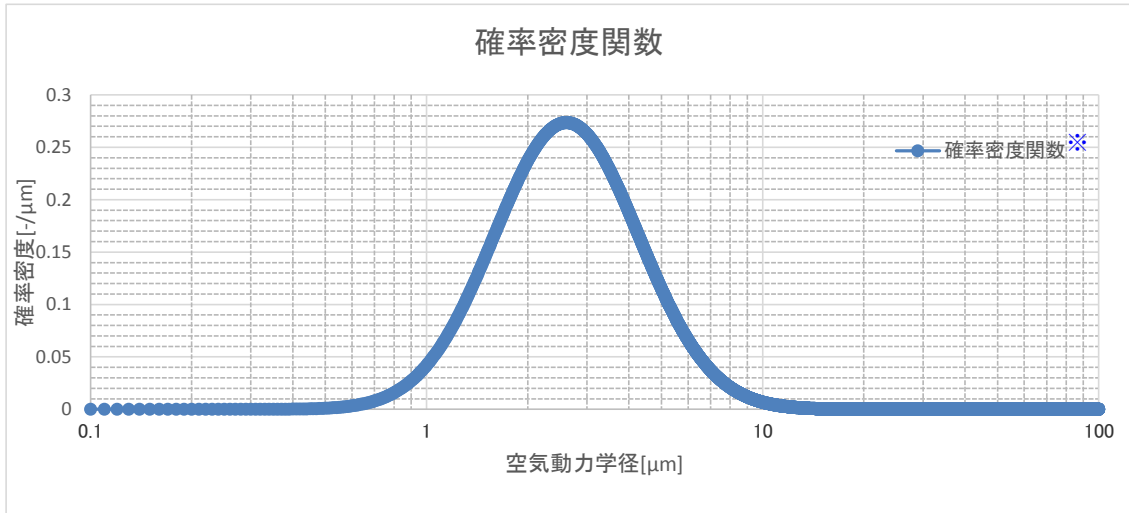
まず、大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は、第 6-4 図、第 6-5 図の通りとなる。



※ 質量分布にて表現している。

第 6-4 図 エアロゾル粒径分布 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, W/W ベント)



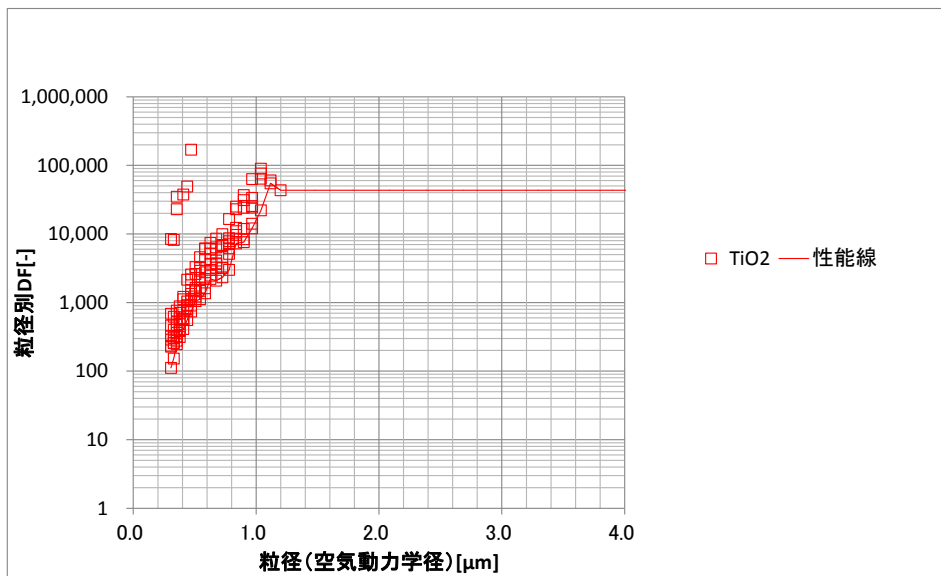


※ 質量分布にて表現している。

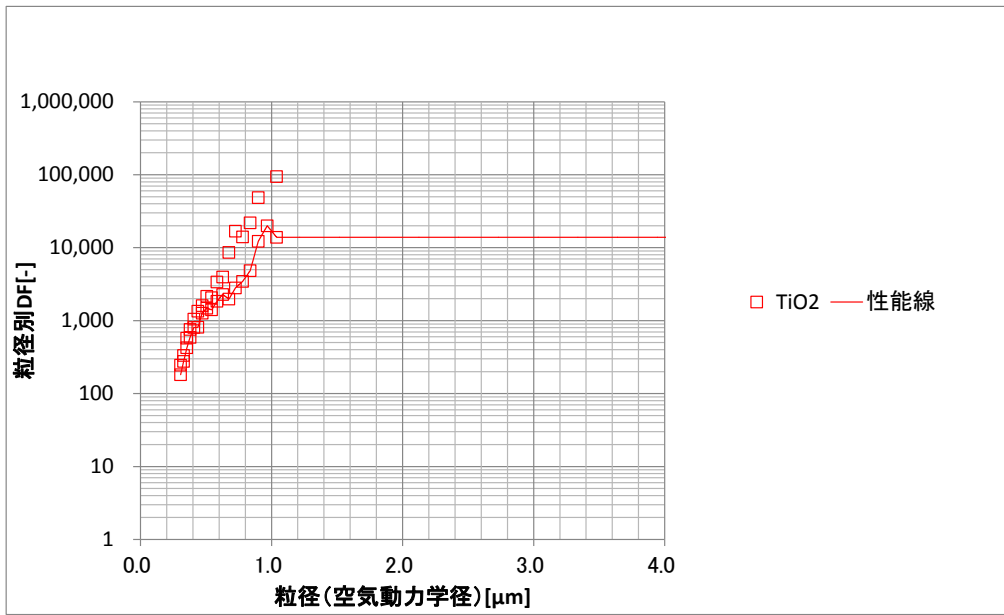
第 6-5 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失，D/W ベント）

次に、フィルタ装置の DF 性能線を作成する。第 6-4 図, 第 6-5 図より、フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は、約  $0.7 \mu\text{m}$  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、 $\text{TiO}_2$  のデータが有効であると考ええる。そこで、DF 計測試験結果のうち、 $\text{TiO}_2$  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の DF は、保守的に存在する最大粒径における DF する。

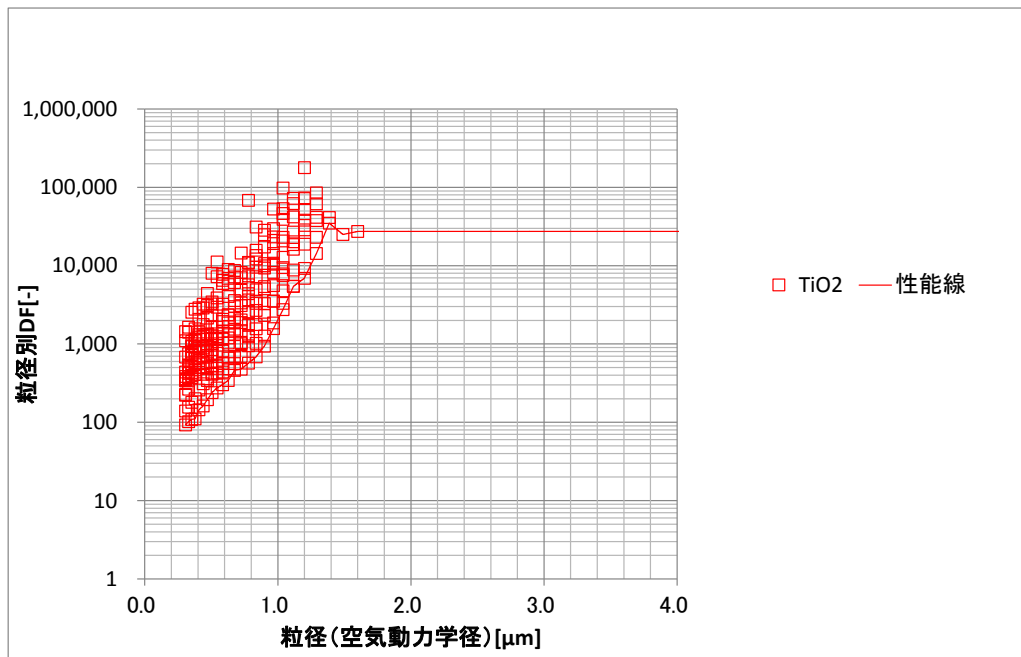
以上より、DF 性能線を作成すると、第 6-6～8 図の通りとなる。



第 6-6 図 DF 性能線（2Pd 相当流量）



第 6-7 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-8 図 DF 性能線 (最小流量相当)

最後に、第 6-4 図、第 6-5 図の粒子径分布の粒子に対して、第 6-6～8 図に示す 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 DF を算出すると、第 6-1 表の通りとなった。

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

DF(D<sub>p</sub>)は、粒径 D<sub>p</sub> におけるフィルタ装置の DF

M(D<sub>p</sub>)は、フィルタ装置に流入する粒径 D<sub>p</sub> のエアロゾルの総質量

第 6-1 表 オーバーオール DF（下限包絡性能線）

シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34110
	1Pd 相当流量	13342
	最小流量相当	9856
大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	40858
	1Pd 相当流量	13728
	最小流量相当	20323

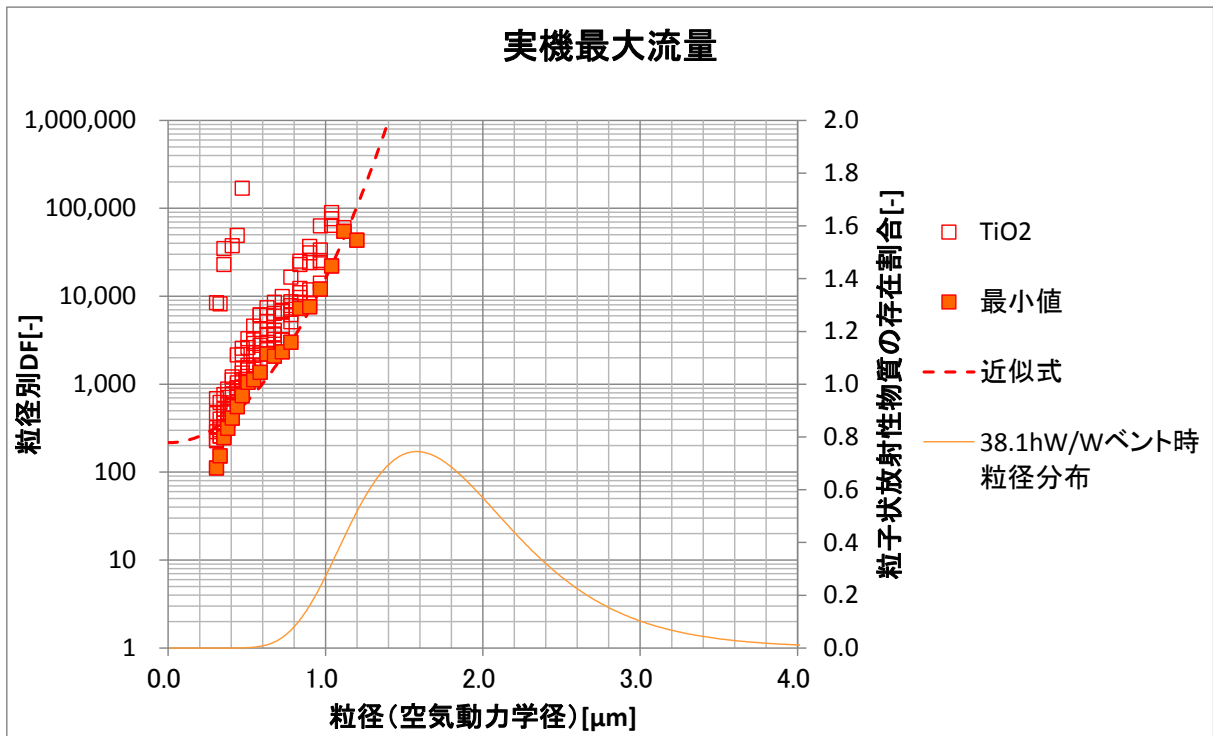
第 6-1 表より、大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失シナリオにおけるフィルタ装置のオーバーオールの DF は、1000 を大幅に上回っていることが確認できた。

また、第 6-1 表の 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、粒子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、粒子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。

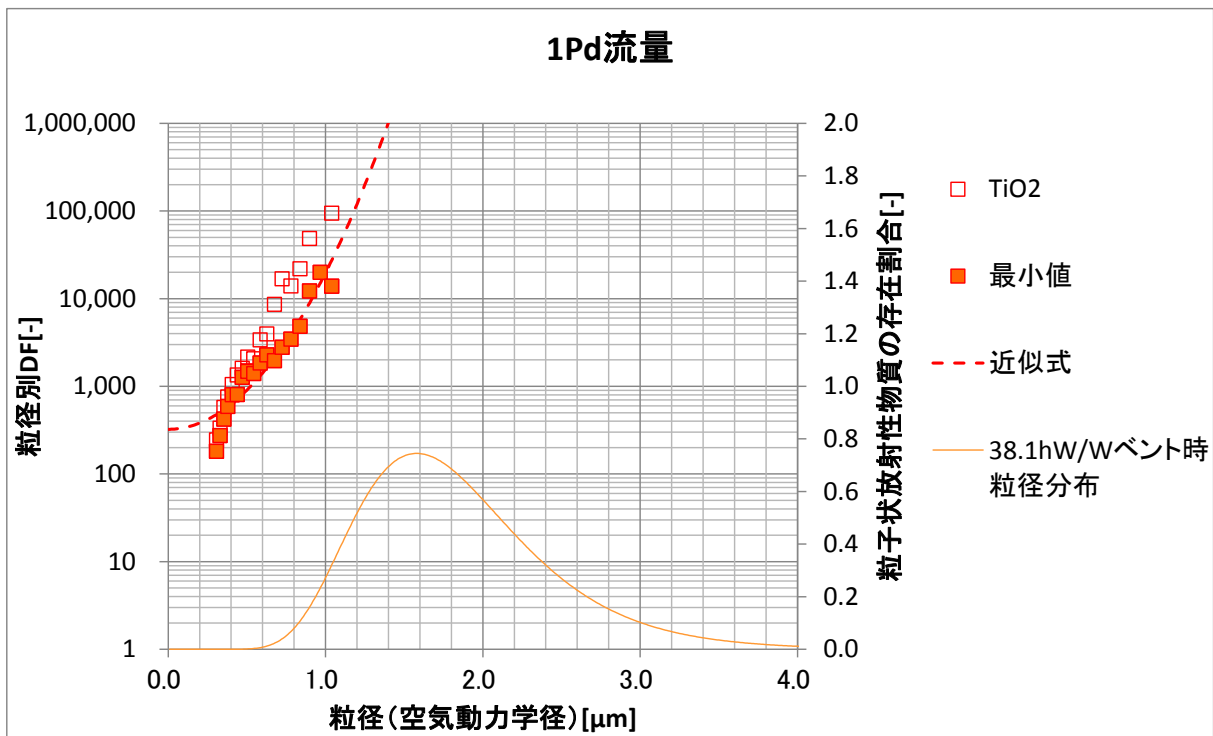
なお、大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失シナリオの D/W ベントにおいては、最小流量相当の方が、1Pd 相当流量よりもオーバーオール DF が大きくなっている。これは、第 6-7 図、第 6-8 図より、最小流量相当の方が DF を計測できている粒子径が大きく、DF データが存在しない大粒径の DF を大きく見積もることができているためである。

一方、上記評価においては、DF データが存在しない大粒径の DF は、データが存在する最大粒径の DF であるとし、オーバーオール DF を算出している。しかし、実際は今回 DF データが存在しない 1.0 μm 程度以上の粒子径領域の粒子においては、粒子径が大きい程 DF も大きくなる。

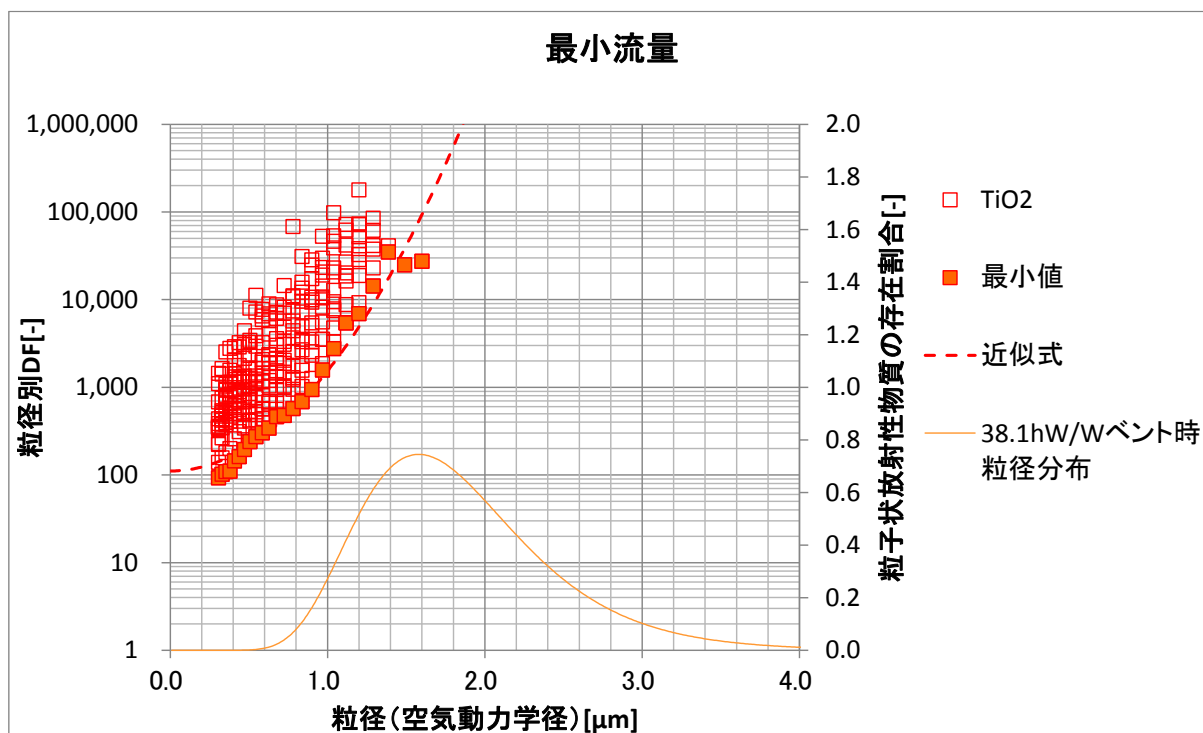
そこで、より現実的な評価として、DF データをフィッティングするカーブを作成し、それを DF 性能線とし、DF データが存在しない粒子径領域の DF についても、この DF 性能線上の DF であるすることで、オーバーオールの DF を算出することとする。フィッティングカーブを作成する際の DF データは、保守的に各粒子径における最小値を用いることとする。フィッティングカーブは第 6-9～11 図の通りとなる。これを DF 性能線とする。



第 6-9 図 DF 性能線 (2Pd 相当流量)



第 6-10 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-9 図 DF 性能線 (最小流量相当)

これらの DF 性能性を用いて、第 6-4 図、第 6-5 図の粒子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 DF を算出すると、第 6-2 表の通りとなった。

第 6-2 表 オーバーオール DF (フィッティング性能線)

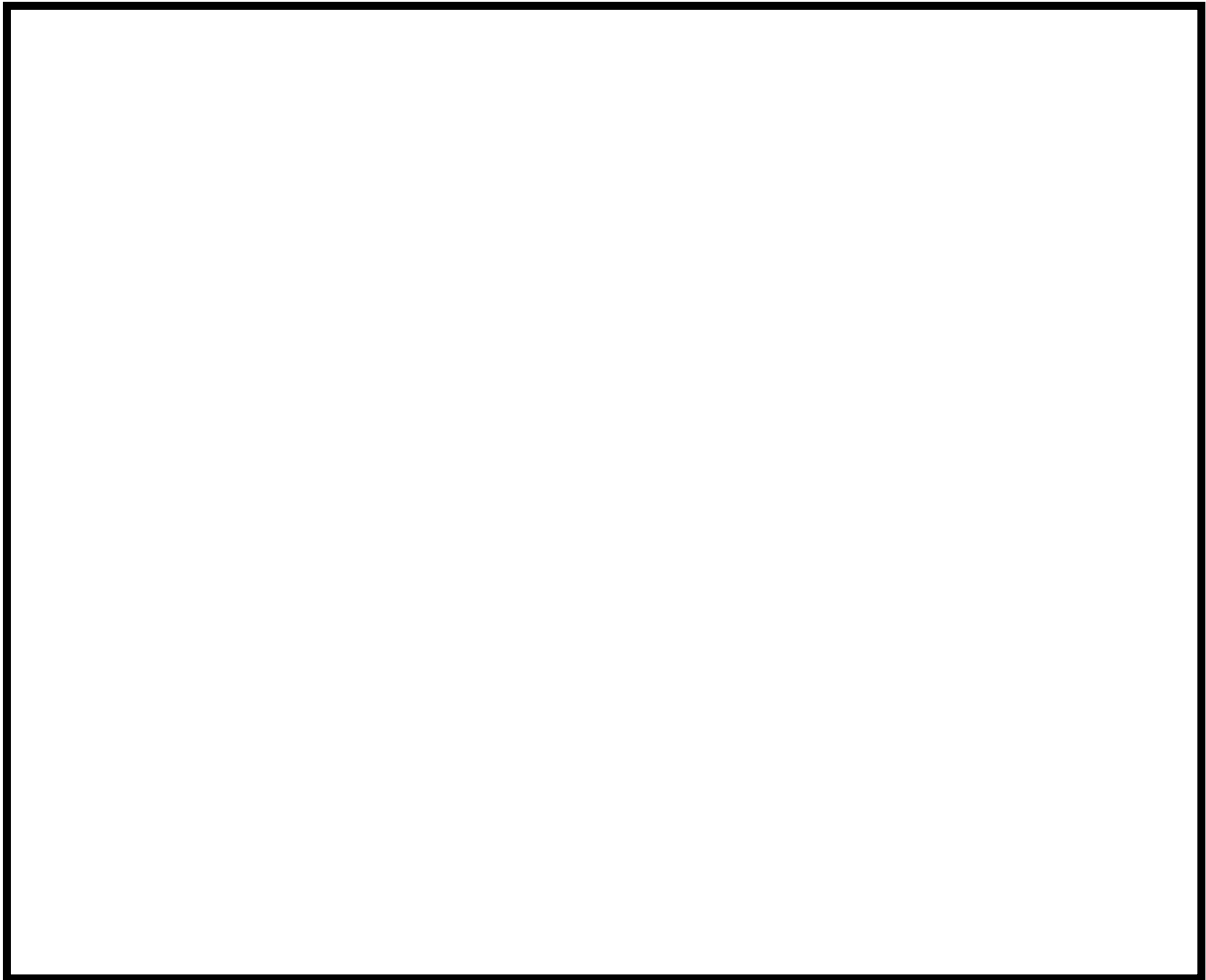
シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117459
	最小流量相当	10199
大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546628
	最小流量相当	54584

第 6-2 表によるオーバーオール DF は、第 6-1 表と比較し大幅に大きくなっているが、第 6-2 表の値がより確からしい実力値であると考えられる。また、第 6-1 表の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

#### 7. 蒸気を用いた性能試験

これまでの DF 性能試験では、試験ガスとして常温の空気を用いて試験を実施してきた。これは、「4. 試験ガスの代表性について」に記載の通り、蒸気よりも空気の方がフィルタ装置の粒子捕捉メカニズムを考慮すると DF 性能に対して保守的であるという考察を基にした設定である。

一方、実機ベントガスの主成分は蒸気であることから、蒸気による DF 性能試験についても実施した。試験設備の構成を第 7-1 図に、試験条件を第 7-1 表に示す。

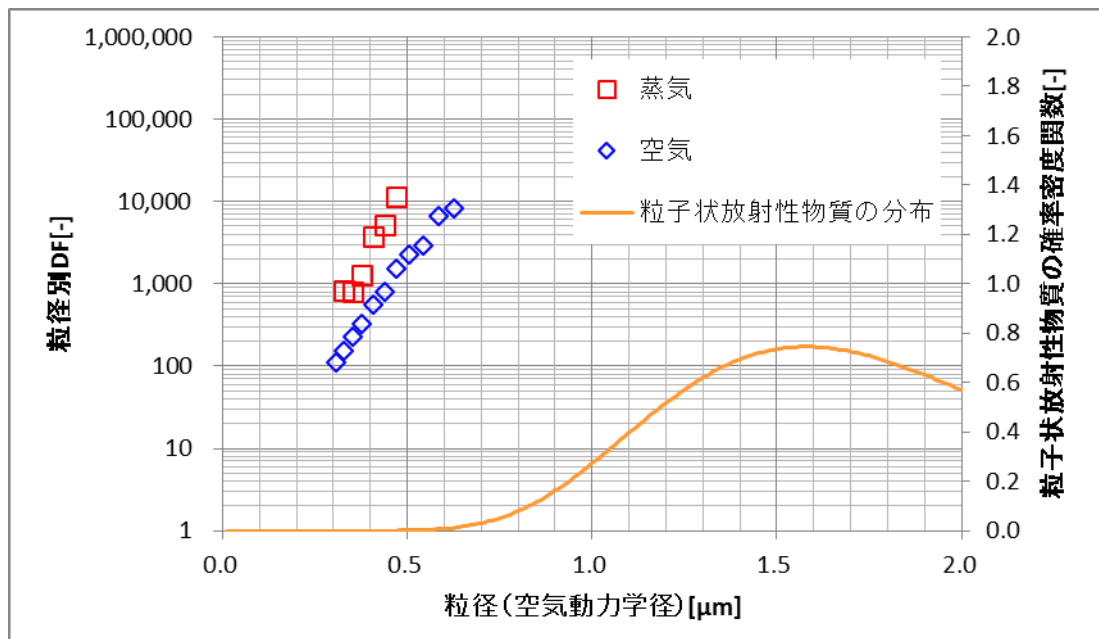


第 7-1 図 試験概要図（蒸気性能試験）

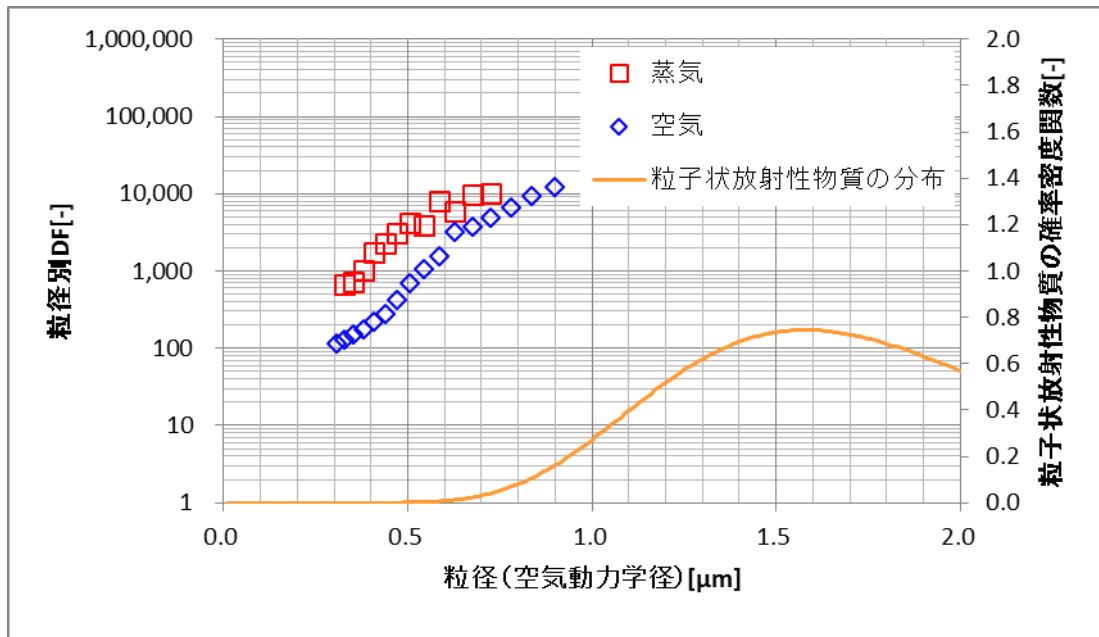
第 7-1 表 蒸気試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ 実機高さ試験装置
試験ガス	・ 蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・ 試験時蒸気割合：約 95%（2Pd 相当流量） 約 88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 約 100℃
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
試験エアロゾル	・ TiO <sub>2</sub>

上記の条件にて試験を実施した結果，蒸気試験におけるの DF は第 7-2 図，第 7-3 図の通りとなった。これらより，蒸気試験における DF の方が，空気試験における DF よりも大きいことがわかり，フィルタ装置はベントガスが蒸気の条件においても，十分な性能を有していることが確認できた。また，「4. 試験ガスの代表性について」にて理論的に示した通り，空気試験は蒸気試験よりも保守的であることが確認できた。なお，空気試験については蒸気試験と条件を合わせるため，実機高さ試験装置にて計測した DF を記載している。



第 7-2 図 蒸気性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 7-3 図 蒸気性能試験結果 (最小流量相当)



## 8. 試験条件の網羅性

格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置に作用する物理パラメータには、スクラバ水位、スクラバ水温、ベントガス性状、ベントガス流量、フィルタ装置内圧力がある。また、フィルタ装置には、粒子径分布をもったエアロゾルが流入する。

これらフィルタ装置に作用する物理パラメータについては、下記の通り実機条件を網羅するか、もしくは実機よりもエアロゾル除去性能（DF）が小さく保守的な条件を、試験条件として設定している。

### 【スクラバ水位】

スクラバ水位は高い程 DF は大きくなる。フィルタ装置使用中は、スクラバ水位変動要因としてベントガスに含まれる水蒸気の凝縮の影響が支配的となり、スクラバ水位は上昇する。そのため、スクラバ水位が初期水位の 1m 以下となることはない。そのため、保守的にスクラバ水位は 1m を試験における基本条件とする。

一方、スクラバ水の運用上の最低水位は 0.5m としている。そのため、スクラバ水位 0.5m における試験も実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。（『5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能』参照）

### 【スクラバ水温】

スクラバ水温は低い程水蒸気凝縮や熱泳動によるメカニズムによる DF は大きくなる。試験における基本条件としては常温とするが、試験ガスとして水蒸気凝縮や熱泳動による DF を見込めない常温空気と組み合わせて試験を実施することから、保守的な条件となる。

一方、スクラバ水高温状態における条件として、水温を飽和温度まで昇温し、試験ガスとして水蒸気と組み合わせた試験を実施し、基本条件として設定したスクラバ水常温＋常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。（『7. 蒸気を用いた性能試験』参照）

### 【ベントガス性状】

ベントガスの主成分は水蒸気である。水蒸気は凝縮や熱泳動によるメカニズムが作用すること、ならびに慣性力、重力沈降、ブラウン拡散による各捕捉効果が大きいことから、空気よりも DF は大きくなる（『4. 試験ガスの代表性について』参照）。そのため、試験ガス条件としては常温空気を用いることを基本条件とする。

一方、試験ガス条件として水蒸気を用いた試験を実施し、基本条件である常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。（『7. 蒸気を用いた性能試験』参照）

### 【ベントガス流量】

ベントガス流量については、実機にて想定される体積流量を網羅するよう、試験条件を設定している。

また、実機では二次隔離弁は中間開度に設定してベントを行うが、仮に二次隔離弁を全開とした場合の流量においても試験を実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。（『1. 超過流量状態における DF 性能について』参照）

### 【フィルタ装置内圧力】

フィルタ装置内圧力については、基本条件として常圧条件とした。

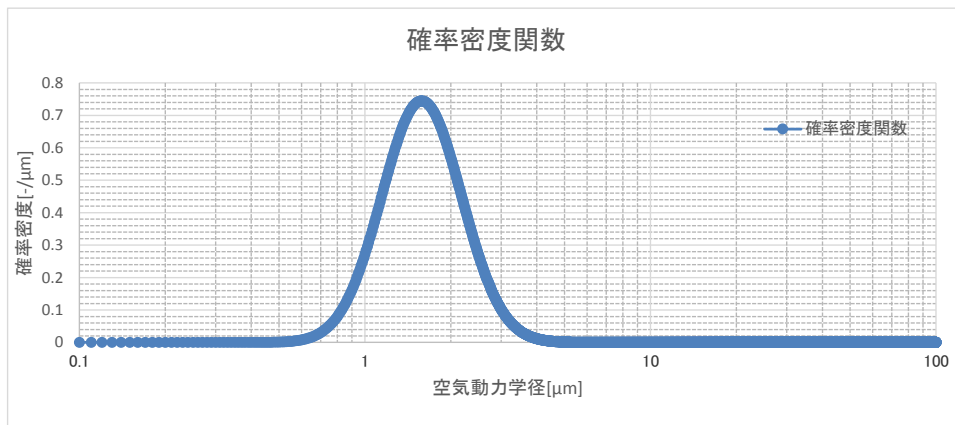
一方、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響を確認するため、フィルタ装置内圧力を 0.31MPa, 0.62MPa (gage) に加圧した状態で試験を実施し、実機で想定される径の粒子においては、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響はないことを確認している。（『2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について』参照）

第 8-1 表 フィルタ装置物理パラメータと試験条件

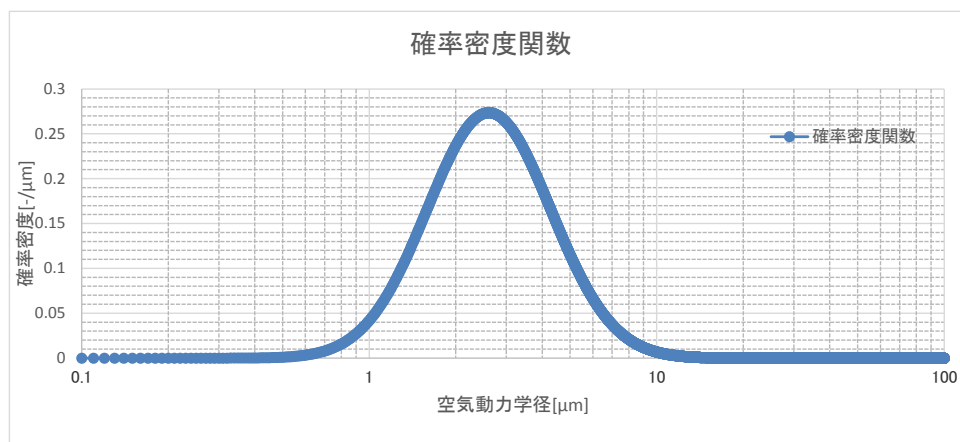
物理パラメータ	実機条件	試験条件
スクラバ水位	【実機運転時変動範囲】 1m～2.2m 【設定下限水位】 0.5m	【基本条件】 1m 【最低水位条件】 0.5m
スクラバ水温	【実機運転時変動範囲】 常温～飽和温度	【基本条件】 常温 【高温条件】 飽和温度
ベントガス性状	【実機運転時条件】 水蒸気（主成分）	【基本条件】 常温空気 【蒸気条件】 水蒸気
ベントガス流量	【実機運転時変動範囲】 14500m <sup>3</sup> /h～33000m <sup>3</sup> /h 【超過流量（二次隔離弁全開）】 37000m <sup>3</sup> /h	【基本条件】 33000 m <sup>3</sup> /h 相当 27000 m <sup>3</sup> /h 相当 13500 m <sup>3</sup> /h 相当 【超過流量条件】 37000 m <sup>3</sup> /h 相当
フィルタ装置内圧力	【実機運転時変動範囲】 0.03MPa (gage)～0.5MPa (gage)	【基本条件】 常圧 【圧力影響確認試験】 0.31MPa (gage) 0.62MPa (gage)

### 【エアロゾル粒径分布】

大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントならびに D/W ベント時のフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径は第 8-1, 2 図の通りとなる。W/W ベントにおいては約  $0.7\ \mu\text{m}$ ～約  $3.5\ \mu\text{m}$ 、D/W ベントにおいては約  $0.7\ \mu\text{m}$ ～約  $10\ \mu\text{m}$  の範囲で粒子が分布している。なお、第 8-1, 2 図にて粒子径を空気動力学径<sup>\*1</sup>にて示しており、物理径から空気動力学径へ換算するときの粒子密度としては、保守的にベント時にフィルタ装置に流入する主要核種のうち、密度の小さい CsOH の値を設定している。



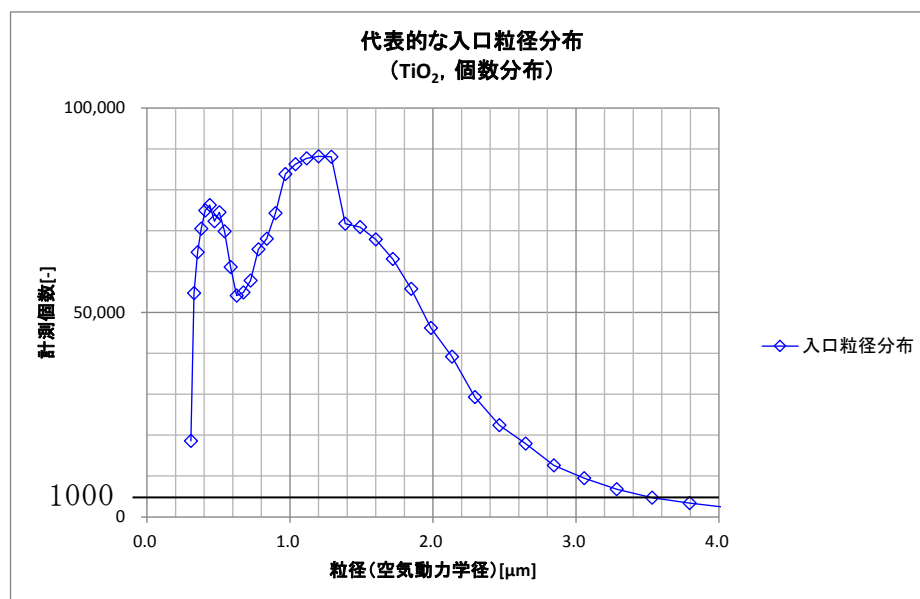
第 8-1 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, W/W ベント）



第 8-2 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント）

また、試験にて使用しているエアロゾルの粒径分布を第 8-3 図に示す。第 8-3 図より、約  $3.5\ \mu\text{m}$  までは粒子個数が 1000 個を超えており、DF1000 を計測可能である。フィルタ装置の捕捉メカニズムには拡散効果、慣性効果、重力沈降等が考えられるが、拡散効果以外の慣性効果、重力沈降速度等は、粒子径が大きい程 DF が大きくなる方向へ寄与する。拡散効果は粒子径が小さい程 DF が大きくなる方向に寄与するが、拡散による粒子捕捉効果が得られるのは、約  $0.1\sim 0.2\ \mu\text{m}$  よりも小さい粒子である。そのため、実機で想定される約  $0.7\ \mu\text{m}$  以上の粒子に対しては、拡散による捕捉効果は非常に小さく、それ以外の慣性力等のメカニズムによる捕

捉が支配的である。よって、実機で想定される粒子径領域においては、粒子径が大きい程 DF は大きくなると考えられる。フィルタ装置に流入するエアロゾルは  $3.5\mu\text{m}$  より大きいものも含まれるが、その DF は試験用エアロゾルで網羅できている小さい粒子径における DF よりも小さくなることはない。したがって、試験用エアロゾルが実機に流入するエアロゾルの粒径分布の大粒径側を網羅できていなくても、DF を保守的に評価することは可能である。



第 8-3 図 試験用エアロゾルの粒径分布

#### ※ 1 空気動力学径

異なる密度の粒子を同じ空気動力学特性を持つ密度  $1\text{g}/\text{cm}^3$  の粒子に規格化したものであり、空気動力学径が同じであれば、その粒子は密度や物理的な大きさとは関係なく、同じ空気動力学挙動を示す。

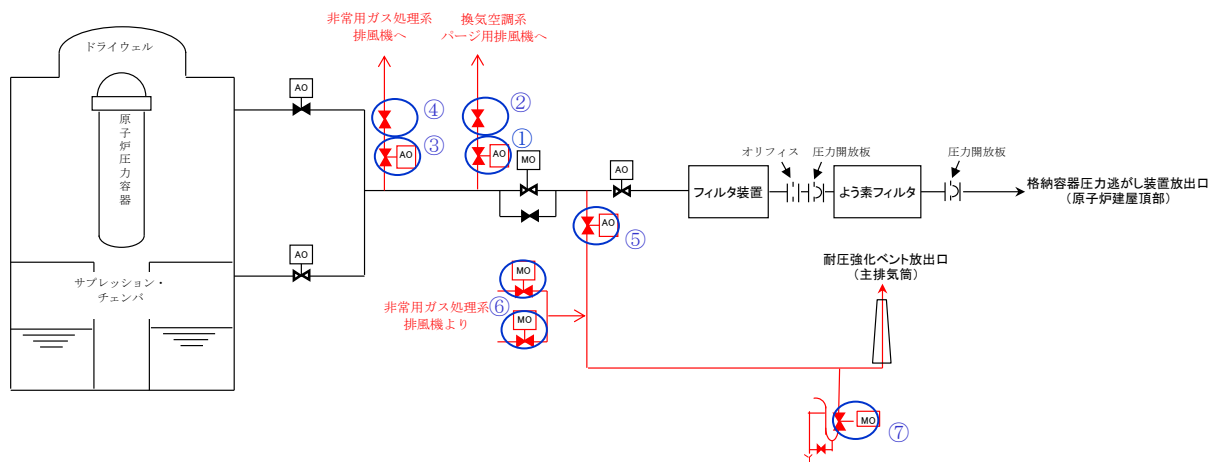
上記の特性から、フィルタ装置の性能評価においては、粒子の径として空気動力学径を用いている。

なお、物理的な粒子径を空気動力学径へ変換する際は、物理的な粒子径に粒子密度の平方根を乗じることで算出している。

## 別紙 1 9 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について

### 1 他系統の接続位置

格納容器圧力逃がし装置には、排気経路に非常用ガス処理系、換気空調系ならびに耐圧強化ベント系が接続されている。非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は、第 1 図に示す通り一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。また、耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され、耐圧強化ベント系には非常用ガス処理系が接続されている。また、格納容器圧力逃がし装置とそれぞれの系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し、格納容器圧力逃がし装置使用中に、格納容器圧力逃がし装置と確実に隔離できるようにし、ベントガスに含まれる水素が原子炉建屋に回り込むことを防止する設計としている。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置 接続他系統概略構成図

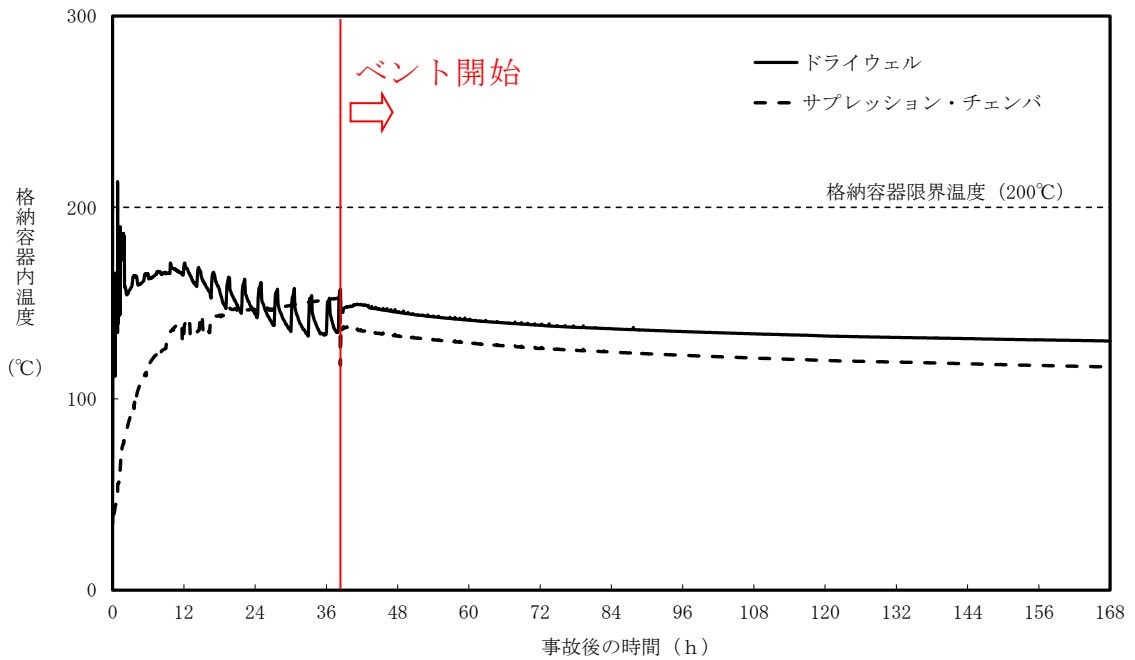
### 2 格納容器圧力逃がし装置運用時に他系統隔離弁が受ける負荷

炉心損傷後に格納容器圧力逃がし装置を運用する場合、まず二次隔離弁を「調整開」とし、次に一次隔離弁を「開」とすることで、格納容器ベントを開始する。そのため、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系、換気空調系、ならびに耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置を隔離している弁は、一次隔離弁を「開」操作し、格納容器ベントを開始するタイミングで、ベントガスと接することとなる。

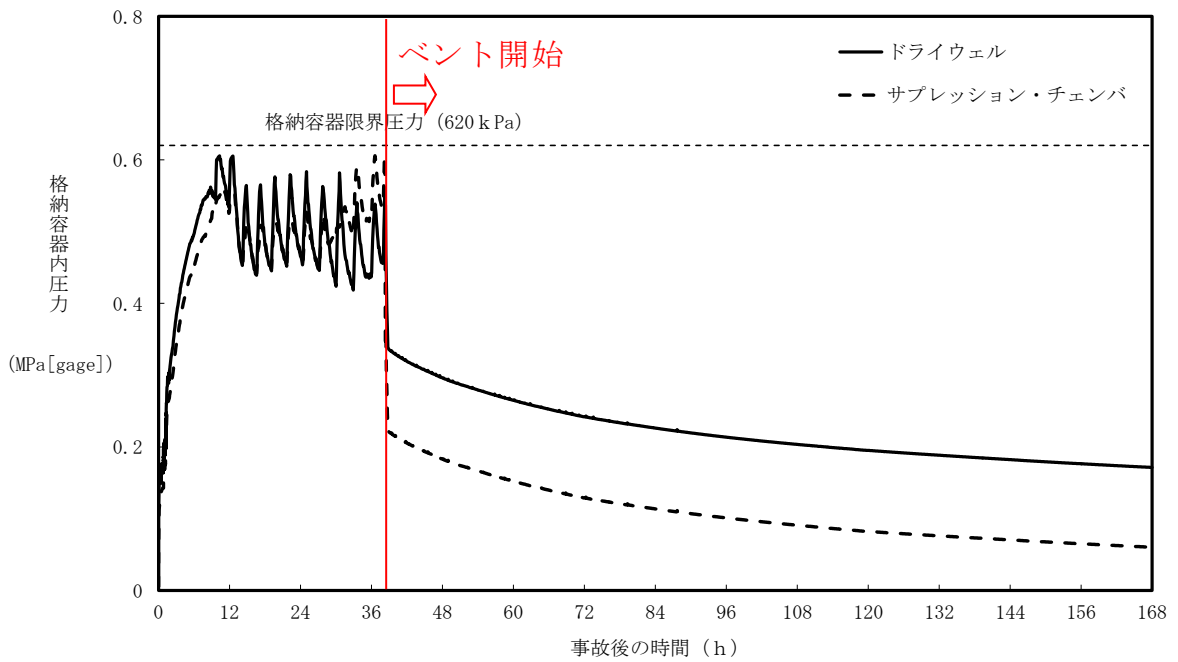
ここで、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁の部分におけるベントガスの温度・圧力は、格納容器から当該弁までの配管部におけるエネルギー損失により、格納容器の温度・圧力よりも小さな値となる。大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失シナリオにおける格納容器の温度・圧力の推移は第 2, 3 図の通りとなる。

第 2 図より、格納容器の温度はベント開始後 200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される温度も 200℃以下となる。また、第 3 図より、格納容器の圧力はベント開始直前に PCV の設計圧力の 2 倍となるが、ベント開始後は即座に圧力が低下している。そのため、格納容器

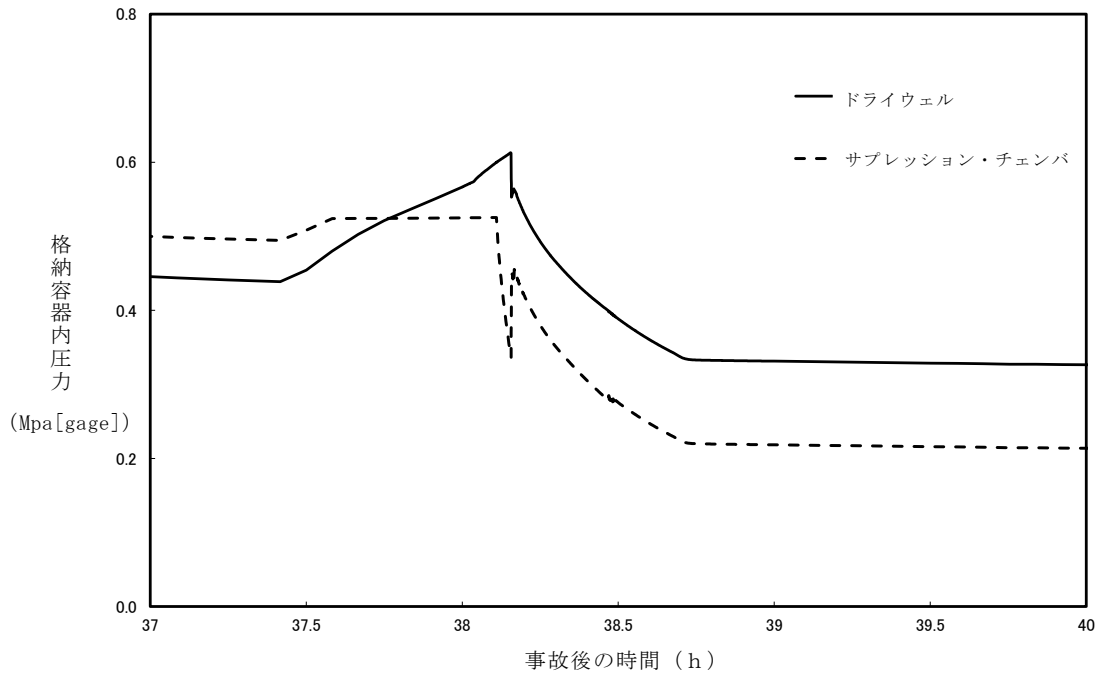
圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される圧力も PCV の設計圧力の 2 倍以下となる。



第 2 図 格納容器温度推移（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失シナリオ）



第 3 図 格納容器圧力推移（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失シナリオ）



第4図 格納容器圧力推移 (ベント初期部拡大)

一方、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する①～⑥の弁は、弁シール材にEPゴムを用いたバタフライ弁としている。EPゴムシール材のバタフライ弁については、200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力に晒した状態において、シール機能を確保可能であることを確認している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁のシール機能は確保可能である。また、シール機能をより強化するため、各弁のシール材をより耐環境性に優れた改良EPDMへ変更する。⑦の弁は玉型弁であり、弁座シールはメタルタッチであることから、耐温度、耐圧力性能は非常に高く(圧力クラス600LB)、格納容器圧力逃がし装置使用時において、弁のシール機能を確保可能である。

格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁の駆動方式、状態、圧力クラス、採用理由について第1表にまとめる。第1表に記載の通り、格納容器圧力逃がし装置から他系統を隔離する1つめの弁(一次隔離弁)については、事故時に確実に「閉」動作するよう、Failure Closeの空気駆動弁を採用している。

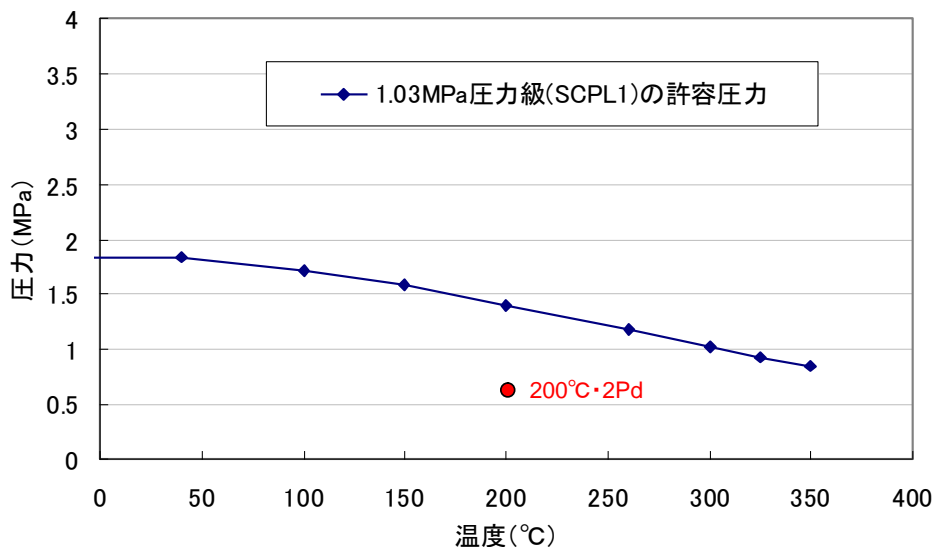
また、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、全て圧力クラスを150LB、ならびに600LBとしており、第5、6図に示す通り200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力は、許容圧力を下回る。そのため、200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力に対して、耐圧部の強度に問題はない。

以上より、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、晒される環境条件に対して、隔離機能を有すると考える。

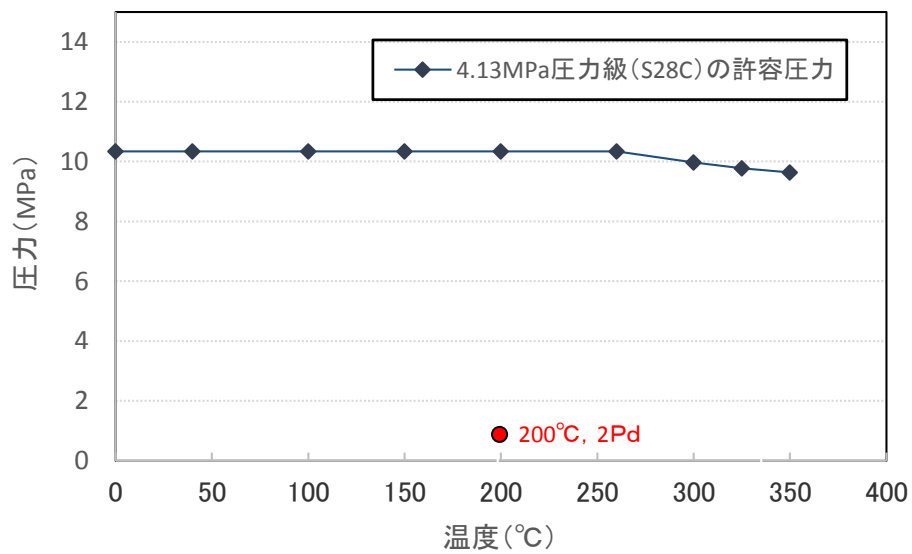
第1表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

系統名称	一次隔離弁			二次隔離弁			採用理由
	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FCの空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
非常用ガス 処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FCの空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
耐圧強化 ベント系 ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	150	電動 駆動	NC	150	<p>■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FCの空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁） 電動駆動弁が採用されている。</p>
				電動 駆動	NO	600	





第5図 150LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果  
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)



第6図 600LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果  
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)

### 3. 分岐点から他系統隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

6号炉及び7号炉について、格納容器圧力逃がし装置と接続される他系統との隔離弁までの配管口径及び容積等を第2表、系統図を第7図、鳥瞰図を第8図及び第9図に示す。

ベント時において、これら他系統と隔離弁までの閉止空間における水素滞留の評価を「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）」に基づき実施した。

評価の結果、6号炉の換気空調系の隔離弁までの配管、及び耐圧強化ベント系への二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁バイパス弁までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

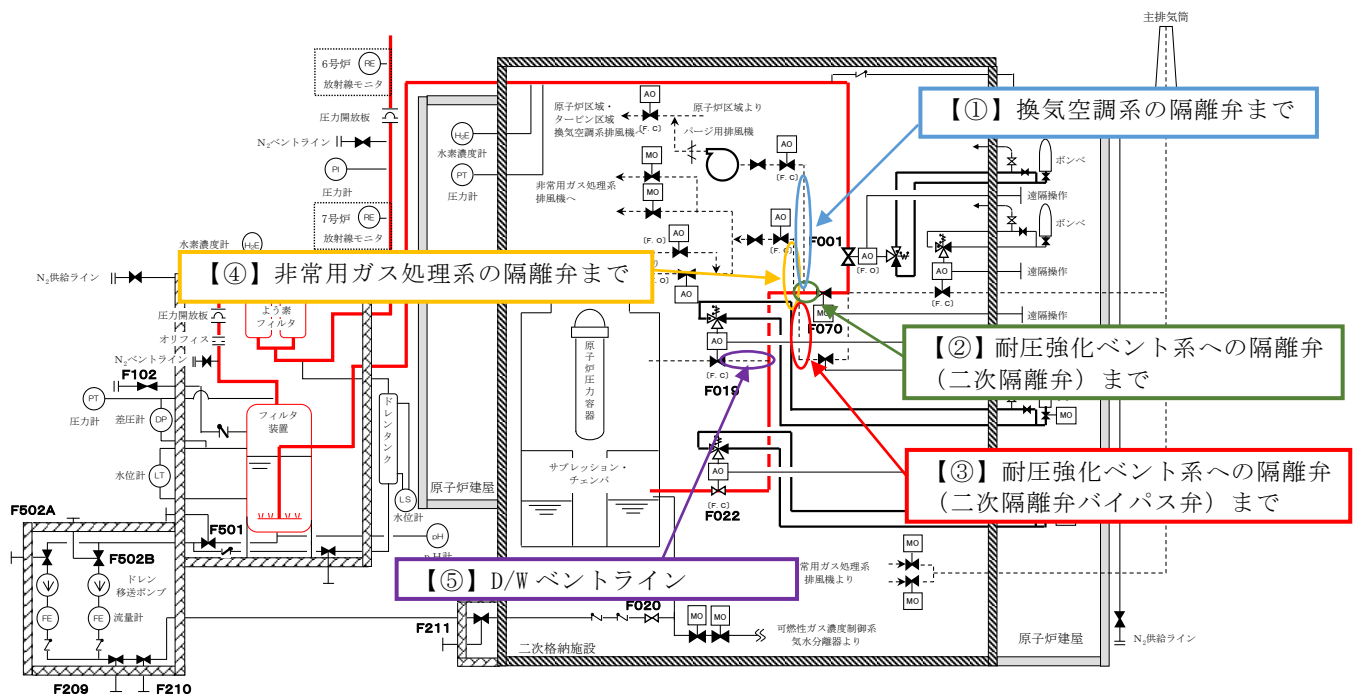
一方、6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系の隔離弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁までの配管については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、水素が滞留する可能性がある。そのため、ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。

また、7号炉においては、W/Wベント時にD/W側一次隔離弁までの配管合流部において水素が滞留する可能性がある。そのため、W/Wベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。一方で6号炉については、W/Wベント時においては配管合流部よりD/W側一次隔離弁、D/Wベント時においては配管合流部よりW/W側一次隔離弁までが水平枝管（下り勾配）であるため、水素が蓄積することはない。

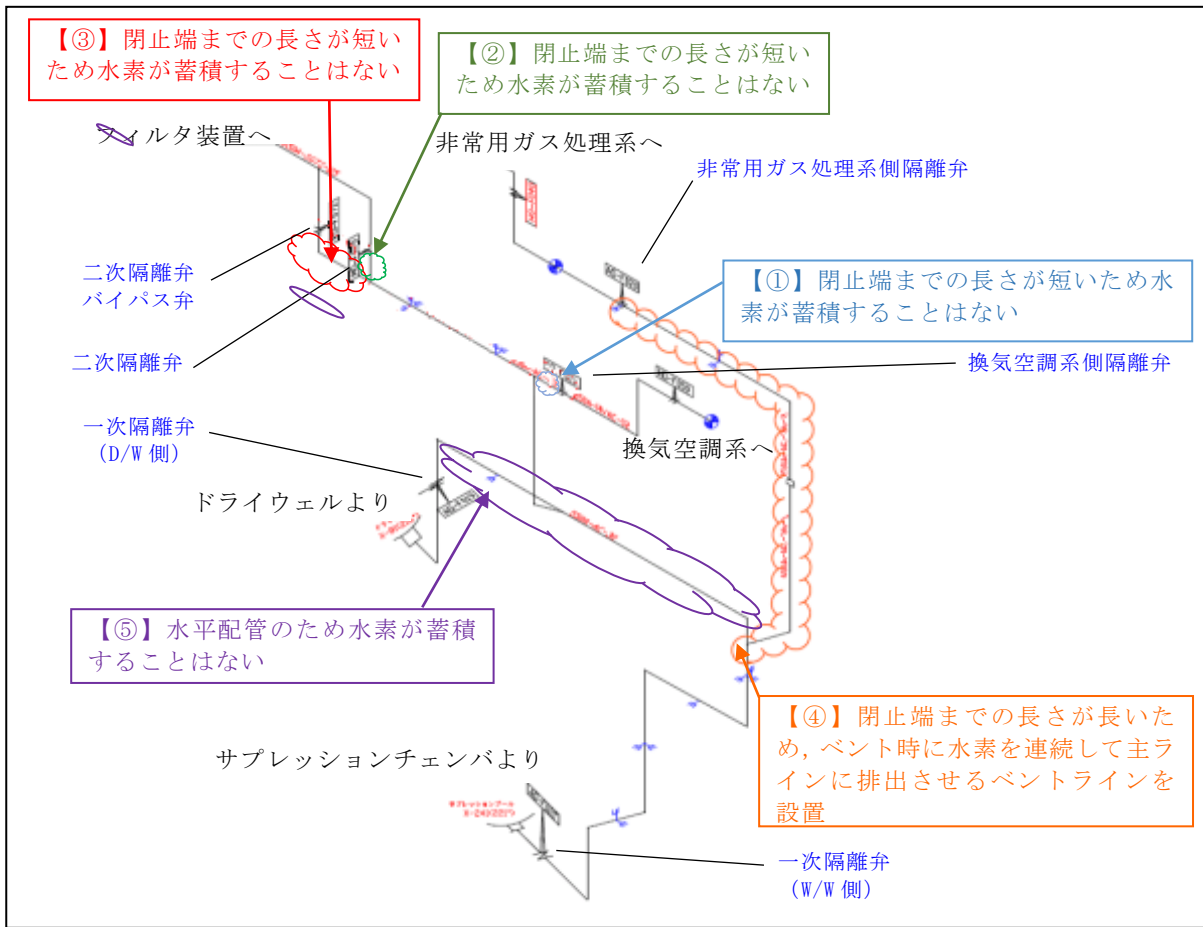
上記を踏まえて、水素滞留防止のために設置するベントラインの設置箇所を第10図～第12図に示す。

第2表 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管口径及び容積等

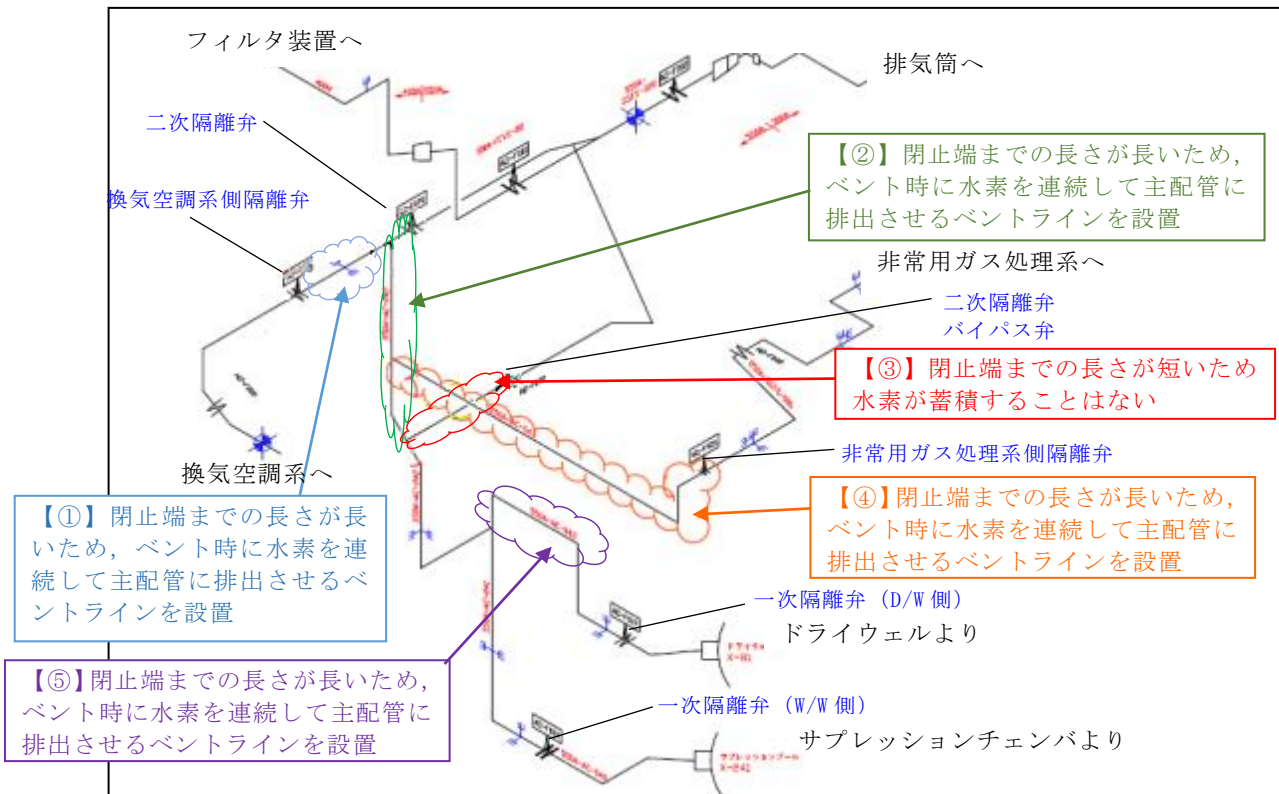
号炉	No	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m <sup>3</sup> )	対応方針
6	①	換気空調系	550A	0.7	0.2	対策不要
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	0.8	0.2	対策不要
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	2.4	0.6	対策不要
	④	非常用ガス処理系	400A 250A	2.0 11.8	0.9	ベントライン設置
7	①	換気空調系	550A	1.3	0.3	ベントライン設置
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	3.1	0.8	ベントライン設置
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	1.1	0.3	対策不要
	④	非常用ガス処理系	250A	4.5	0.3	ベントライン設置
	⑤	D/W ベントライン	550A	9.7	2.3	ベントライン設置



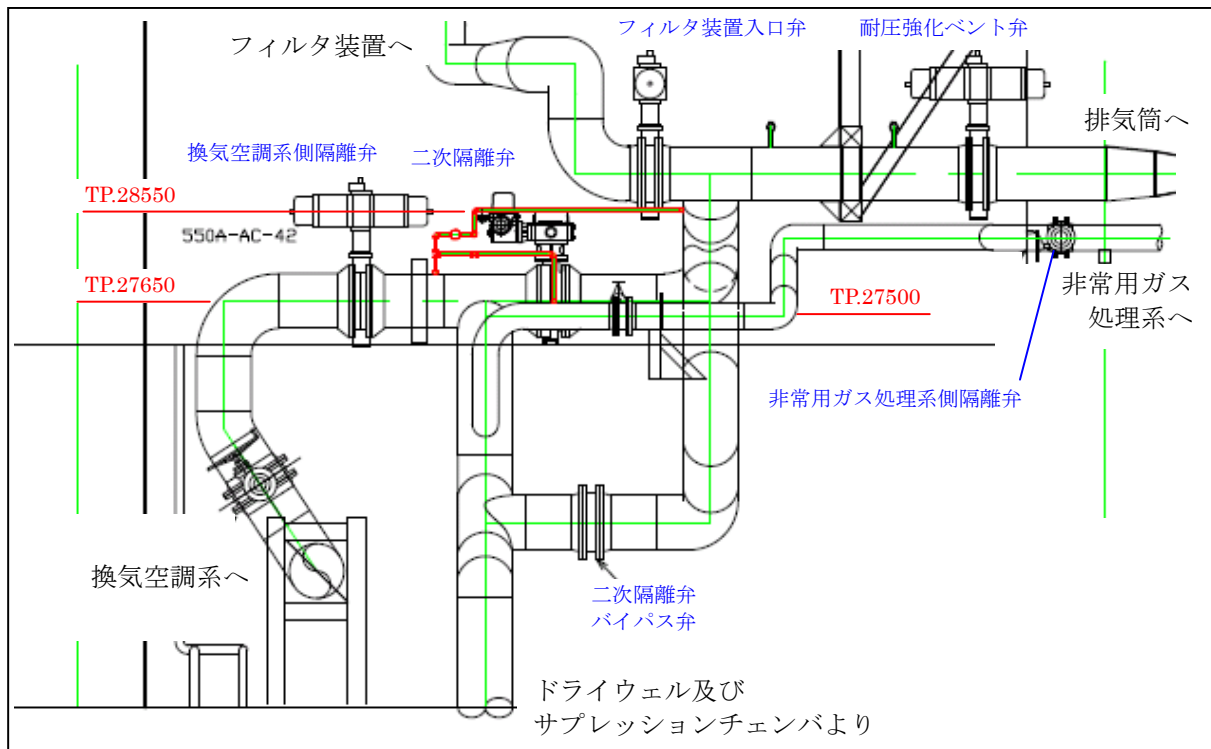
第7図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



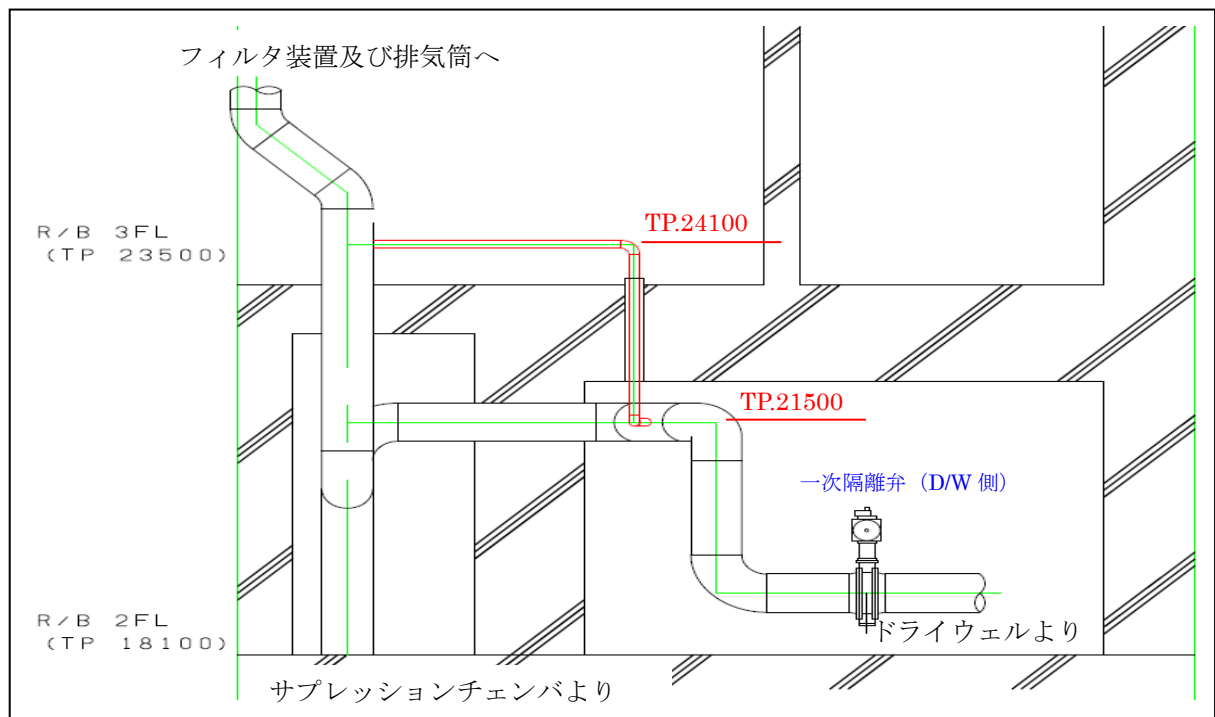
第 8 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（6号炉）



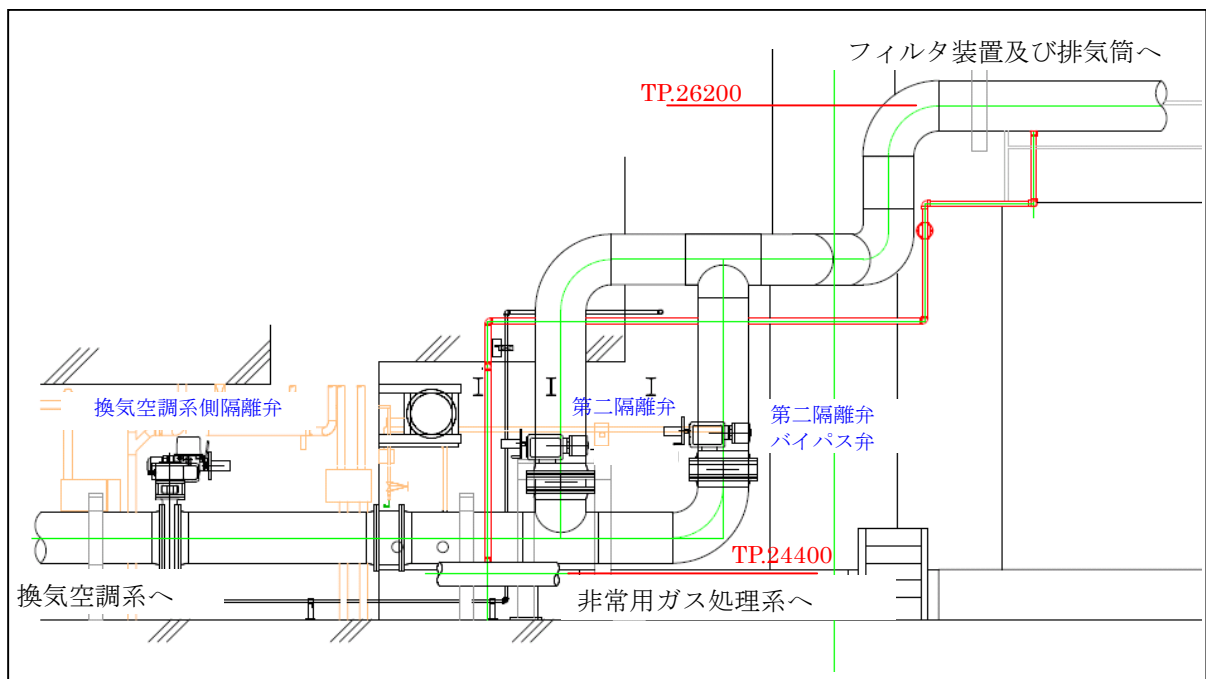
第 9 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図（7号炉）



第 10 図 非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管隔離弁に対するバイパスラインの設置位置図（7号炉）



第 11 図 D/W ベントラインに対するベントラインの設置位置図（7号炉）



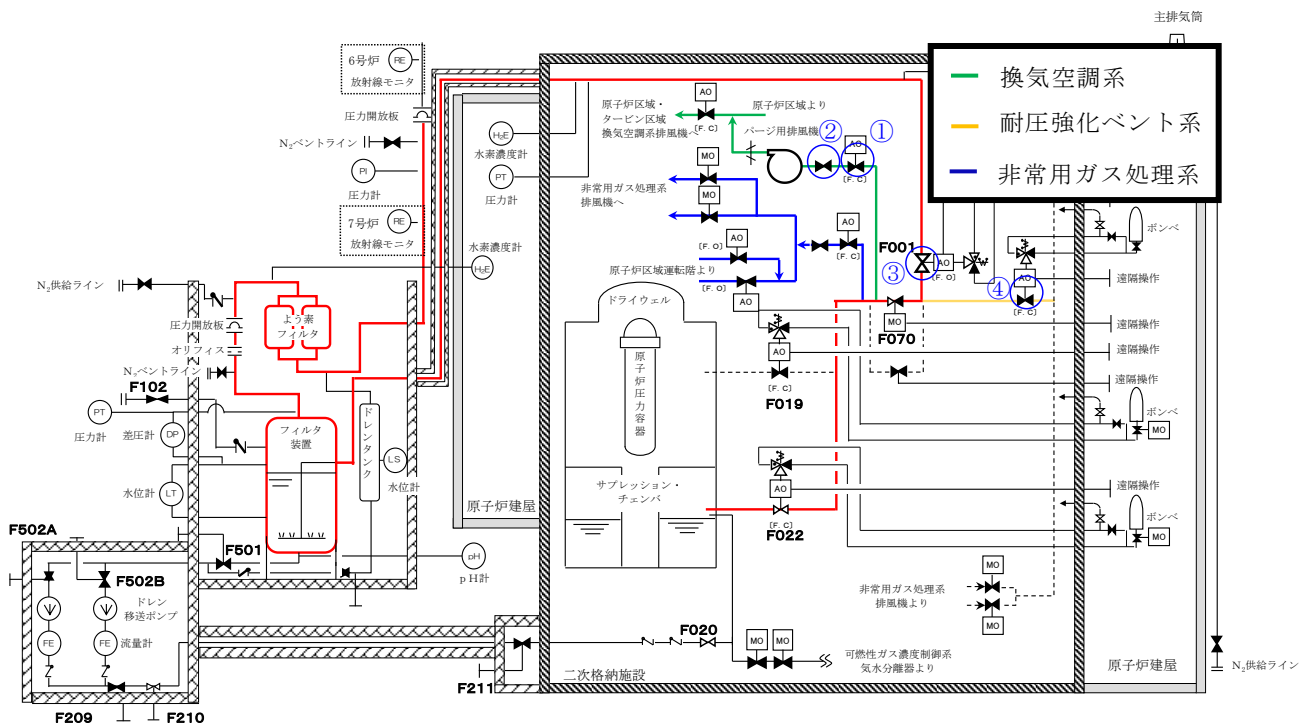
第 12 図 非常用ガス処理系までの配管隔離弁に対するベントラインの  
設置位置図（6号炉）

#### 4 格納容器圧力逃がし装置運用時における他系統使用との干渉

格納容器圧力逃がし装置と接続する系統は、換気空調系、耐圧強化ベント系、非常用ガス処理系がある。(第13図参照)

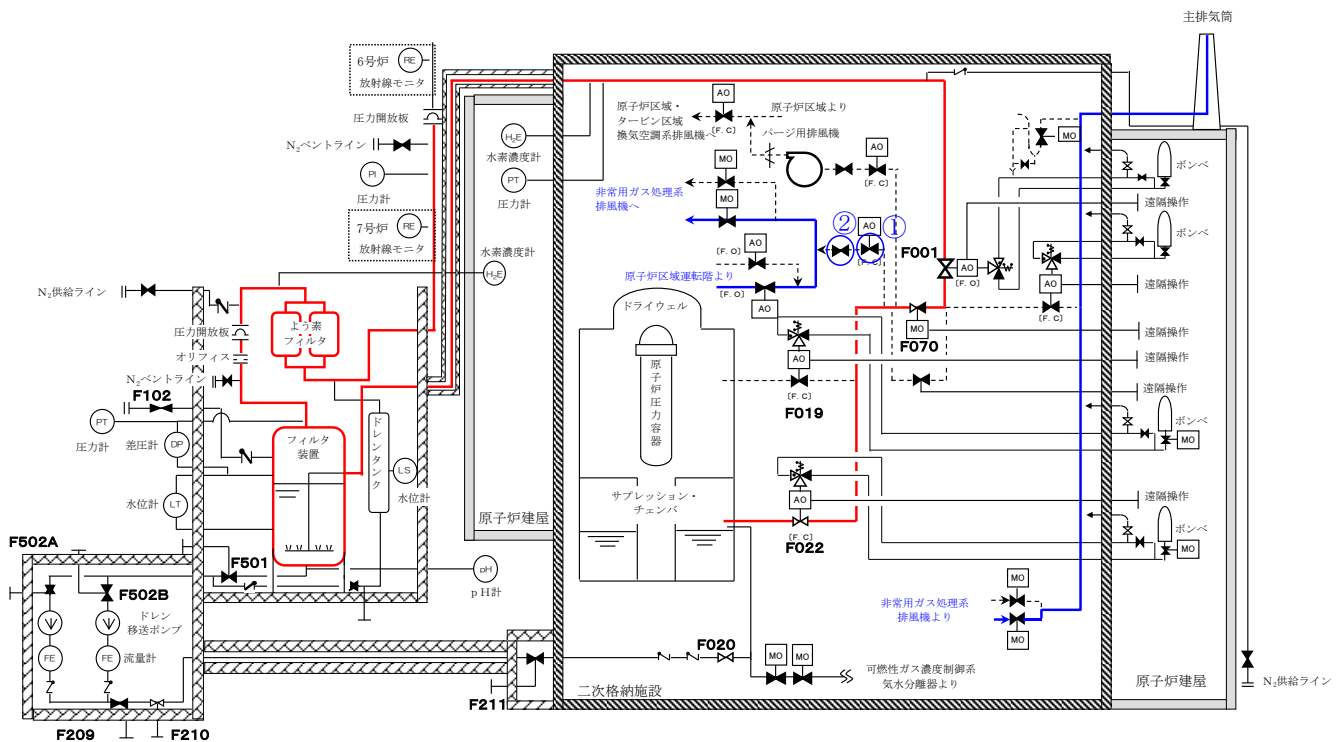
格納容器圧力逃がし装置に接続される換気空調系のラインは、通常時のプラント起動・停止時に格納容器内を窒素・空気に置換するためのものであり、事故時に格納容器圧力逃がし装置と同時に使用することはない。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置と換気空調系を隔離する①②の弁が「閉」であっても問題はない。

格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は、③④の弁により使用する系統を選択することができる。また、格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は同時に使用することはない。



第13図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

格納容器圧力逃がし装置と非常用ガス処理系の使用時における系統構成を第14図に記載する。第14図に記載の通り、非常用ガス処理系使用時は原子炉区域運転階より原子炉建屋内のガスを吸気し、非常用ガス処理系排風機ならびにフィルタを通した後に主排気筒へ排気する。そのため、非常用ガス処理系使用時には、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系のラインは使用しない。よって、当該ラインに接続される①②弁については、非常用ガス処理系使用時において「閉」となっているにもかかわらず非常用ガス処理系の機能に影響を与えるものではない。



第14図 格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系使用時の系統構成

以上より、格納容器圧力逃がし装置と接続する換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系は、格納容器圧力逃がし装置と接続していることで、その系統の機能に影響を与えることのない設計としている。



## 別紙 27 スクラバ水の設定について

### 【待機時薬液濃度の設定】

水スクラバの無機よう素に対する 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、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- 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

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は、これらの要因を考慮しても pH が  以上を維持できるよう設定する必要がある。

そこで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を評価する。

#### ① 格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が、熱ならびに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し、スクラバ水の pH を低下させる。格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mo1]<sup>※1</sup>と評価している。そのため、この酸を中和するため、水酸化物イオンも 330[mo1]消費される。

※1 原子炉圧力容器が破損し、炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は、下部ドライウエルが局所的に高温になり、下部ドライウエルに接続されるケーブルの被覆材が熱分解する可能性がある。ここでは、保守的に格納容器内のケーブルの被覆材の全量が熱分解されるものと仮定し、HCl の生成量を評価した。熱分解により生成された HCl については、ドライウエルスプレイにより気相部から除去されるとともに、格納容器内に保持されている間、水蒸気と共にサプレッション・プールに移行し複数回スクラビングを受けることから、ドライウエルスプレイによる除去効果及びサプレッション・プール水によるスクラビング効果を考慮してフィルタ装置への流入量を評価した。

なお、格納容器ベント実施後においては、ケーブルが存在する格納容器気相部の線量率が低下することから、放射線分解による HCl の生成量は無視できるものと考えられる。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_1 \times 1 / (DF_1 \times DF_2) \\
 &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\
 &= 330 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q<sub>1</sub> : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

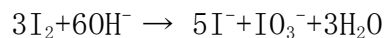
DF<sub>1</sub> : ドライウェルスプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF<sub>2</sub> : サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数

(10: 発電用軽水型原子炉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 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員  
会)) [-]

## ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化化物イオンの消費

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通り、1 [mol] の無機よう素を捕捉するためには、2 mol の水酸化化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、5.22 [mol]<sup>※2</sup> 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、水酸化化物イオン 10.44 [mol] が消費される。

※2 無機よう素のフィルタ装置への流入量は、格納容器内での沈着や、サプレッション・プール水によるスクラビング効果を考慮し、以下の式により評価する。ここで、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_0 \times F \times g \times 1 / (DF_1 \times DF_2 \times DF_3) \times 1/M \\
 &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1 / (2 \times 10 \times 1) \times 1/254 \\
 &\sim 5.22 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : 無機よう素のフィルタ装置への流入量 [mol]

q<sub>0</sub> : 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<sub>1</sub> : 格納容器内での沈着による除去係数 (2: Standard Review Plan 6.5.5) [-]

DF<sub>2</sub> : サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数

(10: 発電用軽水型原子炉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 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員  
会))[-]

DF<sub>3</sub>: ドライウェルスプレイによる除去係数(1)[-]

M: 無機よう素の分子量 (254) [-]

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  
待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張って  
おり、水量は 23670[l]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 2.2[m]であることから、水量は 38750[l]へ増  
加する。そのため、スクラバの薬液濃度は  $23670/38750=0.61$  倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置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 23670[l]であるため、添加する NaOH の量は  $23670 \times [ ] \times [ ]$   
[kg]=[ ] [mol]となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は  $330+10.44=340.44$ [mol]であ  
るため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は  
[ ] -  $340.44 = [ ]$  [mol]となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の  
量は 38750[l]である。そのため、水酸化物イオン濃度は  
[ ] /  $38750 = [ ]$  [mol/l]となり、pHは [ ]となる。

よって、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [ ] [wt%]とすると、①②  
③の要因を考慮した後の 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、フィル  
タ装置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。

### 【ラジオリシスによる pH の変化】

フィルタ装置スクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線に晒される。この放射線により、スクラバ水が放射線分解し、pH が酸性側にシフトしてしまうと、所望の無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性がある。

そこで、放射線分解シミュレーションにより、スクラバ水に想定される高温の放射線照射環境下において、スクラバ水の pH がどのように変化するかの評価を実施した。評価の条件を第 1 表に示す。

第 1 表 放射線分解シミュレーション条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ FACSIMILE
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水の放射線分解収量，分解生成物の反応式リスト，反応速度定数：文献<sup>1)</sup>より設定</li> <li>・ 高温での水酸化ナトリウム解離定数：文献<sup>2)</sup>より設定。</li> </ul>
スクラバ水の条件	<p>【ケース 1：スクラバ水温 100℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラバ水温度：100℃</li> <li>・ 雰囲気：脱気</li> <li>・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h<sup>※1</sup></li> <li>・ 照射時間：7 日間</li> <li>・ 初期 pH：12.5（20℃における値）</li> </ul> <p>【ケース 2：スクラバ水温 200℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラバ水温度：200℃</li> <li>・ 雰囲気：脱気</li> <li>・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h<sup>※1</sup></li> <li>・ 照射時間：7 日間</li> <li>・ 初期 pH：12.5（20℃における値）</li> </ul>

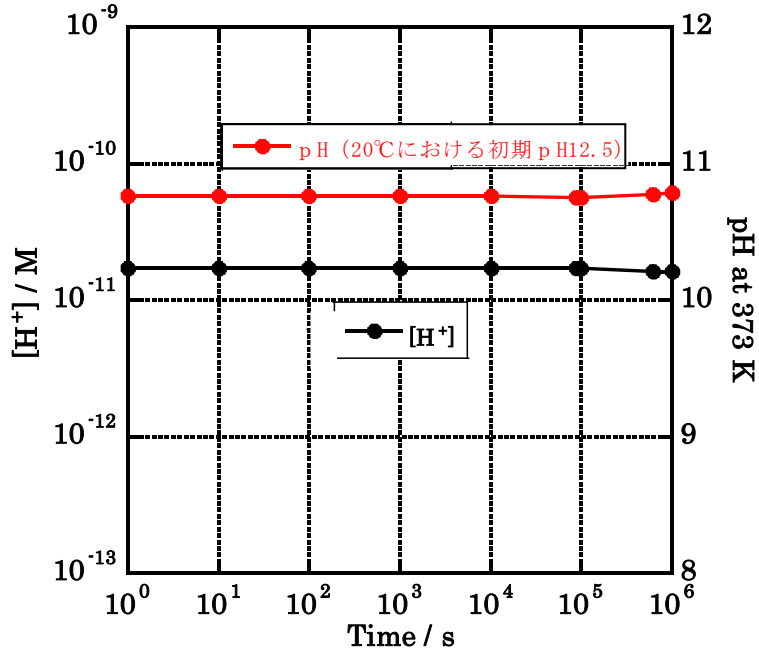
文献<sup>1)</sup>：A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009)

文献<sup>2)</sup>：Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

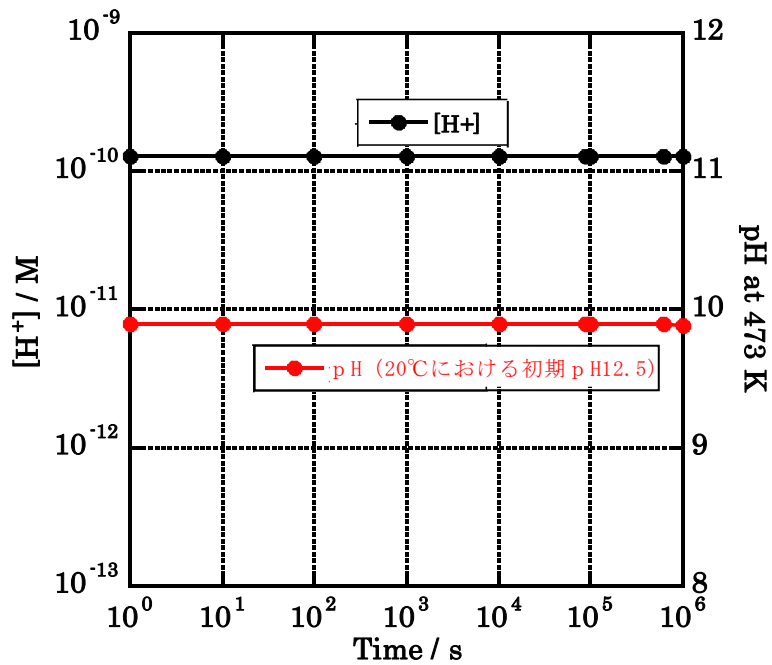
※1 大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失，D/W ベントシナリオにて想定される線量率の約 10 倍

第 1 表の条件にて放射線分解シミュレーションを実施したところ、スクラバ水 pH の時間推移は第 1 図，第 2 図の通りとなった。第 1 図，第 2 図より、いずれのケースにおいても、H<sup>+</sup>濃度はほとんど変化しておらず、そのためスクラバ水の pH もほとんど変化しないことがわかった。

よって、スクラバ水の放射線分解による pH の変化はほとんど生じないことから、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。



第1図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 100℃)



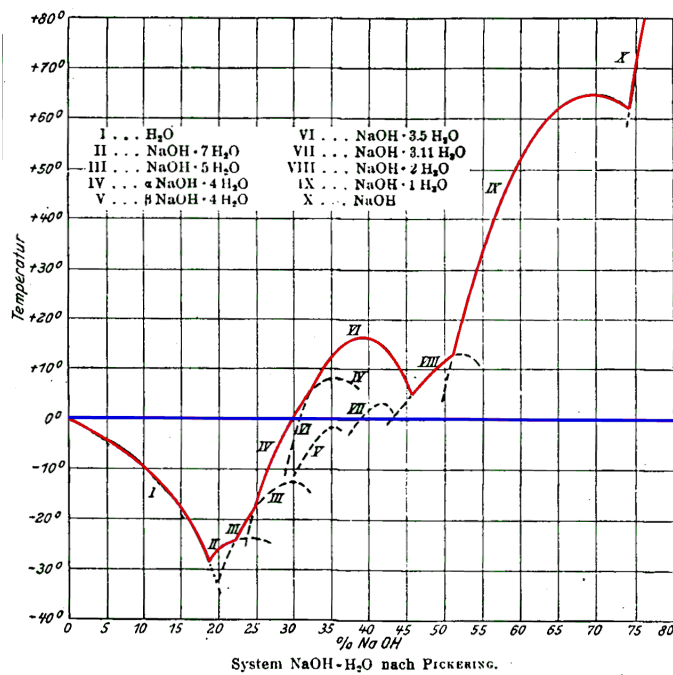
第2図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 200℃)

【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、第3図の通り示されている。第3図より、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。フィルタ装置は保温材を敷設しており、スクラバ水は 0℃ 以上となる。よって、フィルタ装置待機中に 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、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はラプチャディスクにより外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルタ装置を使用すると、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。



第3図 NaOH の水系相平衡図

## 【水位の設定】

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位を設定し、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。

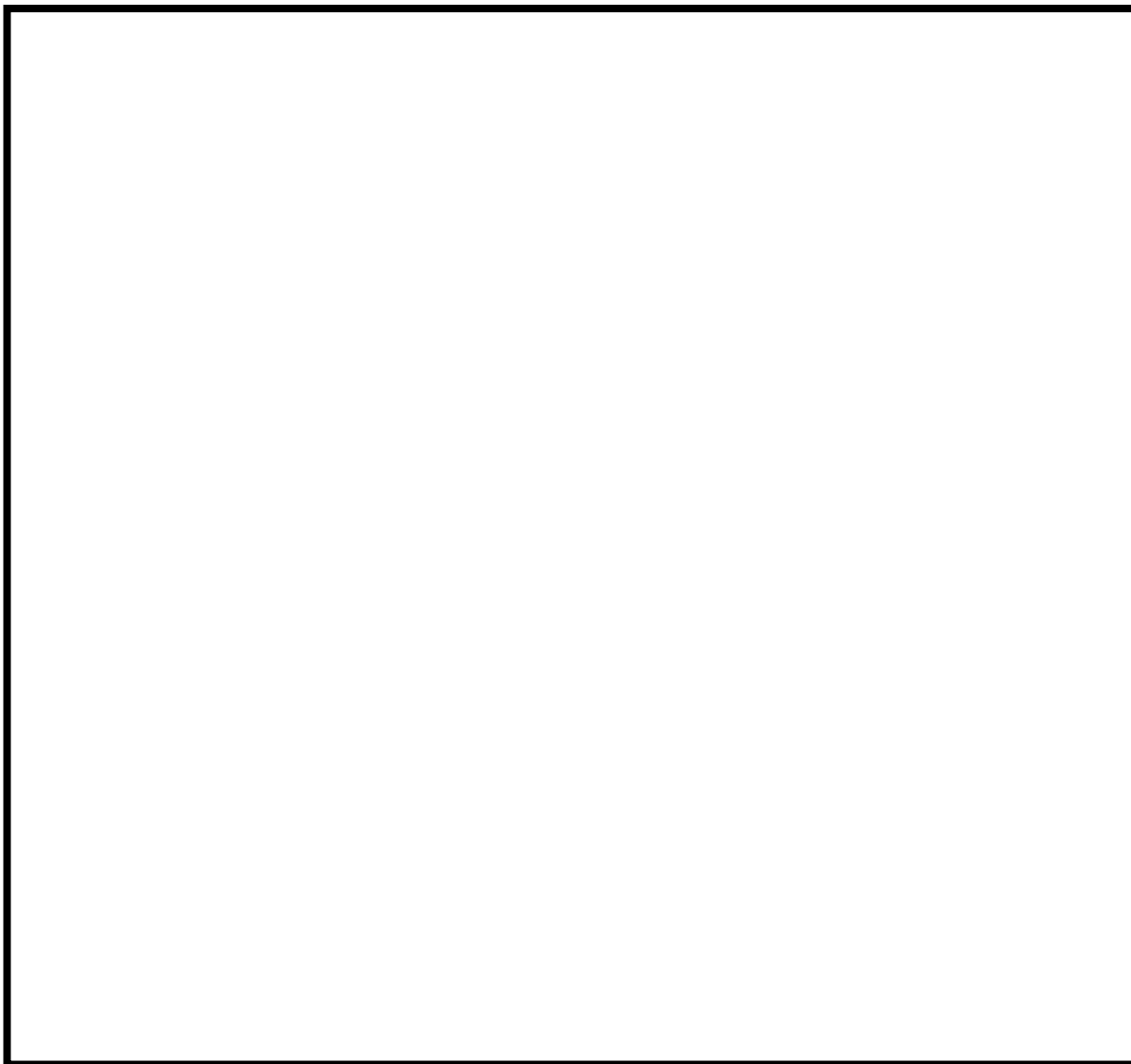
### ① 下限水位

- ・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。

### ② 上限水位

- ・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、第4図の通り、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、ならびに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、以下の『スウェル試験』により確認し、その結果、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第4図 フィルタ装置構造図



(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（スウェル）量と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

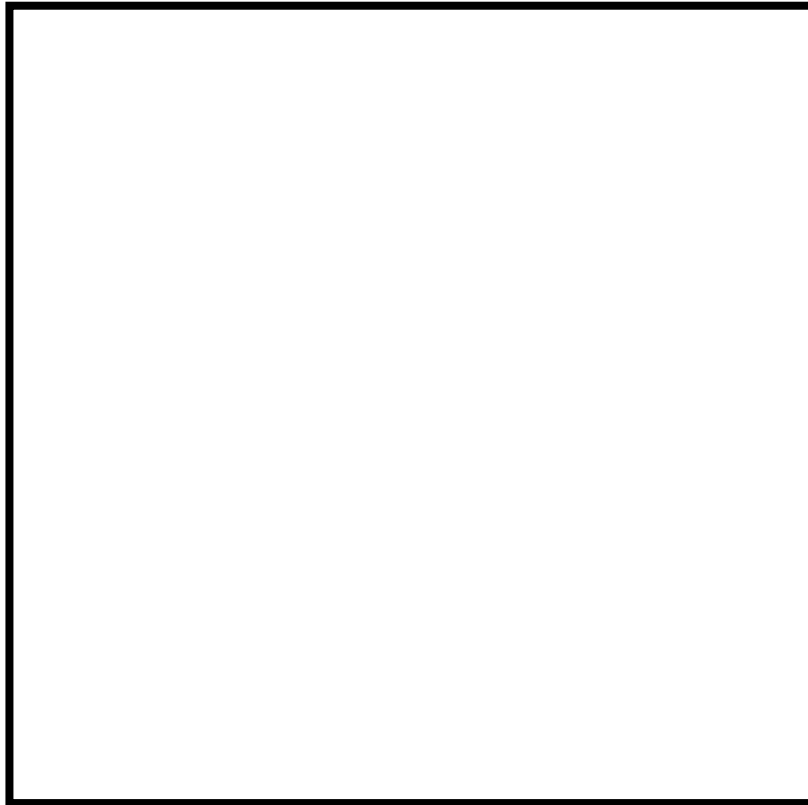
試験条件は第2表に記載の通り、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に大きくし、スクラバ水の吹き上がり量を目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、吹き上がり高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは常温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく    [wt%] の NaOH を溶解した。

第2表 スウェル試験条件一覧表

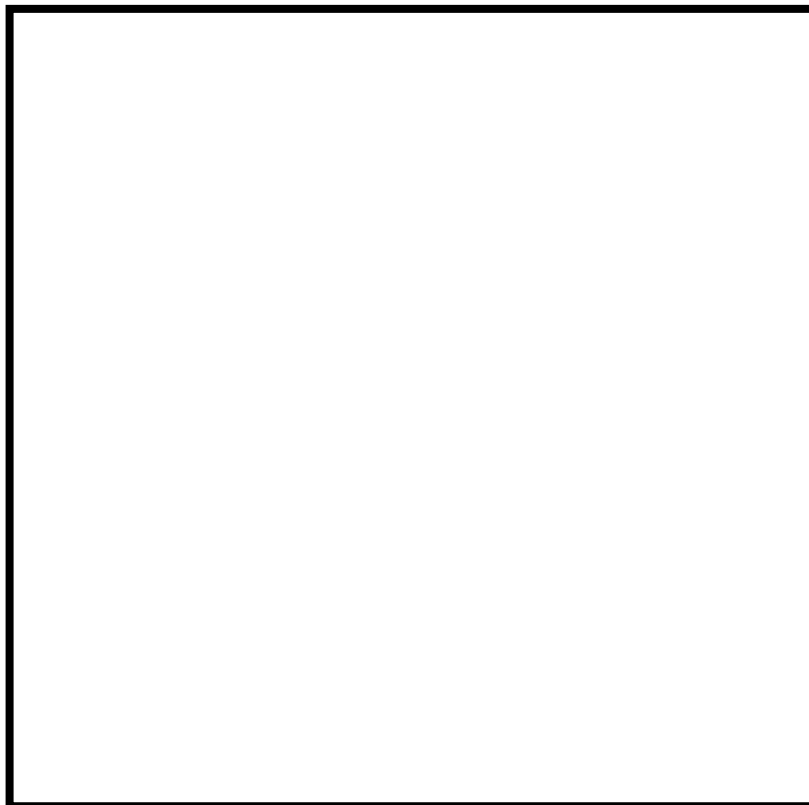
項目	条件
試験装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実機高さ試験装置</li> <li>スクラバノズル本数は1本（実機は140本）、断面積は実機の1/140</li> </ul>
試験ガス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気</li> </ul>
ガス・スクラバ水温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常温</li> </ul>
スクラバ水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd相当流量試験時)</li> <li>・2m, 2.5m (最小流量相当試験時)</li> </ul>
ガス体積流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2Pd相当流量</li> <li>・最小流量相当</li> </ul>
薬液濃度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・NaOH <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;">  </span> wt%</li> </ul>

上記条件にて試験を実施した結果、スクラバ水の吹き上がり量は第5, 6図の通りとなった。第5図に示す通り、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、第6図の通り、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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

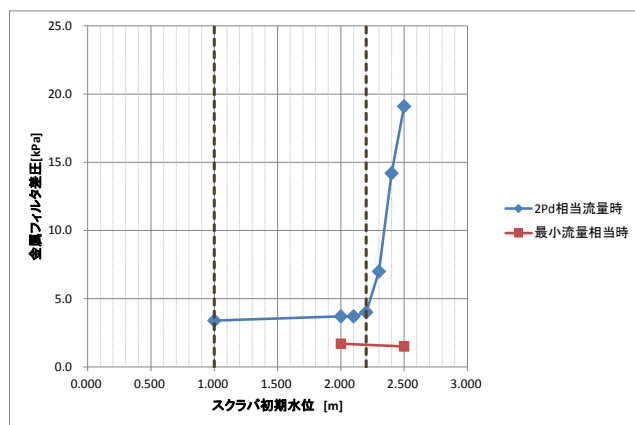


第5図 吹き上がり量目視確認試験結果（2Pd相当流量時）



第6図 吹き上がり量目視確認試験結果（最小流量相当時）

また、金属フィルタの差圧は第7図の通りとなった。第7図に示す通り、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、やはり金属フィルタの一部が水没してしまうと、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。



第7図 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、実機最大流量時の吹き上がり高さを考慮して、スクラバノズル上端+2.2mに設定する。

一方、フィルタ装置が最大流量となるのは、格納容器圧力 2Pd にてベントを開始した直後であり、スクラバ水位は低い状態である。ベントガスの凝縮によりスクラバ水位が上昇して上限水位に到達する時には、ベント開始から十分時間が経過しており、ベントガスの流量は最大流量と比較して十分小さくなっている。

そのため、水スクラバの水位が高い状態と、ベントガスの流量が大きい状態を組み合わせ設定した上限水位は、非常に保守的である。

## 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器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、各作業場所における線量影響を評価する。

また、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。なお、線量影響の評価に当たっては、「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」（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

ここでは、格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯を第 1 表及び第 1-1 図から第 2-5 図に示す。

### 2. 想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、仮に 6 号炉及び 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。

なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

### 3. 評価経路

格納容器ベント実施前においては、二次格納施設内からのガンマ線の影響を受ける。また、格納容器ベント実施後においては、格納容器ベント前の被ばく経路に加え、格納容器ベントに伴い大気中に放出された放射性物質並びに格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及び配管内の放射性物質

からのガンマ線の影響を受けることになる。各作業で評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。また、被ばく経路の概念図を第 3-1 図及び第 3-2 図に示す。

#### 4. 評価方法

##### (1) 格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質

原子炉建屋外の作業エリアにおいては、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、作業エリアの位置、建屋の配置と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する。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については、ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価する。

原子炉建屋内の作業エリアにおいては、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による実効線量を、QAD-CGGP2R コードを用いて評価する。

##### (2) 大気中へ放出される放射性物質

大気中へ放出された放射性物質による作業エリアでの被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量をもとに、大気拡散効果及び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て実効線量を評価する。

##### (3) フィルタ及び配管内の放射性物質

フィルタ及び配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、フィルタ及び配管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、作業エリアの位置、フィルタ及び配管の位置と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する。評価に当たっては、MCNP5 コード及び QAD-CGGP2R コードを用いる。

#### 5. 評価条件

主な評価条件を第 2-1 表～第 2-6 表に示す。

#### 6. 評価結果

格納容器ベント (W/W ベント) の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 3-1 表、第 3-2 表に示す。また、格納容器ベント (D/W ベント) の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 4-1 表、第 4-2 表に示す。

最も被ばく量が大きくなるのは、屋外で行う水位調整または、屋内で行う格納容器二次隔離弁の開操作であり、6 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 47mSv、D/W ベント時は約 45mSv、7 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 46mSv、D/W ベント時は約 45mSv となる。従って、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、第 3-1 表～第 4-2 表の評価結果は、第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載しており、その他の時間帯における線量影響は前述の評価結果以下となる。従って、第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。

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量が、炉心損傷後の格納容器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。

第1表 格納容器ベント実施前後の作業及び被ばく経路

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		格納容器二次隔離弁 の開操作	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	格納容器一次隔離弁の開 操作	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への 薬液注入	排水ラインの 窒素バージ	ドレンタンク 排水
		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
格納容器から原子炉 建屋に漏えいする放 射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射 性物質からのガンマ線による外 部被ばく	○	○	○	○	○	○	○
大気中へ放出される 放射性物質	大気中へ放出された放射性雲中 の放射性物質からのガンマ線に よる外部被ばく	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>	○	○	○	○	○
	大気中へ放出された放射性雲中 の放射性物質を吸入摂取するこ とによる内部被ばく	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>	— (大気中の放射性物質の 屋内への流入は無いもの と想定した)	○	○	○	○
	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 による外部被ばく	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>	○	○	○	○	○
フィルタ及び配管内 の放射性物質	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 びに配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	○	— (屋内の配管中の線源と の間に十分な遮へいがあ るため、影響は軽微であ り無視できる)	○	○	○	○	○
作業開始時間 (事象開始後)		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 <sup>※1</sup> D/W ベント時：79 時間後 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>
作業時間 (作業場所へのアクセス時間を含む)		60 分間	60 分間	25 分間	135 分間 (現場滞在は 60 分間 <sup>※3</sup> )	60 分間 <sup>※3</sup>	60 分間 <sup>※3</sup>	60 分間 <sup>※3</sup>

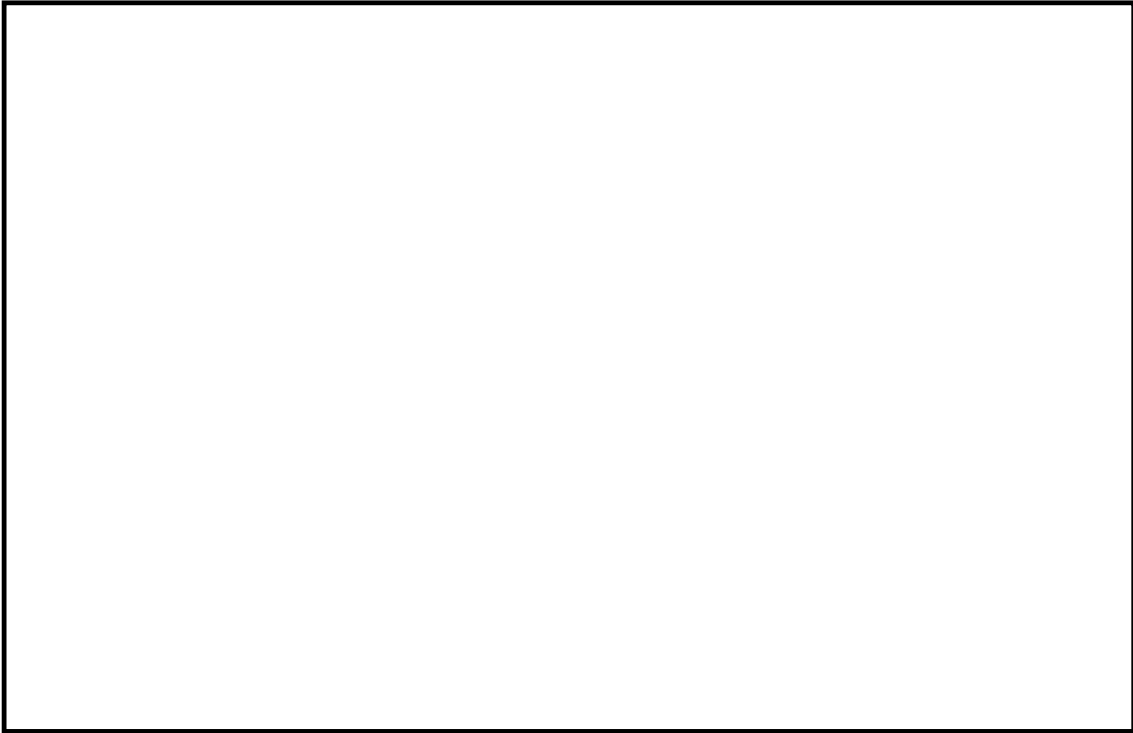
※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

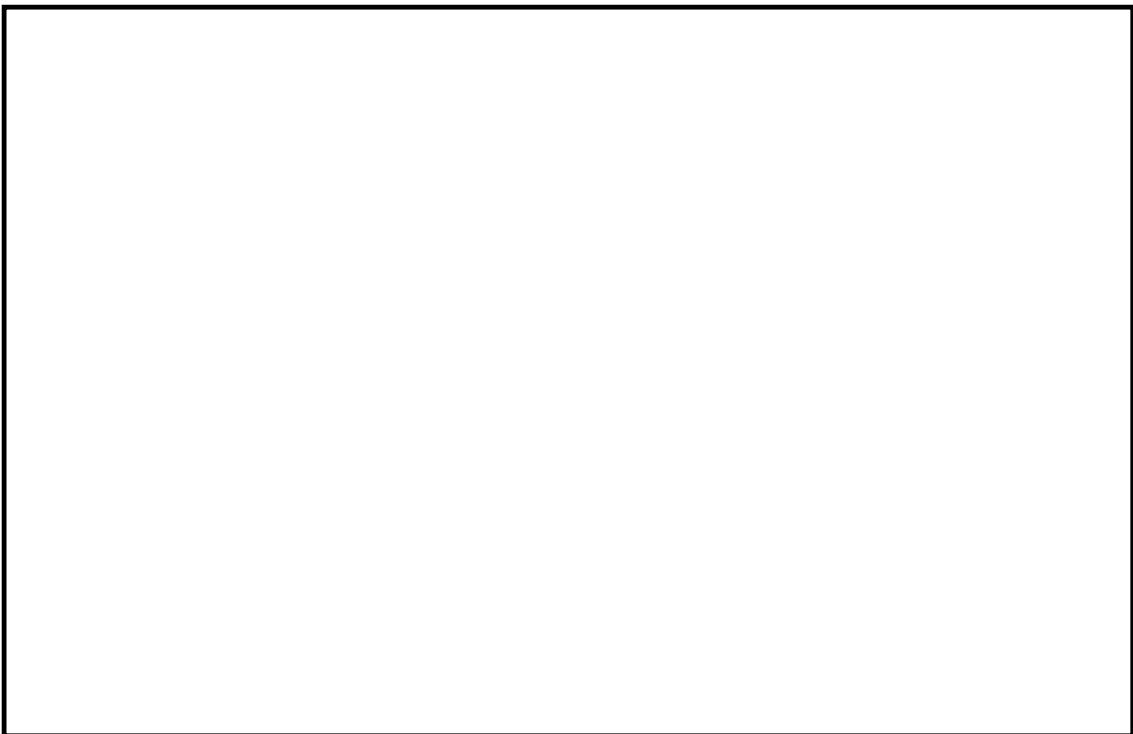
※3 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※4 線源となる放射性物質が無い場合評価対象外

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



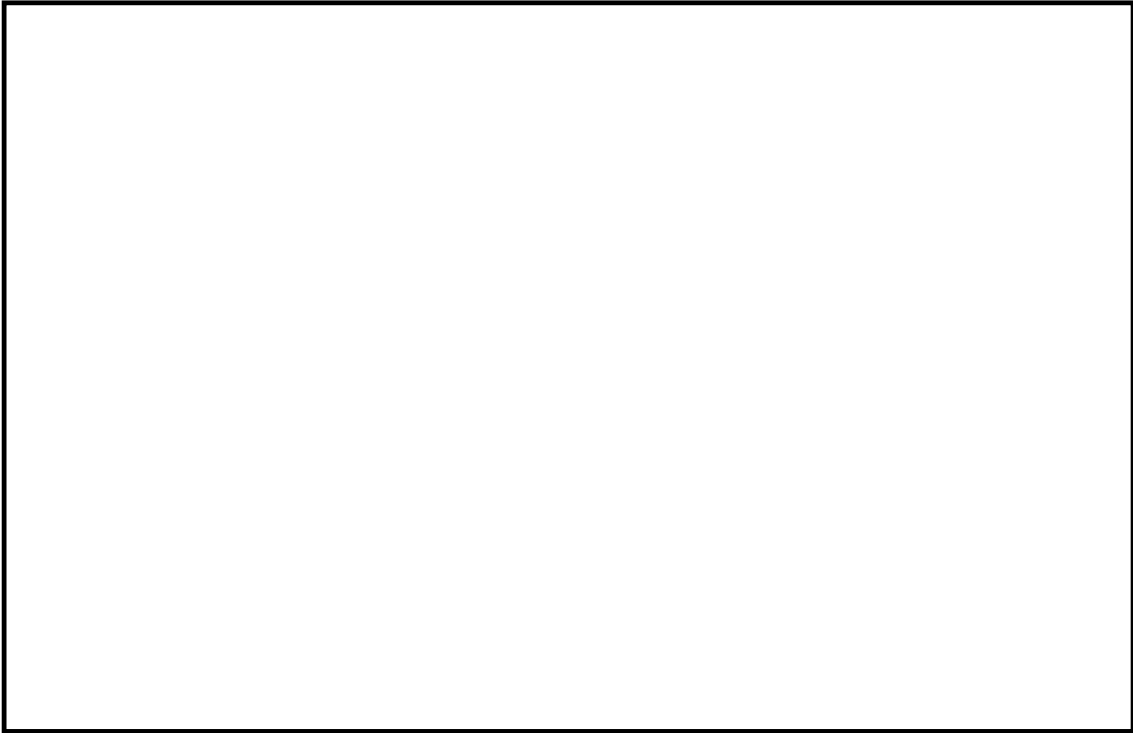
第 1-1 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 3 階）



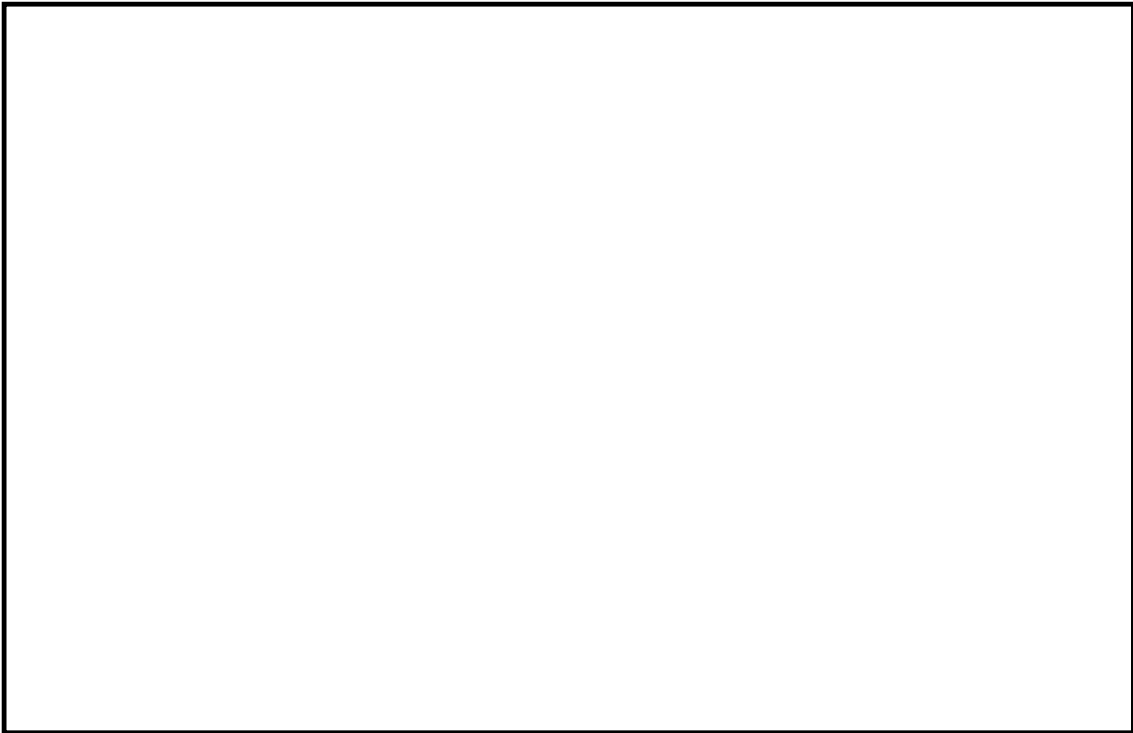
第 1-2 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

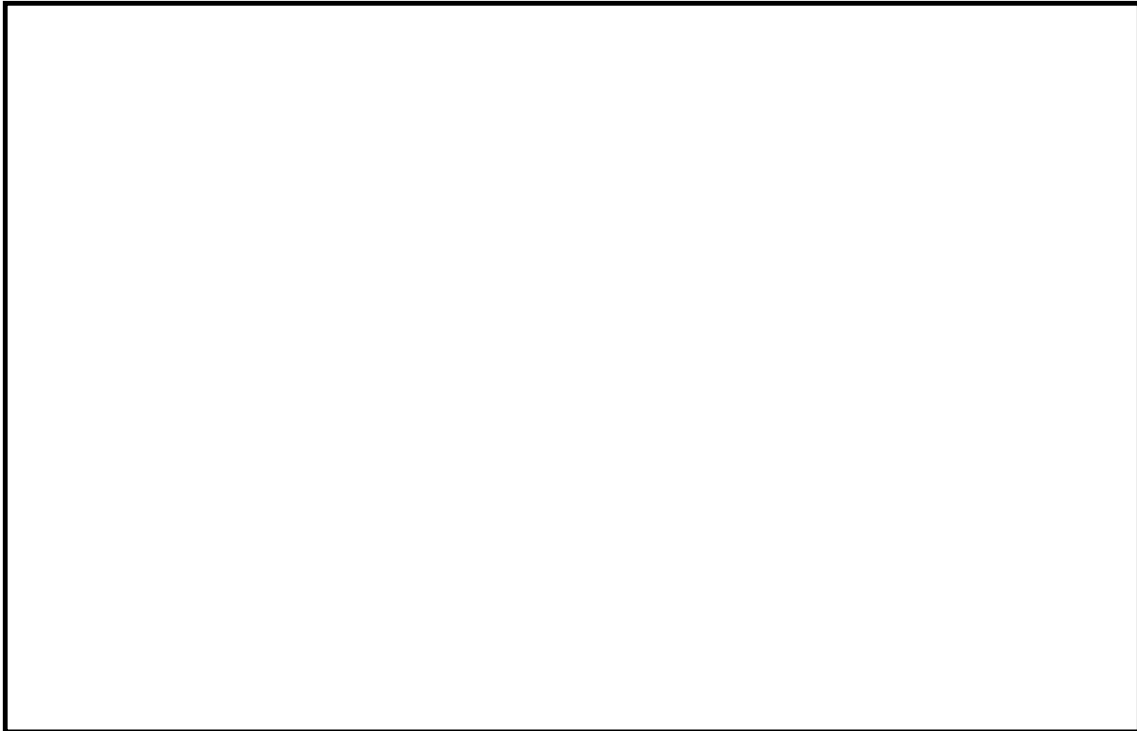


第 1-3 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）

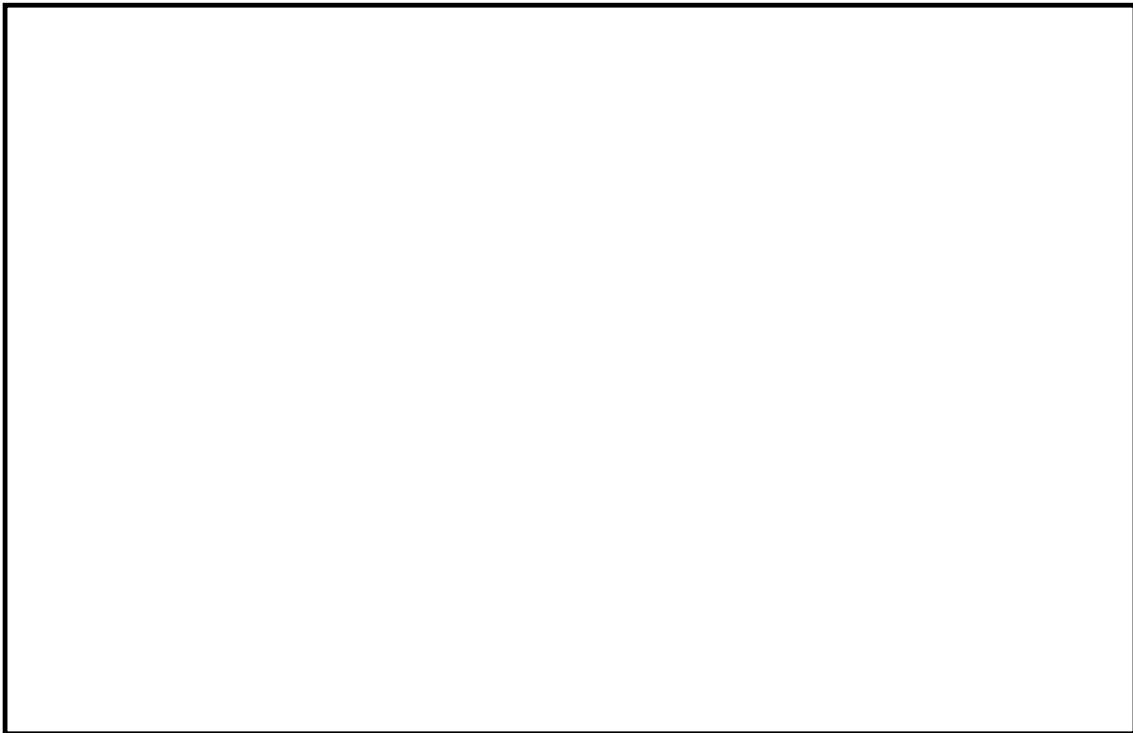


第 1-4 図 6 号炉屋外作業場所及び周辺の遮蔽壁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2-1 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋中 4 階）

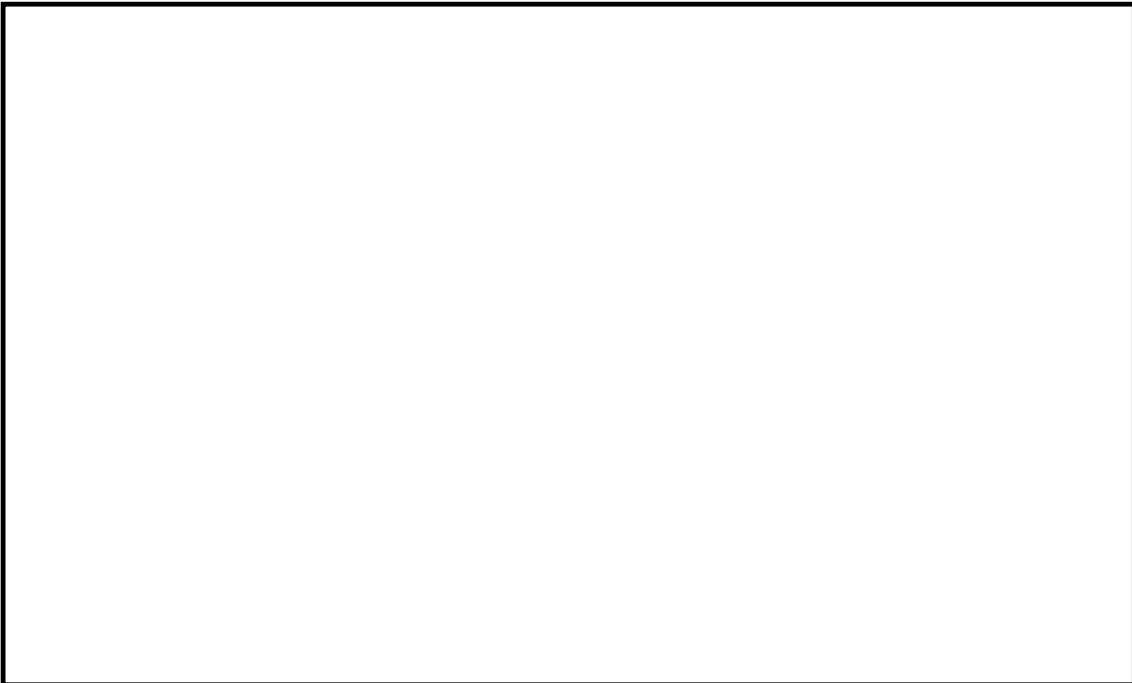


第 2-2 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

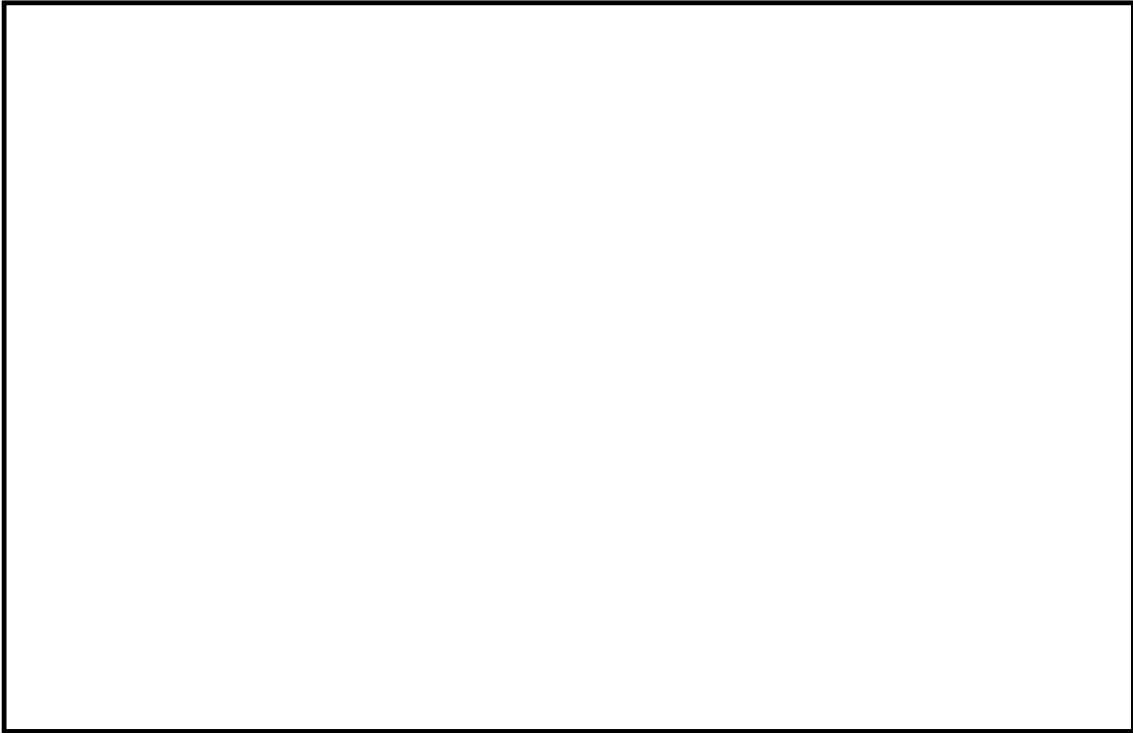


第 2-3 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）

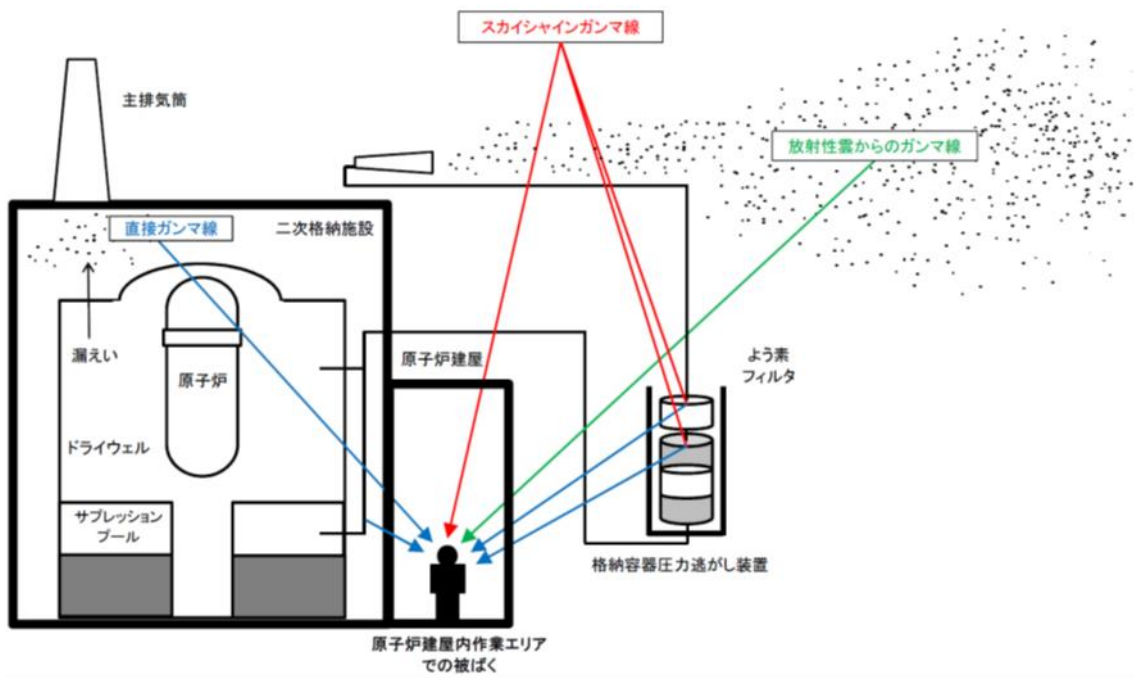


第 2-4 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）

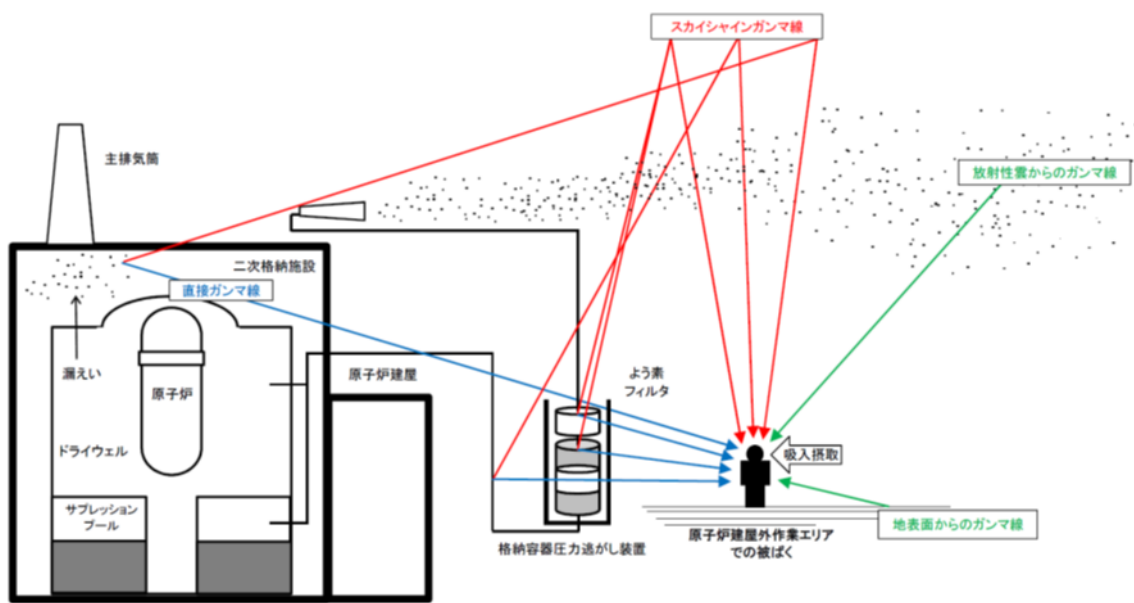
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2-5 図 7 号炉屋外作業場所及び遮蔽壁



第 3-1 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第 3-2 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

第 2-1 表 大気中への放出放射能評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
炉心熱出力	3,926MWt	定格熱出力
運転時間	1 サイクル：10,000h (416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月(395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
放出開始時刻	格納容器漏えい： 事象発生直後  格納容器ベント： 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく
格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり、開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/day, 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/day) 及び AEC 式に基づき設定
格納容器の漏えい孔における捕集係数	希ガス：1 無機よう素：1 有機よう素：1 粒子状物質：450	粒子状物質に対しては、格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮

第 2-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
格納容器内でのエアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく	MAAP 解析で評価
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数	無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉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 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会) を参照
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	CSE 試験に基づき設定
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため、原子炉建屋空間部が過度に加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋の換気空調系を停止しているため、外気との空気のやり取りがないものと想定した。
格納容器からベントラインへの流入割合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $9.4 \times 10^{-1}$ よう素類：約 $3.1 \times 10^{-2}$ Cs 類：約 $8.8 \times 10^{-7}$ Te 類：約 $1.8 \times 10^{-7}$ Ba 類：約 $7.1 \times 10^{-8}$ Ru 類：約 $8.8 \times 10^{-9}$ La 類：約 $7.1 \times 10^{-10}$ Ce 類：約 $1.8 \times 10^{-9}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定。よう素類については、よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1	—
	無機よう素：1,000 粒子状放射性物質：1,000	設計値
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—
	有機よう素：50	設計値

第 2-2 表 放射性物質の大気中への放出量 (7 日間積算値)

核種 グループ	停止時炉内内 蔵量 [Bq] (gross 値)	単一号炉当たりの放出放射エネルギー[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 (W/W ベント時)	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 (D/W ベント時)
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $7.6 \times 10^{18}$	約 $6.5 \times 10^{18}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $5.7 \times 10^{15}$	約 $4.2 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^9$	約 $5.1 \times 10^{12}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.4 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.3 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.7 \times 10^8$	約 $5.4 \times 10^{11}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^7$	約 $9.6 \times 10^{10}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.0 \times 10^8$	約 $4.3 \times 10^{11}$

第 2-3 表 放射性物質の大気拡散評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所にお ける 1 年間の気象データ (1985 年 10 月～1986 年 9 月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を 行うため保守的に地上風（地上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示された通り、発電 所において観測された 1 年間の気 象データを使用
実効放出継続時間	1 時間	保守的に 1 時間と設定
放出源及び 放出源高さ	【6 号炉】 6 号炉格納容器圧力逃がし 装置配管：地上 40.4m  【7 号炉】 7 号炉格納容器圧力逃がし 装置配管：地上 39.7m	実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響 は未考慮。
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を 受けるため、建屋による巻き込み 現象を考慮
巻き込みを生じる代 表建屋	6 号炉原子炉建屋 及び 7 号炉原子炉建屋	放出源であり、巻き込みの影響が 最も大きい建屋として設定



第 2-3 表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
放射性物質濃度の評価点	屋内外の作業エリア	全方位 (16 方位) に対し, 放出点からの距離を 10m 刻みで変更した大気拡散評価を行い, 最大の評価結果を与える方位及び距離を選定	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	屋外の作業エリア	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
建屋投影面積	1931m <sup>2</sup>		審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
形状係数	1/2		審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第 2-4 表 相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離 [km]	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [s/m <sup>3</sup> ]	相対線量 ( $D/Q$ ) [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内外の作業エリア	相対濃度 : 0.01km 相対線量 : 0.05km	$1.0 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内外の作業エリア	相対濃度 : 0.01km 相対線量 : 0.05km	$1.0 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$

第2-5表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ 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 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)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。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2*1 より設定。
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	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状物質 : 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(別紙20参照)
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状物質 : 100%  【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 0% 粒子状物質 : 0%	
遮蔽	第1-1図~第2-5図のとおり	遮蔽厚さは設計値

\*1 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification Major Input Parameters"

第2-6表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる除染係数	50	着用を考慮し、期待できる除染係数として設定した
安定よう素剤	考慮しない	服用を考慮しないものとした
防護服	考慮しない	着用を考慮しないものとした

第3-1表 6号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv/h）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		格納容器二次隔離弁の開操作 ※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	格納容器一次隔離弁 の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液 注入※1	排水ラインの 窒素パージ※1	ドレンタンク 排水※1
		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
格納容器から原子 炉建屋に漏えいす る放射性物質	二次格納施設内に浮遊 する放射性物質からの ガンマ線による外部被 ばく	4.3×10 <sup>1</sup>	2×10 <sup>0</sup> ※2	6.4×10 <sup>0</sup>	2×10 <sup>0</sup> ※1	2×10 <sup>0</sup> ※1	2×10 <sup>0</sup> ※1	2×10 <sup>0</sup> ※1
大気中へ放出され る放射性物質	大気中へ放出された放 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	—※3	—※3	0.1以下	2.3×10 <sup>0</sup>	2.3×10 <sup>0</sup>	2.3×10 <sup>0</sup>	5.5×10 <sup>-1</sup>
	大気中へ放出された放 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	—※3	—※3	— （大気中の放射性物 質の屋内への流入は 無いものと想定し た）	8.5×10 <sup>-1</sup>	8.5×10 <sup>-1</sup>	8.5×10 <sup>-1</sup>	0.1以下
	大気中へ放出され地表 面に沈着した放射性物 質からのガンマ線によ る外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管 内の放射性物質	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 配管内の放射性物質か らのガンマ線による外 部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源と の間に十分な遮へいがあるため、影響は軽微であ り無視できる）	1.1×10 <sup>1</sup>	4.2×10 <sup>1</sup>	4.2×10 <sup>1</sup>	4.2×10 <sup>1</sup>	1.9×10 <sup>1</sup>
合計線量率		4.3×10 <sup>1</sup>	2×10 <sup>0</sup> ※2	1.7×10 <sup>1</sup>	4.7×10 <sup>1</sup>	4.7×10 <sup>1</sup>	4.7×10 <sup>1</sup>	2.2×10 <sup>1</sup>
現場作業時間		60分間	60分間	25分間	60分間※2	60分間※2	60分間※2	60分間※2
作業線量		43mSv	2mSv	7.1mSv	47mSv	47mSv	47mSv	22mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無い場合のため評価対象外

第3-2表 7号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv/h）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		格納容器二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	格納容器一次隔離弁の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		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
格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設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	$4.3 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※2	$6.4 \times 10^0$	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された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	—※3	—※3	0.1以下	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$5.5 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出された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	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	0.1以下
	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による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内の放射性物質	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配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮へいがあるため、影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	$4.1 \times 10^1$	$4.1 \times 10^1$	$4.1 \times 10^1$	$1.9 \times 10^1$
合計線量率		$4.3 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※2	$6.4 \times 10^0$	$4.6 \times 10^1$	$4.6 \times 10^1$	$4.6 \times 10^1$	$2.2 \times 10^1$
現場作業時間		60分間	60分間	25分間	60分間※2	60分間※2	60分間※2	60分間※2
作業線量		43mSv	2mSv	2.7mSv	46mSv	46mSv	46mSv	22mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無い場合のため評価対象外

第4-1表 6号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv/h）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		格納容器二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	格納容器一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入※1	排水ラインの窒素パージ※1	ドレンタンク排水※1
		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
格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設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	$4.5 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※2	$6.8 \times 10^0$	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された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	—※3	—※3	0.1以下	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$6.0 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出された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	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$5.1 \times 10^{-1}$
	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による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$
フィルタ及び配管内の放射性物質	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配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮へいがあるため、影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	$3.5 \times 10^1$	$3.5 \times 10^1$	$3.5 \times 10^1$	$2.0 \times 10^1$
合計線量率		$4.5 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※2	$6.8 \times 10^0$	$4.5 \times 10^1$	$4.5 \times 10^1$	$4.5 \times 10^1$	$2.3 \times 10^1$
現場作業時間		60分間	60分間	25分間	60分間※2	60分間※2	60分間※2	60分間※2
作業線量		45mSv	2mSv	2.8mSv	45mSv	45mSv	45mSv	23mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無い場合のため評価対象外

第4-2表 7号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv/h）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		格納容器二次隔離弁の開操作	フィルタ装置排水ポンプ水張り	格納容器一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入	排水ラインの窒素パージ	ドレンタンク排水
		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
格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設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	$4.5 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※2	$6.8 \times 10^0$	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1	$2 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された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	—※3	—※3	0.1以下	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$6.0 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出された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	—※3	—※3	— (大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した)	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$5.1 \times 10^{-1}$
	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による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$
フィルタ及び配管内の放射性物質	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配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— (屋内の配管中の線源との間に十分な遮へいがあるため、影響は軽微であり無視できる)	$3.8 \times 10^0$	$3.4 \times 10^1$	$3.4 \times 10^1$	$3.4 \times 10^1$	$1.9 \times 10^1$
合計線量率		$4.5 \times 10^1$	$2 \times 10^0$ ※1	$1.1 \times 10^1$	$4.4 \times 10^1$	$4.4 \times 10^1$	$4.4 \times 10^1$	$2.3 \times 10^1$
現場作業時間		60分間	60分間	25分間	60分間※2	60分間※2	60分間※2	60分間※2
作業線量		45mSv	2mSv	4.4mSv	44mSv	44mSv	44mSv	23mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

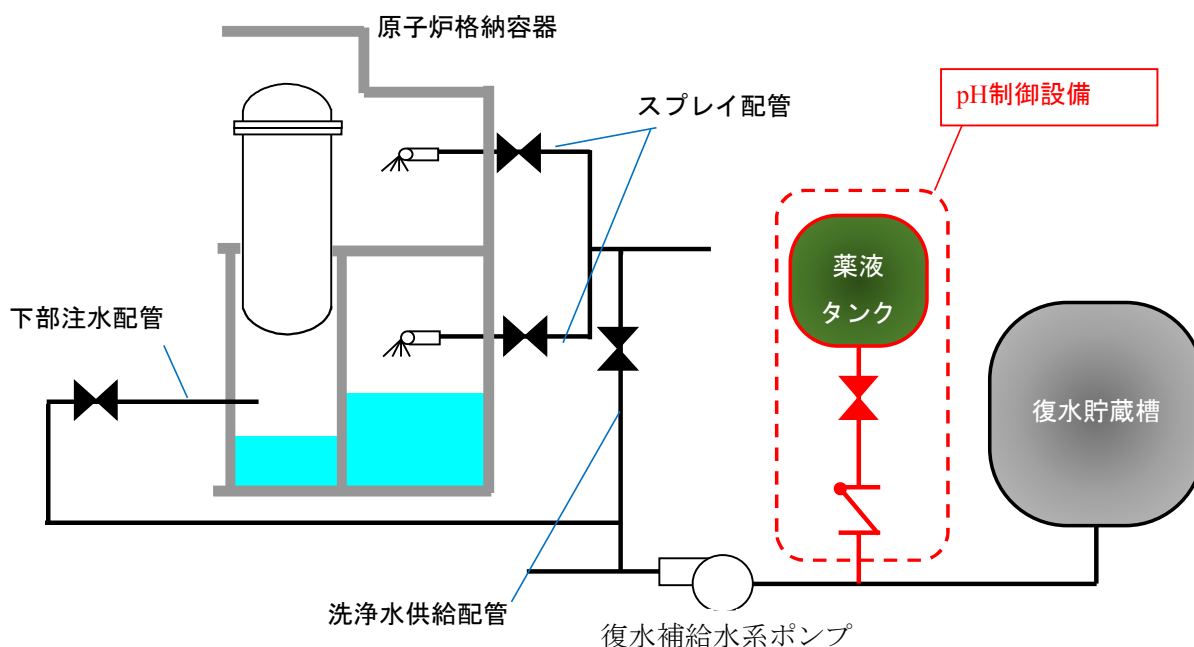
※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

別紙 4 1 格納容器 pH 制御による格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を第 1 図に示す。本システムは復水補給水系ポンプの吸込配管に薬液を混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバースプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質(塩素)が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム(□wt%水溶液)□m<sup>3</sup>とする。



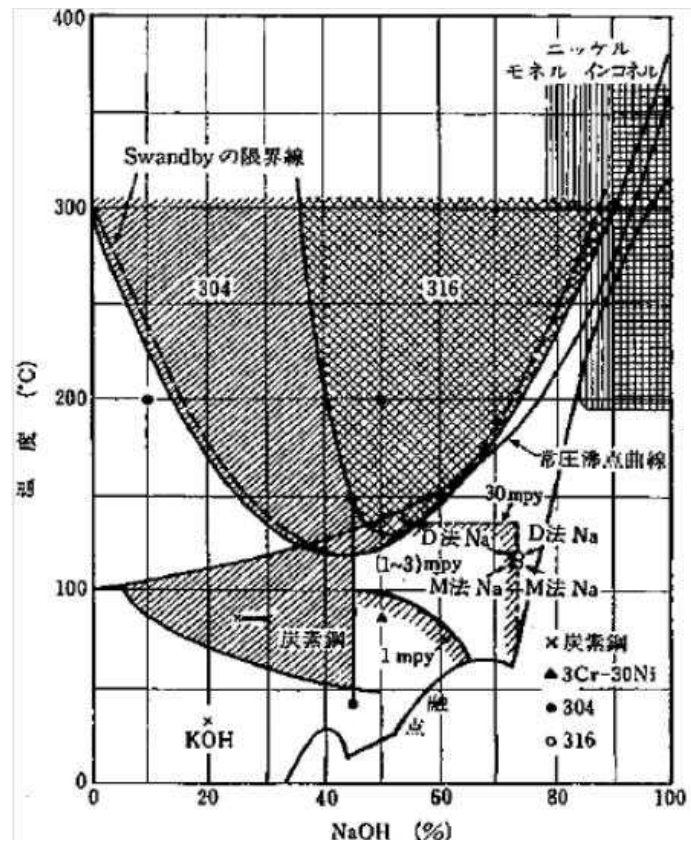
第 1 図 格納容器 pH 制御のための設備 系統概要図

2. 格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は格納容器内の上部ドライウェル、下部ドライウェル、サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが、それらは連通孔やベント管等で接続されており、最終的にはサプレッション・プールに流入する。その場合、サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約□wt%、pHは約□となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

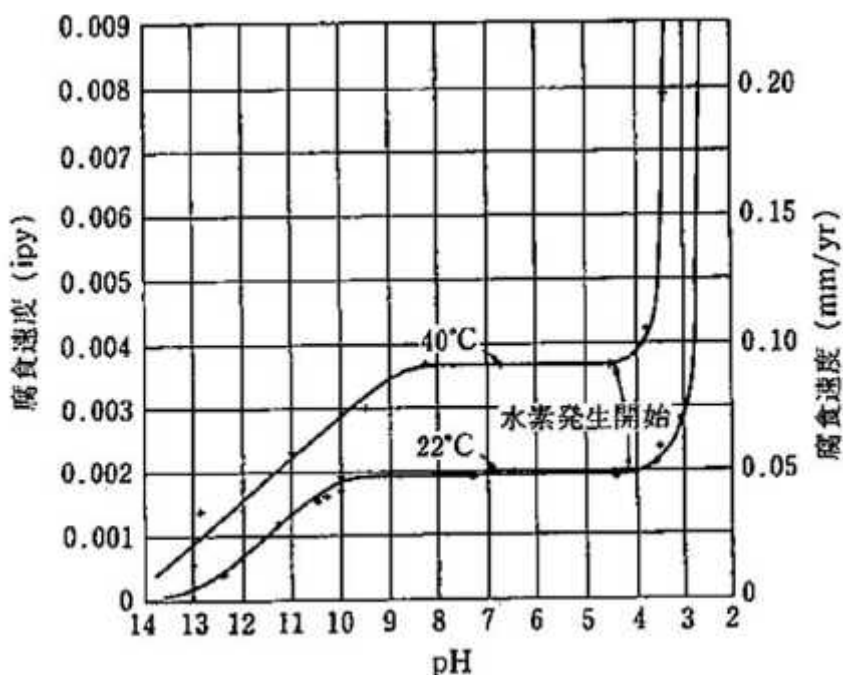
サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底

部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を第2図，第3図に示すが，pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCCの発生を抑制することができる。



第2図 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響  
 出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』





第3図 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響

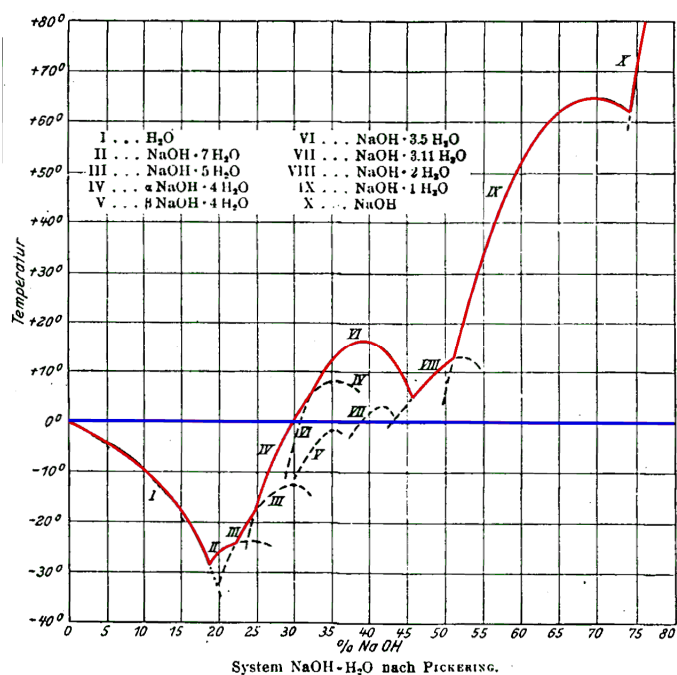
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，第1表の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

第1表 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

これらから，pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を第4図に示すが，本システム使用後の濃度である [ ]wt%]では，水温が 0°C以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。



第4図 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

### 3. 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



### 3.1 アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は  [kg] となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約  [kg] となる。

### 3.2 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウェルで  [kg]、サプレッション・チェンバで  [kg] となり、合計で  [kg] となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約  [kg] となる。

### 3.3 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大 LOCA シナリオで 592[kg]であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

これらのことから、pH 制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

## 別添資料－ 2

復水補給系を用いた代替循環冷却の  
成立性について

<目次>

1. 代替循環冷却系の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電気設備	24
2. 代替循環冷却系の成立性確認	29
2.1 有効性評価シナリオの成立性	29
2.1.1 代替循環冷却系の運用について	29
2.1.2 代替循環冷却系の有効性について	29
2.2 代替循環冷却系の操作性	31
2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性	31
2.2.2 操作概要について	43
2.3 系統運転時の監視項目	50
2.3.1 水素及び酸素発生時の対応について	50
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	58
3.1 放射線による影響について	58
3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について	59
3.3 系統の健全性について	61

別紙

1. 格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について	64
2. 循環流量の確保について	83
3. 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について	103
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について	104
5. 代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について	106
6. 系統が高線量となった場合の影響について	108
7. 代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について	110

## 1. 代替循環冷却設備の構成

### 1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「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」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。更に「viii）格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。」に対し、③ウェットウェルベントの長期的な継続性をより確実にするための対策となる。

重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できないため、外部水源からの炉心冷却及び格納容器スプレイを継続し、サプレッション・チェンバ・プール水位がウェットウェルベントラインに到達するまでに格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施し、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とし、格納容器除熱機能を有する代替循環冷却系を用いることにより、以下について可能となる。

- ① 代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバが水源であり、その水位上昇を抑制できることから、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる
- ② 格納容器ベントを実施する場合においても、格納容器除熱機能により格納容器圧力の上昇を低減でき、ベント時間を遅延させることができる
- ③ ベント後もサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇は抑制され、スクラビング効果が継続的に得られることから、ウェットウェルベントの継続性がより確実なものとなる。また、格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合においても、耐圧強化ベント系及び代替循環冷却系を用いることによって、ウェットウェルベントの信頼性が向上する

## 1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サブプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サブプレッション・チェンバ・プールから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、格納容器下部への注水及び格納容器スプレイを行うことも可能とする。
- ・原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ダイヤフラムフロア、ペデスタルを経て、連通孔からサブプレッション・チェンバ・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。
- ・前述のとおり、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。このため、代替循環冷却を行うには、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- ・代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。



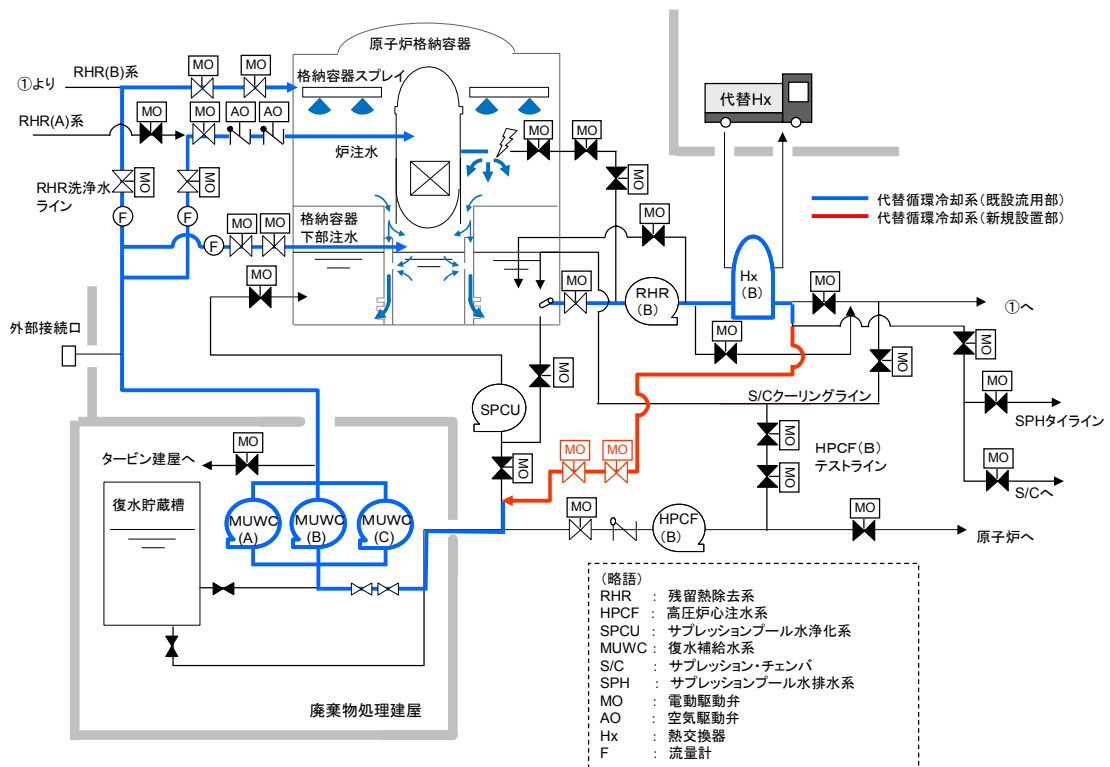


図 1.2-1 代替循環冷却系の設備概要 (7号炉の例)

\*上図は大 LOCA を想定しているため原子炉へ注水した水は破断口から溢れ出しサプレッション・チェンバ・プールに流入する。LOCA 以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサプレッション・チェンバ・プールに流入することになる。

### 1.3 系統設計仕様

#### 1.3.1 機械設備

代替循環冷却系について、格納容器過温・過圧破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。

##### <設計条件>

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・0.62 MPa)を超えないようサブプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイ、又は格納容器下部への注水及び格納容器スプレイができること。

- ・原子炉注水流量：炉心を冠水できる流量であること
- ・格納容器下部注水流量：格納容器下部の熔融炉心を冷却できる流量であること
- ・格納容器スプレイ流量：スプレイ水が蒸気凝縮可能な粒径となる流量であること

##### <主要仕様>

主要仕様は、以下に示す通りである。

##### 代替循環冷却系統

系統流量： 190 m<sup>3</sup>/h

(原子炉注水流量： 90 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：100 m<sup>3</sup>/h)

(格納容器下部注水流量： 50 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：140 m<sup>3</sup>/h)

水 源： サプレッション・チェンバ

除熱手段： 代替原子炉補機冷却系

### 1.3.2 計測制御設備

代替循環冷却系について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。

#### ①設計方針

代替循環冷却系により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、代替循環冷却系統により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、サブプレッション・チェンバ・プール水温度及び、除熱量を確認するための代替循環冷却系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系熱交換器入口温度及び残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

また、格納容器下部への注水を確認するための代替循環冷却系の系統流量（格納容器下部への注水流量）、格納容器下部の温度及び水位を監視できる設計とする。

以上より、下記で示す④～⑧の計器を設置する。

- ・系統流量：④復水補給水系流量（原子炉圧力容器）  
⑤復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器スプレイ  
⑥復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器下部注水
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度：④サブプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度：⑥復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・格納容器下部の温度：⑦ドライウエル雰囲気温度
- ・格納容器下部の水位：⑧格納容器下部水位

また、復水移送ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す⑨の計器を設置する。

- ・復水移送ポンプの運転状態：⑨復水移送ポンプ吐出圧力

なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を代替原子炉補機冷却系側で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。

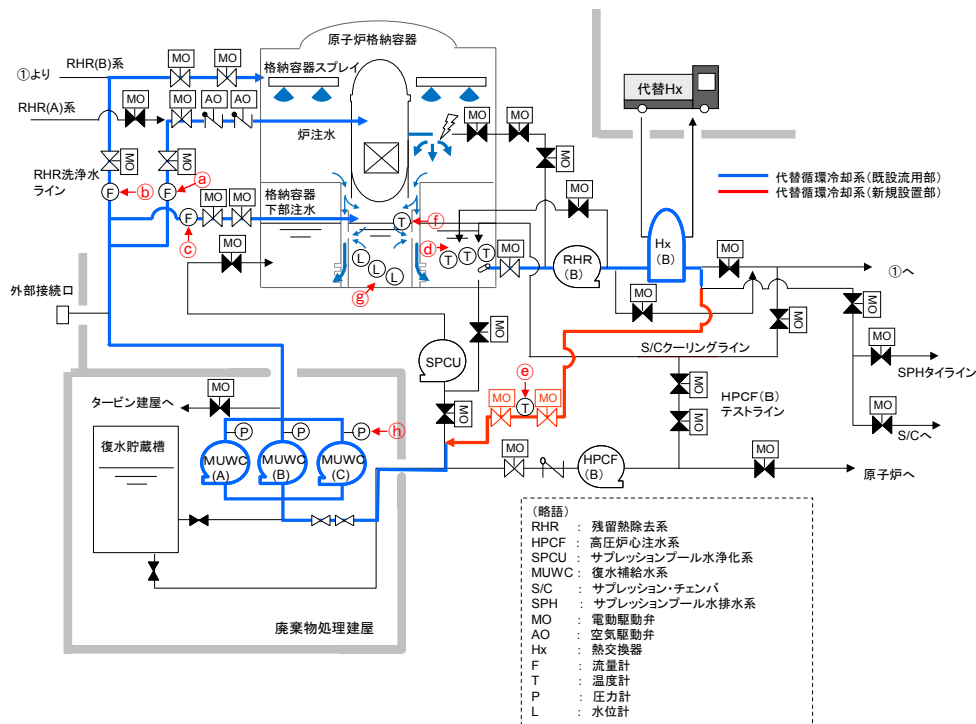


図 1.3.2-1 代替循環冷却系 使用時の概略図

②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 代替循環冷却運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
① 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
② 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器スプレイ	0~350m <sup>3</sup> /h	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
③ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器下部注水	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
④ サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	格納容器的限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑤ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定としている。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑥ ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	格納容器的限界温度(200℃)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑦ 格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600, -4600, -3600mm) * 1	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑧ 復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)

\* 1 : T. M. S. L. = 東京湾平均海面

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

b. 配置図

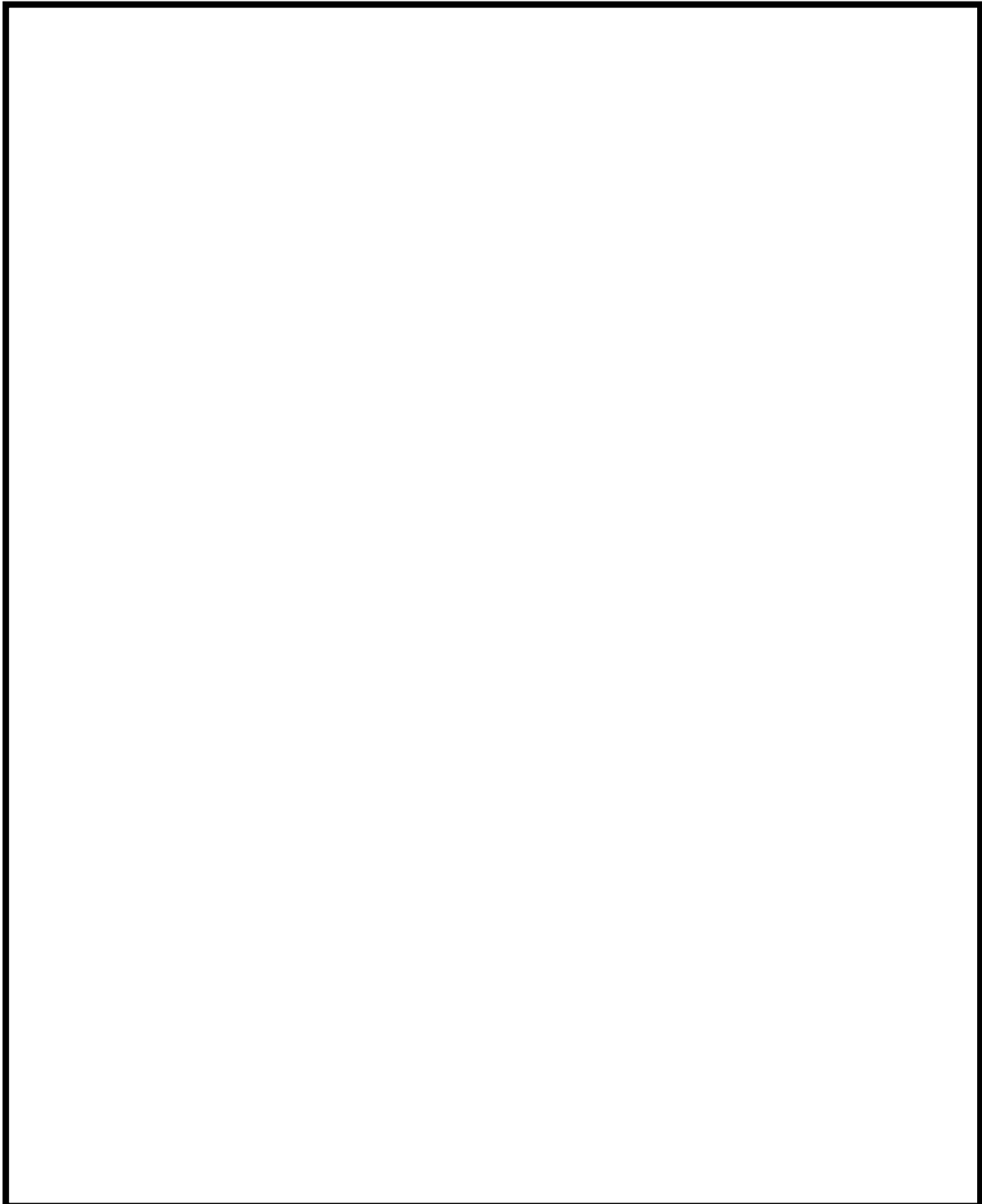


図 1.3.2-2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

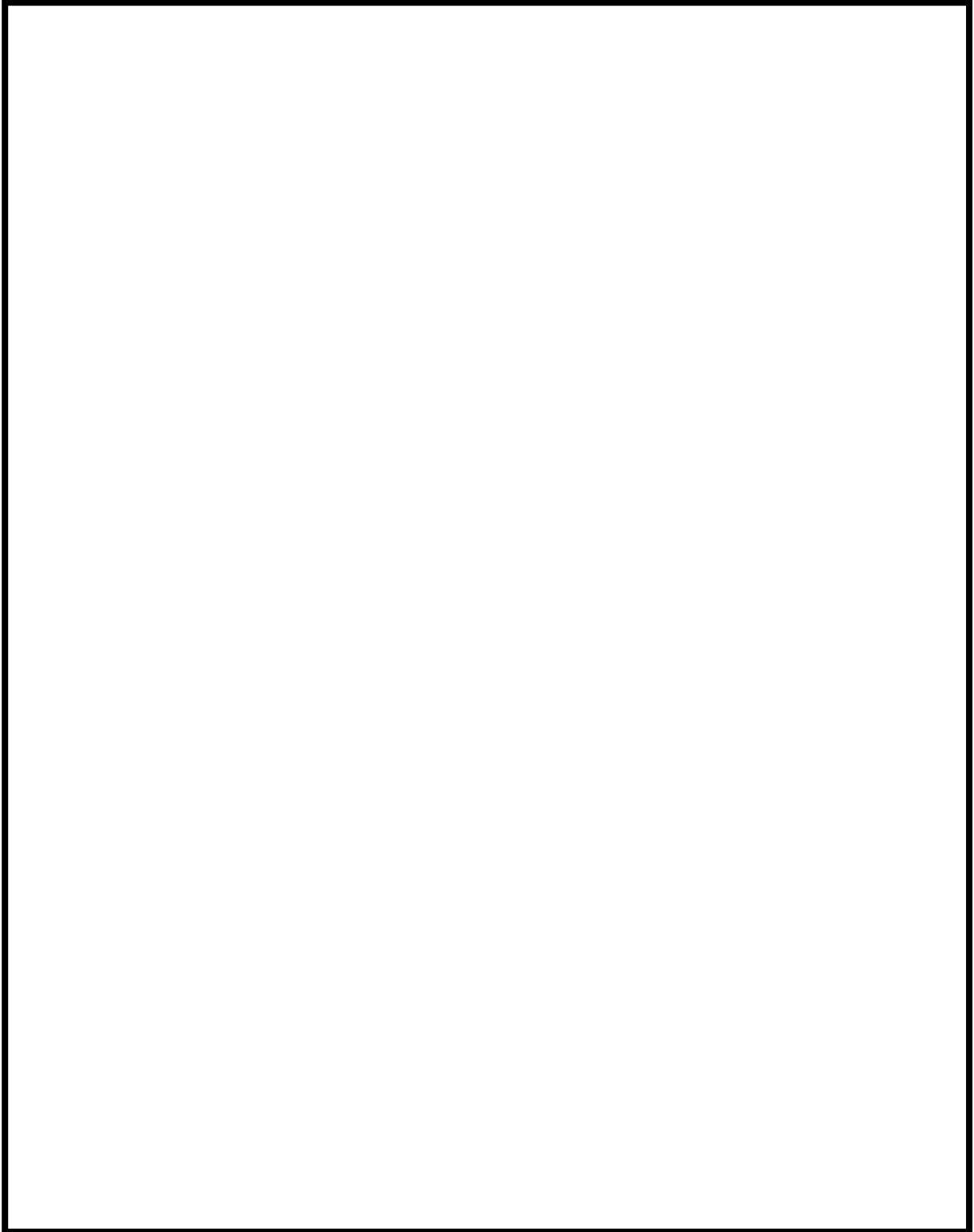


図1.3.2-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

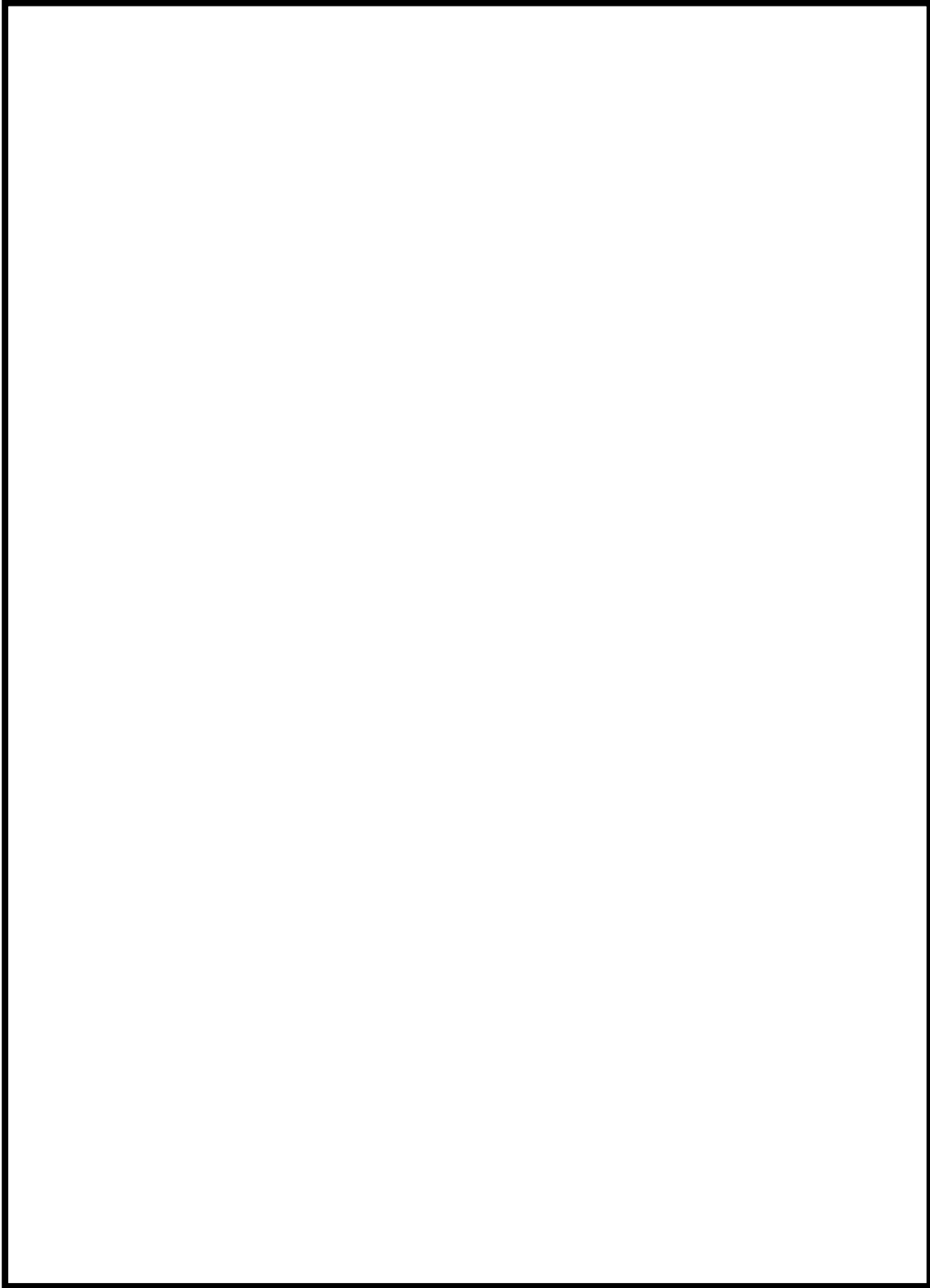


図1.3.2-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

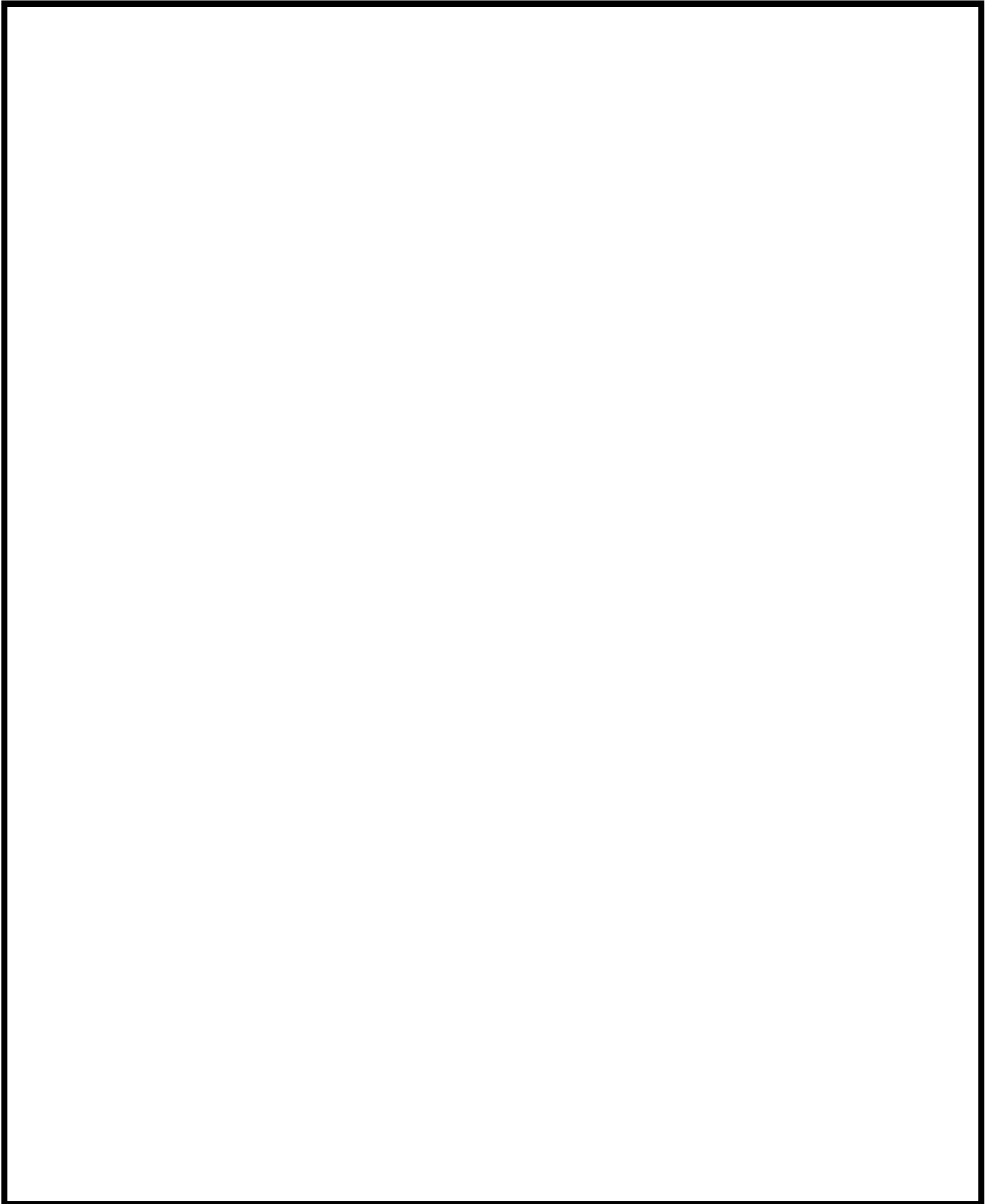


図1.3.2-5 機器配置図（6号炉廃棄物処理建屋地下3階）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

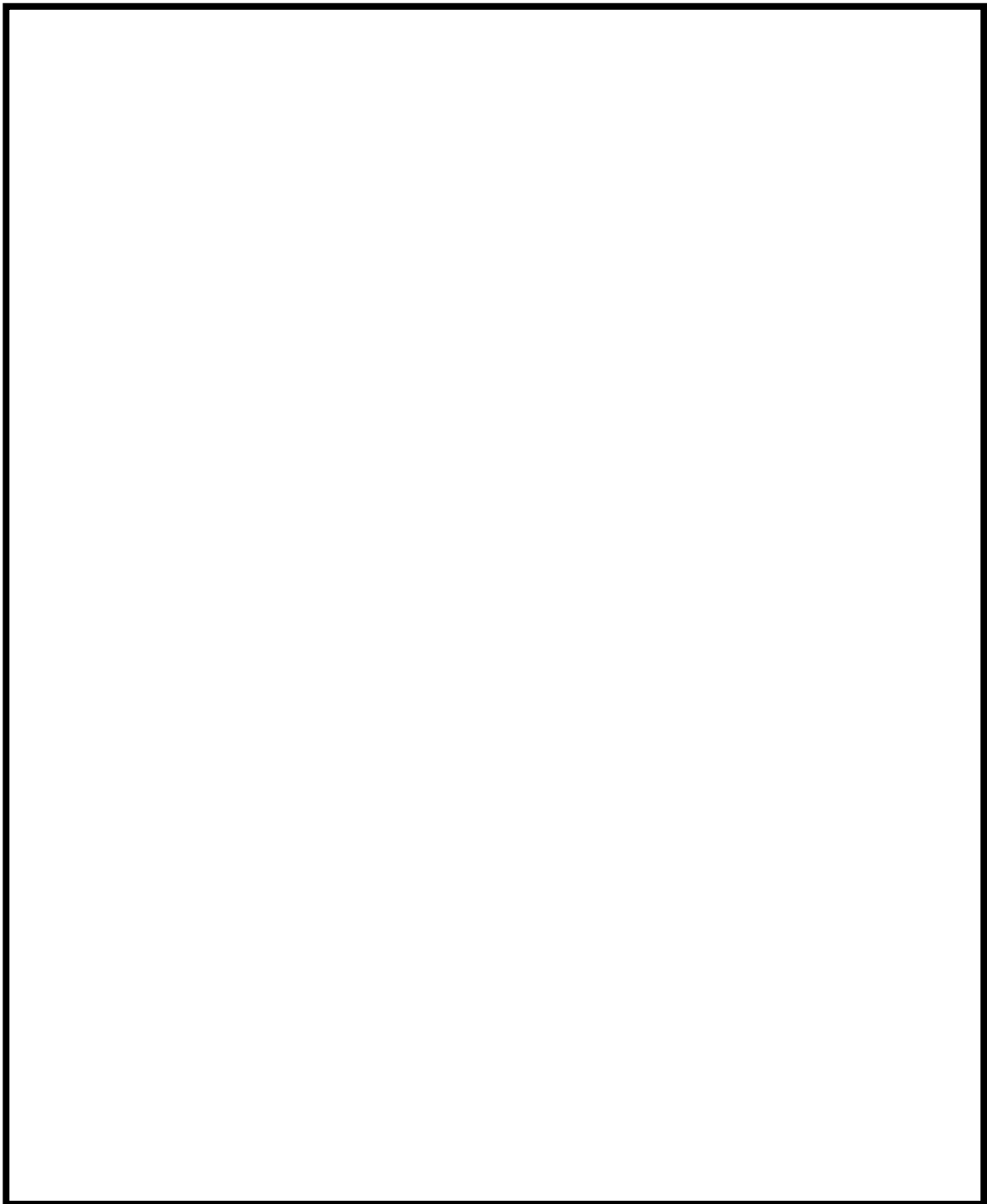


図1.3.2-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

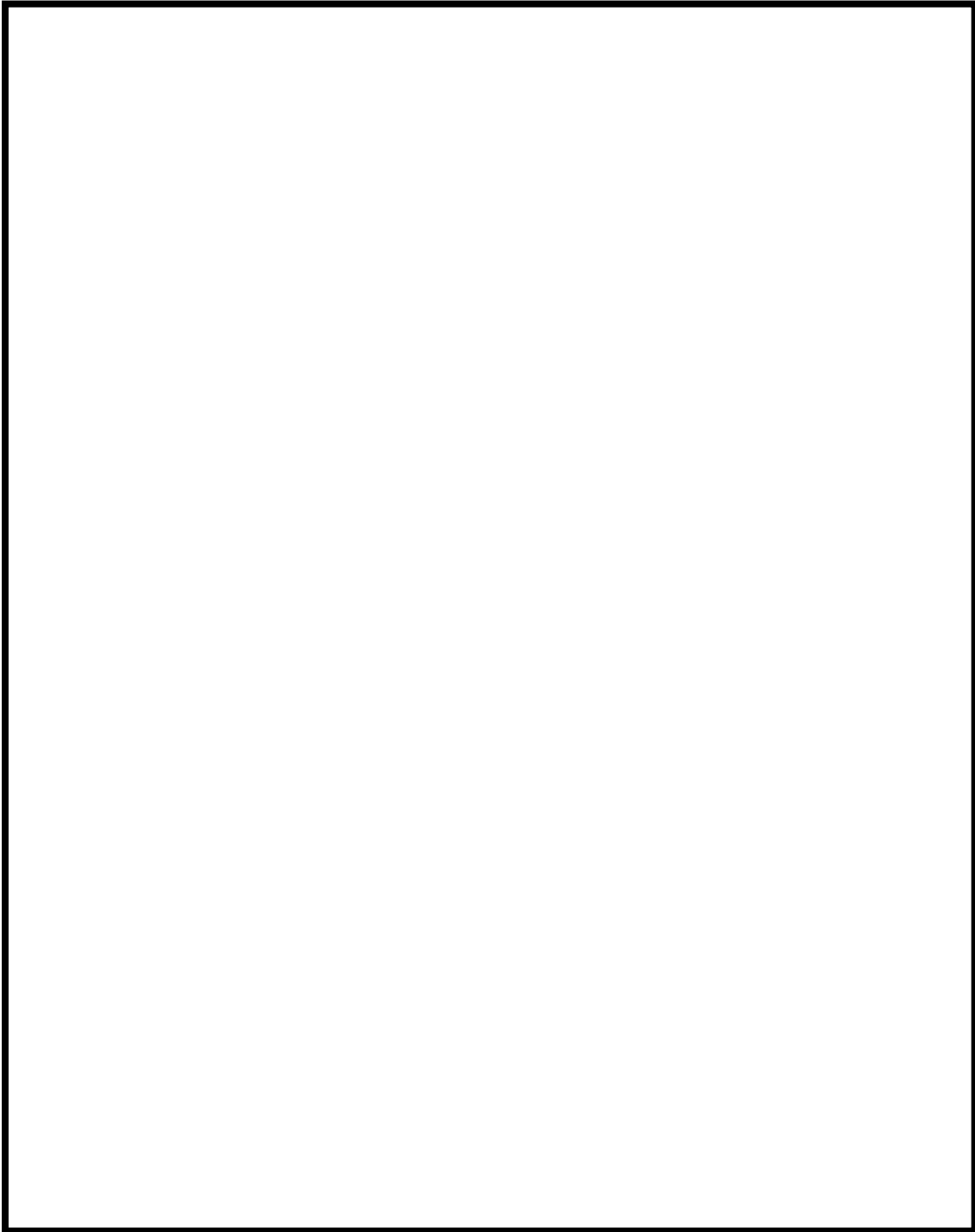


図1.3.2-7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

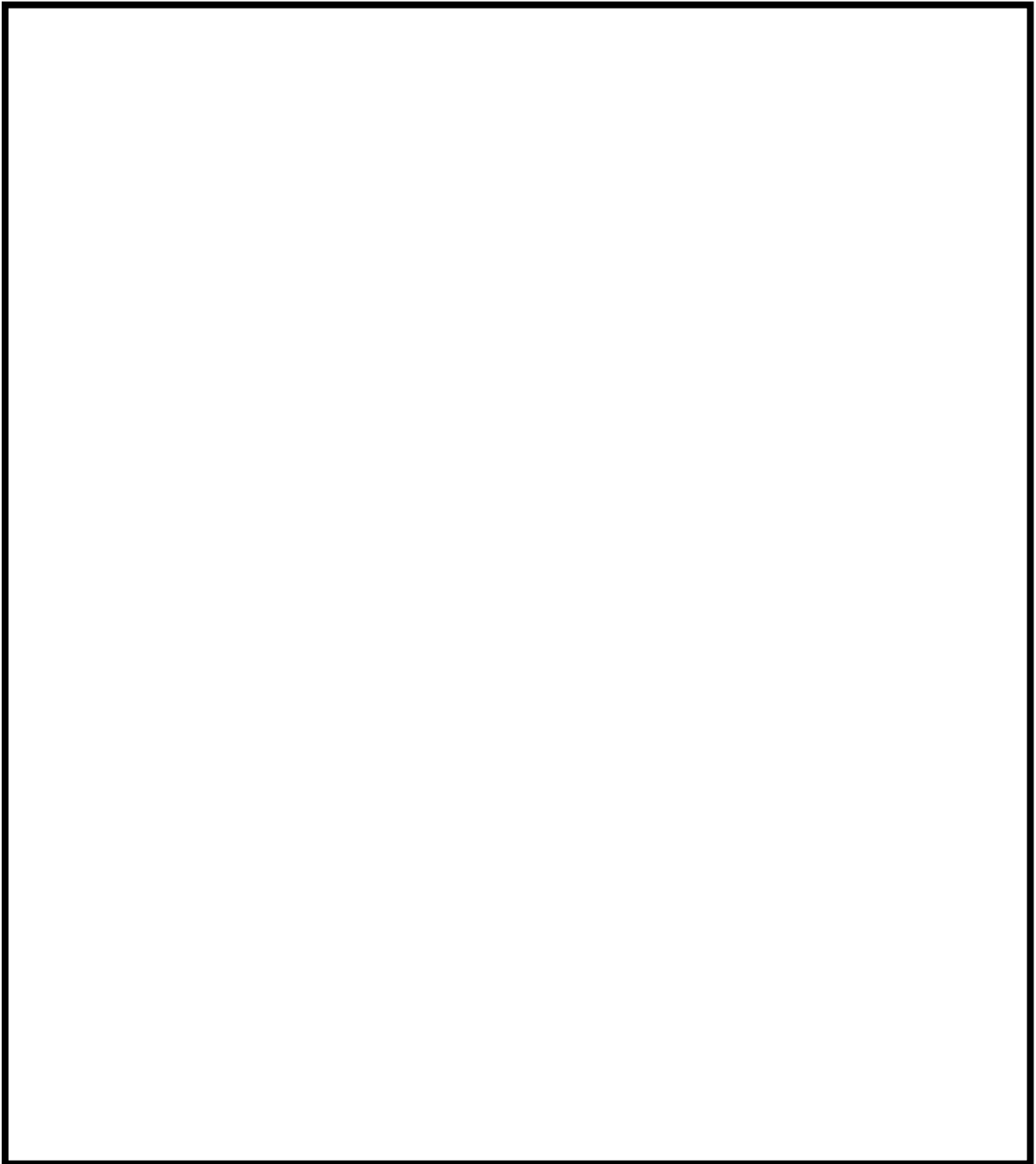


図1.3.2-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

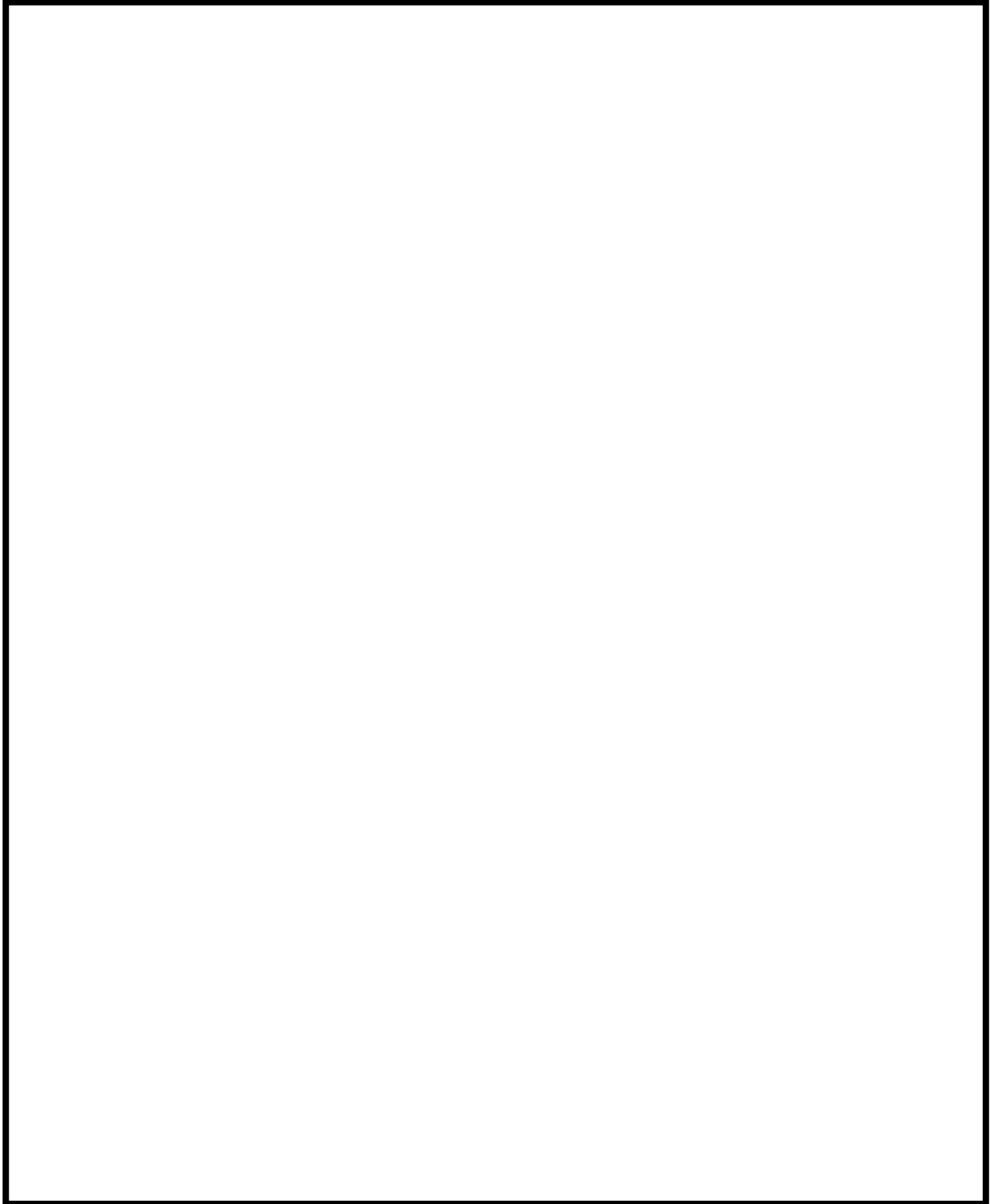


図1.3.2-9 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

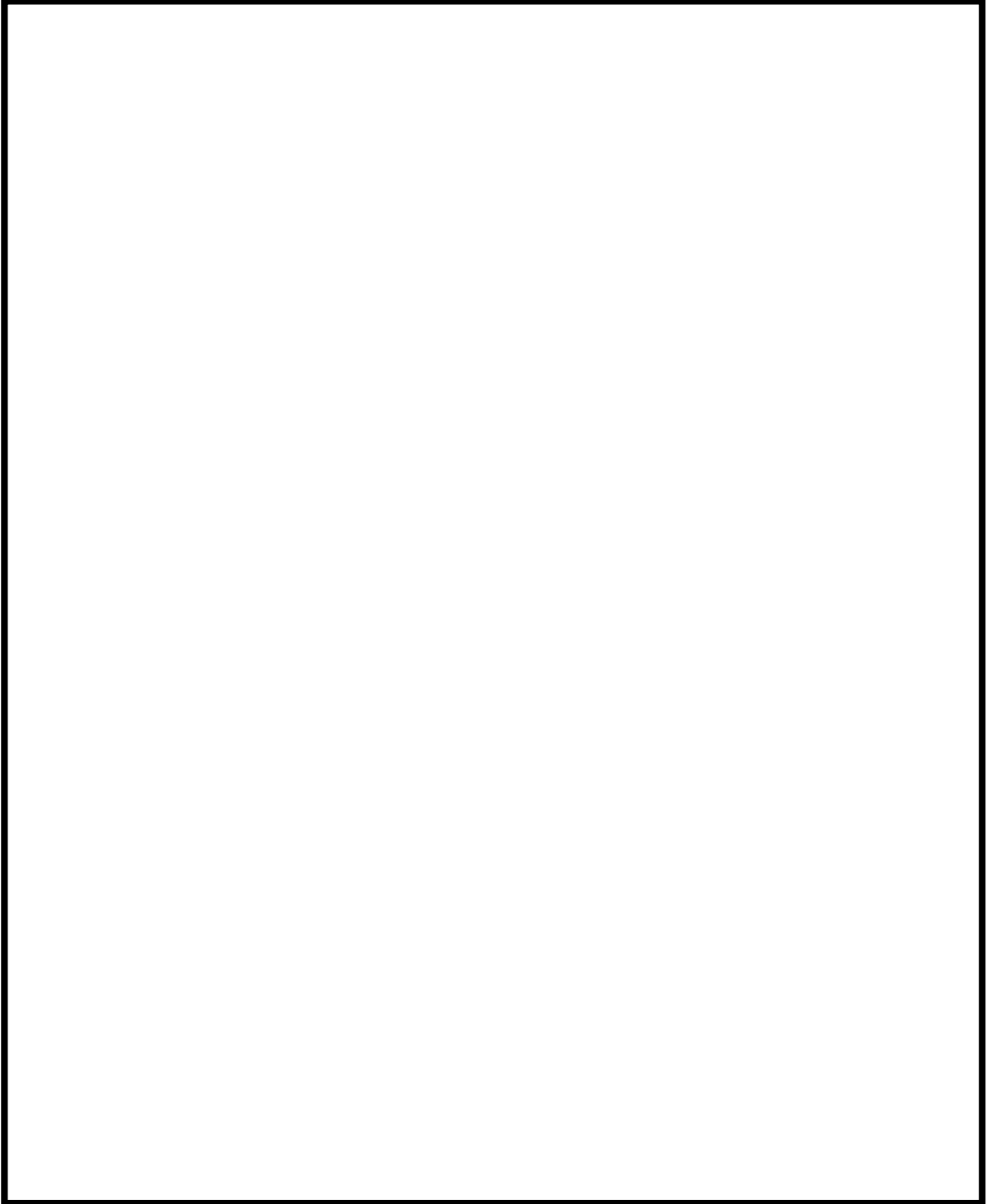


図1.3.2-10 機器配置図 (7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

原子炉格納容器内における，サブプレッション・チェンバ・プール水温度の位置を図1.3.2-11に示す。

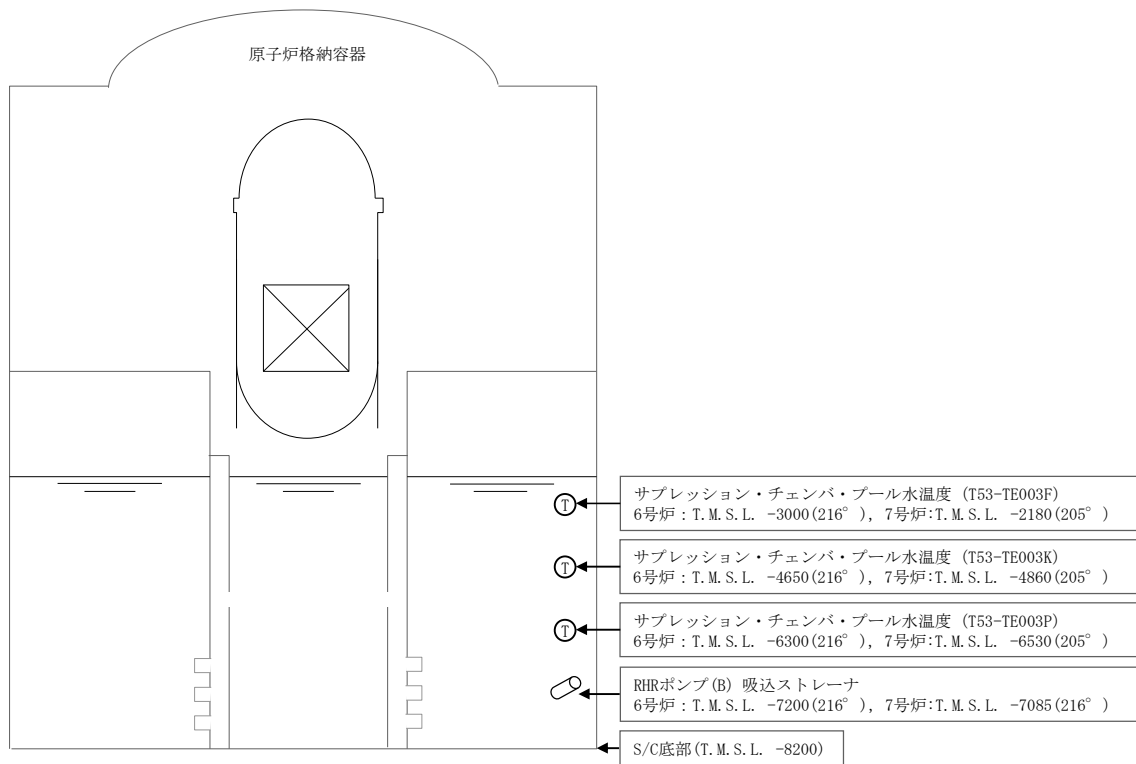
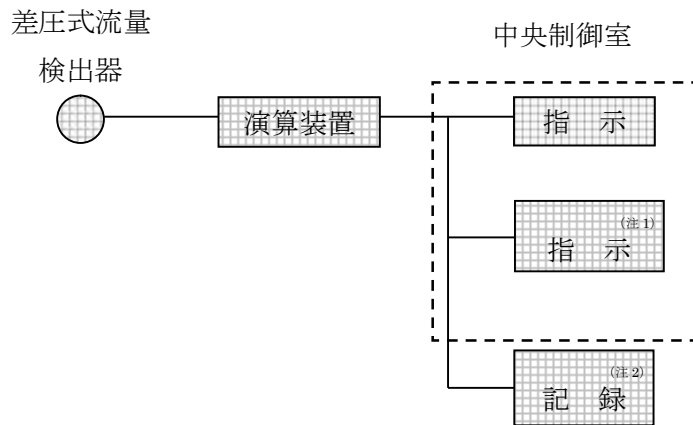


図1.3.2-11 サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置

c. システム構成

④ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）

復水補給水系流量（原子炉压力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉压力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉压力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-12「復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

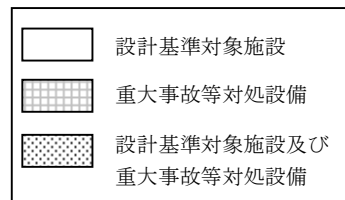
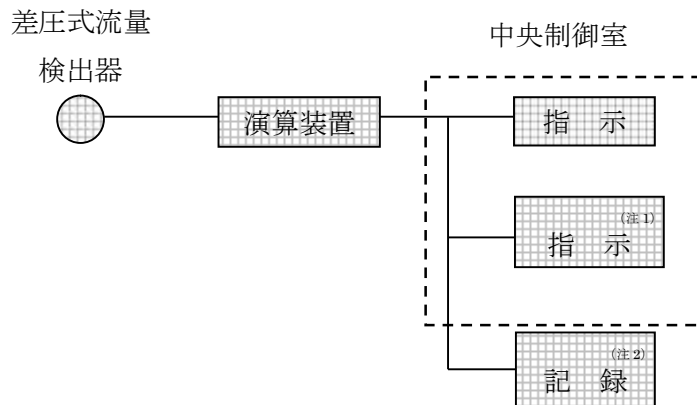


図 1.3.2-12 復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図

①③ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-13「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

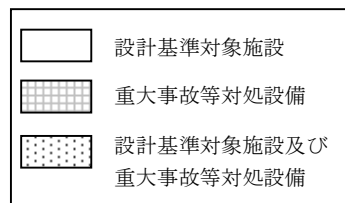
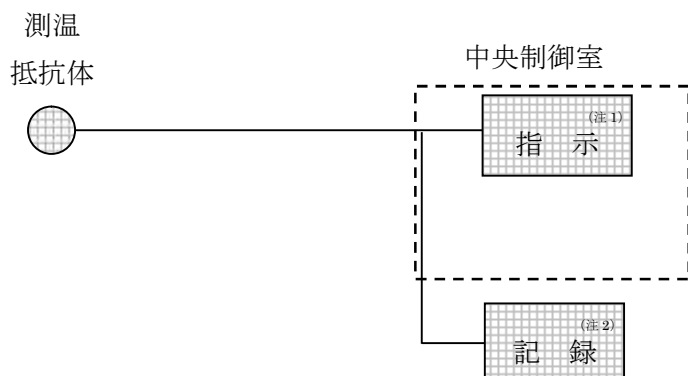


図1.3.2-13 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図



④ サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-14 「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

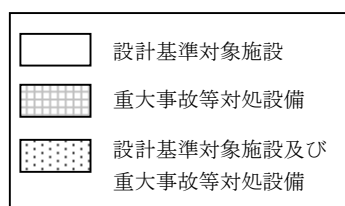


図 1.3.2-14 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

㉔ 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は，重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し，記録する。（図1.3.2-15 「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）

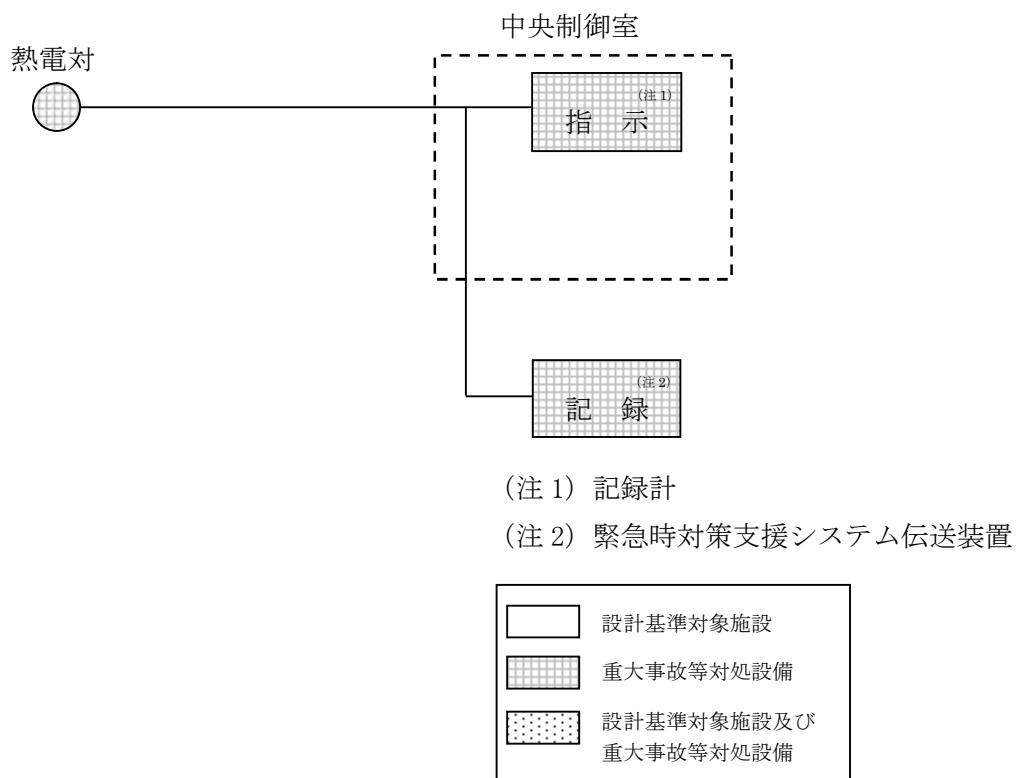
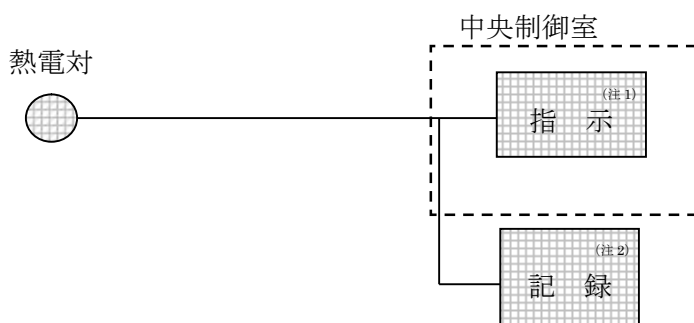


図 1.3.2-15 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 1.3.2-16「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

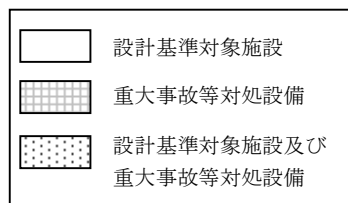
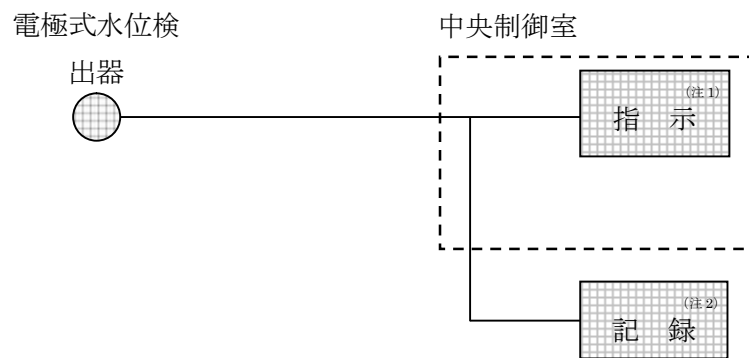


図 1.3.2-16 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

㊦ 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。

(図 1. 3. 2-17 「格納容器下部水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

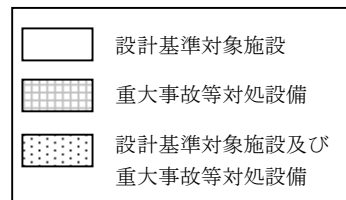
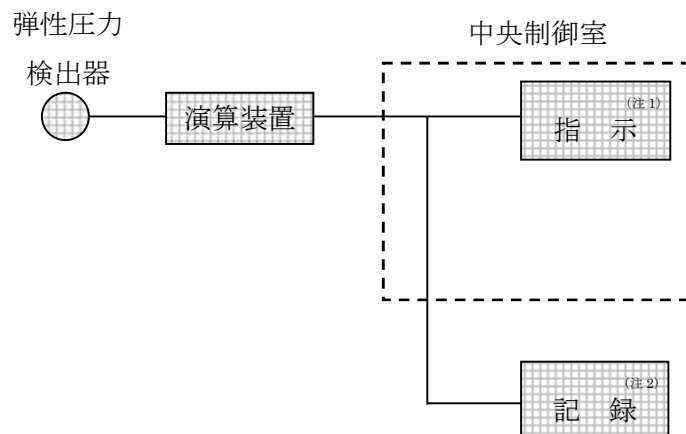


図 1. 3. 2-17 格納容器下部水位の概略構成図

① 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。  
 (図1.3.2-18「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

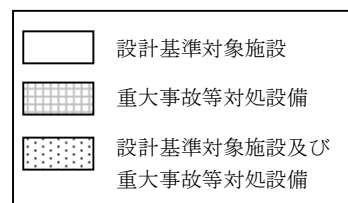


図 1.3.2-18 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

### 1.3.3 電源設備

#### ① 概要

代替循環冷却系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を作動させるため，代替交流電源設備から非常用電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としている。また，既設非常用電気設備が使用不能の場合においても，代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計としている。

#### ② 電源供給負荷

代替循環冷却系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。

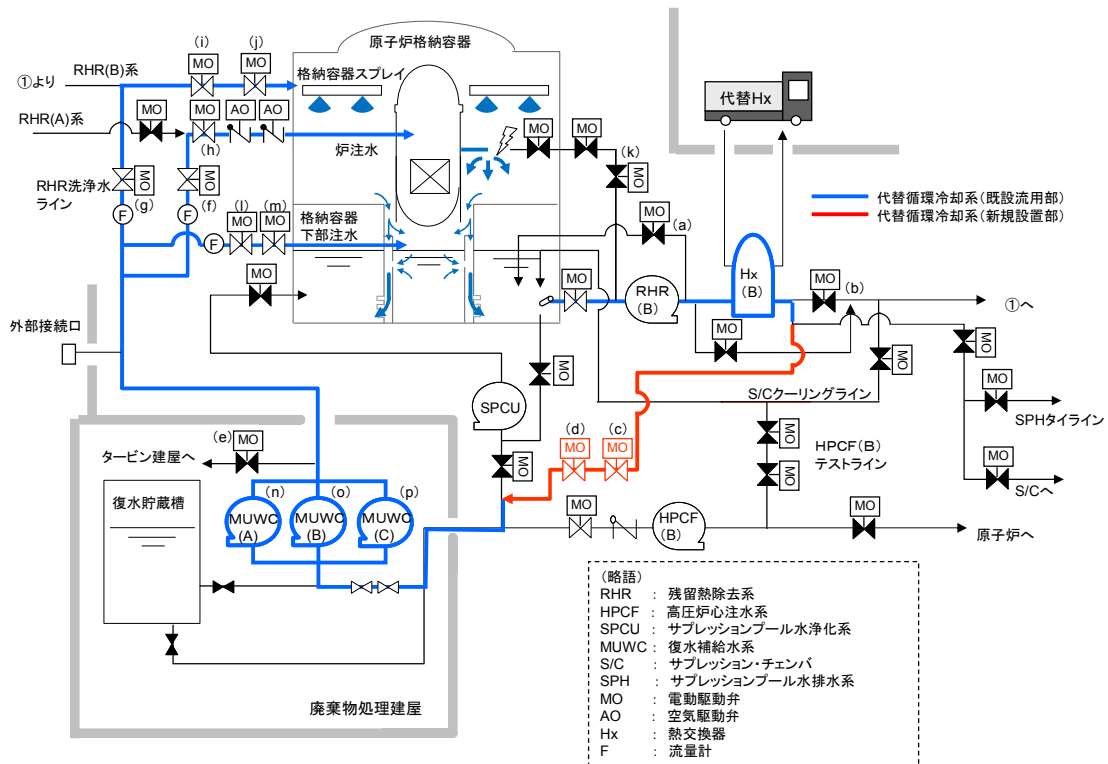


図 1.3.3-1 代替循環冷却系 概略図

表 1.3.3-1 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(b)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(c)	残留熱除去系高圧炉心注水系系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(d)	残留熱除去系高圧炉心注水系系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(e)	タービン建屋負荷遮断弁	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(f)	残留熱除去系洗浄水止弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(g)	残留熱除去系洗浄水止弁(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(h)	残留熱除去系注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(i)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(j)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(k)	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(l)	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-6	AM用 MCC 7B ※2
(m)	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-6	AM用 MCC 7B ※2
(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(o)	復水移送ポンプ(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(p)	復水移送ポンプ(C)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
—	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM用 MCC 7B ※2

(略語) T/B：タービン建屋

※1：P/C 7D-1 より AM用 MCC 7B を受電する

※2：AM用動力変圧器より AM用 MCC 7B を受電する

※3：AM用直流 125V 充電器を経由して以下のパラメータを確認する

- ・復水補給水系流量
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度

※4：代替循環冷却系設置に伴い新設した設備

### ③ 単線結線図

代替循環冷却系の単線結線図は、図 1.3.3-2 及び図 1.3.3-3 に示すとおりである。

外部電源喪失時における代替循環冷却系の電源供給元は、次のとおりとして、a から b の順に優先順位を定めることとする。

- a. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から非常用電気設備（M/C, P/C, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-2）
- b. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（動力変圧器, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-3）



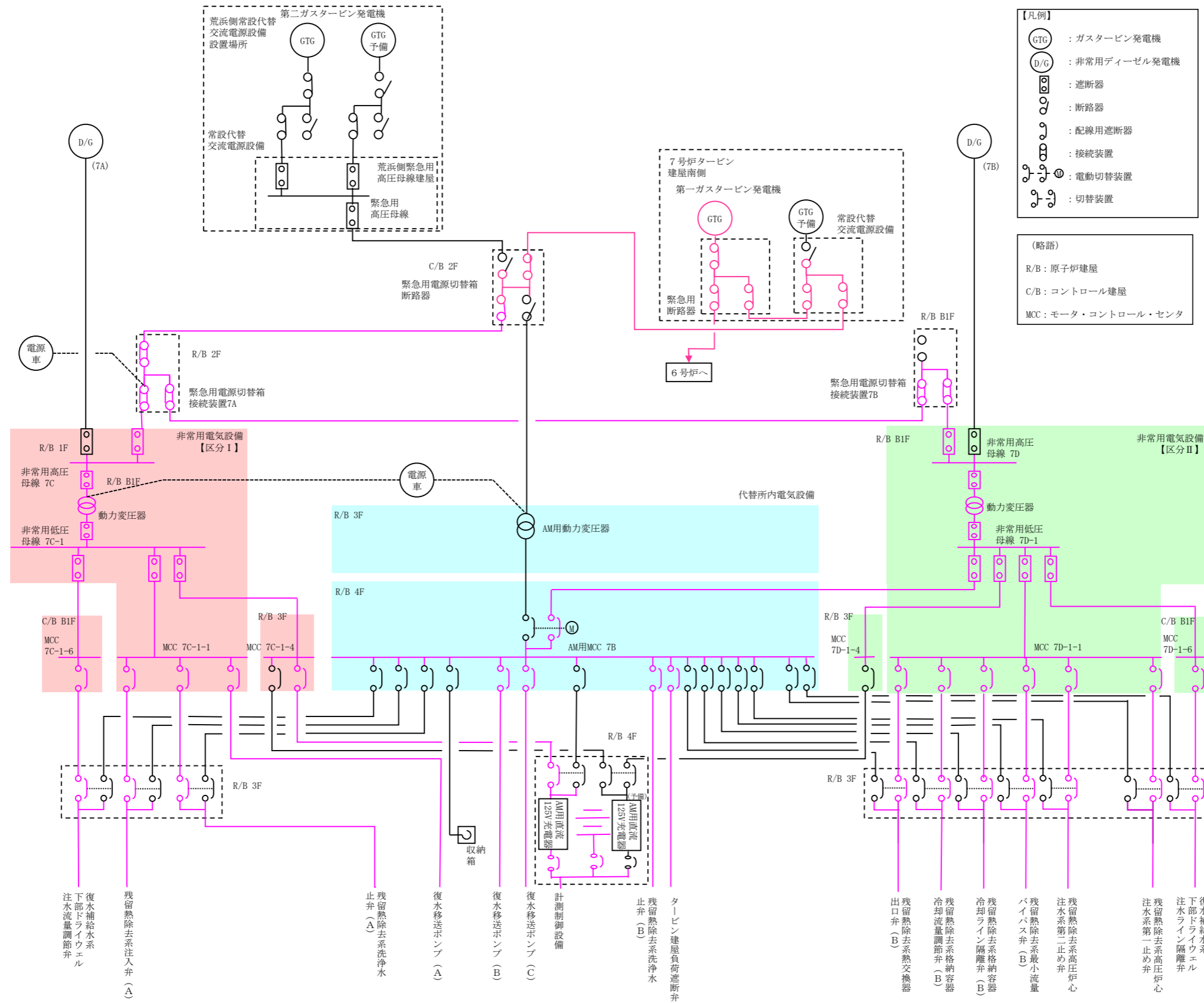
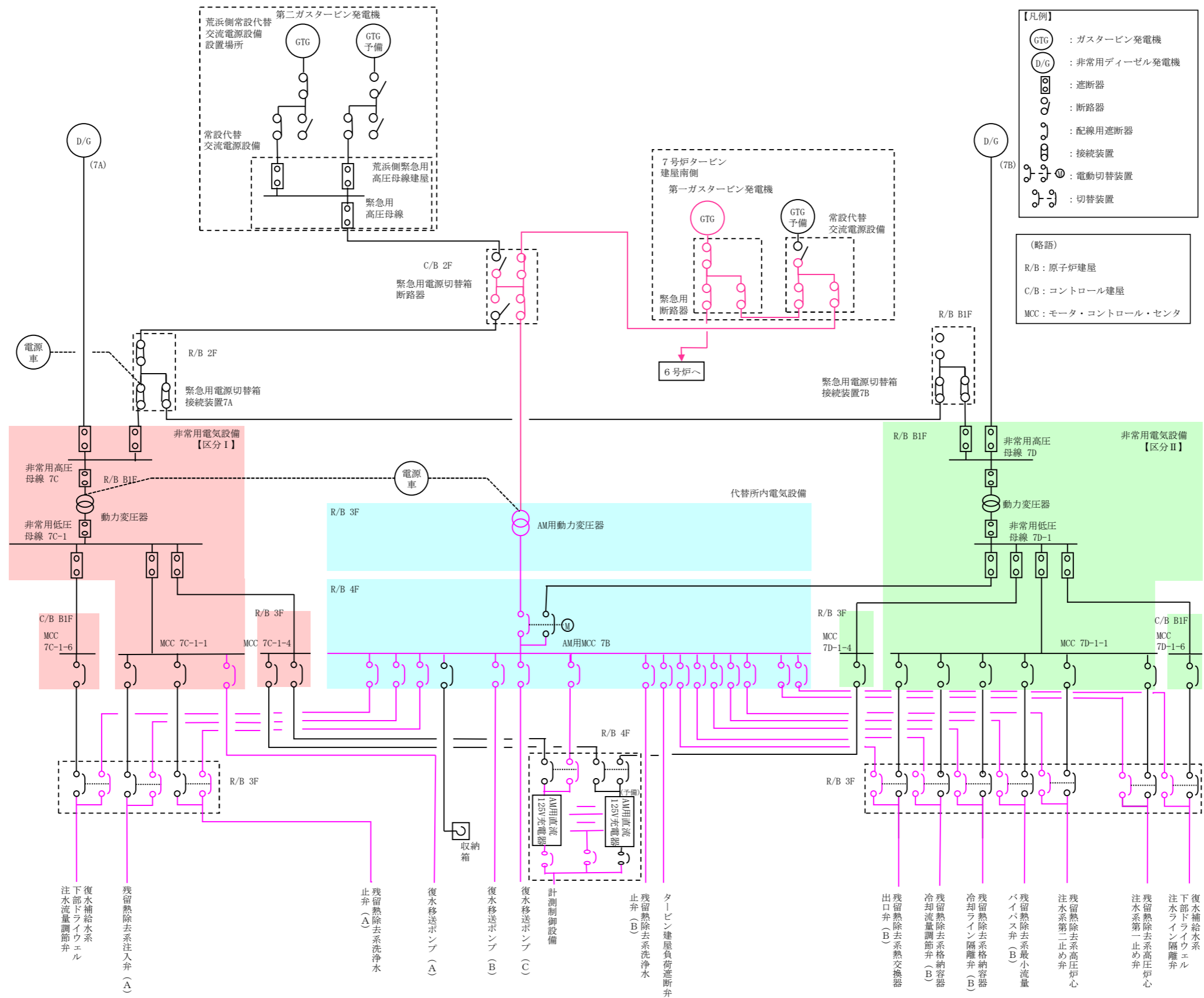


図 1.3.3-2 代替循環冷却系の単線結線図 (代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時)



## 2. 代替循環冷却系の成立性確認

### 2.1 有効性評価シナリオの成立性

#### 2.1.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している。

炉心損傷前の有効性評価において格納容器ベントを実施するシナリオは、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA 時注水機能喪失等があり、22.5 時間後より以前に格納容器ベント実施することになるため、格納容器ベントまでに代替循環冷却系の運転開始をすることはできない。しかしながら、最も格納容器ベント時の実効線量が高い全交流動力電源喪失の敷地境界外での実効線量の評価結果は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合は約  $9.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$  であるが、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約  $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$  であり、敷地境界外での実効線量の 5mSv を大きく下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、格納容器ベント後においても、代替循環冷却系はサプレッション・チェンバ・プール水位上昇の抑制を更に確実にするための有効な対策となる。

また、代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用するものとする。

#### 2.1.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオ<sup>※1</sup>においても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。

※1 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオは原子炉への注水ができず、原子炉圧力容器が破損する場合について評価しており、格納容器スプレイ及び格納容器下部への注水を実施している。また、代替循環冷却系の運転開始は事故後 20.5 時間以降として成立性を評価しているが、このうち代替原子炉補機冷却系の準備時間については「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオとの違いは無い。なお、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している理由は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後の原子炉水位の制御操作等、同シナリオ固有の代替循環冷却系に切り替える上での準備操作によるものである。

なお、高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）に対しては、重大事故等対処設備である高圧代替注水系による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能であ

る。また、耐圧強化ベント系によるベント実施により格納容器の健全性も維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。高圧代替注水系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」にて確認している。

## 2.2 代替循環冷却系の操作性

### 2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性

代替循環冷却運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視ができること
- (2) 可搬型代替注水系による原子炉注水<sup>※1</sup>，格納容器ベント操作ができること
- (3) 残留熱除去系の復旧作業ができること

※1 原子炉への注水ができない状態において、原子炉圧力容器の破損を確認した場合は格納容器下部への注水を実施する。

#### (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視

代替循環冷却運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋での手動弁の操作が必要であるが、操作は運転開始前のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。(表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照)

また、運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

代替循環冷却運転を開始した後は、復水移送ポンプの運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉注水流量を復水補給水系流量(原子炉圧力容器)で、格納容器スプレイ流量を復水補給水系流量(原子炉格納容器)で、格納容器下部注水流量を復水補給水系流量(原子炉格納容器)にて監視する。

代替循環冷却運転による系統水冷却状況を、復水補給水系温度(代替循環冷却)及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により確認する。

代替循環冷却運転の効果を、原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サブプレッション・チェンバ・プール水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、代替循環冷却運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、代替循環冷却運転時には原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量及び格納容器下部注水流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。(表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照)

その他の作業としては、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

なお、代替循環冷却運転の評価は、事故発生 22.5 時間後としているが、対応要員が早期

に確保され代替循環冷却運転の判断がされた場合は、評価上の時間を待つことなく運転を開始する。その場合の対応について「別紙-5」に記す。

表 2.2.1-1 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番
残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)
復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)
復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)
復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)
残留熱除去系注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(p)
復水補給水系下部ドライウエル注入ライン隔離弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(s)
復水移送ポンプ(B)	運転開始時	起動	中央制御室	(i)
復水移送ポンプ(C)	運転開始時	起動	中央制御室	(j)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	運転開始時	弁開	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	運転開始時	弁開	中央制御室	(m)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(t)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(l)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(m)
残留熱除去系注入弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(p)
復水補給水系下部ドライウエル注入ライン隔離弁	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(s)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(t)
残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(q)
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する

- ・復水補給水系流量
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位

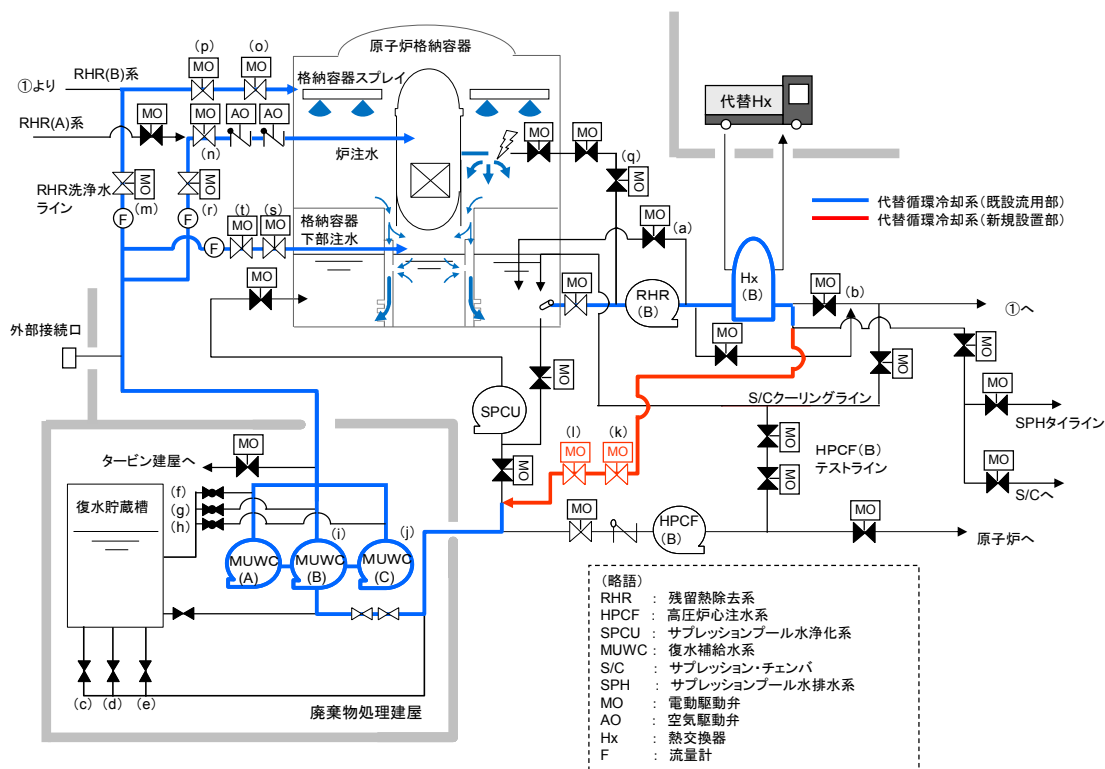


図 2.2.1-1 代替循環冷却系 概略図

(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作

代替循環冷却運転開始前に，代替原子炉注水として低圧代替注水系（可搬型）の準備が必要となる。これは屋外作業であり，格納容器ベント操作前であるため作業環境は維持されている。

代替循環冷却運転への切替操作時及び代替循環冷却運転開始後に機能喪失した場合の対応として，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作が必要となる。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は，代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で，注水操作を屋外で実施することにより，建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。

格納容器ベント操作について，操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり，これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため，代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお，何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は，放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお，これらの操作位置は二次格納施設外であっても，代替循環冷却運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため，放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し，必要に応じて放射線防護対策を施す。



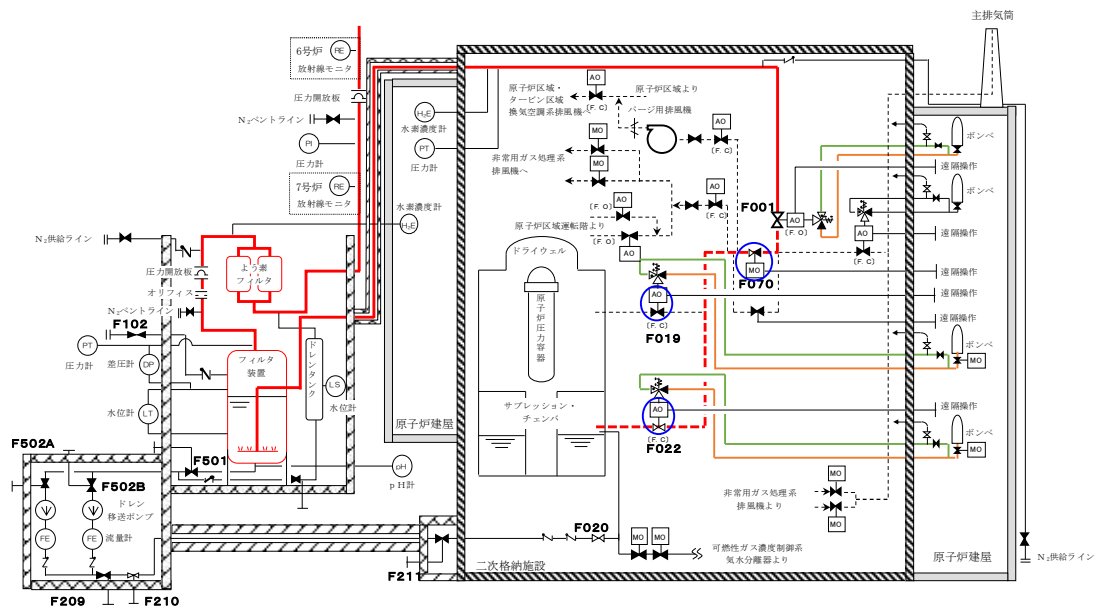


図 2.2.1-2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

	6号炉	7号炉
F022 (一次隔離弁 S/C)	弁① (図 2.2.1-3)	弁① (図 2.2.1-5)
F019 (一次隔離弁 D/W)	弁② (図 2.2.1-4)	弁② (図 2.2.1-6)
F070 (二次隔離弁)	弁③ (図 2.2.1-4)	弁③ (図 2.2.1-6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.2.1-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)

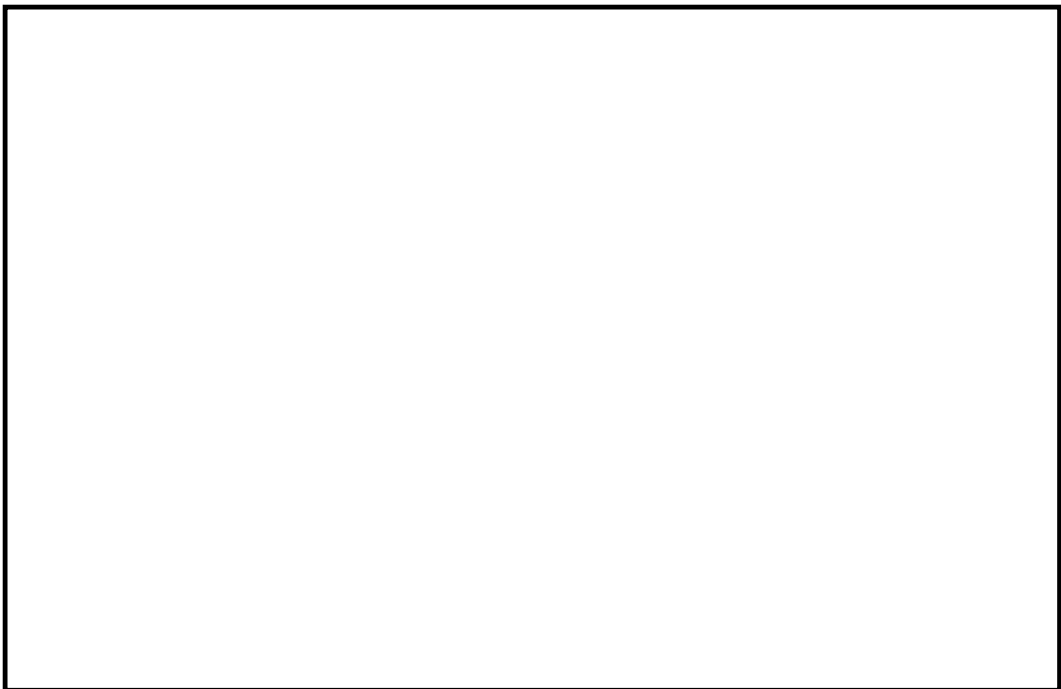


図 2.2.1-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階及び地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

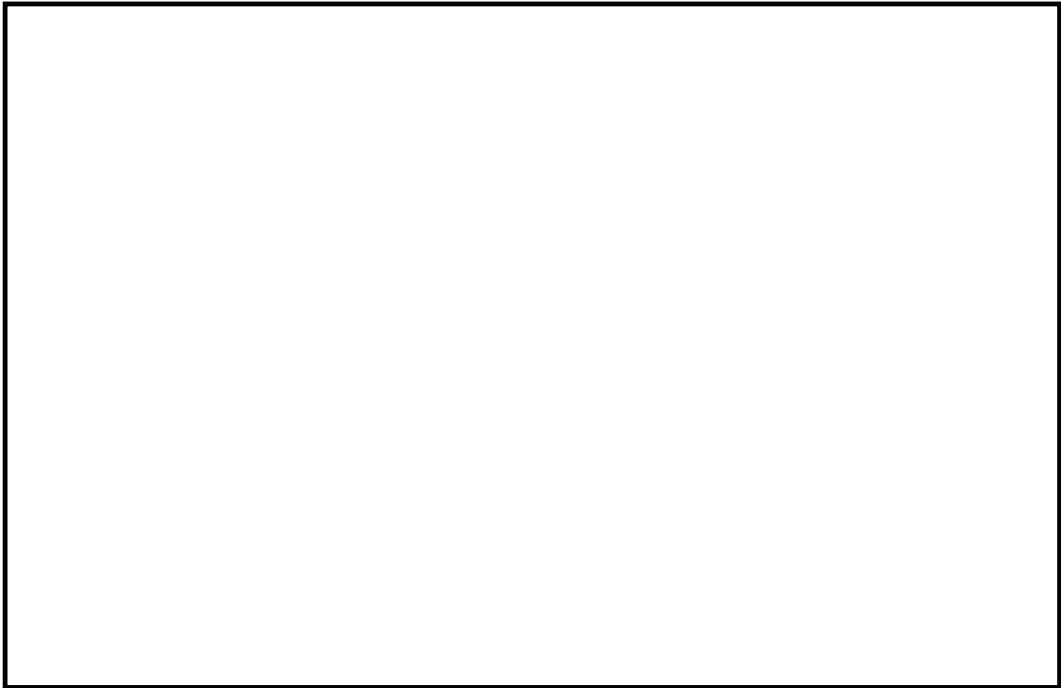


図 2.2.1-5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)

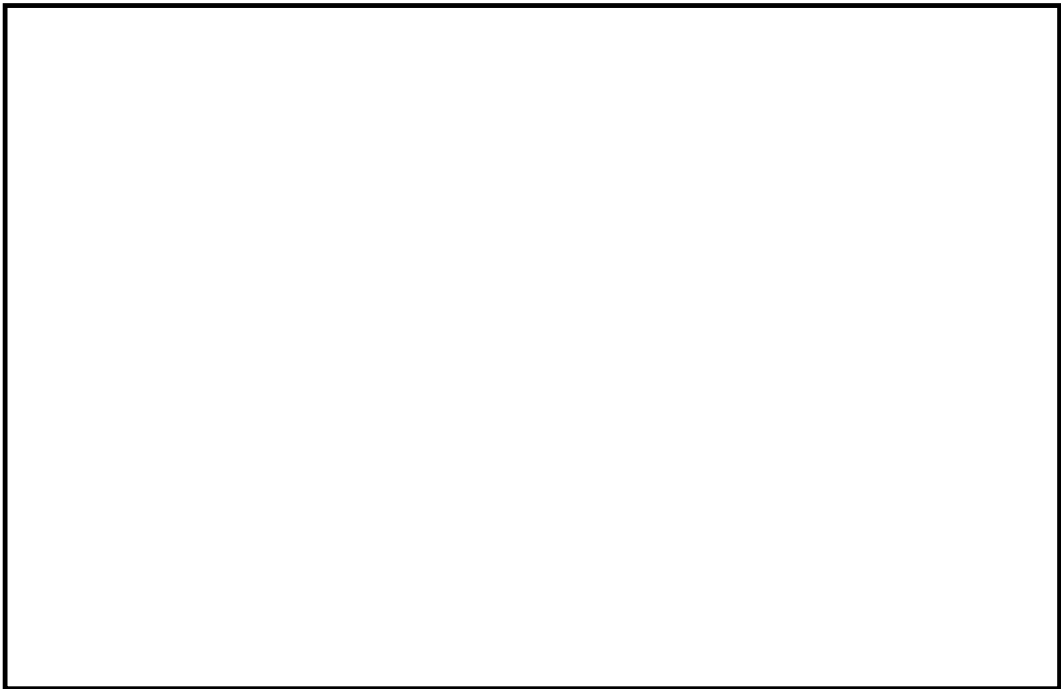


図 2.2.1-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階及び地上4階)

### (3) 残留熱除去系の復旧作業

代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、代替循環冷却運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

代替循環冷却系では、サプレッション・チェンバからの吸込み、及び、原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系も想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却運転の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

6号炉については、図2.2.1-7に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室並びに上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

7号炉については、図2.2.1-8に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。このときの上部ハッチ付近の線量評価結果を以下に示す。

線源となる配管は図2.2.1-8にて青ラインで示す口径150Aの配管であるが、保守的に口径500Aの配管中にサプレッション・プール水が満たされているものとして評価した。また、サプレッション・プール水中の放射性物質の濃度の評価に当たり、セシウム及びヨウ素については炉内内蔵量の全量がサプレッション・プール水中に溶け込んだものと想定した。評価モデル図を図2.2.1-9に示す。

評価の結果、事故発生後30日間経過した場合、上部ハッチ付近（線源となる配管からの距離が10mの地点）において約500mSv/hとなった。

作業場所が高線量である場合は、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の作業で使われているような移動式遮蔽体等を用いることで、当該箇所へのアクセス、復旧作業への影響がないように適切に対策を講じる。移動式遮蔽体を用いた場合の一例を図2.2.1-10に示す。なお、前述の線量率（約500mSv/h）を約20mSv/hに低減することを想定した場合に必要な遮蔽厚さ（減衰率：0.04）は、遮蔽体が鉄の場合約11cmとなる（図2.2.1-11参照）。

$$\begin{aligned} \text{減衰率} &= \text{低減後の線量率 (mSv/h)} / \text{上部ハッチ付近の線量率 (mSv/h)} \\ &= 20 / 500 \\ &= 0.04 \end{aligned}$$

これが上記のとおり保守的な配管口径を想定した遮蔽厚さになるが、実際の配管口径が150Aであることを踏まえ、移動式遮蔽体は適切な遮蔽効果を有し、構造強度を有する設計とする。

これらの遮蔽を現場状況に応じて適切に設置すること等で放射線防護の対策を講じる。

なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

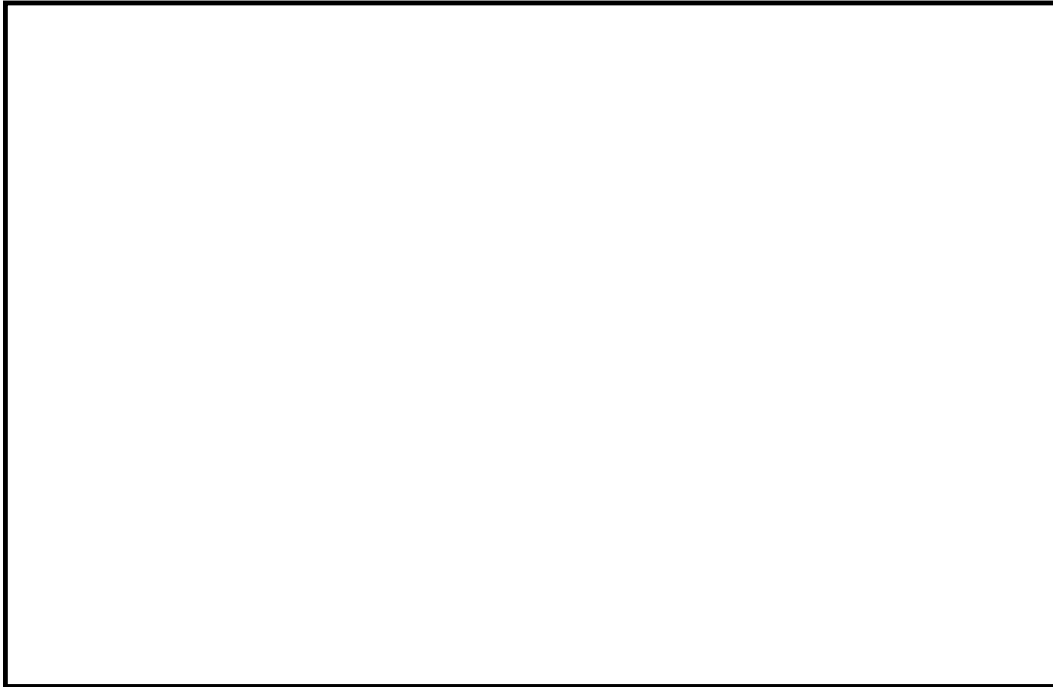


図 2.2.1-7 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

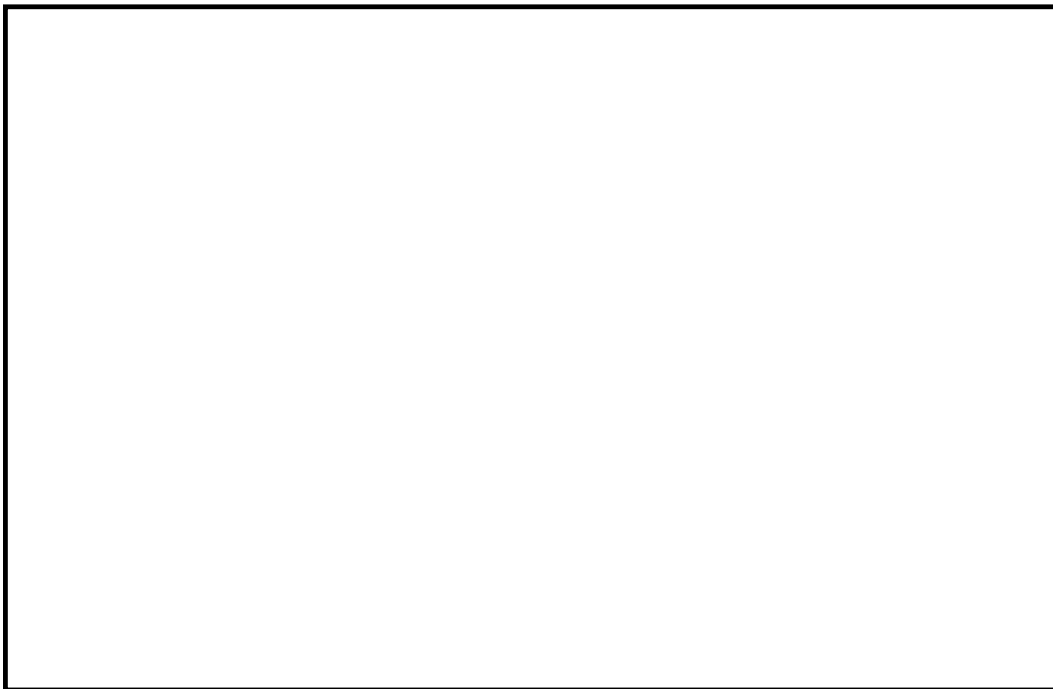
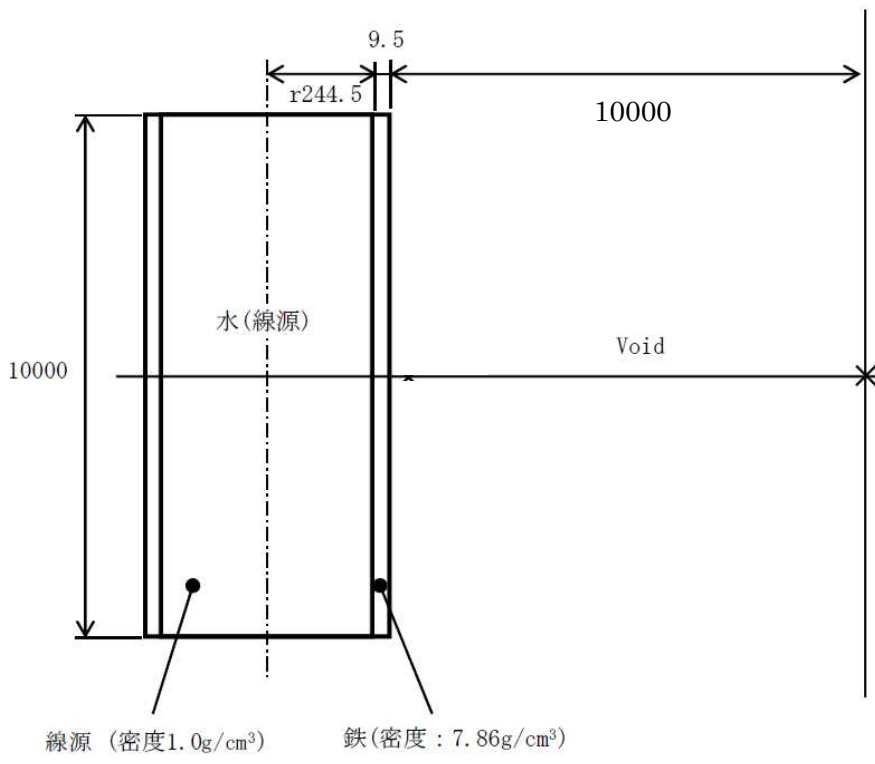


図 2.2.1-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



QAD-CGGP2R コードを用いて評価

× : 評価点  
(単位: mm)

図 2.2.1-9 RHR(C) ポンプ室上部ハッチ付近 線量評価モデル

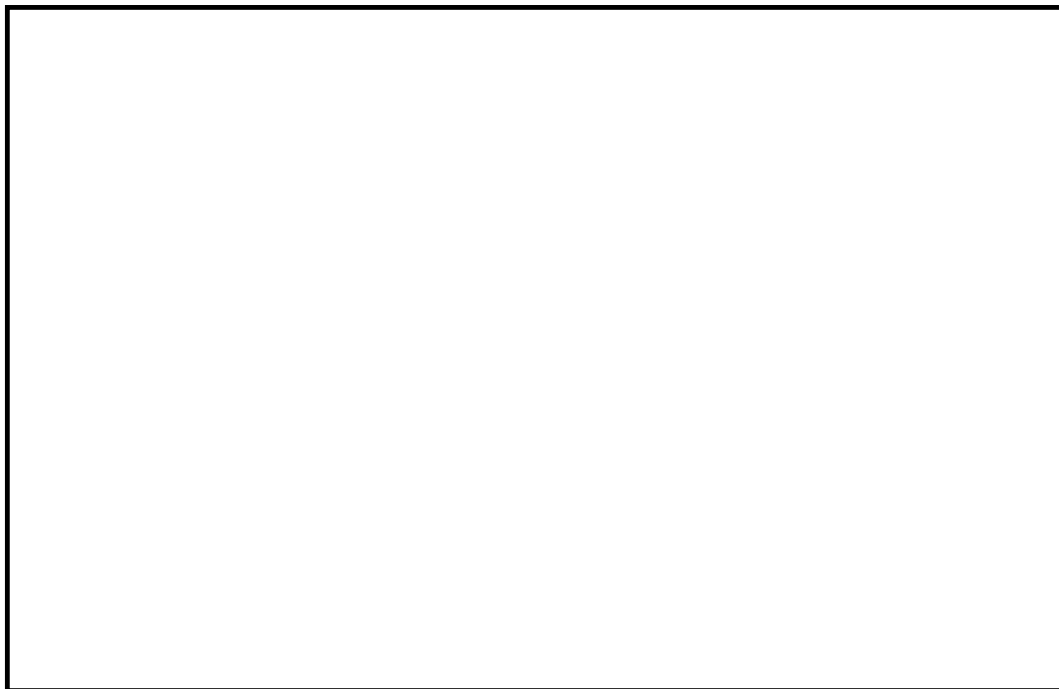


図 2.2.1-10 7号炉 RHR(C) ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

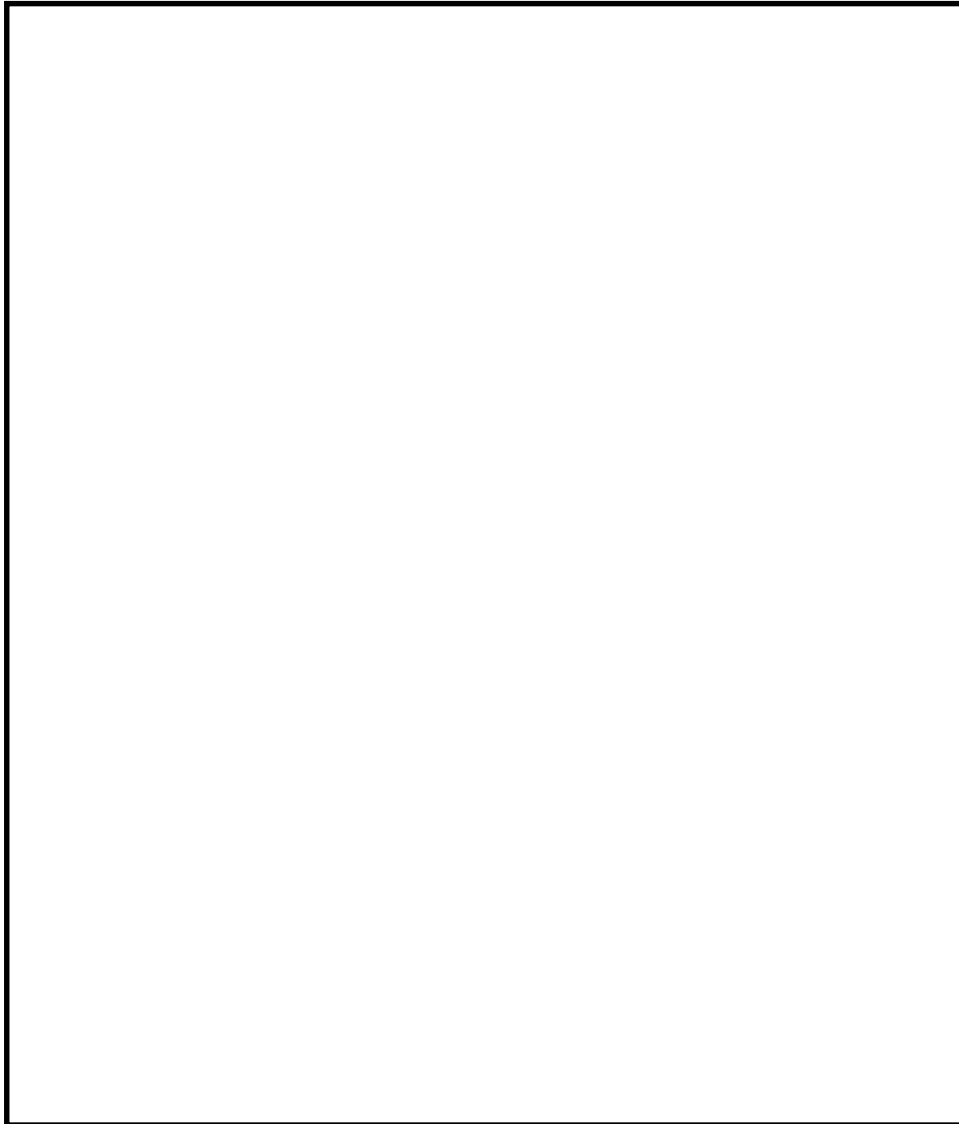


図 2.2.1-11 遮蔽体（鉄，鉛）の減衰率（QAD-CGGP2R コードを用いて評価）



### 2.2.2 操作概要について

「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用した場合）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

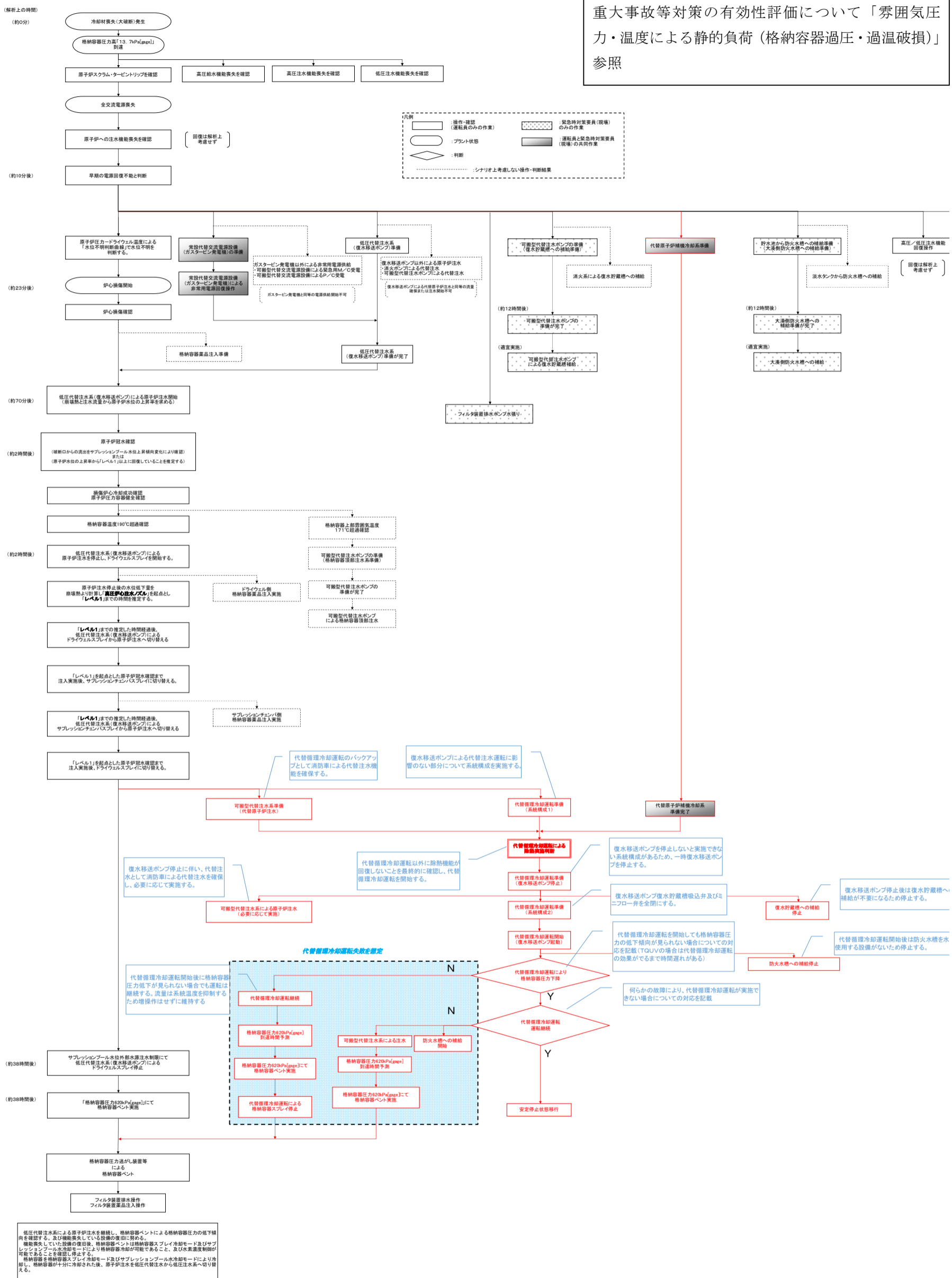


図 2.2.2-1 代替循環冷却運転の手順概要 (格納容器過圧・過温破損シナリオの場合)「全体図」

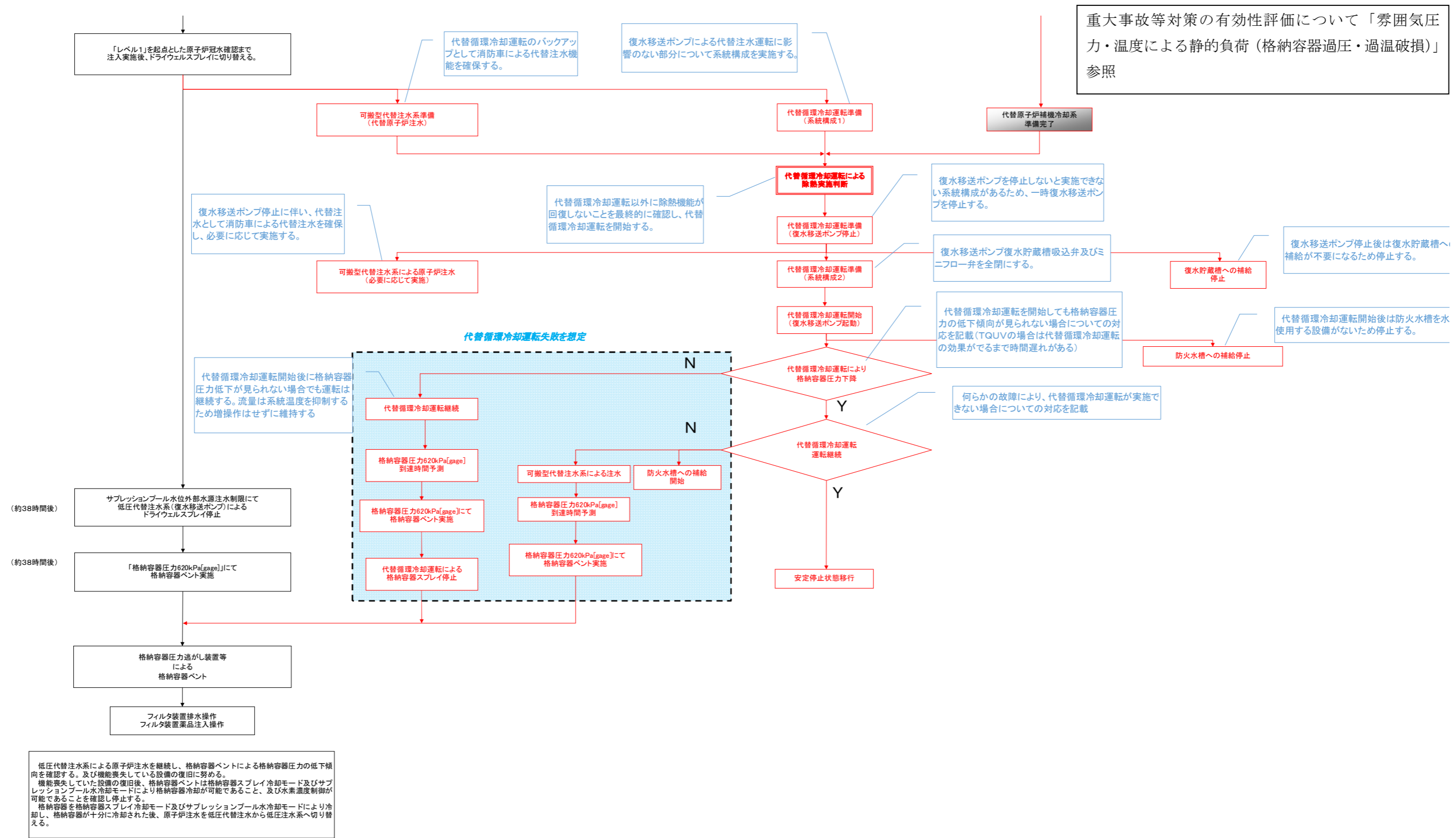


図 2.2.2-2 代替循環冷却運転の手順概要（格納容器過圧・過温破損シナリオの場合）「抜粋図」

(解析上の時間)  
(約0分)

(約1時間後)

(約1.4時間後)

(約3.7時間後)

(約5.7時間後)

(約7時間後)

(約8時間後)

(約8時間後)

(約20時間後)

(約20.5時間後)

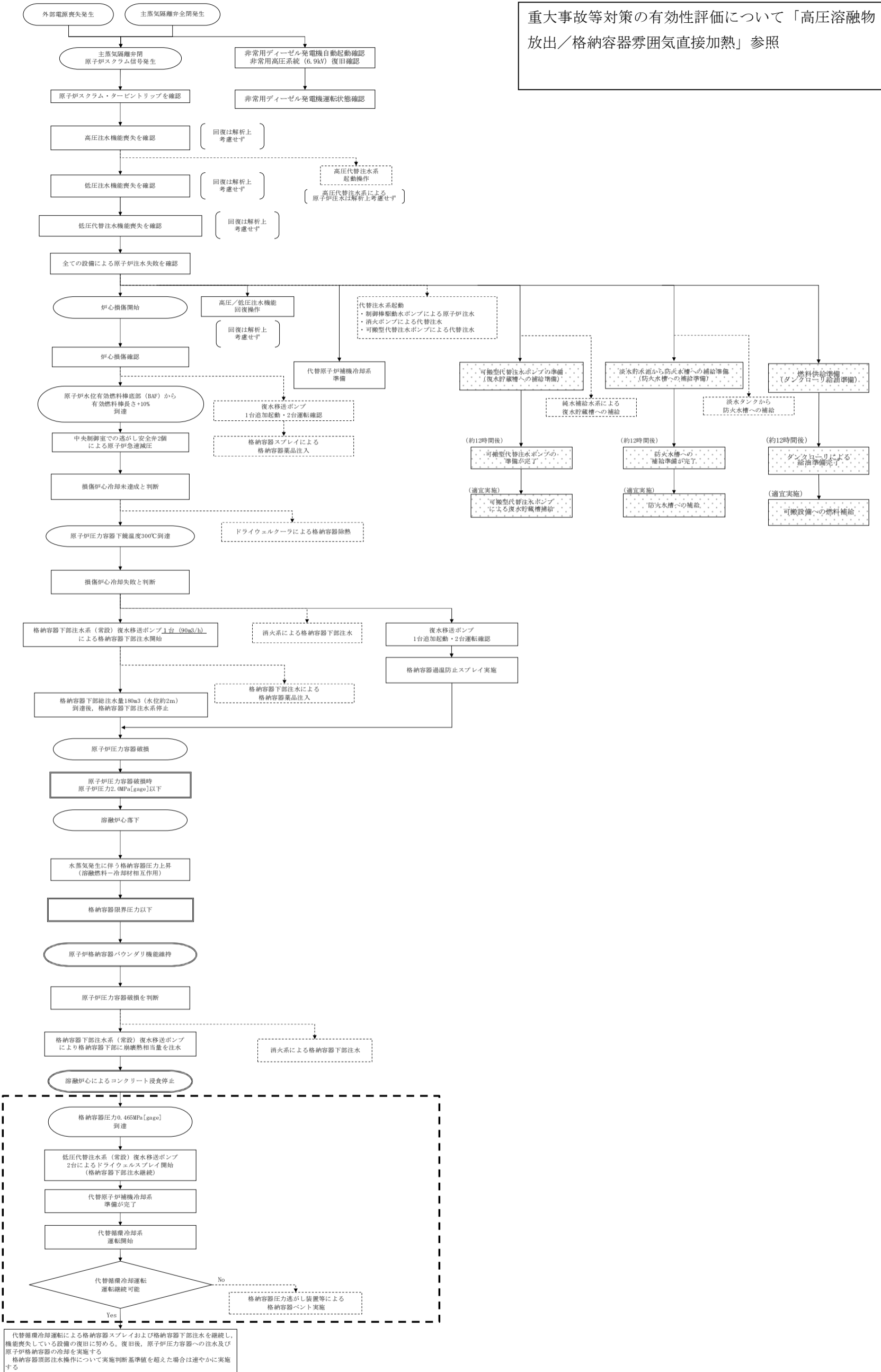


図 2.2.2-3 代替循環冷却運転の手順概要 (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合)

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(分)												備考					
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 原子炉スクラム ▼ プラント状況判断 ▼ 約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始																	
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・冷却材喪失(大破断)確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・全交流電源喪失確認 ・原子炉注水機能喪失確認	10分																	
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	非常用ディーゼル発電機 機能回復																		対応可能な要員により、対応する
外部電源 回復	-	-	-	-	-	-	外部電源 回復																		対応可能な要員により、対応する
高圧/低圧注水機能喪失調査、 復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、低圧注水系 機能回復																		対応可能な要員により、対応する
常設代替交流電源設備 準備操作	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・受電前準備(中操)		20分																
	-	-	4人 C,D E,F	4人 c,d e,f	-	-	・現場移動 ・受電前準備(現場)			50分															
	-	-	-	-	6人		・現場移動 ・ガスタービン発電機健全性確認 ・緊急用M/C健全性確認 ・ガスタービン発電機給電準備 ・緊急用M/C給電準備		20分																
	-	-	-	-	(2人)		・ガスタービン発電機給電準備 ・ガスタービン発電機起動 ・緊急用M/C遮断器投入			10分															
常設代替交流電源設備 運転	-	-	-	-	(2人)		・ガスタービン発電機 運転状態監視																	適時実施	
常設代替交流電源設備からの 受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・M/C受電確認																		10分
	-	-	(4人) C,D E,F	(4人) c,d e,f	-	-	・M/C 受電 ・MCC 受電																		10分
低圧代替注水系(常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系ラインアップ																		5分
	-	-	(2人) C,D	(2人) c,d	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※復水行蔵槽吸込ライン切替																		30分

図 2.2.2-4 代替循環冷却運転の作業と所要時間(0~120分後)「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)																	備考										
	運転員(中操)		運転員(現場)		緊急時対策要員(現場)			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34									
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
格納容器薬品注入操作(解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせた薬品注入を実施																											
格納容器薬品注入操作(解析上考慮せず)	-	-	(4人) C,D E,F	(4人) c,d e,f	-	-	格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせた薬品注入を実施																											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	2人	消防車による復水貯蔵槽への注水準備(消防車移動、ホース敷設(防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分						継続実施																					復水貯蔵槽への補給停止後、復水貯蔵槽への補給を停止する
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人		現場移動 貯水池～防火水槽への系統構成、ホース張り 貯水池から防火水槽への補給	90分						継続実施											復水貯蔵槽への補給停止後も、代替循環冷却運転開始まで消防車による代替注水を実施する必要があるため、防火水槽への補給は継続する										
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	現場移動 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分						継続実施																					
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	10時間																											
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人(参集)	5人(参集)	消防車による原子炉への注水準備(消防車移動、ホース敷設(防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分						この時間内に実施																					
代替循環冷却運転 準備操作(系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ	30分			この時間内に実施																								
代替循環冷却運転 準備操作(系統構成2)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	復水移送ポンプ停止 中央制御室ラインアップ	30分																											
代替循環冷却運転開始	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動 低圧注水系注入、格納容器スプレイ弁操作	60分																											
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	5分																											
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	(2人)	(2人)	低圧注水系 注入弁操作 消防車による原子炉への注水	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。 外部注水管の漏洩等は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ開する(代替循環冷却運転時の「ワンダリ」確保のため)						継続実施																					
燃料供給準備	-	-	-	-	2人		軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分						継続実施											タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給										
燃料給油作業	-	-	-	-	2人		消防車への給油 電源車への供給	継続実施																											
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	14人(参集要員36人)																														

以上が、代替循環冷却運転による格納容器ベント回避のシナリオ  
 以下は、代替循環冷却運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ  
 (\* 2時間後に代替循環冷却運転に失敗し、事故後30時間で格納容器ベントに至ることを想定)

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)																	備考										
	運転員(中操)		運転員(現場)		緊急時対策要員(現場)			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34									
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	20時間 低圧代替注水 停止 20時間 代替循環冷却運転 開始 30時間 格納容器ベント 実施																											
可搬型代替注水系による原子炉・格納容器への注水	-	-	-	-	(2人)	(2人)	現場移動 消防車再起動 消防車による原子炉への注水	60分						継続実施																					現場確認中(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	(2人)	現場移動 防火水槽への補給再開 貯水池から防火水槽への補給	60分						継続実施																					現場確認中(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	30分																											
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	ベント準備	60分						この時間内に実施																					格納容器ベント前に第2待避所へ待避準備及び待避を実施する
格納容器ベント準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	ベント準備	60分						この時間内に実施																					格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
格納容器ベント準備操作	-	-	-	-	(2人)	(2人)	フィルタ装置水位調整準備(排水ライン水張り)	60分						この時間内に実施																					格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	(2人)	(2人)	格納容器ベント操作 ベント状態監視 フィルタ装置水位調整	格納容器ベント操作後、選定ベント状態監視 選定ベント状態監視 選定実施																											格納容器ベント操作後第1待避所へ待避し、ベント状態を監視する 中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	選定実施																											現場確認中(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
燃料供給準備	-	-	-	-	(2人)		軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分						継続実施																					タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)		消防車への給油 電源車への供給	継続実施																											作業中断(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する

図 2.2.2-5 循環冷却運転の作業と所要時間(0~34時間後)「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

重大事故等対策の有効性評価について「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間 (時間)												備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡																
	指揮者	6号	7号	当直副長	1人	号炉毎運転操作指揮																
通報連絡者	緊急時対策要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡																	
		運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
		6号	7号	6号	7号	6号	7号															
状況判断	2人 A, B	2人 C, D	-	-	-	-	-	外部電源喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 非常用ディーゼル発電機起動確認 全ての原子炉注水機能喪失確認	10分													
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (概算上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	原子炉隔離時冷却系、高压炉心注水系、残留熱除去系 機能回復	5分													対応可能な要員により対応する
格納容器薬品注入操作 (概算上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動/運転確認 残留熱除去系 スプレー作動 放射線防護準備/装備	5分	60分											要員を確保して対応する	
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	格納容器下部への注水準備 低圧代替注水系 (常設) ラインアップ 放射線防護準備/装備	10分	40分												
原子炉急減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	放射線防護準備/装備 現場移動 非常用ディーゼル発電機起動/運転確認	10分	30分												
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	原子炉注水機能喪失時の初期注水 放射線防護準備/装備	10分	約3.7時間 原子炉注水有効燃料棒底部 (BAF) +10%燃料有効長到達 約3.7時間 原子炉注水有効燃料棒底部 (BAF) +10%燃料有効長到達 約3.7時間 原子炉注水有効燃料棒底部 (BAF) +10%燃料有効長到達												
格納容器薬品注入操作 (概算上考慮せず)	-	-	2人 B, F	2人 b, f	-	-	-	放射線防護準備/装備 格納容器下部注水に合わせた薬品注入	10分	格納容器下部に 残留熱相当量を継続注水											要員を確保して対応する	
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動/運転確認 放射線防護準備/装備	30分	格納容器薬品注入操作において 実施済みとなる												
代替格納容器スプレー冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	残留熱除去系 スプレー作動 放射線防護準備/装備	10分	原子炉注水機能喪失後 継続実施											格納容器注水速度制御流量 「70m <sup>3</sup> /h」	
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	-	放射線防護準備/装備 現場移動 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ 放射線防護準備/装備	10分	300分												
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	2人 ※1	2人 ※1	-	放射線防護準備/装備 現場移動 淡水貯水池～防火水櫃への系統構成、ホース水張り	10分	90分												
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人 ※2	2人 ※3	-	放射線防護準備/装備 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ移動、ホース敷設 (防火水櫃から可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替注水ポンプから接続口)、ホース接続)	10分	180分												
燃料給油準備	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	放射線防護準備/装備 軽油タンクからタンクローリへの補給	10分	90分											タンクローリ数量に応じて適宜 軽油タンクから補給	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※5	-	-	放射線防護準備/装備 電線車への給油	10分	適宜実施												
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	5人 ※7	5人 ※7	-	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	10分	適宜実施												
代替格納容器冷却運転 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	(2人) B, F	(2人) b, f	-	-	-	代替格納容器冷却運転 中央制御室ラインアップ 現場移動 代替格納容器冷却運転 現場ラインアップ (代替スプレーに影響のない部分)	30分	この時間内に実施												
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	原子炉注水機能喪失後の格納容器下部注水 放射線防護準備/装備	10分	格納容器下部に 残留熱相当量を継続注水												
代替格納容器スプレー冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	残留熱除去系 スプレー作動 放射線防護準備/装備	10分	465～300kPa [表9-2] で開欠スプレー												
代替格納容器冷却運転 (系統構成2)	(2人) A, B	(2人) a, b	(2人) B, F	(2人) b, f	-	-	-	復水移送ポンプ停止 代替格納容器冷却運転 中央制御室ラインアップ 現場移動 代替格納容器冷却運転 現場ラインアップ (復水貯蔵槽へ送水)	30分	30分												
代替格納容器冷却運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動 格納容器下部注水準備/装備	5分	5分												
代替格納容器冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	代替格納容器冷却運転による格納容器の状態監視	10分	適宜実施												
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	10分	適宜実施												
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	淡水貯水池～防火水櫃への補給	10分	適宜実施												
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※5	-	-	可搬型代替注水ポンプへの給油	10分	適宜実施												
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, B, F	4人 c, d, b, f	8人 ※1, ※2, ※3, ※4, ※5, ※7	8人 ※1, ※2, ※3, ※4, ※5, ※7	(参考要員20人)															

図 2.2.2-6 循環冷却運転の作業と所要時間「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合」

## 2.3 系統運転時の監視項目

### 2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

#### (1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

##### a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを抽出している。更に有効性評価では、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、SBO を重畳させ、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応を確認している。

よって、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

##### b) 重大事故等時の格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「格納容器過圧・過温破損」における審査において示したとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である格納容器内の気体の組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。

##### c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

###### ①測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要である。

###### ②測定が必要となる時間

図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点ですみやかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視は可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）の復旧がされない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって原子炉格納容器圧力は上昇し、原子炉格納容器限界圧力（2Pd）に到達するまでに格納容器ベント



を実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約 38 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約 38 時間までは、図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、G 値を設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$  とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは、事象発生から約 51 時間後である（図 2.3.1-3 及び図 2.3.1-4 参照）。これより、除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

更に、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

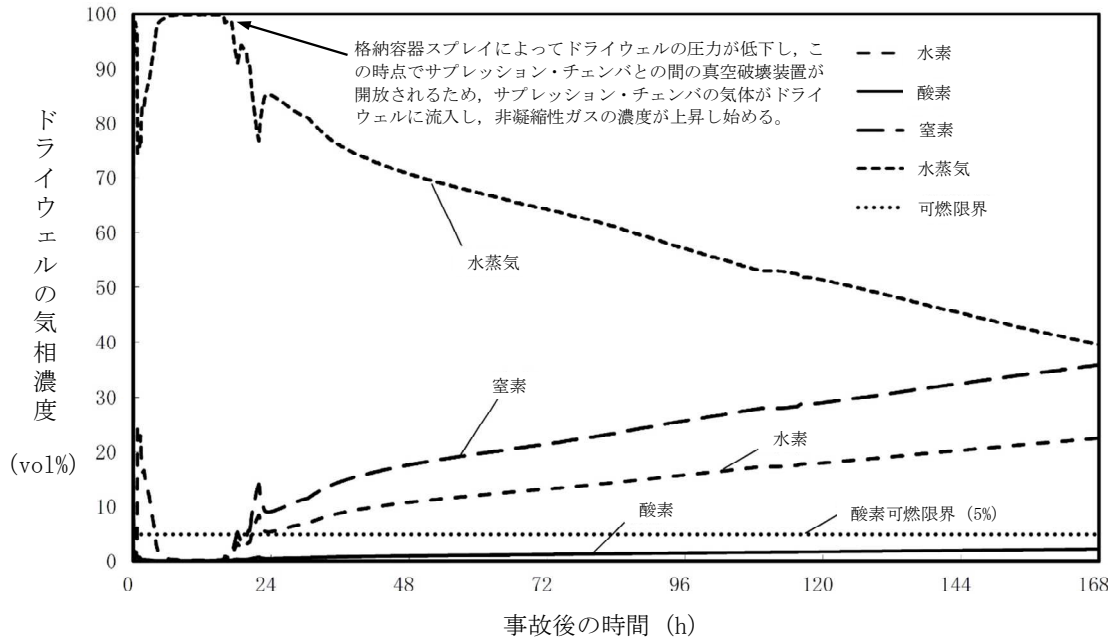


図 2.3.1-1 ドライウエル内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

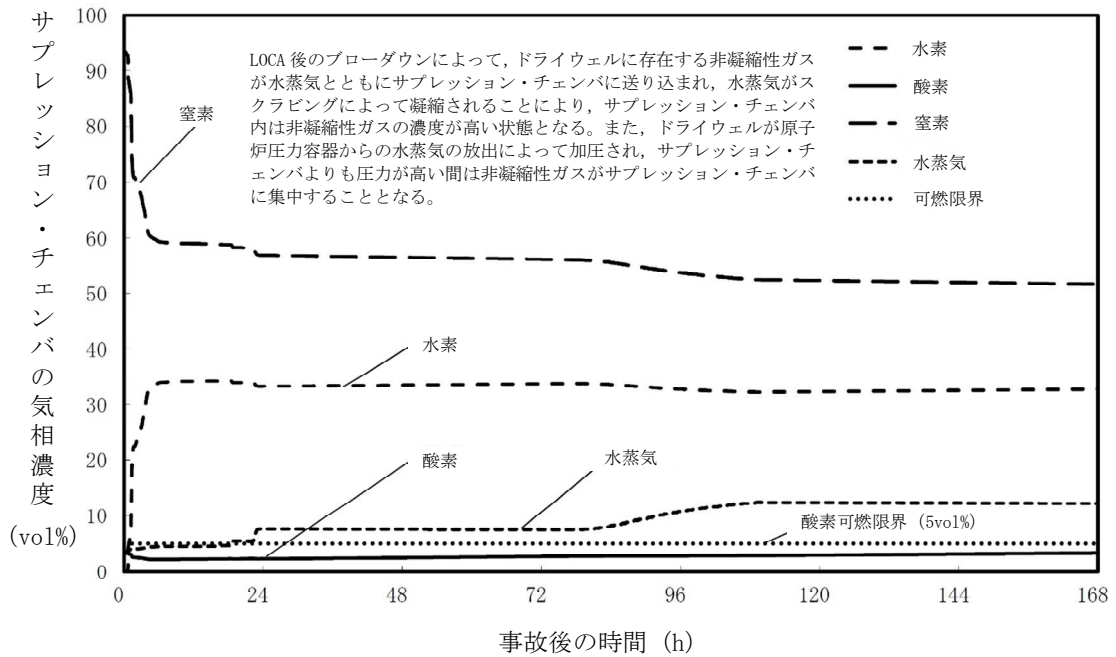


図 2.3.1-2 サブプレッション・チェンバ内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$  を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至るのは約 51 時間後となる。

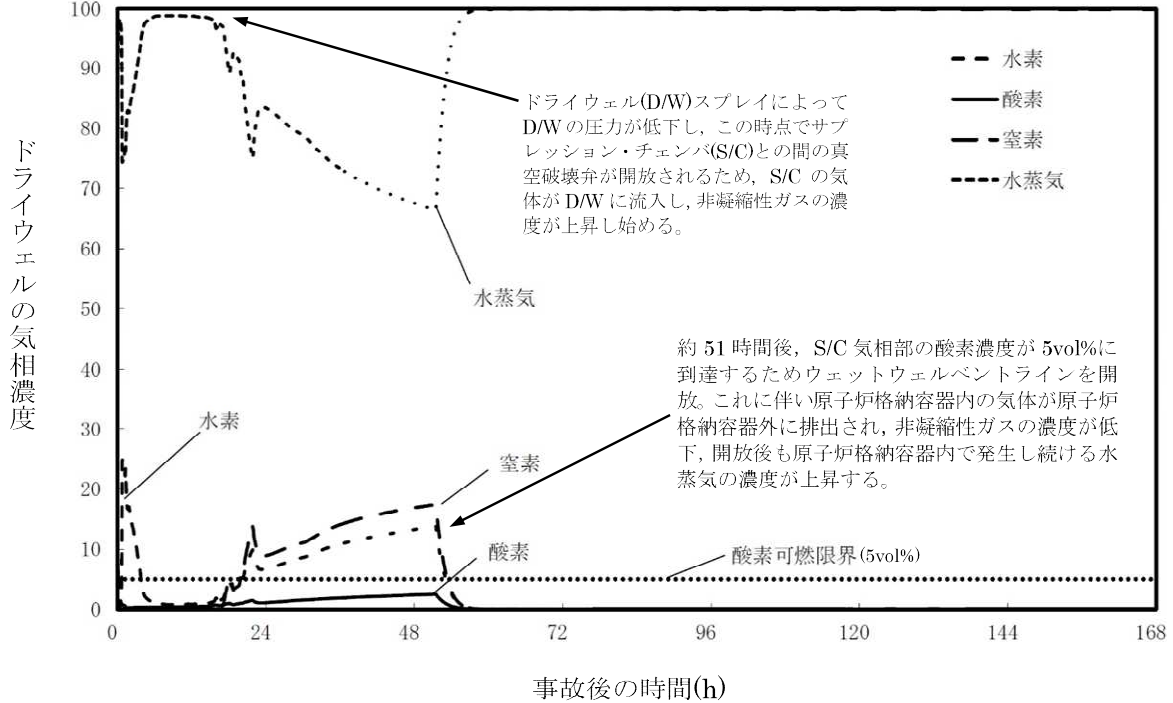


図 2.3.1-3 ドライウエル内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

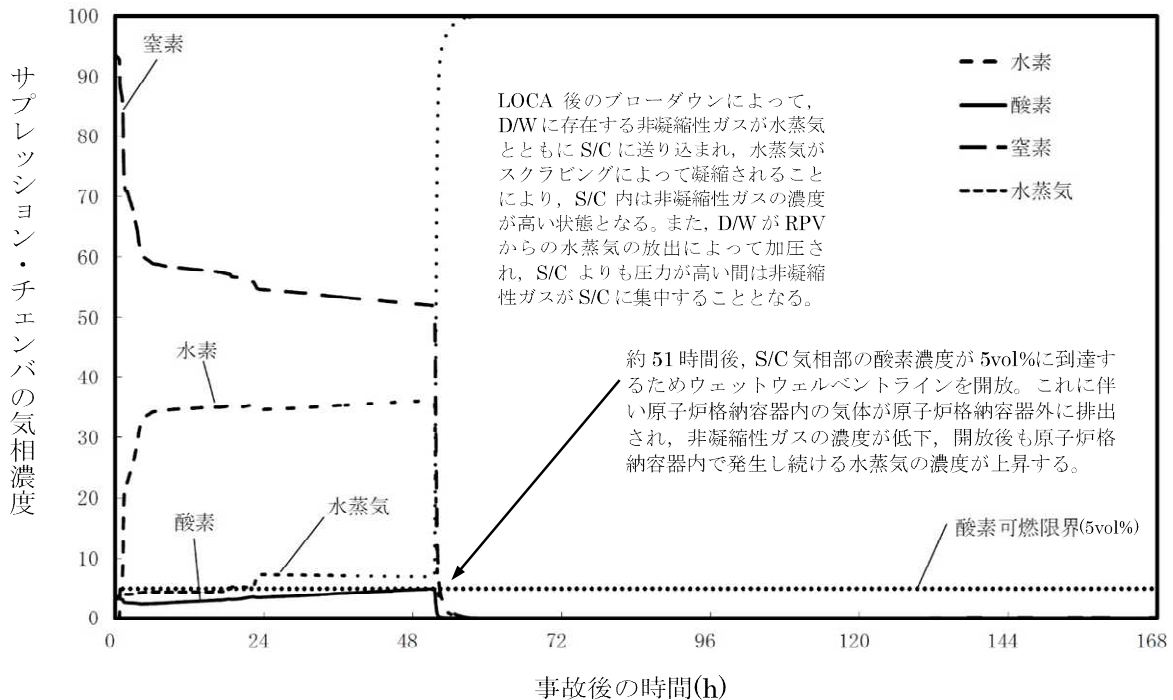


図 2.3.1-4 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は 4vol%，酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」における格納容器内の水素濃度・酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式	0～100vol%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、過酷事故環境下における G 値に基づき、7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合と 7 日間以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が 5vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が 5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、格納容器内に残る水素及びガス及び酸素ガスは無視しえる程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について」3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.5 G 値を設計

基準事故ベースとした場合の評価結果への影響 参照)。

b) 7日間以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 代替補機冷却系復旧以前における格納容器内の酸素濃度の推定

格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、約 22.5 時間以前に格納容器内の酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至らないことを確認しているが、約 22.5 時間以前において格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値 ( $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$ ) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。

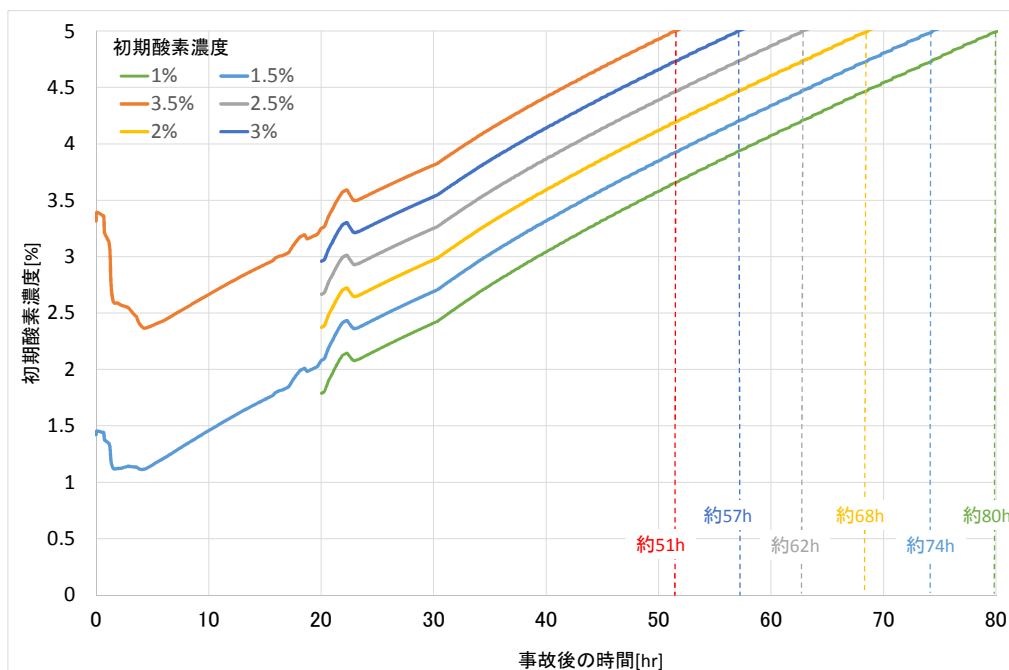


図 2.3.1-5 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力の変化を図 2.3.1-6 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

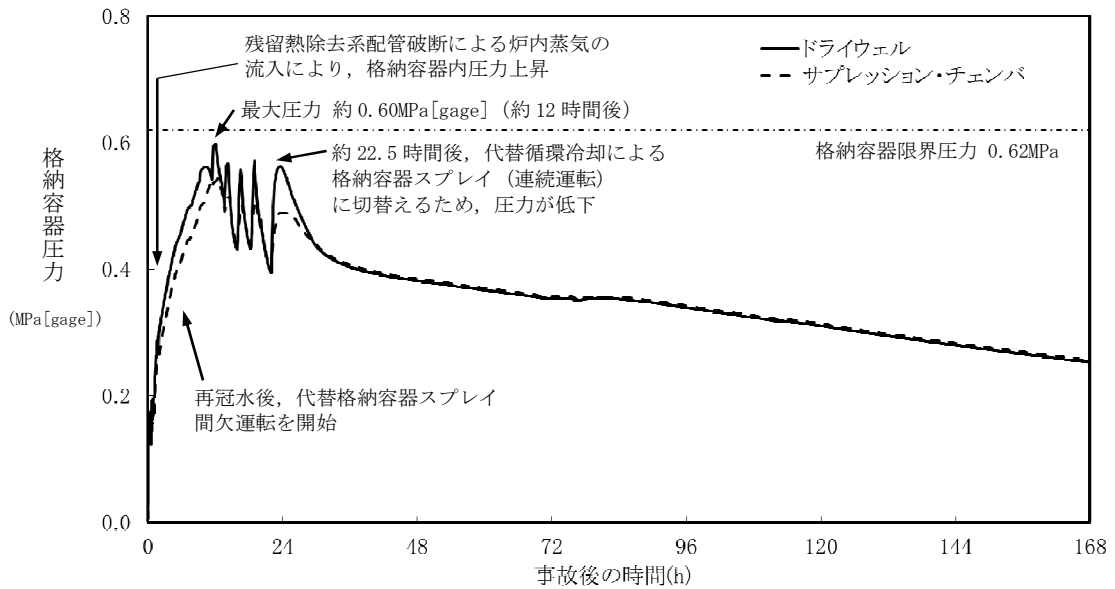


図 2.3.1-6 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力変化

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握できるため、計器誤差を考慮して対応することで操作に与える影響はない。

### 3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

#### 3.1 放射線による影響について

##### ① 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

代替循環冷却系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間 90 日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約  Gy であることが目安としてある。よって、代替循環冷却系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

##### ② 水の放射線分解による水素影響について

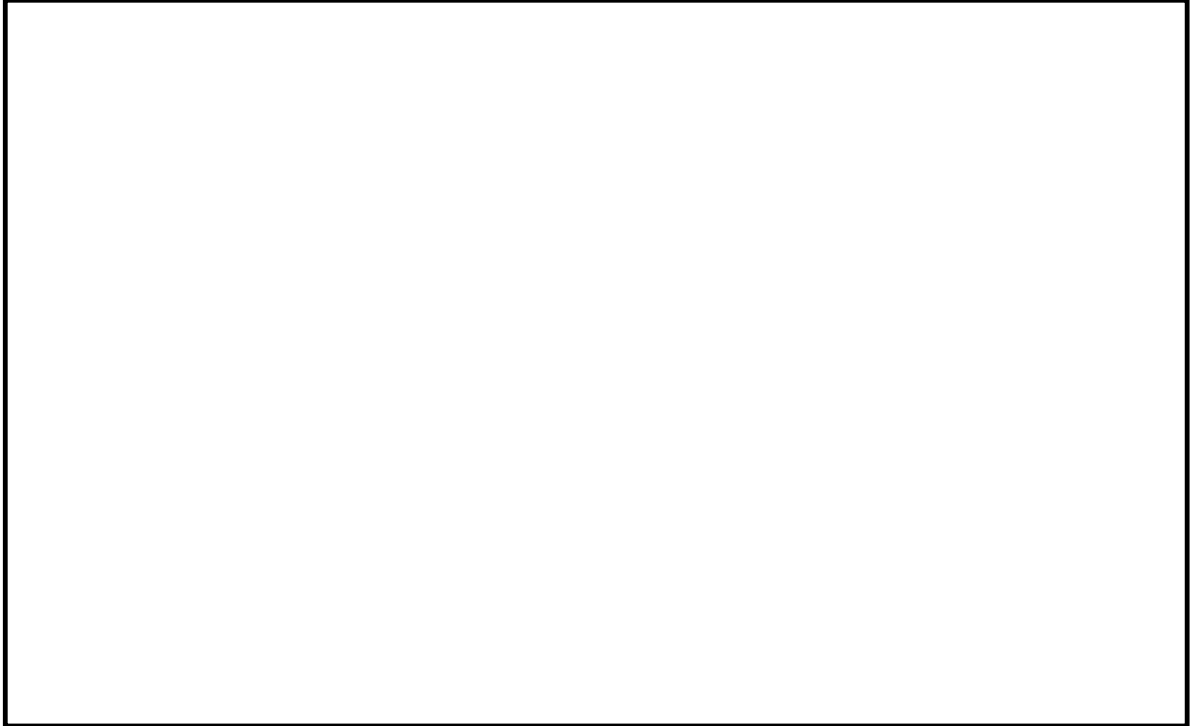
炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却運転中は配管内に流れがあり、又、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に低圧代替注水系（可搬型）から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

### 3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

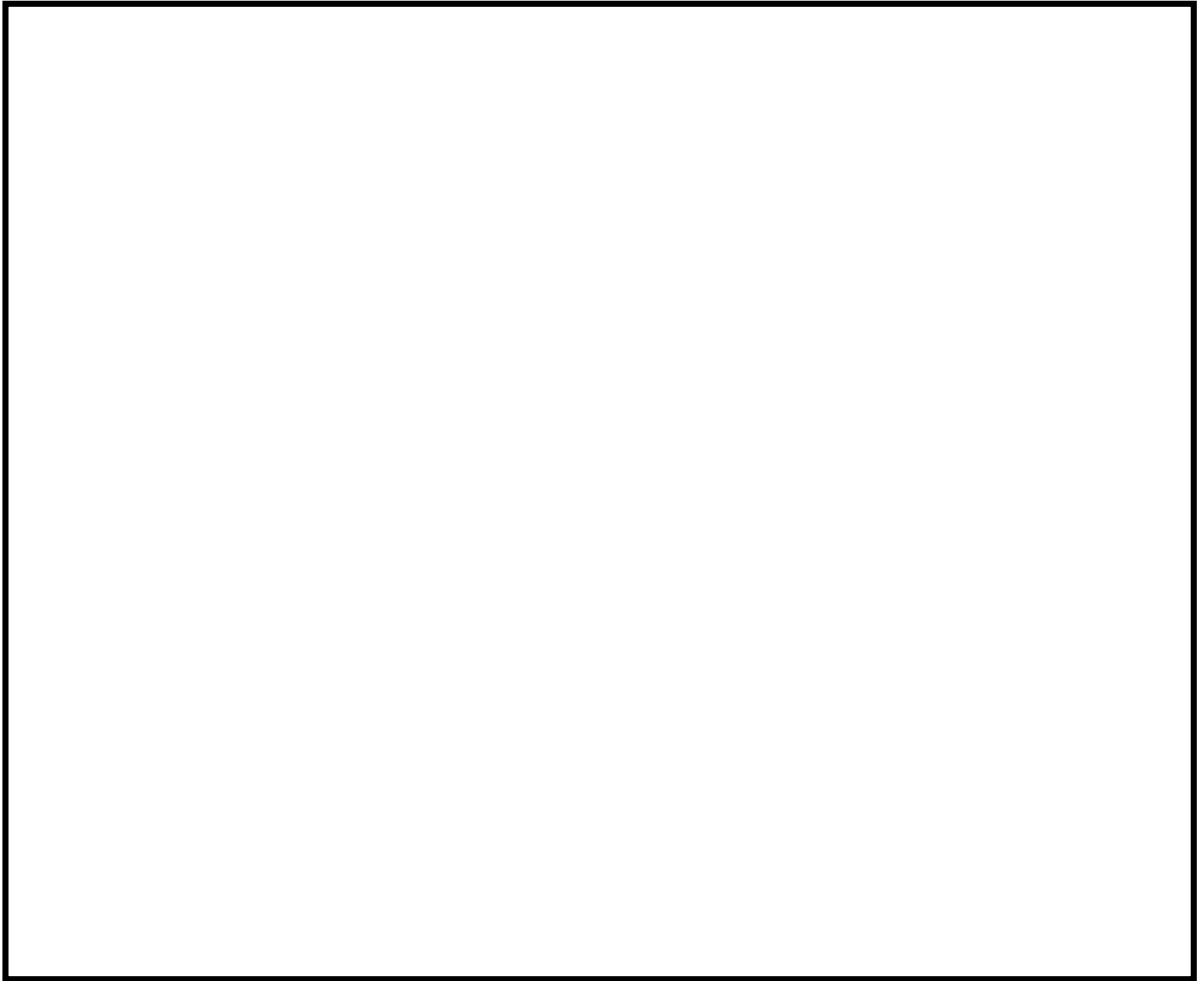


図 3. 2-1 航空機衝突が行われた場合の影響について

### 3.3 系統の健全性について

#### (1) 代替循環冷却運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却運転時に系統水の漏えいがないことを確認し、系統の健全性を示す。

代替循環冷却系は残留熱除去系、高圧炉心注水系、復水補給水系を組み合わせる重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。これら各系統を単独で通常どおりを使用する場合には系統水が漏えいしない設計としているが、代替循環冷却系は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

図 3.3-1 に示すとおり、代替循環冷却系は復水移送ポンプでサブプレッション・チェンバのプール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、代替循環冷却運転時は、残留熱除去系ポンプが停止している状態でポンプ内を流体が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水されるフラッシング水により温度上昇を抑えることが可能な設計としているが、ポンプ停止時に流体が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールにフラッシング水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

なお、残留熱除去系ポンプとは異なる軸封構造で、他系統からのシール水により軸封部をシールする構造のポンプがあった場合は、同様に影響の確認が必要であるが、代替循環冷却系統内に当該構造のポンプはない。

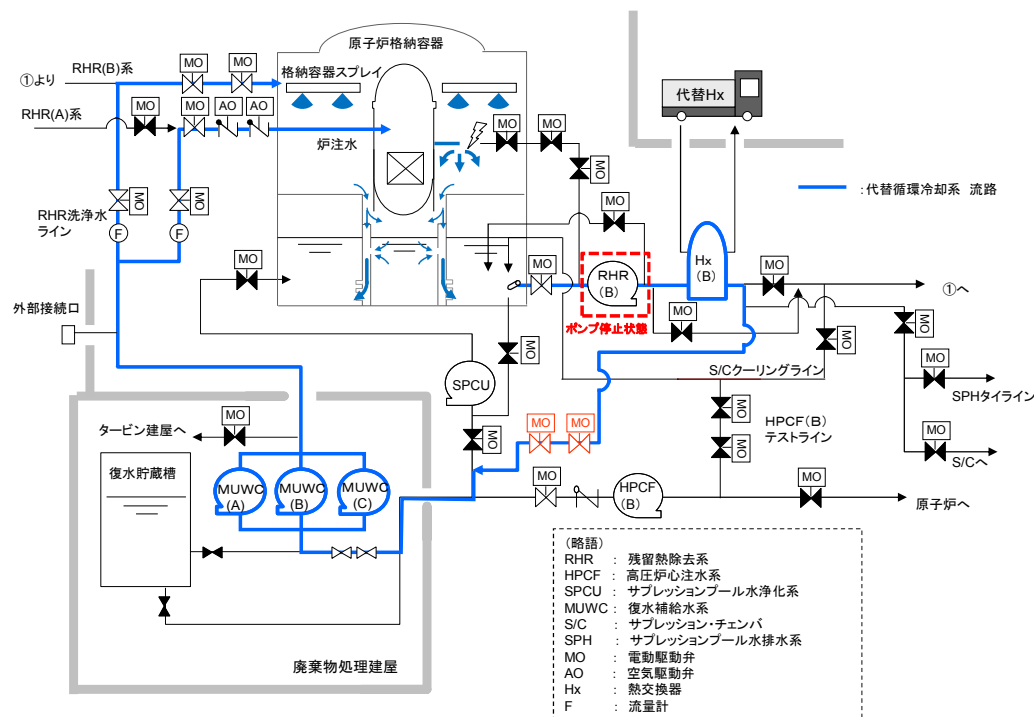


図 3.3-1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)

(2) 残留熱除去系ポンプ停止時のメカニカルシールのシール性について

残留熱除去系ポンプはメカニカルシールにより漏えいを防止する設計となっており、図 3.3-2 に示すとおりポンプ吐出水の一部を封水ラインに分岐し、メカニカルシール冷却器を通して軸封部にフラッシング水を送ることで、ポンプ運転時のメカニカルシールの温度上昇を抑える構造となっている。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、図 3.3-3 に示すとおり、スプリングによって固定環と回転環から構成される摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。

代替循環冷却運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの摺動部の温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが運転していない状態では冷却の必要がないため、特にメカニカルシールの機能としては問題にならない。よって、フラッシング水が無くても、メカニカルシールはスプリングによって摺動部を押さえつけるタイプであるため漏えいを防止することができる。なお、残留熱除去系ポンプ内を流れる流体は高温であることが想定されるが、この場合、メカニカルシールのうち最も影響を受けると考えられる部位は O リングシールであり、その耐熱温度は約 250℃であるが、想定流体温度（約 166℃）を上回っているため、熱によるメカニカルシールの機能への影響はない。

したがって、代替循環冷却運転時の残留熱除去系ポンプが停止している状態においても軸封部のシール性に影響はなく、系統水が漏えいすることはないと考えられる。

なお、系統水の流れによるポンプ空転の可能性については、ポンプロータ及び電動機ロータの質量（約 2.2 t）が鉛直下方向に作用しているため、軸受の抵抗損失により、ポンプが空転することはないと考えられるが、万が一空転した場合の影響について以下に示す。

保守的に上記の軸受損失がないと仮定した場合、代替循環冷却運転（流量 190 m<sup>3</sup>/h）時に想定されるポンプ回転速度は、残留熱除去系ポンプ定格運転（流量 954 m<sup>3</sup>/h）時のポンプ回転速度の約  % である。この場合、最も影響を受ける部位は、メカニカルシールの固定環と回転環の摺動部と考えられるが、想定される摺動部の発熱量は、残留熱除去系ポンプ定格運転時の発熱量の約  % 程度と僅かである。摺動部の温度が上昇し過ぎると、熱により固定環と回転環の間の微小隙間の水膜が形成されにくくなる可能性があるが、空転による摺動部発熱量が軽微であることから、メカニカルシールの健全性が確保できなくなるような状況には至らないと考えられる。

以上のことから、代替循環冷却運転時に残留熱除去系ポンプは空転しないものと考えているが、仮に空転したとしてもメカニカルシールへの熱的影響は軽微であり、シール性への影響はないと考えられる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

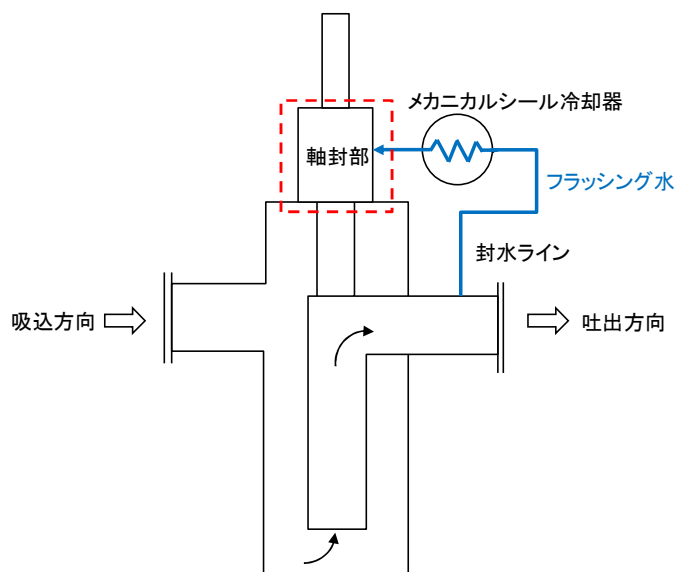


図 3.3-2 残留熱除去系ポンプ概要図

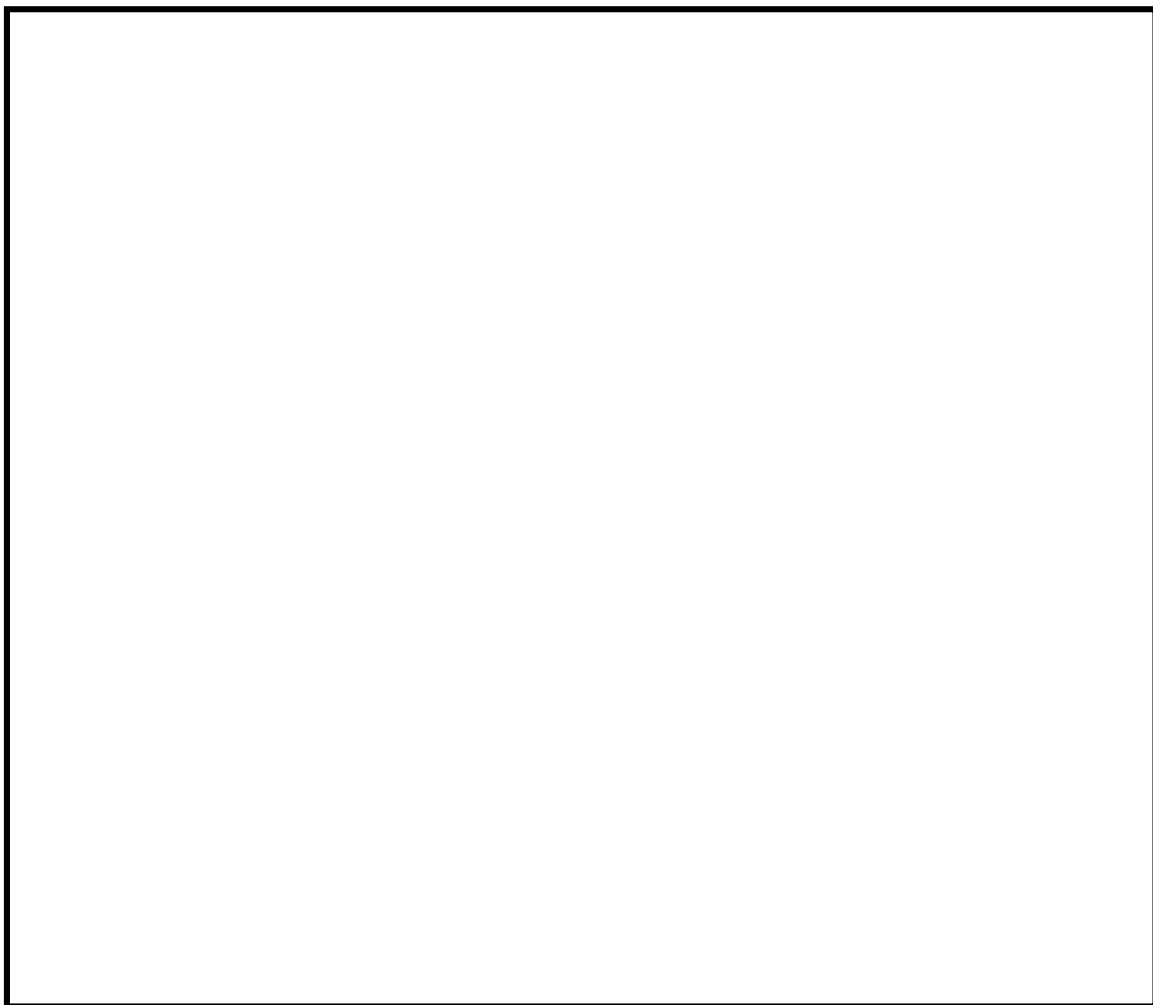


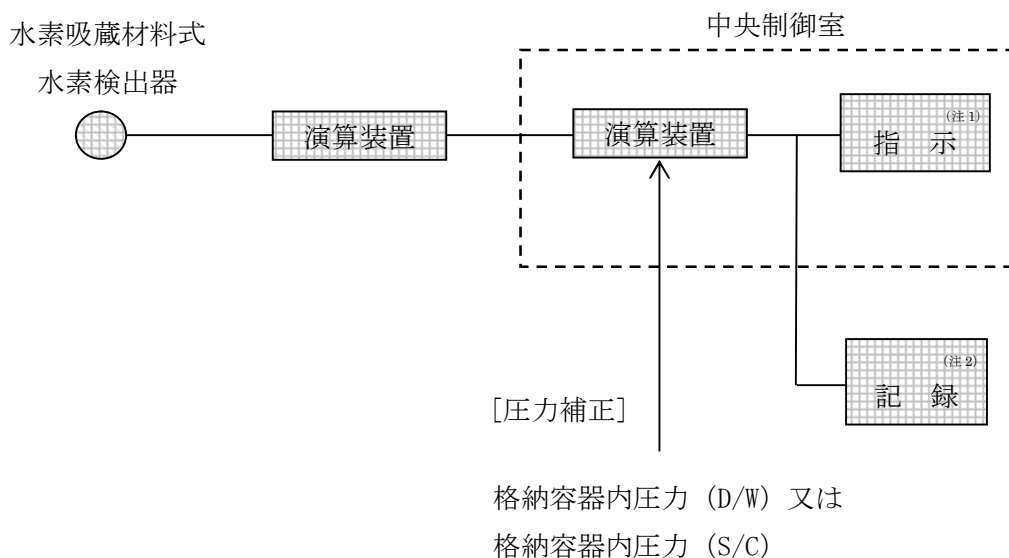
図 3.3-3 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図 (7号炉の例)

格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器内水素濃度 (SA) について

(1) システム構成

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 1「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

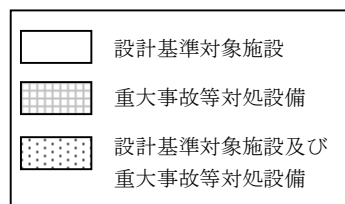


図 1 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

## (2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材料 (Pd: パラジウム) が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図2のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

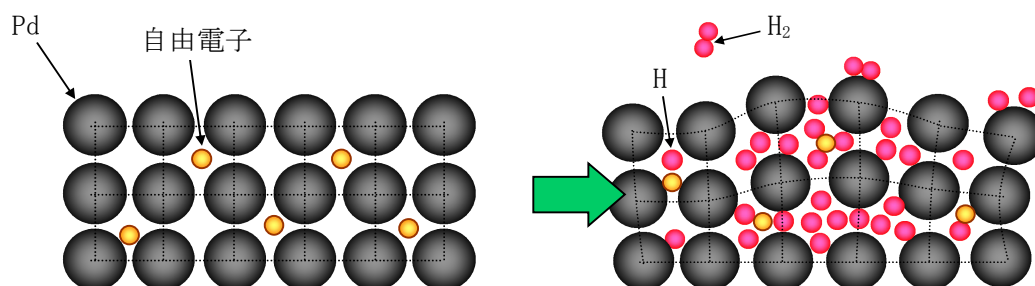


図2 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む格納容器内ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

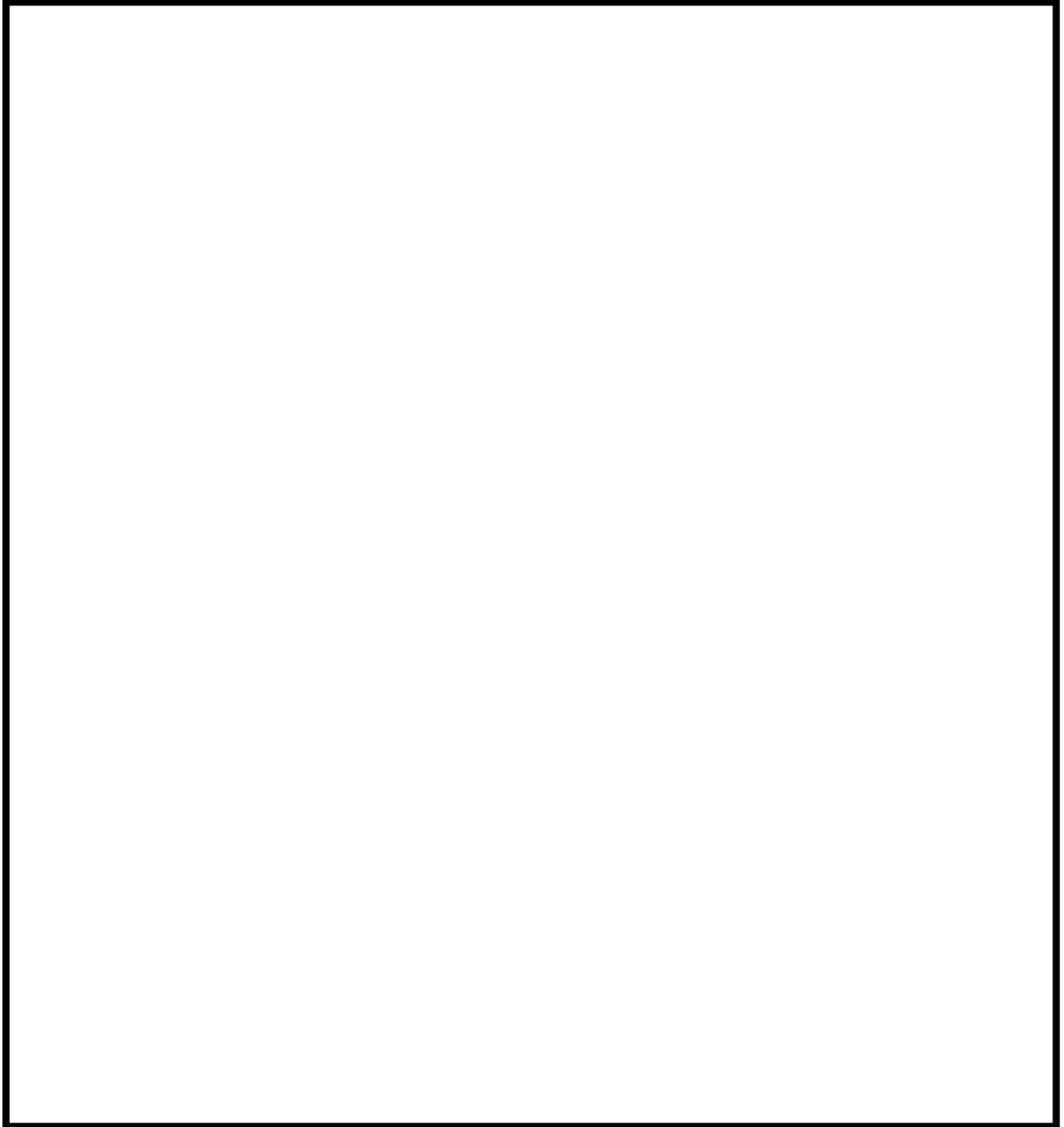


図3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

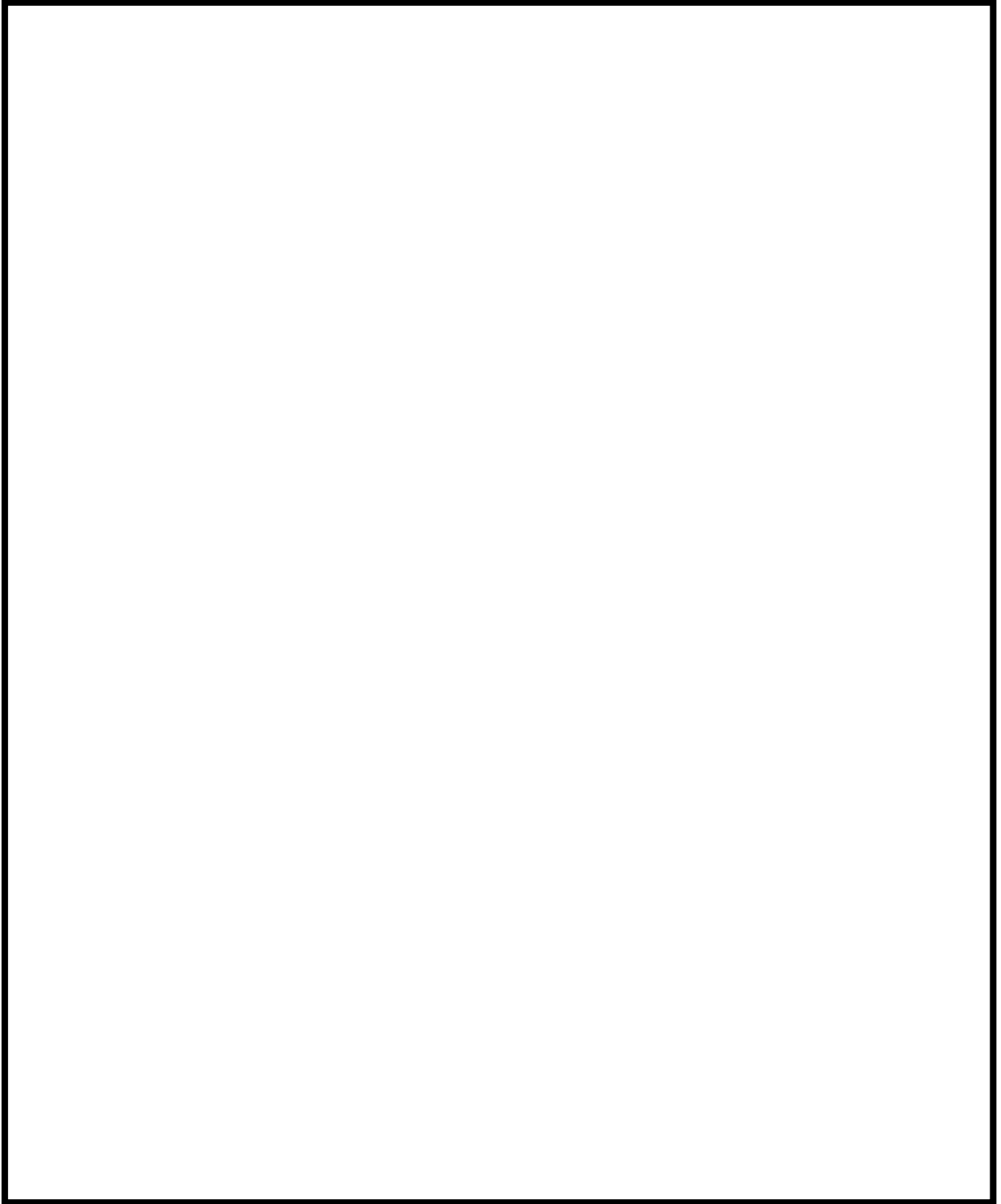


図 4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

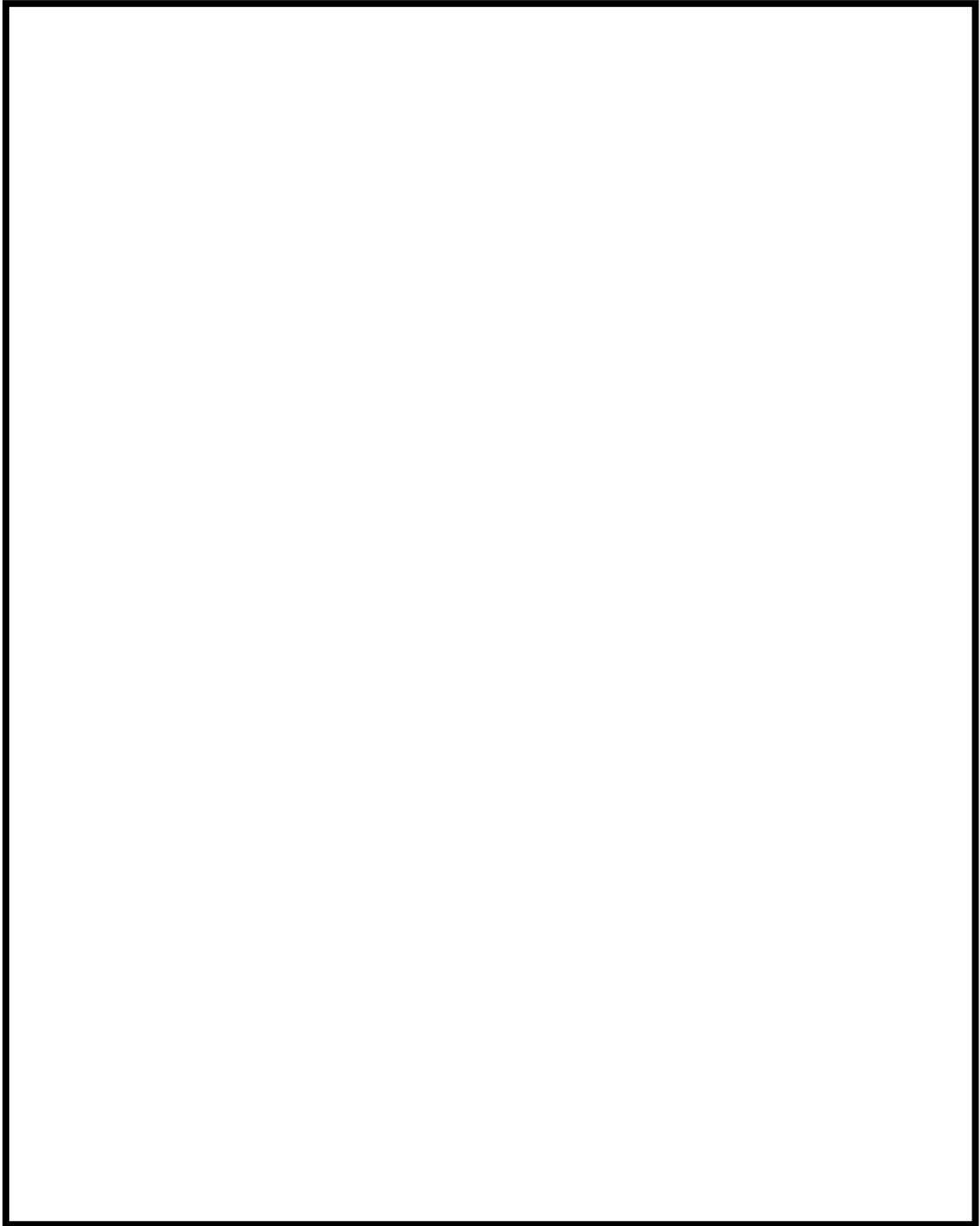


図 5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

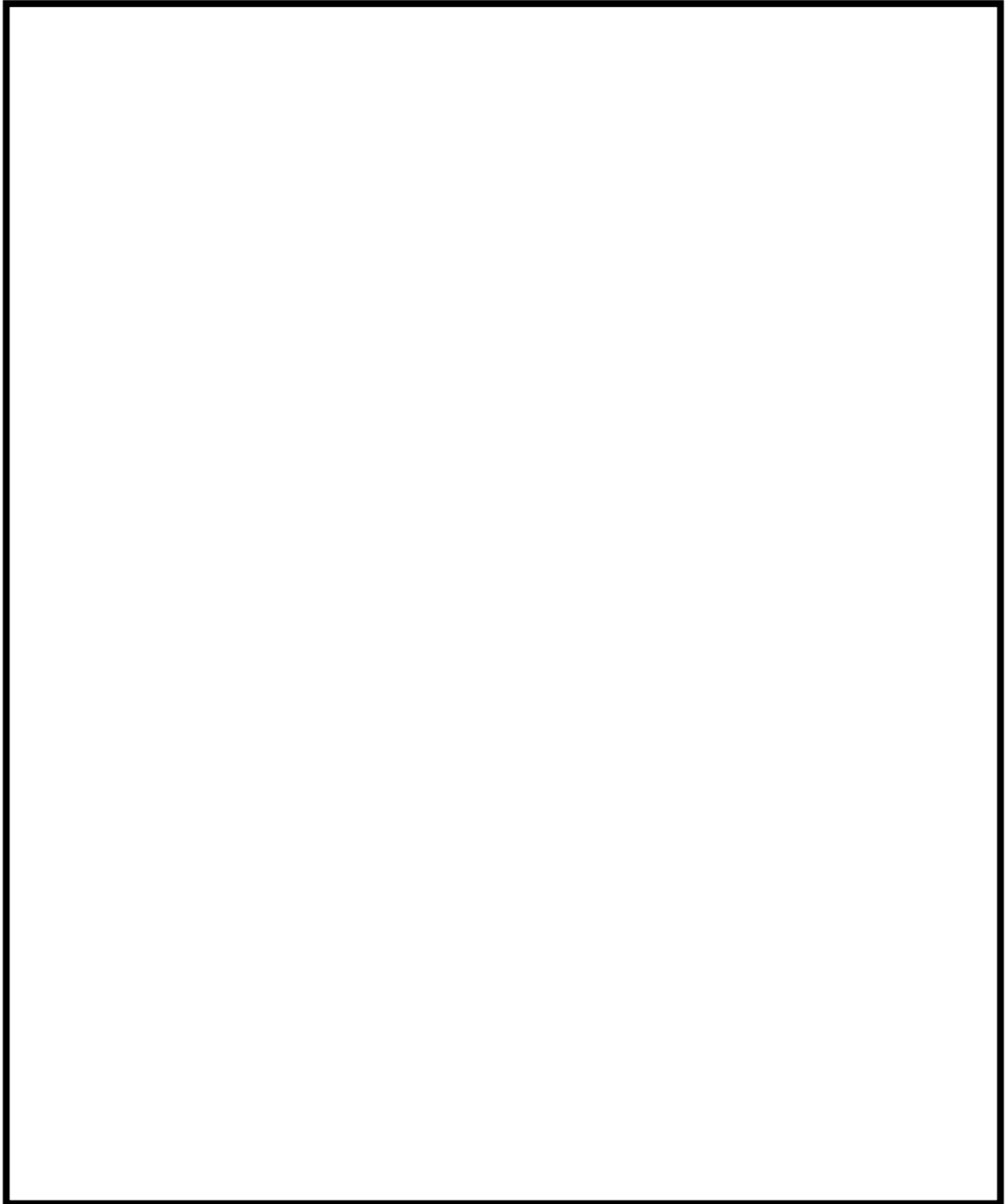


図 6 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 1 階)

## 2. 格納容器内水素濃度について

### (1) システム構成

格納容器内水素濃度のシステム概要を図 7 に示す。格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図 8「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)

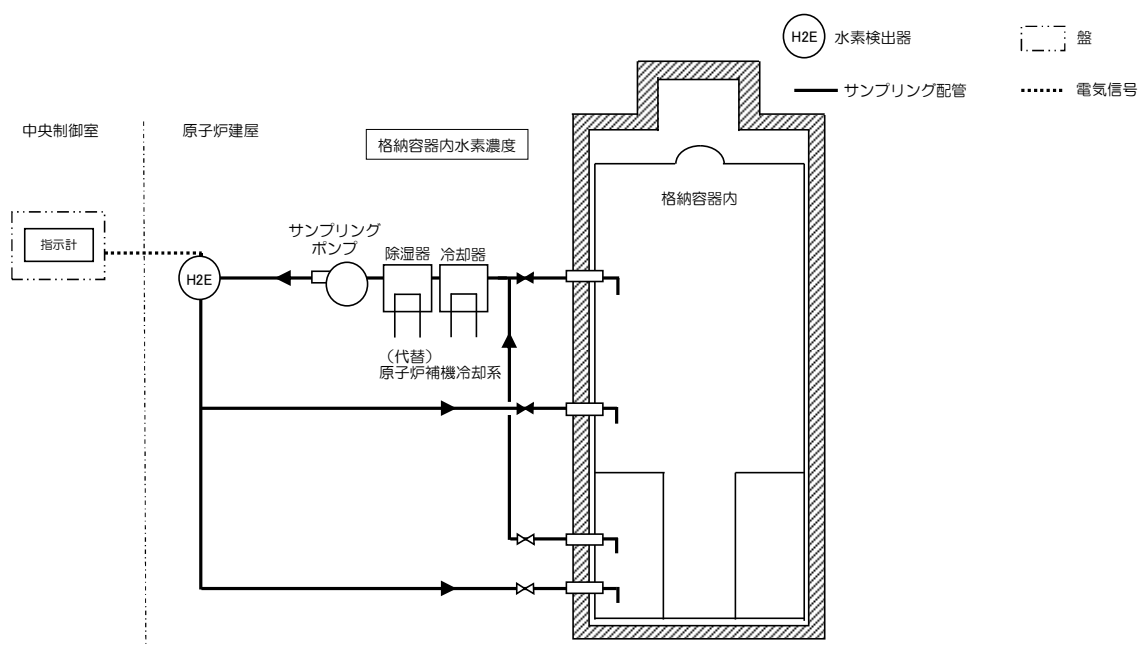
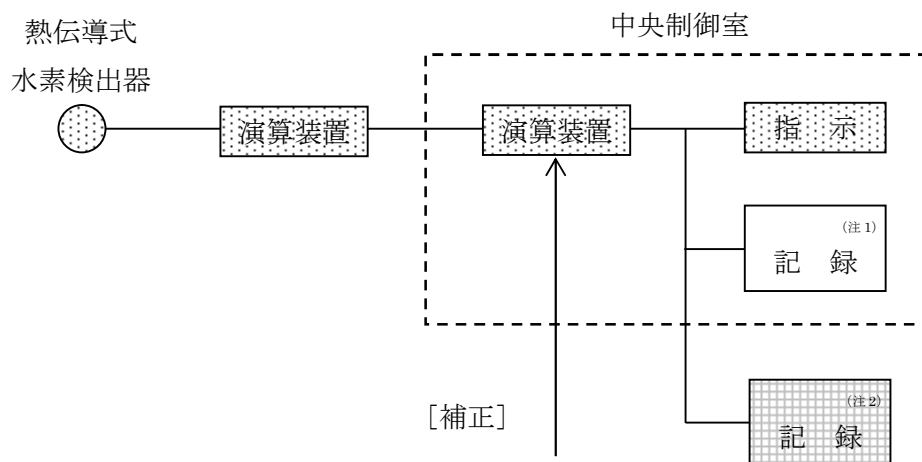


図 7 格納容器水素濃度 システム概要



サンプルガス温度,  
ドレン水位,  
サンプルガス圧力 (6号炉のみ) 及び  
格納容器内酸素濃度 (6号炉のみ)

(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

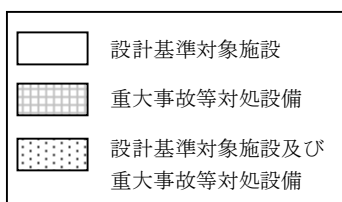


図8 格納容器内水素濃度の概略構成図

## (2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 9 に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 9 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

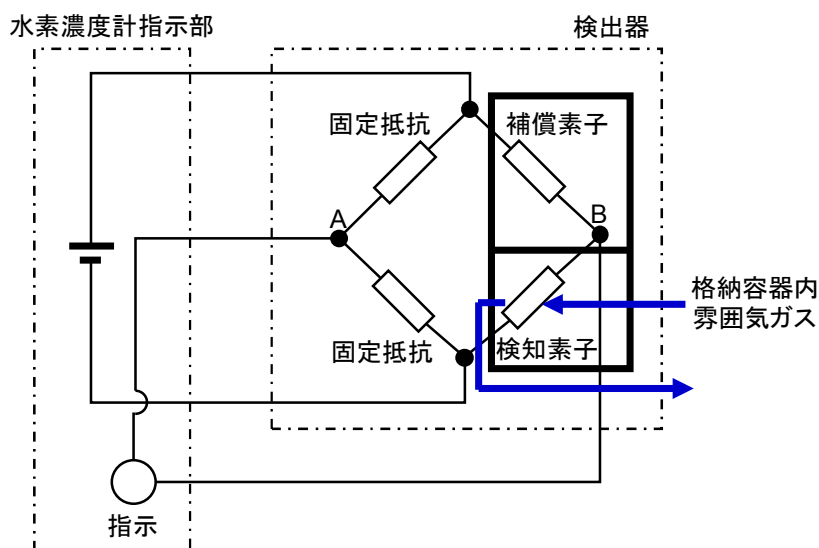


図 9 水素濃度計検出回路の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

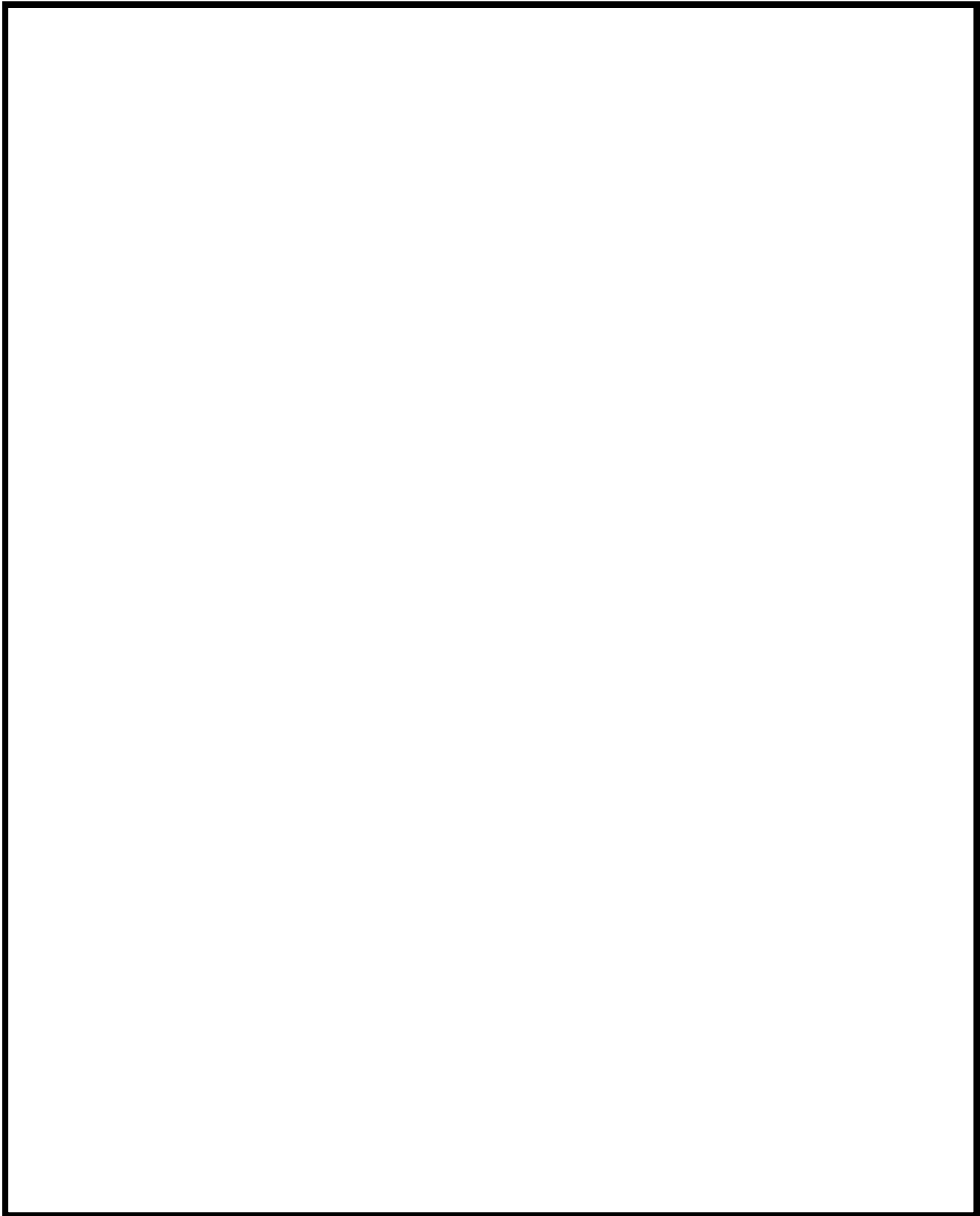


図 10 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

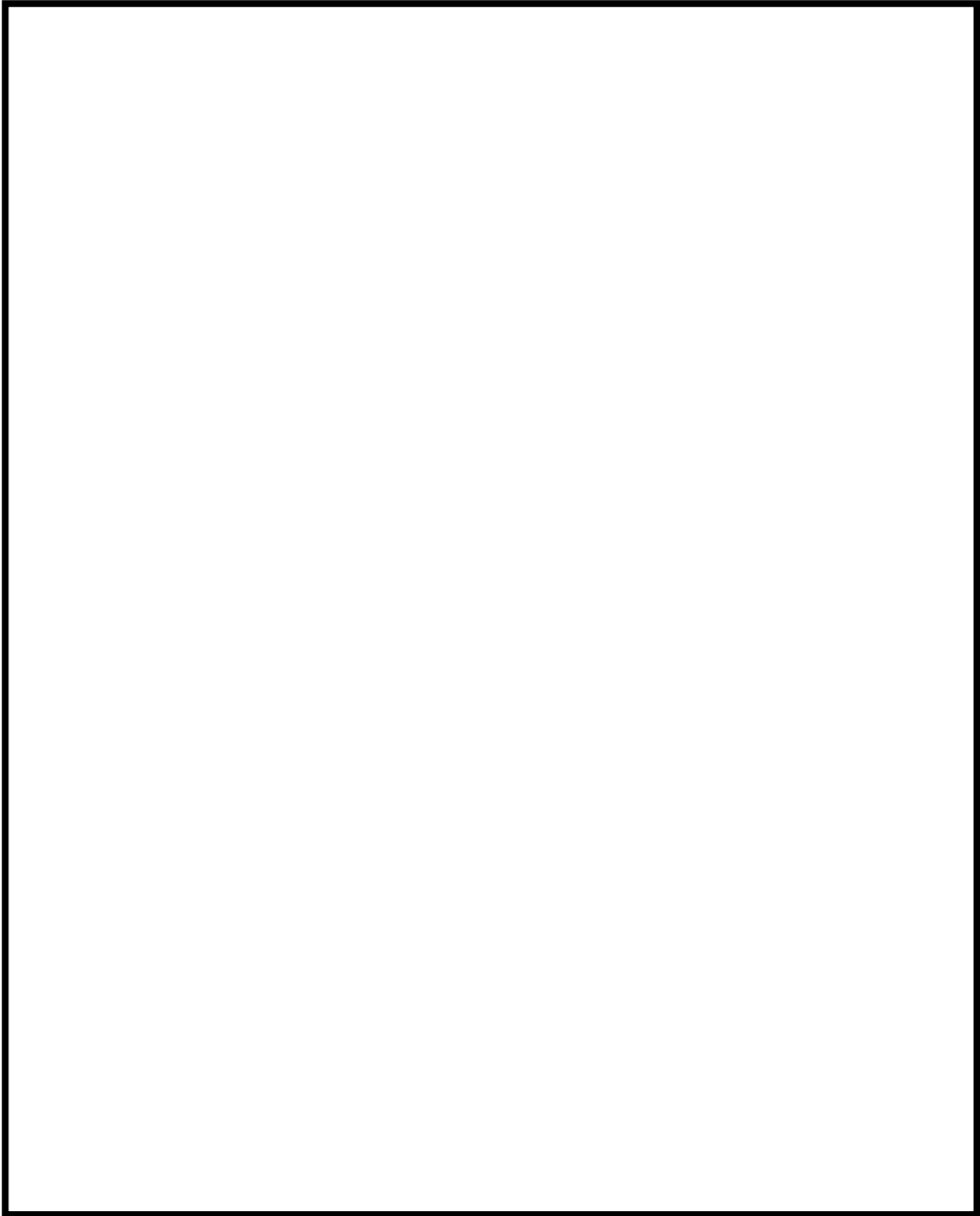


図 11 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 3 階)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

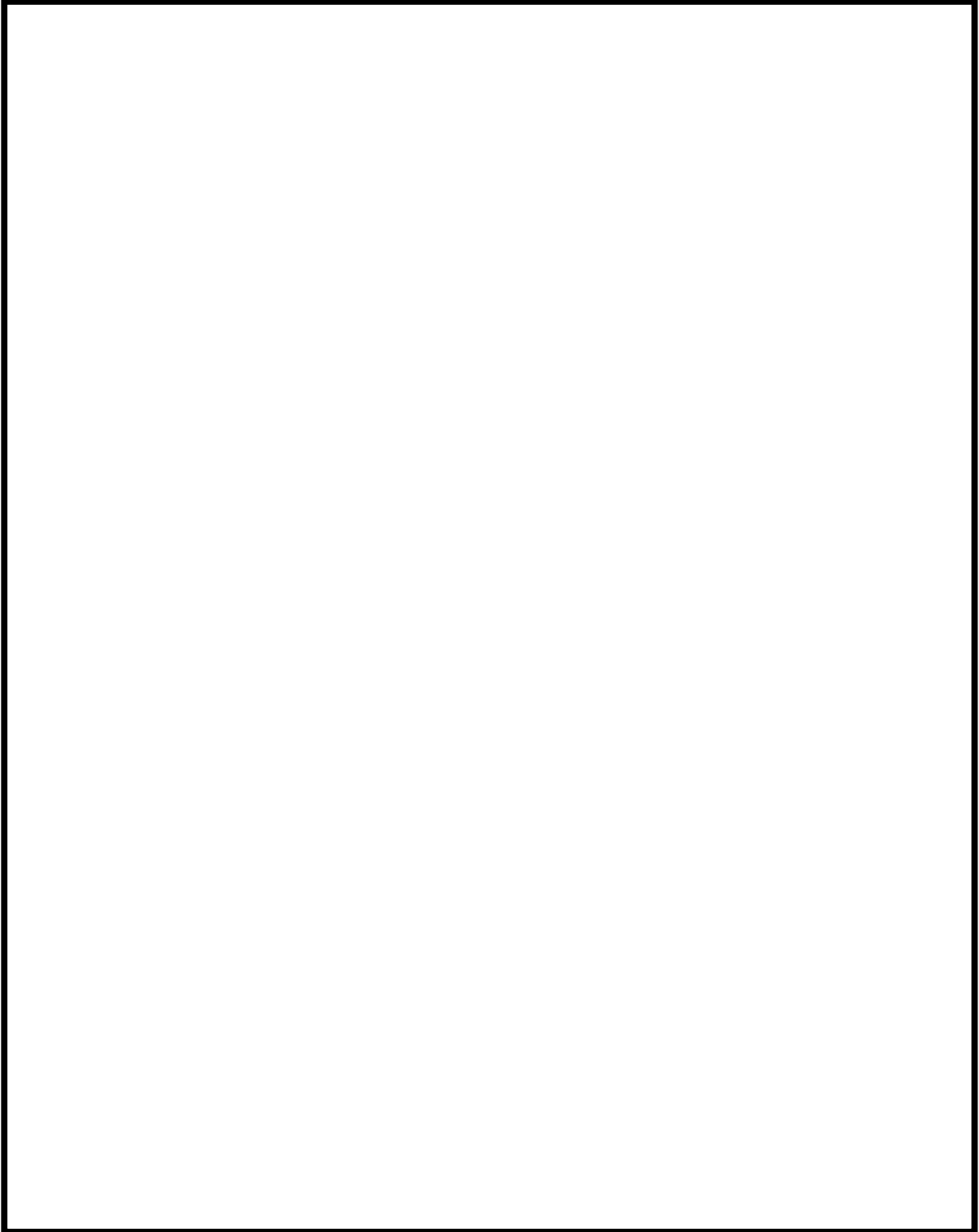


図 12 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

### 3. 格納容器内酸素濃度について

#### (1) システム構成

格納容器内酸素濃度のシステム概要を図 13 に示す。格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。

(図 14 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)

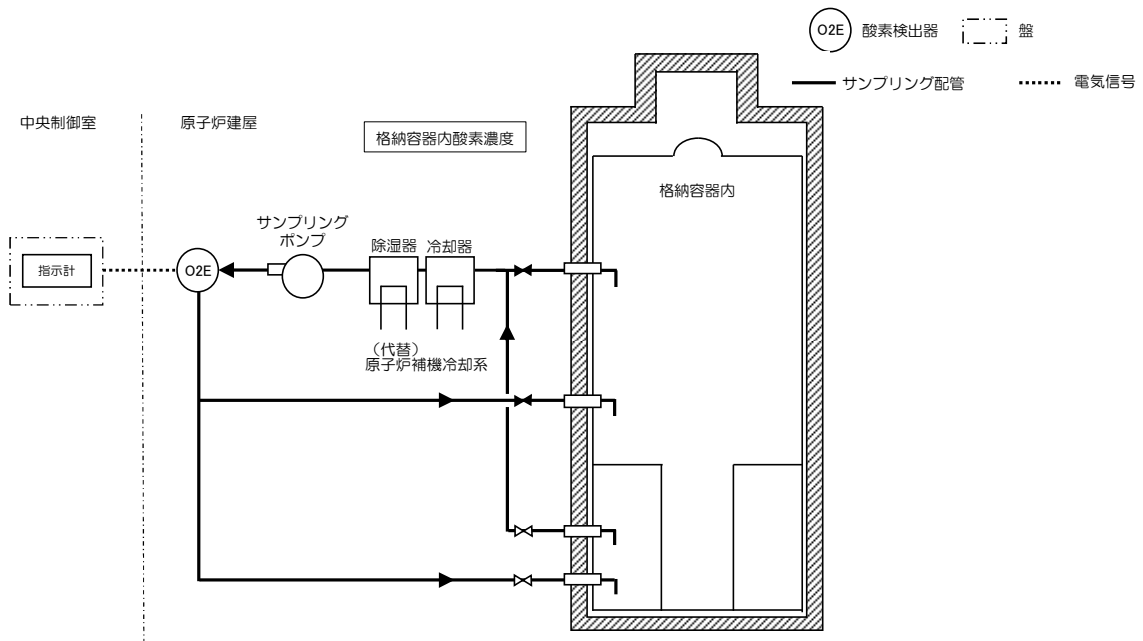
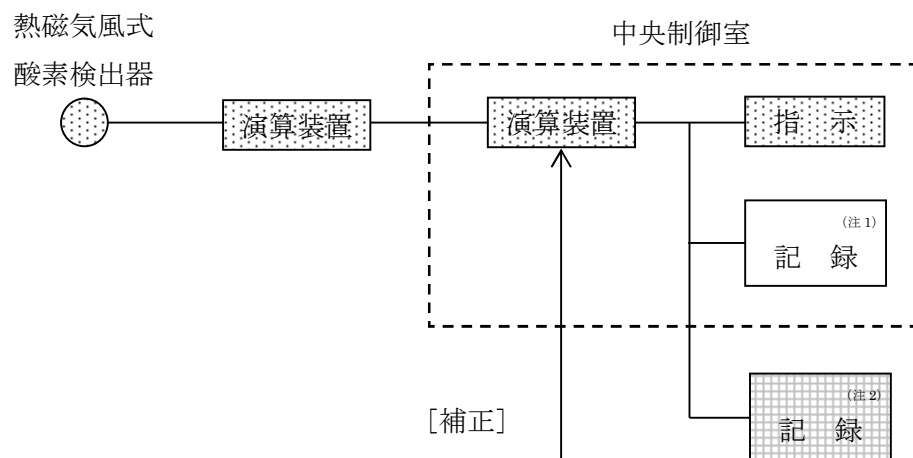


図 13 格納容器酸素濃度 システム概要



サンプルガス温度,  
ドレン水位,  
サンプルガス圧力 (6号炉のみ) 及び  
格納容器内水素濃度 (6号炉のみ)

(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

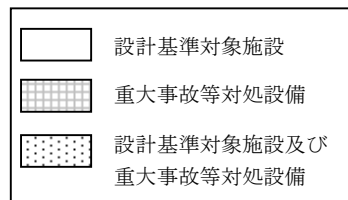


図 14 格納容器内酸素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる酸素濃度計は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 15 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

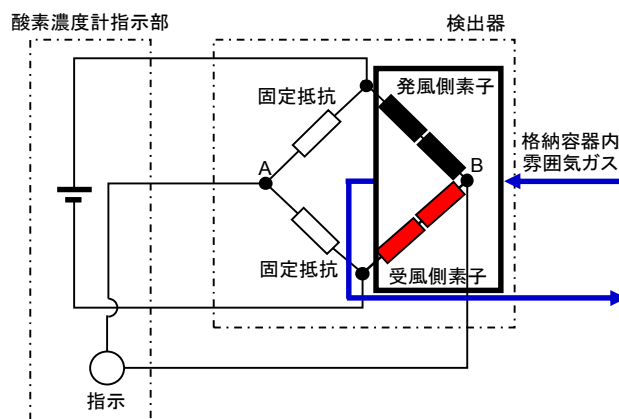


図 15 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 16 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

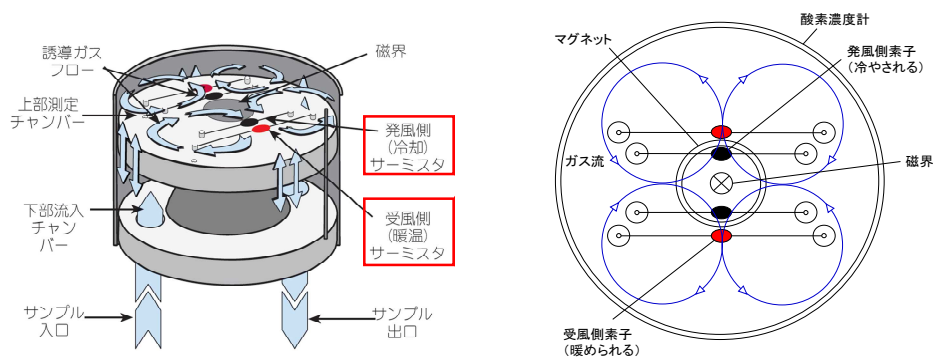


図 16 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 15 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

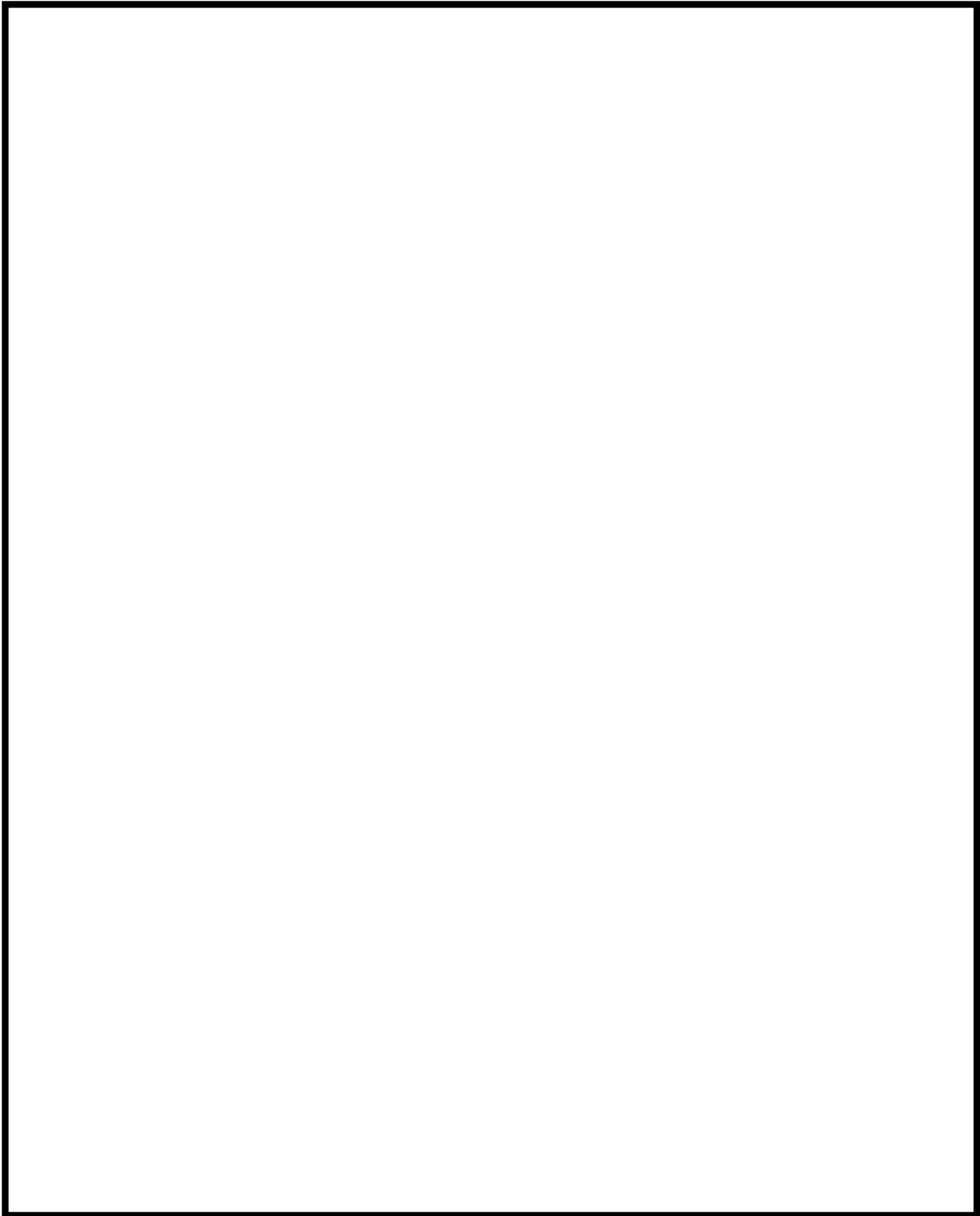


図 17 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

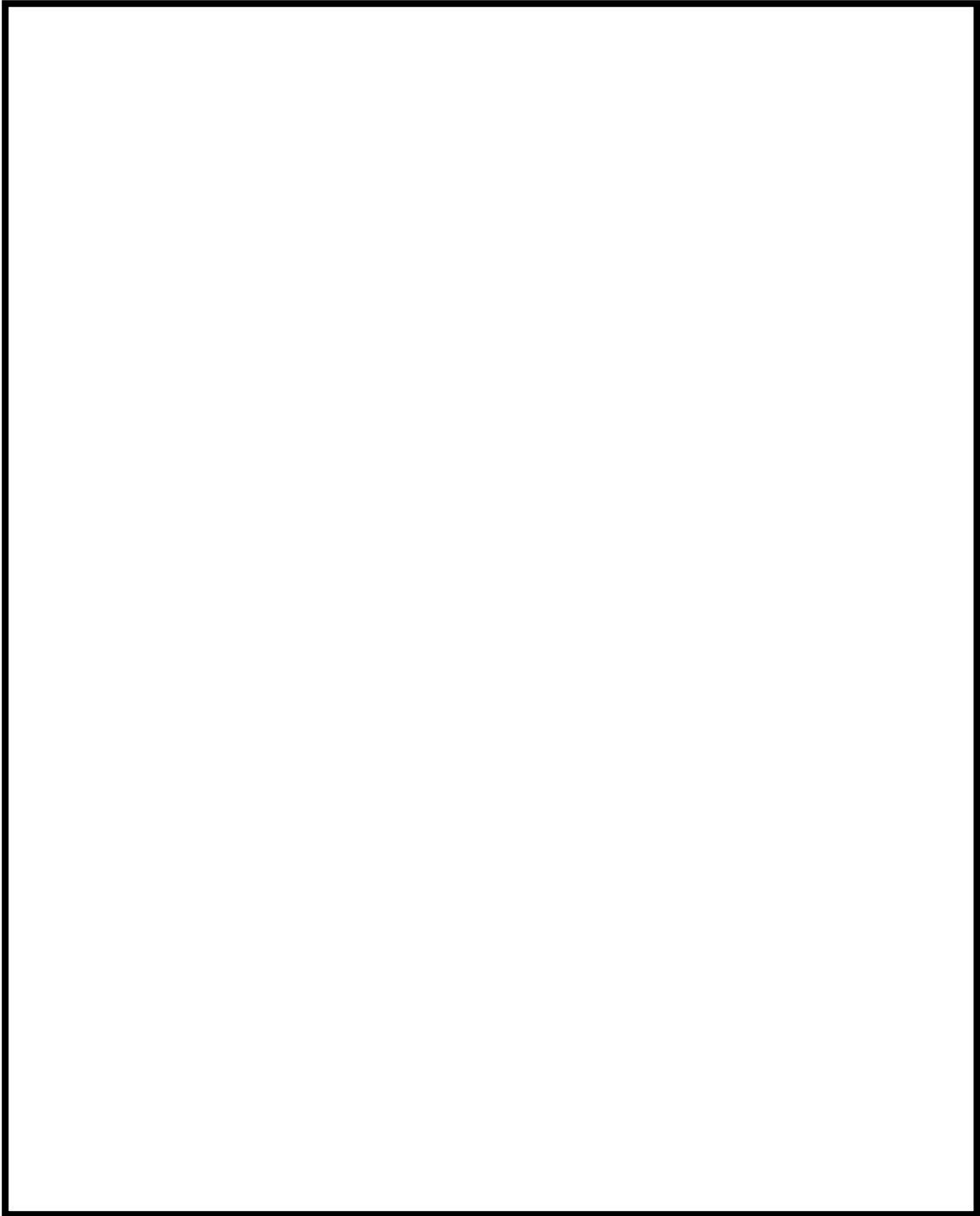


図 18 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

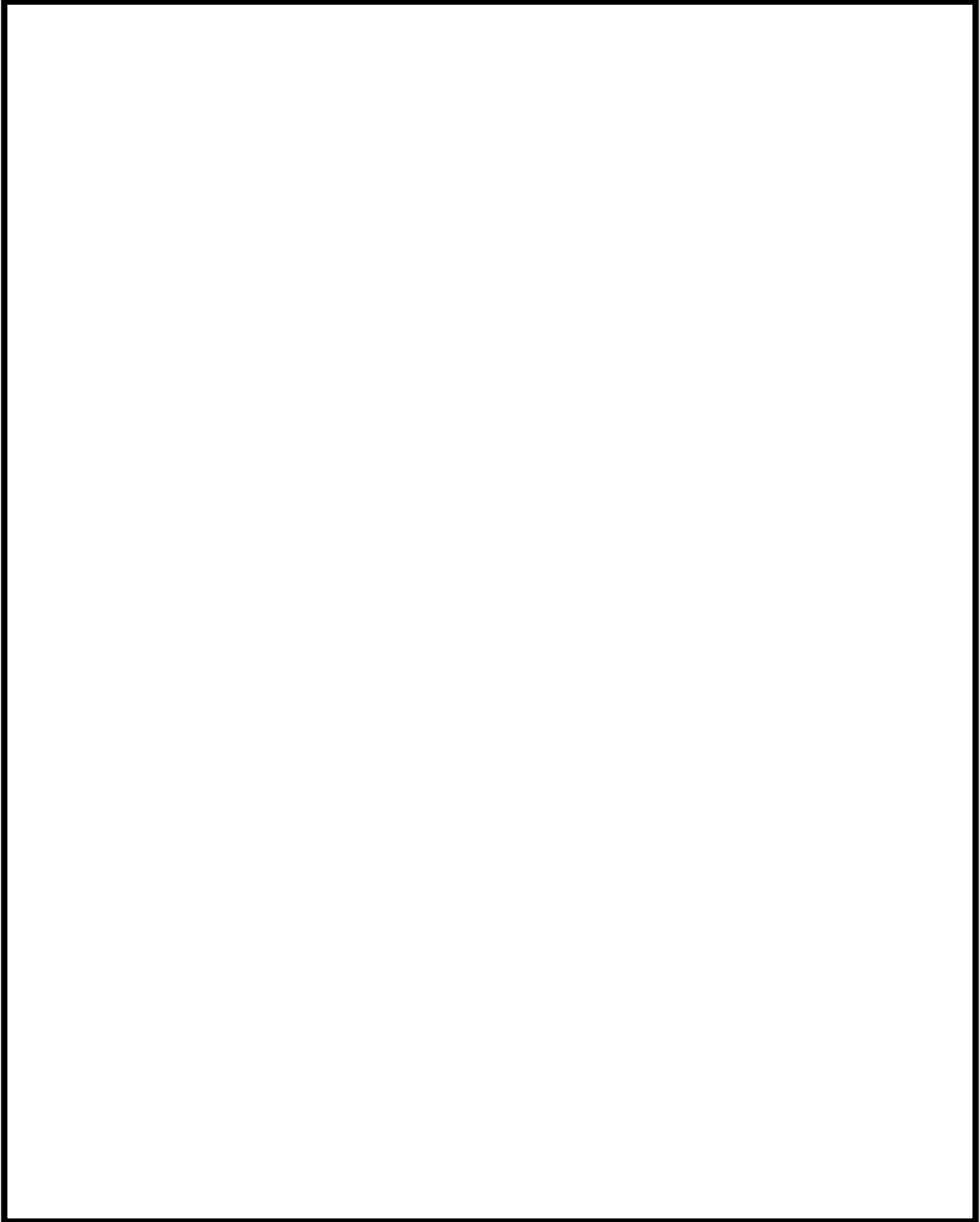


図 19 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)



## 循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 190m<sup>3</sup>/h（原子炉注水：90m<sup>3</sup>/h 及び格納容器スプレイ：100m<sup>3</sup>/h 又は、格納容器下部注水：50m<sup>3</sup>/h 及び格納容器スプレイ：140m<sup>3</sup>/h）以上とする。よって、代替循環冷却系が循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上を確保可能であることを示す。評価にあたっては「①ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で MUWC ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することを確認する。次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量 190m<sup>3</sup>/h が確保可能であることを確認する。また、代替循環冷却運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「③系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

## ① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH $\geq$ 必要 NPSH)を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは、代替循環冷却系において MUWC ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。本評価では、図 1 の系統構成を想定し、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、MUWC ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては、格納容器内圧力 (S/C) が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

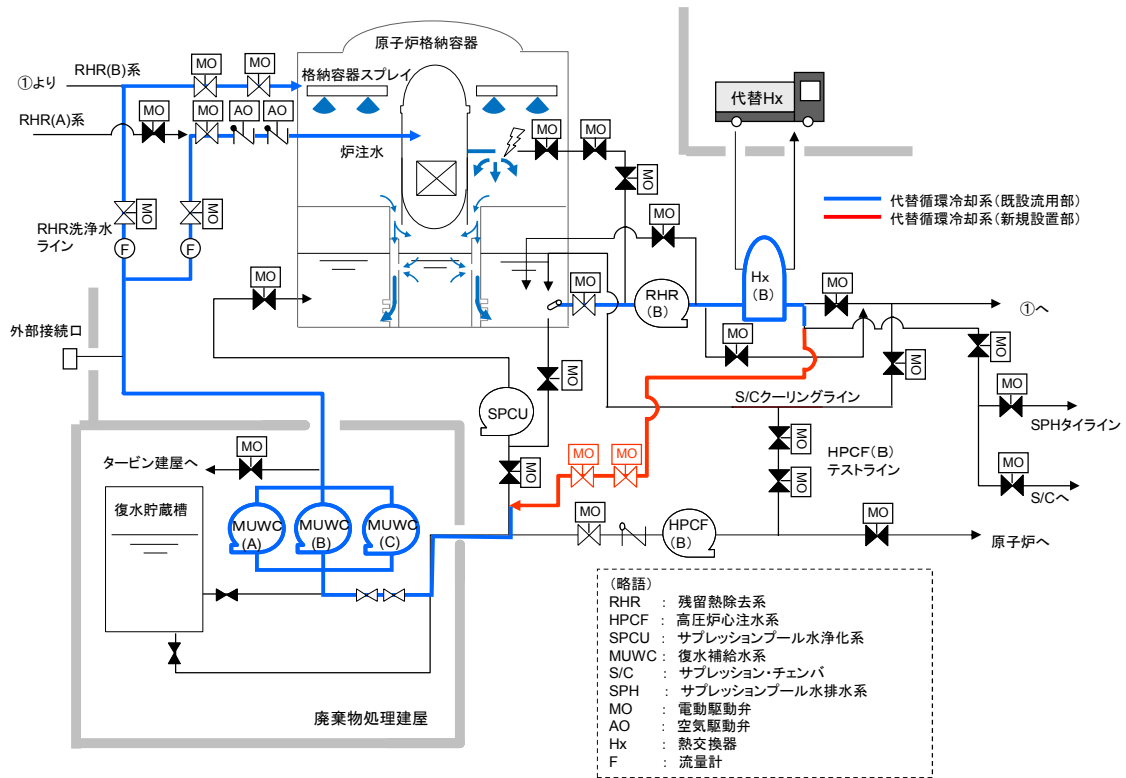


図1 代替循環冷却系 系統概要図（7号炉の例）

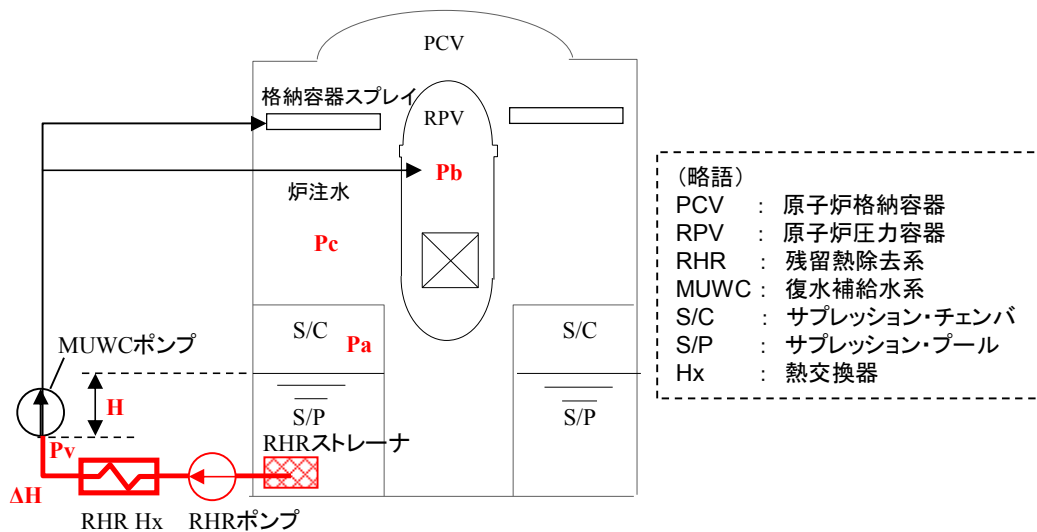


図2 NPSH 評価条件図

表 1 NPSH 評価条件

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	—	—	S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃と設定*) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と □m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した圧損約 □m に余裕を見込み □m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と □m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した値		
—	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m<sup>3</sup>/h) に余裕を考慮した □m<sup>3</sup>/h として保守的に評価している。

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH)  $\geq$  (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \square \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\square$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

【7 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \square \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、7 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\square$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力 (S/C) が 6 号炉では  $\square$  MPa 以上、7 号炉では  $\square$  MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

<代替循環冷却の運転成立条件を拡張する方法について>

上記の評価結果にもあるとおり、代替循環冷却系の運転を長期継続し、事故後格納容器内圧力 (S/C) が低下し、6 号炉では  $\square$  MPa 以下、7 号炉では  $\square$  MPa 以下程度になると MUWC ポンプの必要 NPSH が満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないように運転操作を行う。

運転操作における具体的な調整パラメータを次に示す。NPSH 評価の式から、「 $P_a \geq P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」となることから、「 $P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」の項が小さくなると、それに伴い  $P_a$  (格納容器内圧力 (S/C)) も小さくなる。つまり、 $P_v$  (復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧) が低下すること、 $\Delta H$  (圧力損失) が低下することにより、代替循環冷却系成立に必要な  $P_a$  (格納容器内圧力 (S/C)) の下限値は低下するため、より運転範囲が広がる。

したがって、次の観点から、運転パラメータ監視、運転操作を行うことで、ポンプの起動停止操作を極力繰り返すことのない、長期的な運転が可能である。

1) 復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 ( $P_v$ ) の低下

継続的な冷却によりサプレッション・チェンバ・プール水温度が低下する。これに伴い、復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値は低下することとなる。また、事故後の崩壊熱減少に伴い代替循環冷却系統流量を低下させることも可能であり、それによって復水移送ポンプ入口温度を低下させることも可能である。したがって、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

2) 圧力損失 ( $\Delta H$ ) の低下

継続的な冷却により格納容器圧力・温度が低下するため、格納容器スプレイ流量を絞ることが可能となる。流量を絞った場合、圧力損失が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値が低下することとなる。したがって、格納容器内圧力・温度を監視し、格納容器内圧力・温度の時間変化にあわせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

加えて、継続的な冷却により崩壊熱量は低下することから、格納容器内圧力・温度を監視した上で代替原子炉補機冷却系の流量を調整することにより、格納容器内圧力 (S/C) の低下を抑えることも可能であり、この操作を行うことで代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

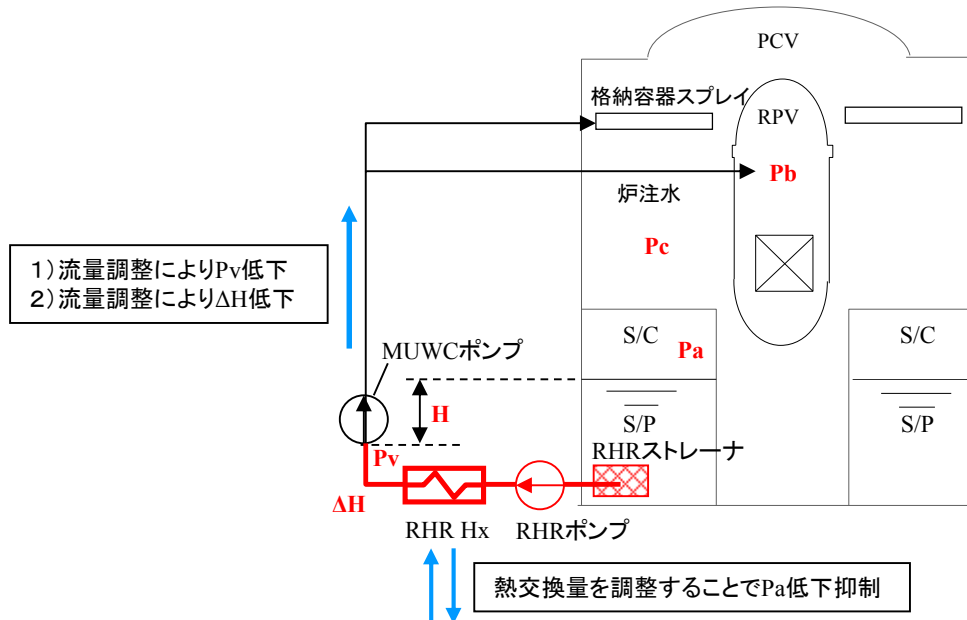


図3 運転成立条件の拡張

代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH 評価の結果（格納容器内圧力（S/C）の下限）」及び「代替循環冷却運転を 30 日間継続した場合の評価結果例」を示す。

<NSPH 評価>

事故後長期の状態を想定した場合の NPSH 評価を行い、格納容器内圧力（S/C）の下限を示す。条件を図 2、表 2 に示す。なお、代表として 6 号炉における結果を示す。

表 2 NPSH 評価条件（事故後長期を想定したケース）

項 目		6 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）	6 号炉	S/P 水温度 130℃ <sup>*1</sup> を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定 <sup>*2</sup> ) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位は T.M.S.L. 0 <sup>*1</sup> とし、MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損		本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損		工認記載値に、RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h の二乗比を掛けて算出した圧損
	RHR ポンプ圧損		RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h の二乗比を掛けて算出した値	
—	MUWC ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

※1 「2.1 有効性評価シナリオの成立性」における事故後 7 日後を想定

※2 代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては、代替循環冷却系必要流量 190m<sup>3</sup>/h を用いて評価している。

表 2 の条件を元に、(有効 NPSH)  $\geq$  (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\phantom{000}} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\phantom{000}}$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

以上より、事故後長期の条件を想定した場合において、格納容器内圧力 (S/C) が  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足する。この値からも、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられる。

< 代替循環冷却運転を 30 日間継続した場合の評価結果例 >

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO」シナリオにおいて、循環流量 190 m<sup>3</sup>/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図 4 に示す。

図 4 より、事故後 30 日後の格納容器内圧力 (S/C) は 0.15 MPa [gage] であるため、上記 NPSH 評価結果の  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa 以上であり、代替循環冷却系の運転は継続可能である。

更に 図 5 に示すとおり、事故後 7 日以降にサプレッション・チェンバ・プール水位のみで必要 NPSH が確保可能な循環流量 (150 m<sup>3</sup>/h) に変更した場合においても、事象を収束させることができることから、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能である。

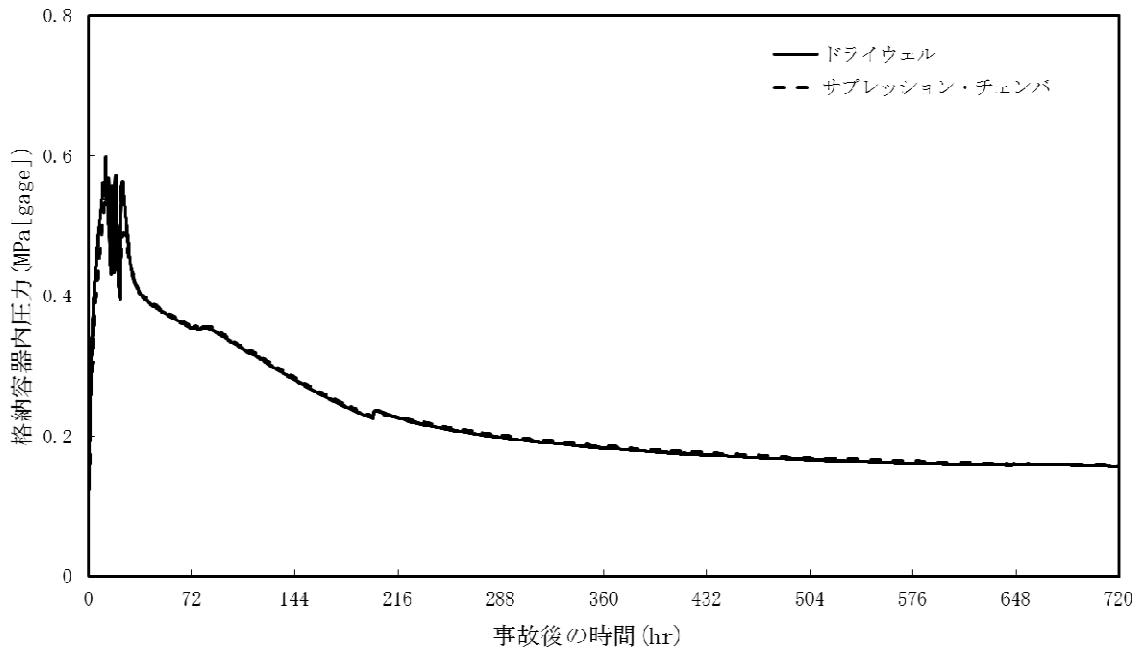


図4 格納容器圧力の推移  
(循環流量 190 m<sup>3</sup>/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

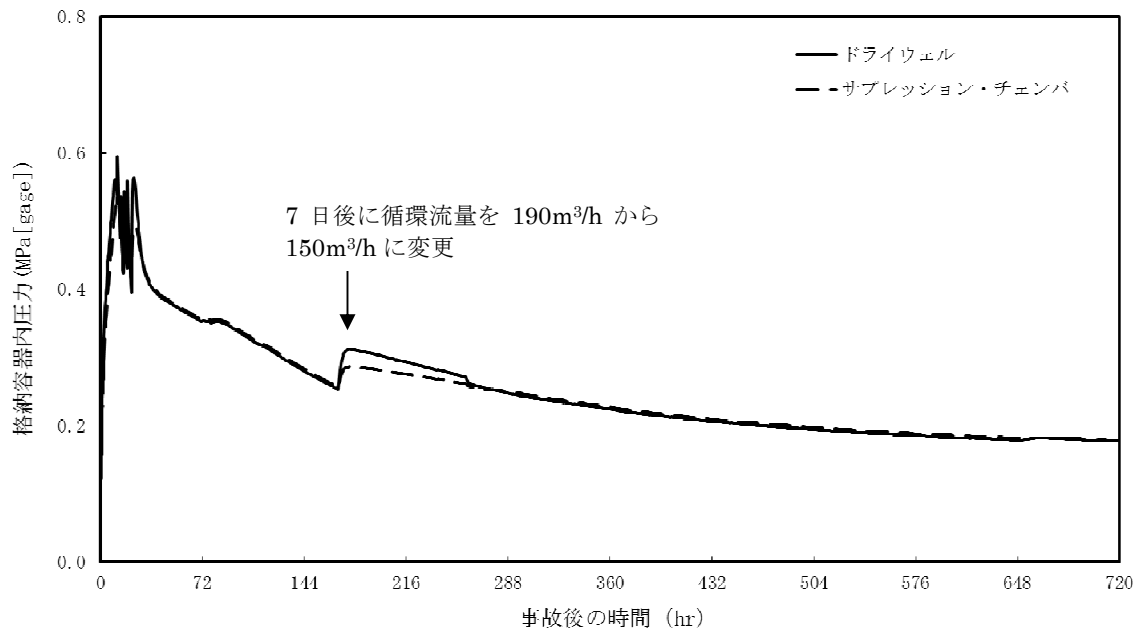


図5 格納容器圧力の推移  
(7 日後より循環流量を 150 m<sup>3</sup>/h に変更し、代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)



② 循環流量評価

代替循環冷却系において循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上確保できることを確認する。

確認方法は、MUWC ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点(ポンプの動作点)が190m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。ここで想定するシナリオとして、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の想定シナリオである「大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」の状態に加え、流量評価として保守側となるよう、原子炉圧力が高い状態を想定して評価を行う。

評価条件は、図2及び表1の条件に、表3の条件を加えたものとする。

表3 循環流量評価条件(図2及び表1の追加条件)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pb	RPV 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa*とする
—	RPV 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RPV 水位は、RPV 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする
Pc	PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする

(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁, MS : 主蒸気

※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力

### 【6号炉】

6号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ、6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図6に示す。

図6より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、6号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

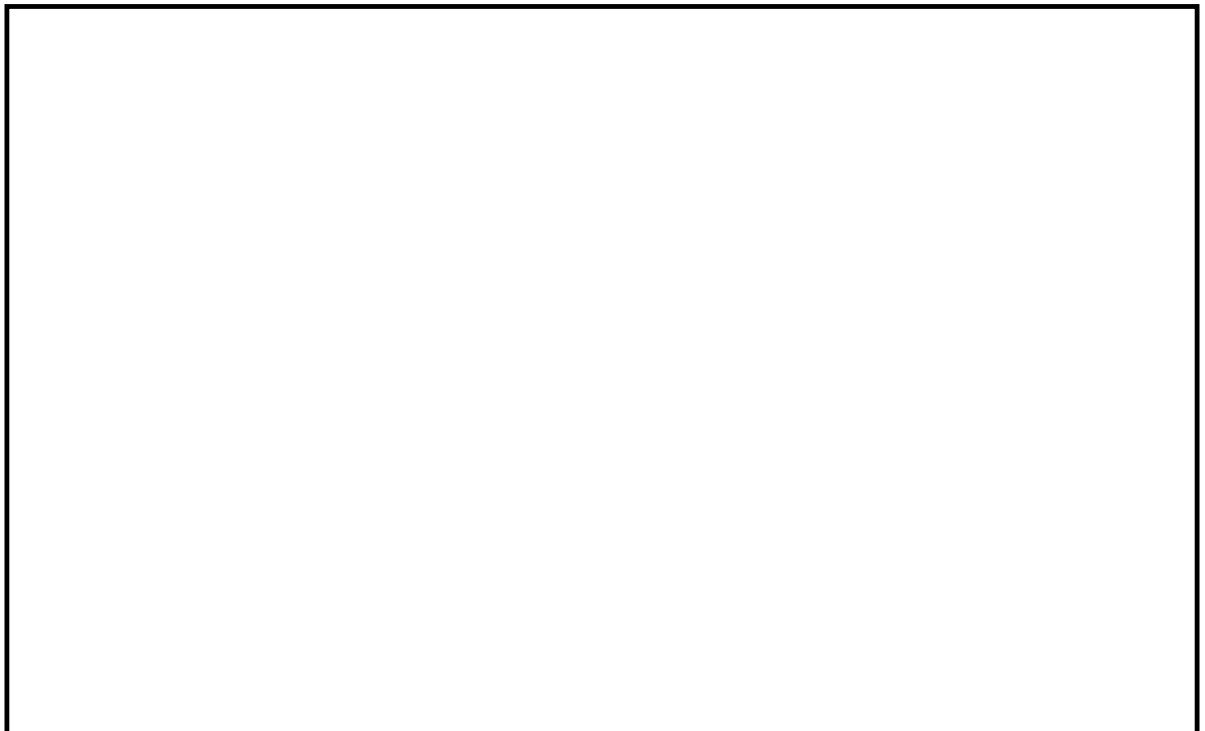


図6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）

### 【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図7に示す。

図7より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。



図7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）

また、原子炉に注水できず、原子炉圧力容器が破損した場合を想定した「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」シナリオ時においても、同様に、循環流量 190m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水：50m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ：140m<sup>3</sup>/h) 以上確保できることを確認する。

評価条件は、図 2 及び表 1 の条件に、表 4 の条件を加えたものとする。

表 4 循環流量評価条件 (図 2 及び表 1 の追加条件) (原子炉圧力容器破損時)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pc	D/W 圧力及び下部 D/W 圧力	S/C 圧力 + [ ] MPa [gage]	S/C 圧力 + [ ] MPa [gage]	有効性評価結果の代替循環冷却運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする
—	下部 D/W 水位	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [ ])	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [ ])	下部 D/W 底面 (T. M. S. L. [ ]) に有効性評価結果の最大水位約 [ ] m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T. M. S. L. [ ]) とする

#### 【6号炉】

6号炉の MUWC ポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上 (格納容器下部注水 50m<sup>3</sup>/h 以上かつ格納容器スプレイ 140m<sup>3</sup>/h 以上) を達成できることを確認する。図 8 に 6号炉における MUWC ポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図 8 より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 [ ] m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水流量約 [ ] m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量約 [ ] m<sup>3</sup>/h) となり、190 m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水流量 50 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量 140 m<sup>3</sup>/h) 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 190 m<sup>3</sup>/h が確保可能であることを確認した。

よって、6号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水 50 m<sup>3</sup>/h 以上、格納容器スプレイ 140 m<sup>3</sup>/h 以上を同時に達成することが可能である。

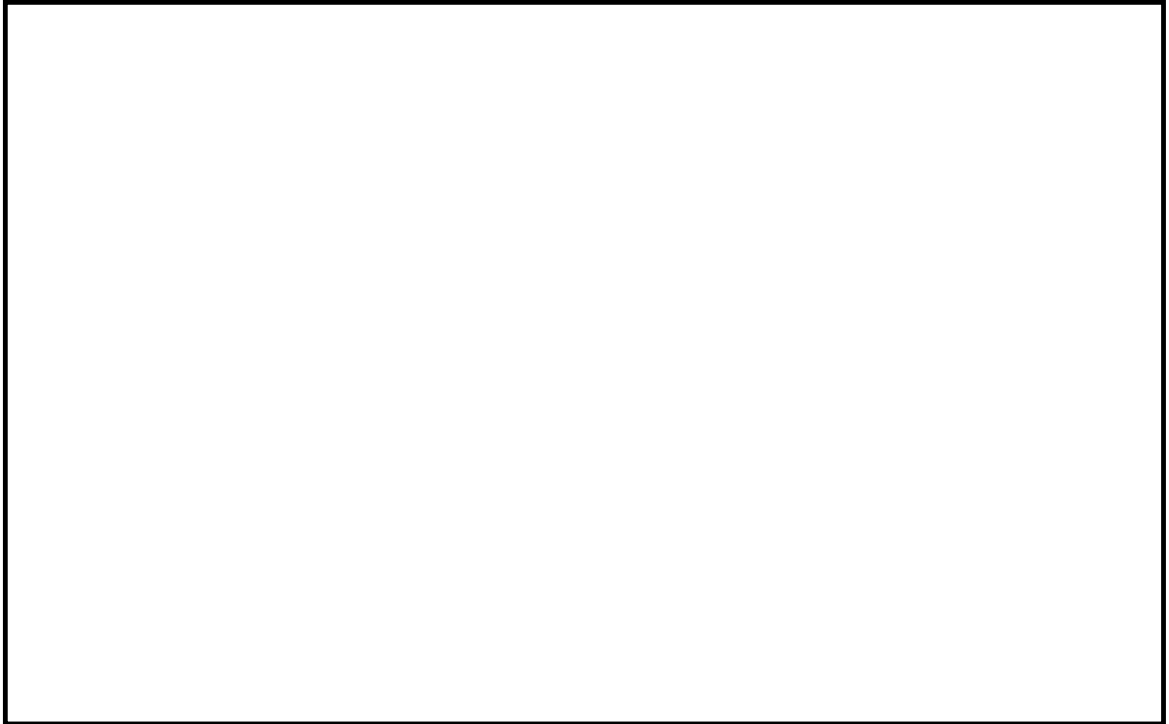


図 8 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (6号炉) (原子炉圧力容器破損時)

【7号炉】

7号炉の MUWC ポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量  $190\text{m}^3/\text{h}$  以上 (格納容器下部注水  $50\text{m}^3/\text{h}$  以上かつ格納容器スプレイ  $140\text{m}^3/\text{h}$  以上) を達成できることを確認する。図 9 に 7号炉における MUWC ポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図 9 より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約   $\text{m}^3/\text{h}$  (格納容器下部注水流量約   $\text{m}^3/\text{h}$ , 格納容器スプレイ流量約   $\text{m}^3/\text{h}$ ) となり、 $190\text{ m}^3/\text{h}$  (格納容器下部注水流量  $50\text{ m}^3/\text{h}$ , 格納容器スプレイ流量  $140\text{ m}^3/\text{h}$ ) 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量  $190\text{ m}^3/\text{h}$  が確保可能であることを確認した。

よって、7号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水  $50\text{ m}^3/\text{h}$  以上、格納容器スプレイ  $140\text{ m}^3/\text{h}$  以上を同時に達成することが可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

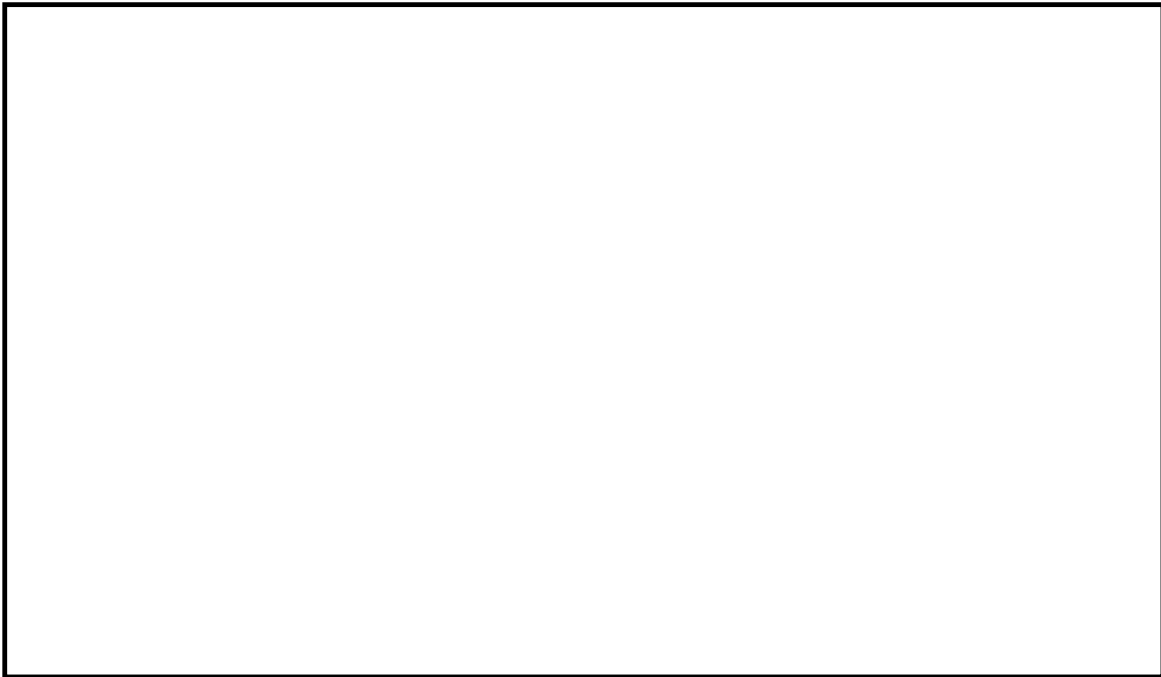


図9 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）（原子炉圧力容器破損時）

### ③系統の閉塞防止対策

#### (a) 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレインズル部が考えられる。格納容器スプレインズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（表 4 参照）。

表 5 残留熱除去系ストレーナについて

プラント	PCV スプレイ最小流路サイズ	残留熱除去系ストレーナ孔径
6 号炉		
7 号炉		

よって、代替循環冷却系の閉塞防止に関する説明は、残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策についてまとめている。

#### (b) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果\*<sup>1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA 時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本系統の成立性評価として「①ポンプの NPSH 評価」で NPSH 評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、更に代替循環冷却系で想定している定格流量に余裕を見込んだ流量を用いて評価した結果、ポンプ定格流量時の必要 NPSH を満足しており、本系統の成立性に問題がないことを確認している（表 1 参照）。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。

苛酷事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサプレッション・チェンバ・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバフローや、ベント管を通じてサプレッション・チェンバ・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

更に仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

#### ※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。

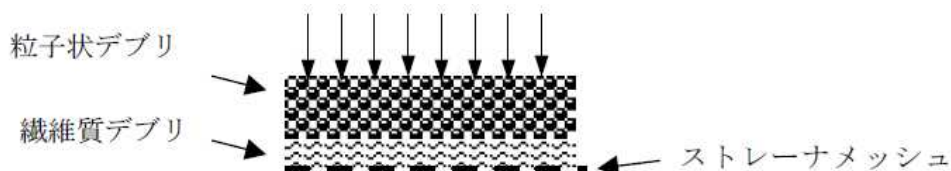


図10 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。ゆえに、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を



仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 6 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

<b>Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</b>		
<b>Size Range μm</b>	<b>Average Size μm</b>	<b>% by weight</b>
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 代替循環冷却系の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機 (H21.3) ,PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7 号炉の例, 250m<sup>3</sup>/h の時) 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※ 3 : ABWR は RPV 破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTAL であり、代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバ・プールへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTAL へ落下し、下部ペDESTAL 床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・チェンバ・プールへ流入することとなる（図 11 参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTAL から巻き上げられ、更にベント管からストレーナまで到達するとは考え

にくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

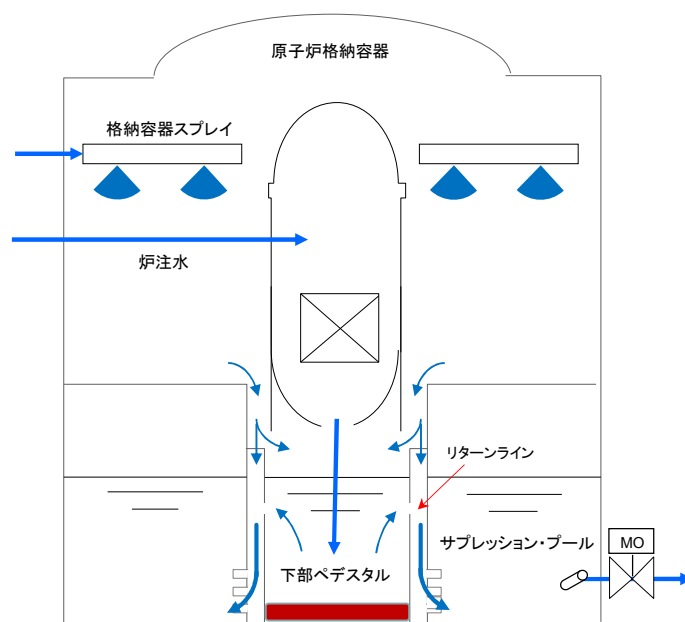


図 11 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

※ 4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 12 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 13 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、すみやかに冷却を再開することが可能である。

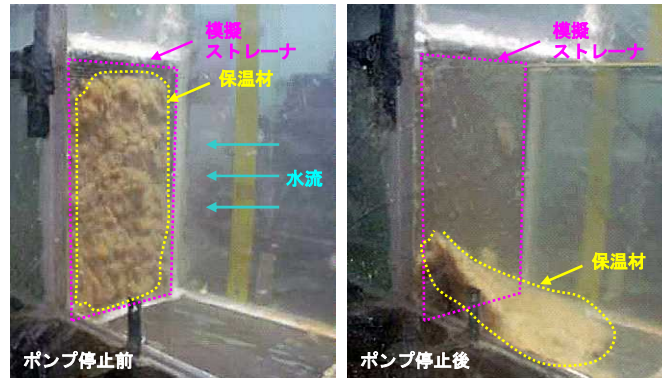


図 12 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号炉 残留熱除去系ストレーナ図

7号炉 残留熱除去系ストレーナ図

図 13 ABWRにおいて設置されているストレーナ

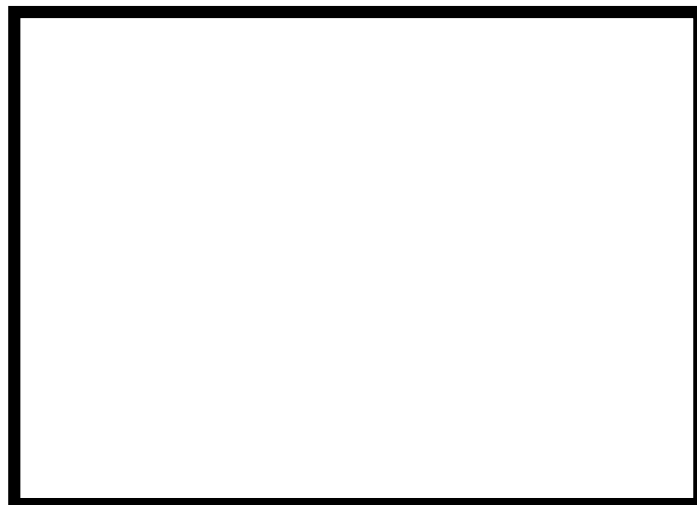


図 14 6号炉残留熱除去系 (B) ストレーナ (据付状態)

(c) 閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図 15 に示しているが、MUWC 外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、代替循環冷却運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は MUWC ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

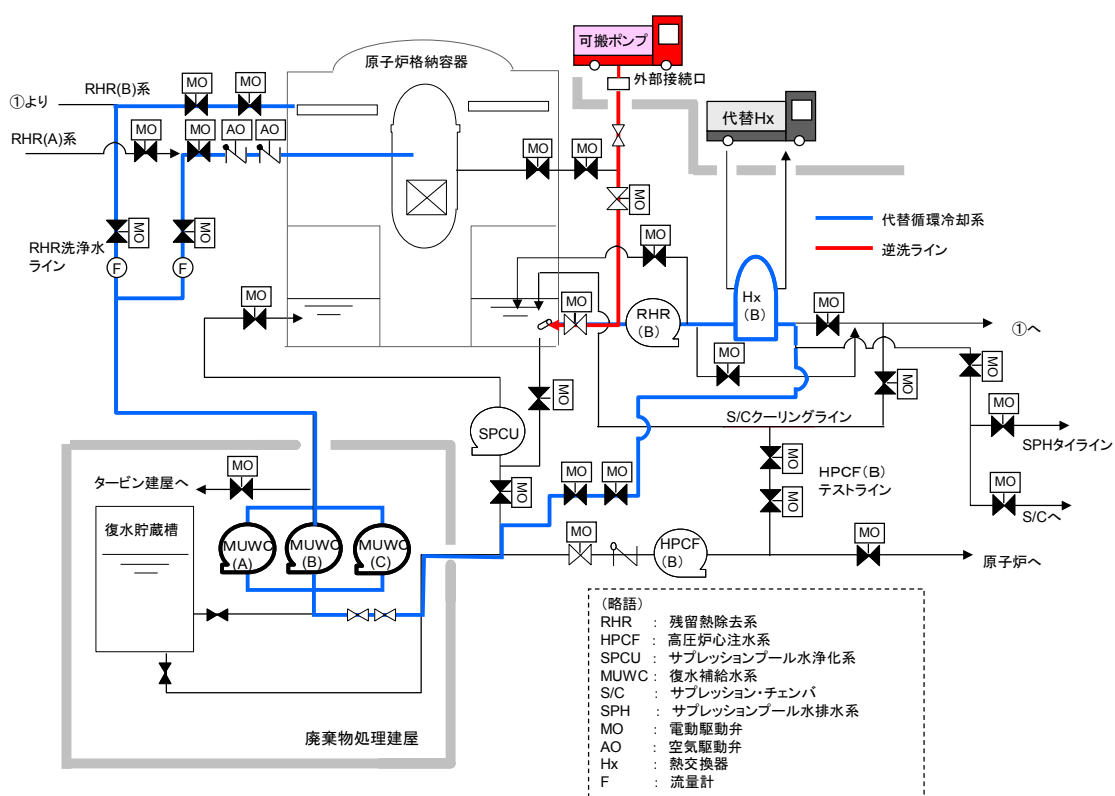


図 15 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での適切な地震力に対する  
格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである、格納容器過圧・過温破損（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO）シナリオが対象となる。

「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられるが、この場合、格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。

よって、格納容器の耐震評価に際しては、

- ① 事故後の運転状態 V(L)<sup>※1</sup>のうち初期（例：3 日後）における適切な地震力との組合せ評価
- ② 事故後の運転状態 V(L)のうち長期（例：60 日後）における適切な地震力との組合せ評価

を行うこととなる。

※1 運転状態 V(L)：重大事故等の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

## 系統のバウンダリに対する影響評価について

## 1. はじめに

復水補給水系を用いた代替循環冷却運転を行う場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

## 2. シール材の影響評価

## (1) 評価対象

復水補給水系を用いて代替循環冷却運転を行う場合に、サプレッション・チェンバ・プールからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

## (2) 放射線による影響

復水補給水系による代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

また、ポンプメカシールには、ニトリルゴムが使用されており、耐放射線に関する性能が確認されていることから、シール性能は維持されるものとする。

一方、ポンプケーシングシールには、ニトリルゴム以外にフッ素ゴムが用いられているものがあり、フッ素ゴムについては放射線による影響を受けて劣化することが考えられる。このため、フッ素ゴムを使用している復水移送ポンプのケーシングシールについては、今後、耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム (EPDM) のシール材への取替を行うことにより、耐放射線性を確保する。

## (3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及び、ハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境に

において劣化の影響はなく、また、ニトリルゴムや EPDM についても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるニトリルゴムや EPDM では影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している EPDM については、当社での社内試験により影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるヨウ素濃度（約  $450\text{mg/m}^3$ ）よりも高濃度のヨウ素環境下（約  $10000\text{mg/m}^3$ ）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、ヨウ素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

### 3. まとめ

以上より、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。一方、ポンプケーシングシールに用いられているフッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があり、ポンプメカニカルシールやケーシングシールに用いられているニトリルゴムは、核分裂生成物による化学的な影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

以上

## 代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について

代替循環冷却運転の評価では、代替原子炉補機冷却系運転のため緊急時対策要員の参集に10時間、準備作業時間に10時間を想定しており、代替原子炉補機冷却系運転開始時間を20時間後と想定している。ただし、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合は、この時間より早くなる可能性がある。

その場合の運転員の対応について以下に示す。必要な要員と作業項目を図1に示す。

- 中央制御室運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ操作を実施している。この操作を実施している運転員とは別の運転員が代替循環冷却運転を準備することが可能であり、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

- 現場操作運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、格納容器薬品注入等の現場操作を実施している。これらの操作は事故発生約4時間後まで継続する。その後、原子炉補機冷却系運転準備を開始する。この準備操作は「2名」の現場操作運転員により「約5時間」で実施することを想定している。また、別の「2名」の現場操作運転員が代替循環冷却運転準備を実施する。事故発生約10時間後には終了するため、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

事故発生約1時間後から、緊急時対策要員による準備作業を開始することを想定した場合、現場操作運転員の作業は「約10時間後」に終了し、緊急時対策要員による準備作業は「約11時間後」に終了することになる。

ただし、緊急時対策要員による準備作業は、継続した訓練により大幅に短縮しており、至近では「約6.5時間」という訓練結果が出ている。現場操作運転員による準備作業も代替循環冷却運転準備の「2名」を追加して「4名」対応することで、作業時間を短縮させることができる。更に、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合においては、運転員の応援も期待することができるため、作業時間の短縮が期待できる。

以上により、評価で考慮している代替原子炉補機冷却系「20時間後」の運転開始時間から早まる場合があっても対応は可能である。

以上



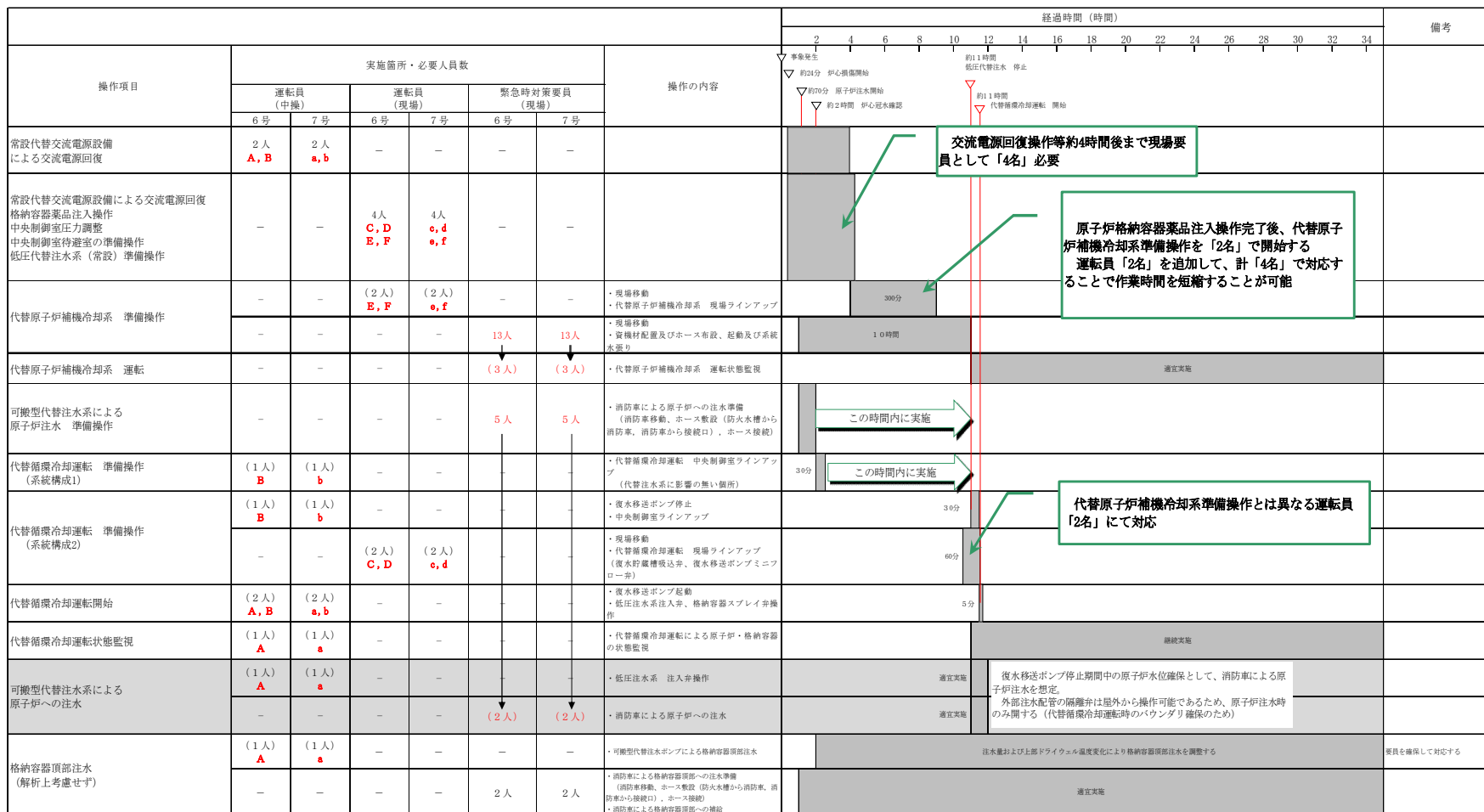


図1 代替循環冷却運転開始が評価より早まる場合の要員と作業項目

## 系統が高線量となった場合の影響について

代替循環冷却系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系において使用する機器のうち、放射線劣化影響が懸念される機器（シール材、電動機、計器、ケーブル）への影響

上記の影響について、確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性、機器への影響

確認項目		放射線影響	
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋等での手動弁の操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの操作が必要であるが、弁操作は運転開始前の実施であり、熱交換器ユニット操作は屋外作業であり、格納容器ベント操作前であるため、アクセス及び操作への放射線による影響はない。(24～26頁参照)
		復水移送ポンプの起動	運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は、中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		流量調整	代替循環冷却運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		その他操作	その他の作業として、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業があるが、これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)

(次頁へ続く)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作	<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は、代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。(26 頁参照)</p>
	格納容器ベント	<p>格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は二次格納施設外であっても、代替循環冷却運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて遮蔽体設置等の放射線防護対策を施す。(26～29 頁参照)</p>
	代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）	<p>代替循環冷却運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低い残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下 3 階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下 2 階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要があるが、7号炉の上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて移動式遮蔽体等の放射線防護対策を施す。</p> <p>なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。(30～32 頁参照)</p>
機器	シール材（配管、弁、ポンプ、熱交換器）	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却系の系統機能確保可能な設計とする。(46 頁参照)
	電動機（弁、ポンプ）	
	ケーブル	
	計器	

## 代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、代替循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図1、図2、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

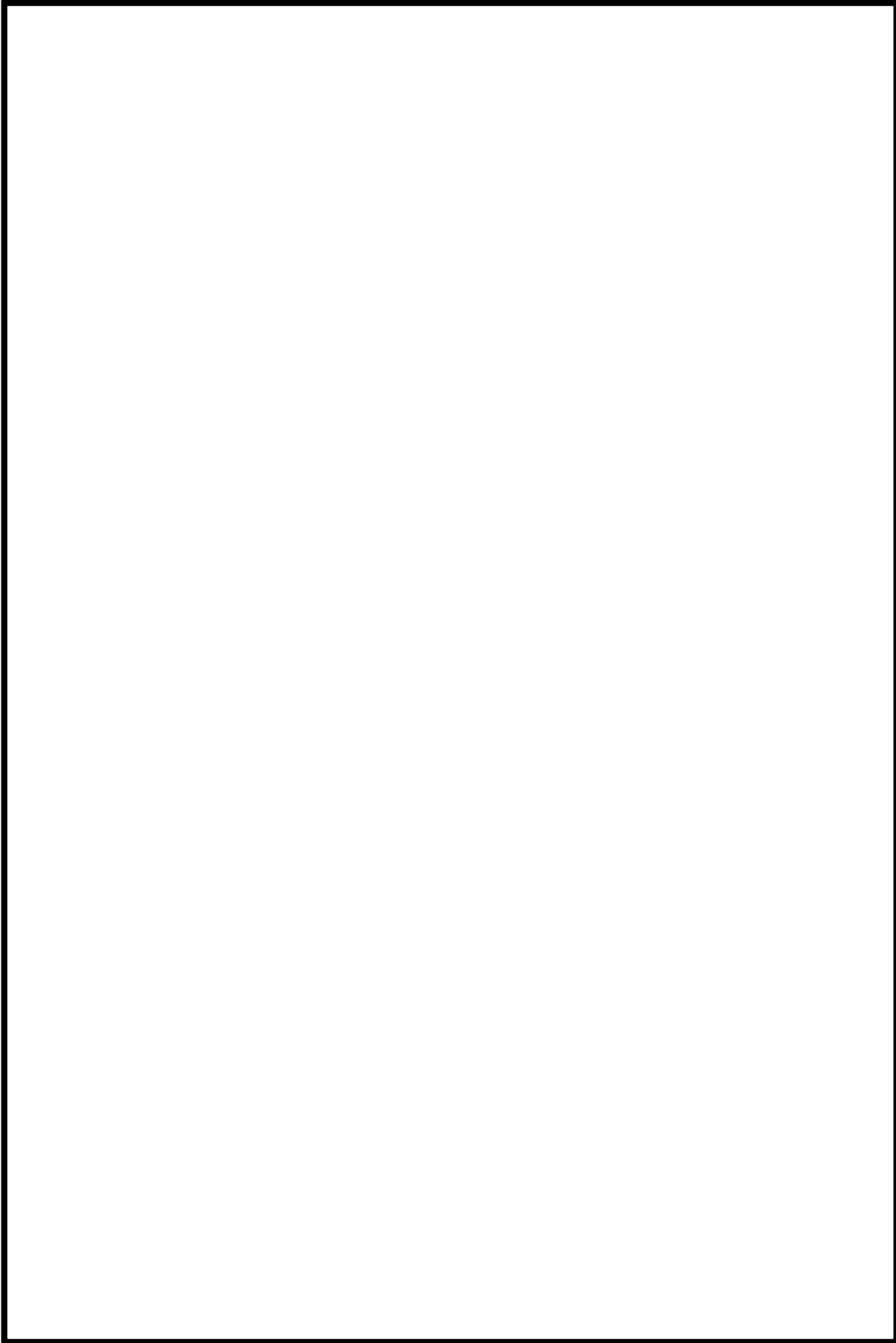


図 1 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

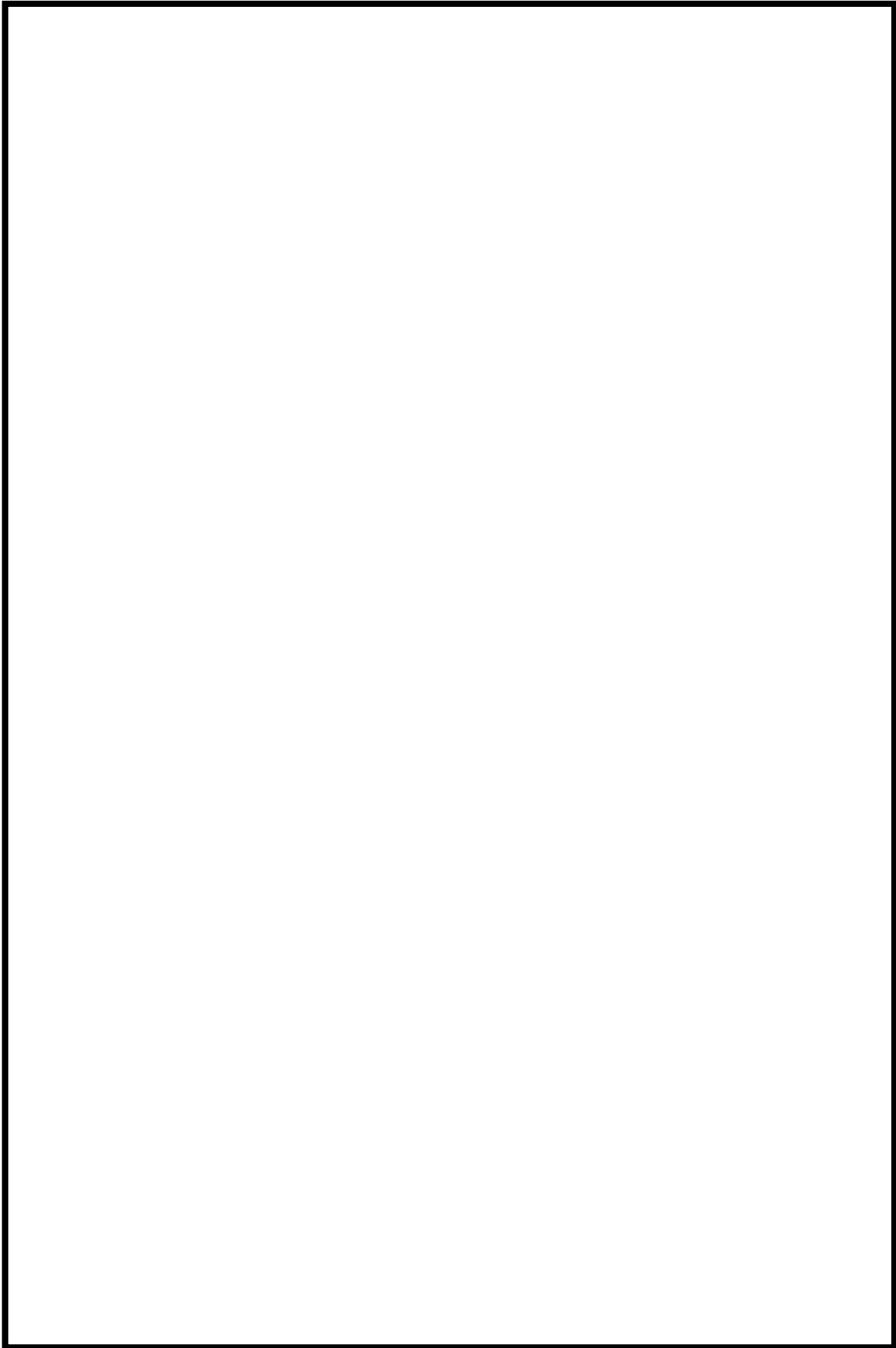


図 2 代替循環冷却系 系統図(7 号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウェル高電導度廃液系サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC 封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系 (B) 系統洗浄用等復水元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系 (A) (C) 系統洗浄用復水元弁	HPCF (C) 封水ライン SA 時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク (B) 積算流量計入口弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サブプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SPCU を用いた SFP 注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高压炉心注水系 (B) 系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF (B) 封水ライン
25	E22-M0-F001B	高压炉心注水系系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
26	E22-F030	高压代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC 吸込みライン (水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
28	E22-M0-F001C	高压炉心注水系系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。



表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.※	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	閉止不可理由
03	P13-F077	復水補給水系-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系 R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系 P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF (B) 封水ライン
22	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水 ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込 弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	復水補給水系 R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。

## 別添資料－ 3

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について

## 第 53 条：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

### <目 次>

1. 基本方針
  - 1.1 要求事項の整理
  - 1.2 適合のための設計方針
  
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 概要
  - 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について
    - 2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について
      - 添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて
      - 添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について
      - 添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響
      - 添付 4 PAR の検査・点検について
      - 添付 5 水素処理容量に関する説明について
      - 添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について
  
    - 2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について
      - 添付 7 オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について
      - 添付 8 原子炉建屋内における成層化について
      - 添付 9 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について
      - 添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価
  
    - 2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について
      - 添付 11 国内容器試験について
      - 添付 12 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について
      - 添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について
      - 添付 14 SNL 試験, THAI 試験の試験データ適用性について
  - 2.3 水素濃度監視設備について
    - 2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について
      - 添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について

## 2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

### 2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

### 2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

## 2.5 参照文献

参考資料 1 福島第一原子力発電所 1 号機現地調査状況

参考資料 2 PAR による再結合反応の律速段階について

参考資料 3 GOTHIC コードについて

< 概 要 >

1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。
2. 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の設備に関する基準適合性について説明する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

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に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。

表 1-1 設置許可基準規則第 53 条，技術基準規則第 68 条 要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

設置許可基準規則：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  
技術基準規則：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

## 1.2 適合のための設計方針

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、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。

水素濃度制御設備としては、原子炉建屋運転床（以下、原子炉建屋オペレーティングフロアという。）に静的触媒式水素再結合器（以下、PAR という。）を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器（以下、格納容器という。）から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PAR は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。

水素濃度監視設備としては、原子炉建屋内に水素濃度計を設置し、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお、当該水素濃度計については、代替電源設備から給電可能な設計とする。

これらの設備に加え、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として、原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。



## 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 概要

福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム－水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。

第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。

第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、重大事故等時に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系、改良EPDM製シール材、格納容器頂部注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉建屋を経由せず大気に水素ガスを排出する。

第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、**重大事故時**に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋内に漏えいした場合に備え、原子炉建屋内において水素ガスを処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、水素濃度制御設備としてPARを原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。この対策により、漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。

なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも、PARは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を延長し、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ことから、更なる水素爆発リスクの低減を図ることが出来る。このようにして確保した時間の中で、例えば、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを

行うことで、原子炉建屋の水素濃度も低減させることが可能である。

以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2-1 に整理する。

本章では、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち、設置許可基準規則第 53 条（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）に該当する設備の基準適合性を説明する。

最初に第三の課題に対する対策である PAR に関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。

また、原子炉建屋の水素濃度を監視するために、原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。

さらに、第二の課題に対する自主対策設備である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系について」で示す。格納容器頂部注水系は、**重大事故等時に原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方で原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。したがって、格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。**

【第一の課題に対する対策】

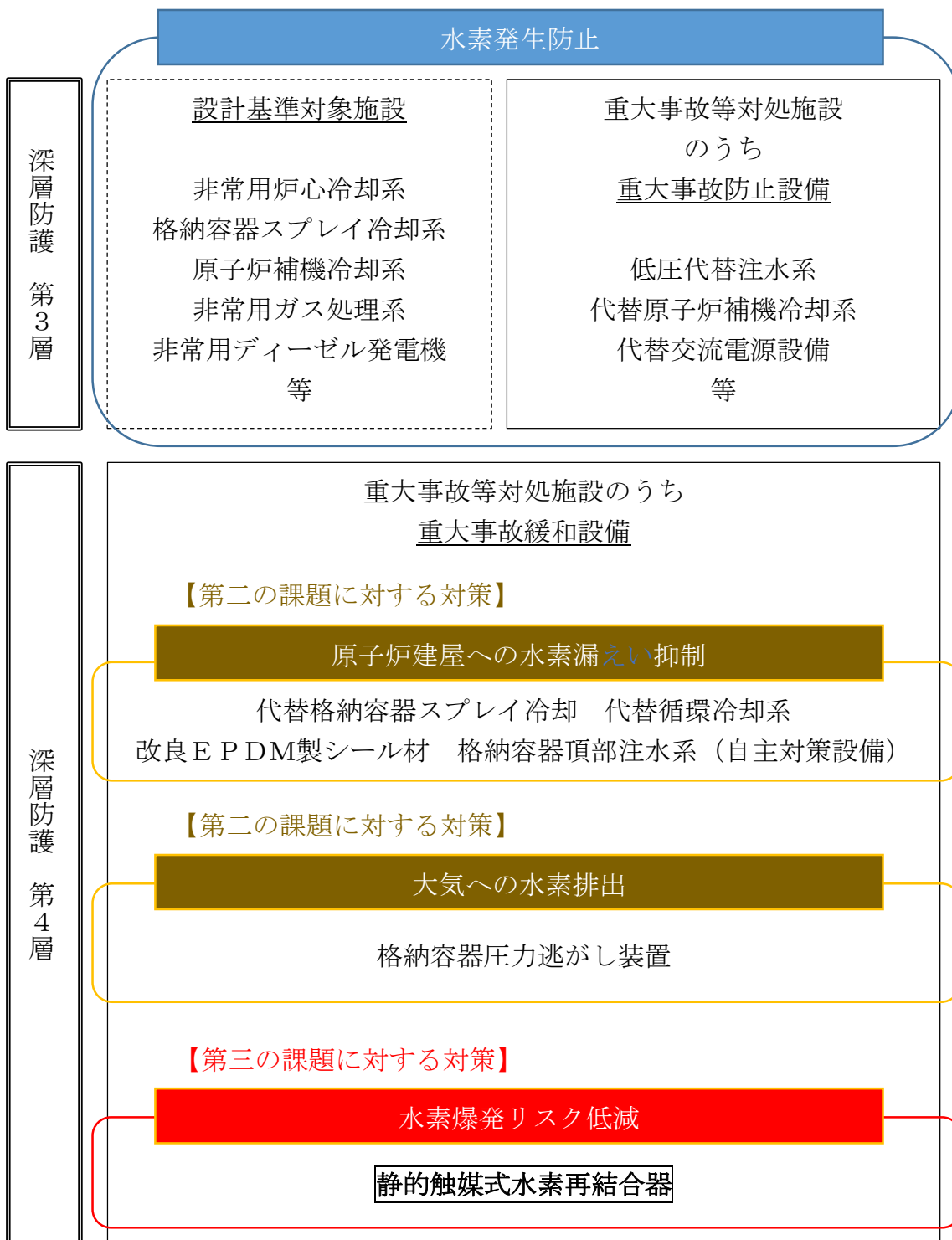


図 2-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備

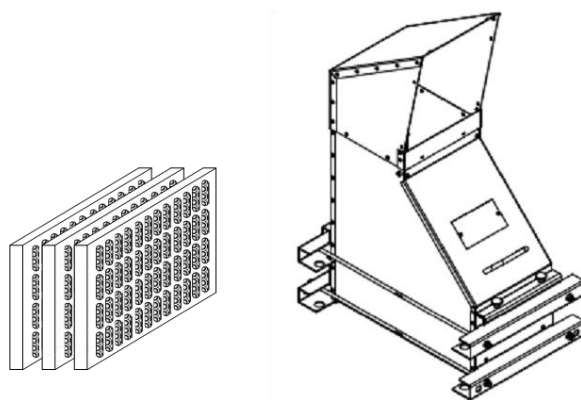
## 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として、原子炉建屋オペレーティングフロアに、水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。

### (1) PAR について

静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス、酸素ガス）を再結合させて、雰囲気可燃限界以下に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素ガス、酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR は、概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。NIS PAR の納入実績は表 2-1 の通り。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については、国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお、NIS 社が製造する PAR は、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。



触媒カートリッジ

静的触媒式水素再結合器

図 2-2 静的触媒式水素再結合器 (PAR) の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-3 PAR-11 写真

表 2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

## (2) PAR ハウジング

PAR のハウジングは図 2-4 に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。

- 触媒カートリッジを内部に設置すること。
- ガスを誘導すること。

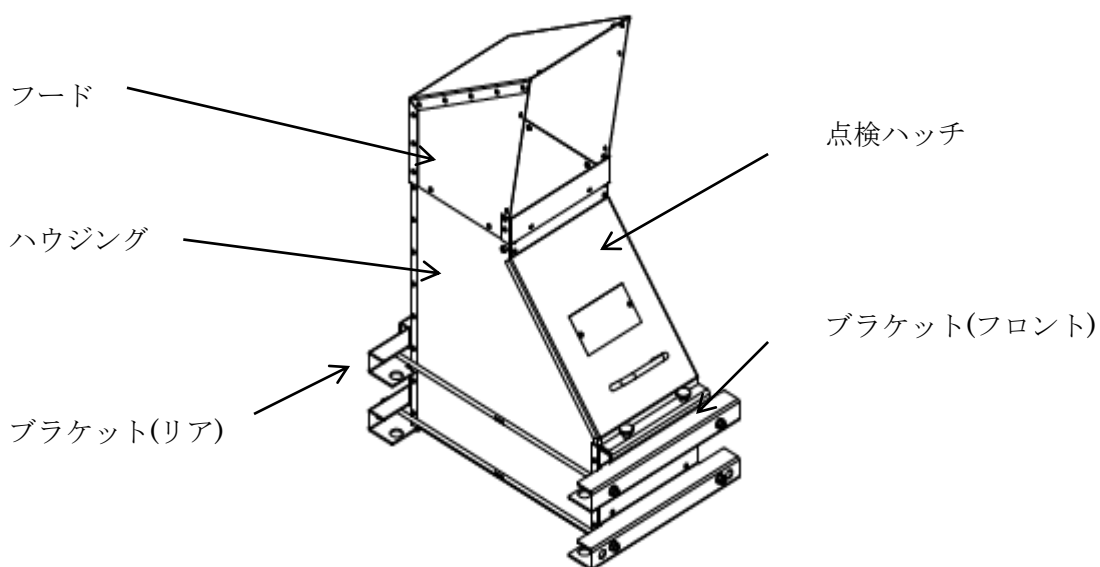


図 2-4 PAR ハウジングの構造

PAR ハウジングは、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流れとなるよう設計されている。

ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外、取付を容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。

ハウジングに固定されているブラケットは、PAR 本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。

ハウジング上部に設置されるフードは、PAR の上部に位置する構築物に、水素処理を行った PAR 出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。

## (2) 触媒

NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり、基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約□mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス、酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。

また、球状に触媒が存在するため、水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴であり、よう素等の被毒物質が流入した際に、球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は、PAR の水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。

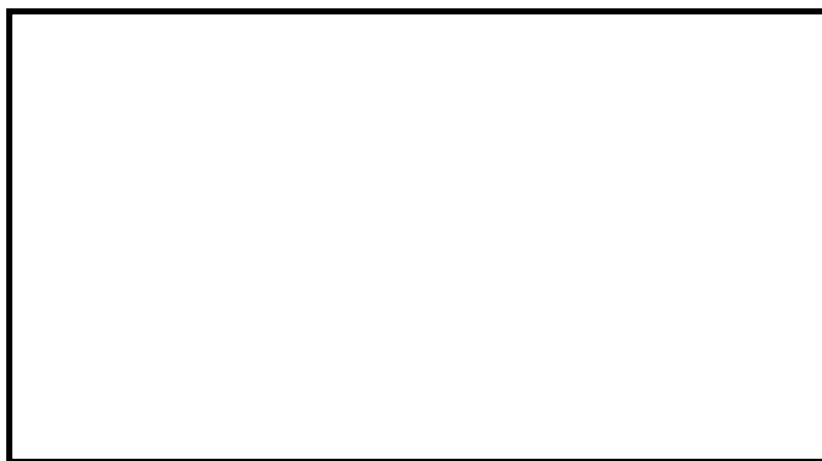


図 2-5 触媒の概要図

## (3) 触媒カートリッジ

触媒カートリッジは、図 2-2 で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、原子炉建屋オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔で PAR ハウジング内に取り付けることで PAR は完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ（図 2-3 参照）を採用している。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) PAR の主要仕様

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR (PAR-11 タイプ) を採用しており、表 2-2 で主要仕様を示す。

表 2-2 主要仕様 (PAR-11 タイプ 1 台)

静的触媒式水素再結合器	
種 類	触媒反応式
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°C)
最高使用温度	300°C
ハウジング	
材 料	ハウジング
	ブラケット
寸 法	高 さ
	幅
	奥 行
質 量	
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
	高 さ
	厚 さ
質 量	触媒カートリッジ全質量
	触媒材質の充填質量
カートリッジ枚数	11 枚
触媒の材料	
基盤材	酸化アルミニウム
触媒材質	パラジウム
表面積	
形 状	球状
直 径	
充填密度	



## 2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について

### 2.2.1.1 基本設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋に水素ガスが漏えいした際に、原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを PAR の設計における必要条件としている。これは、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、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約 38 時間後まで継続することから、格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。

この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、PAR の基本設計方針を以下の通り定める。

#### (1) PAR による水素処理容量について (PAR の必要台数について)

下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素、酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち、この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め、事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し、必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り、PAR 設計条件は有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温破損シナリオ) で想定する格納容器漏えい率、水素発生量、水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており、原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。

表 2-3 PAR 設計条件 (水素漏えい)

No	項目	設計条件	(参考) 格納容器過圧・過温破損シナリオ
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日 : AEC 式 (2Pd 時)
2	水素発生量	AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当の水素発生量 : 約 1600kg	約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量)
3	水素漏えい終了時間 (格納容器ベント)	— (格納容器ベントなし)	約 38 時間後

① 格納容器漏えい率（10%/日）について

重大事故等時で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を AEC (Atomic Energy Commission) の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが、重大事故等時には、格納容器圧力が設計圧力の 2 倍（以下、2Pd）を超えないよう運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時におけるガス組成（水素濃度包絡条件、水素ガス 33vol%:窒素ガス 21vol%:水蒸気 46vol%）を踏まえると AEC の式から約 1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから、これに余裕を見て、10%/日と設定する。

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

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

Rt : 事故時の気体定数\*（\*事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる）

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

② 水素発生量(AFC 100%)について

重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量は、表 2-3 の通り約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、水素発生の主要因であるジルコニウム-水反応に着目し、余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウム-水反応は 900℃以上で活発になることから、加熱源である燃料有効部の被覆管全て (AFC 100%) が反応すると仮定することで、保守的な水素発生量を評価することが可能である。

この場合の水素発生量は、表 2-3 の通り約 1600kg であり、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量と比較して保守的な設定となっていることが確認できる。

なお、これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は、重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。

水素燃焼シナリオの評価においては、「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」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合（水素発生量約 2700kg）と MAAP コードによる評価結果（水素発生量約 600kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となる MAAP コードによる評価結果を用いている。

いずれのケースも格納容器は健全であることから、格納容器漏えい率は、格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が 2Pd に到達したと仮定し、かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素ガスに置き換わったと仮定した場合の約 1.5%/日を下回る。

以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量は PAR 設計条件である約 1600kg（AFC100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約 45%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 2700kg となる場合もあるが、格納容器漏えい率は PAR 設計条件の方が 6 倍以上（約 1.5%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため、最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、PAR 設計条件の方が多くなる。したがって、PAR 設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。

## (2) PAR の設置場所について

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し、原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている（参考資料 1 参照）。この事故知見を踏まえて、PAR は水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。

### 2.2.1.2 設計仕様

PAR の基本設計方針に基づき、設計仕様は表 2-4 の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。

表 2-4 PAR 設計仕様

項目	6 号炉	7 号炉
水素処理容量 (PAR 1 個あたり)	0.250 kg/h/個	0.250 kg/h/個
PAR 必要台数 (設置台数)	54 台以上 (56 台)	54 台以上 (56 台)

#### (1) 水素処理容量 (PAR 1 個あたり) の設定根拠

##### ① PAR の基本性能評価式

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることを示している。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- $DR$  : 水素処理容量 (kg/h/個)
- $A$  : 定数
- $C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- $P$  : 圧力 ( $10^{-5}$ Pa)
- $T$  : 温度 (K)
- $SF$  : スケールファクター

スケールファクターSF について、当社は PAR-11 タイプを採用するため、PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、PAR の水素処理容量を算出する。

- 水素濃度  $C_{H_2}$   
水素ガスの可燃限界濃度 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 bar) とする。
- 温度  $T$   
保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、0.250 kg/h/個 (水素濃度 4vol%, 大気圧=1.01325 bar, 温度 100°C=373.15K) となる。

(2) 個数の設定根拠

①実機設計における性能評価式

実機設計 (PAR の個数を踏まえた設計) においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に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、当社の設計条件においては、保守的に格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \dots\dots\dots (式 2)$$

- $DR$  : 水素処理容量 (kg/h/個)
- $A$  : 定数
- $C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- $P$  : 圧力 (10<sup>-5</sup>Pa)
- $T$  : 温度 (K)
- $SF$  : スケールファクター
- $F_{inhibit}$  : 反応阻害物質ファクター (-)
- $F_{lowO_2}$  : 低酸素ファクター (-)

## 1) 必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素の発生量：約 1600 kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率：10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクター  $F_{inhibit}=0.5$  （保守的にPCV内設置例での知見に基づき設定した値）
- ・ 水素処理量 = 0.250 kg/h/個 × 0.5  
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg × 10 %/日) / (24 h/日) / 0.125 kg/h/個  
= 53.3 個

これより、PARの必要台数は54台以上を設置台数とする。なお、実際のPAR設置台数は、余裕を見込み6号炉に56台、7号炉に56台設置する。

## 2) 原子炉建屋が可燃限界以下になることの確認

基本設計方針が、「格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガス、酸素濃度が可燃性限界以下となる水素処理機能を有すること」であるため、PARの個数が上記算定結果の54個において、原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下であることの確認を次の通り実施する。

### ① 評価方法

原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図2-6に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして、質量、エネルギーバランスにより、水素濃度、温度の時間変化を評価する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

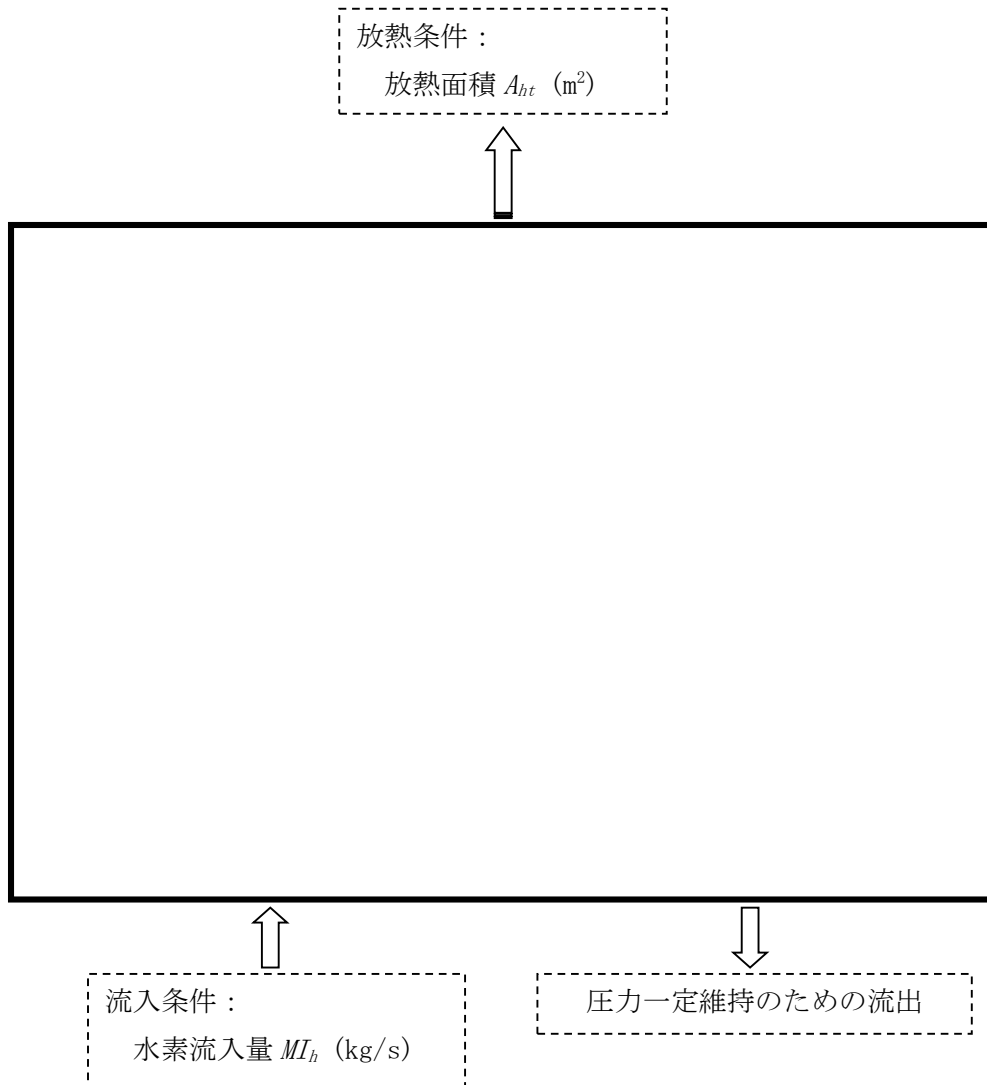


図 2-6 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル

## ②評価条件

- ・機能が要求される状態

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率（0.4%/day）に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、炉心の著しい損傷が発生した場合で不測の事態を考慮し、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%/day）の状態の水素ガスが原子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

PAR については以下の条件で評価する。

・水素処理容量： 0.250 kg/h/個

・個 数： 54

本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。

表 2-5 評価条件

分類	項目	単位	条件
PCV 条件	PCV 容積	m <sup>3</sup>	13310
	想定 PCV 漏えい率	%/day	10
PCV 内雰囲気条件 (固定)	圧力	kPa	721
	温度	°C	200
	水素濃度	vol%	33
	酸素濃度	vol%	0
	窒素濃度	vol%	21
	水蒸気濃度	vol%	46
建屋条件 (初期条件)	空間容積 (評価範囲)	m <sup>3</sup>	42500
	初期温度	°C	40
	初期圧力	Pa	101325
	初期酸素濃度	vol%	19.47
	初期窒素濃度	vol%	73.24
	初期水蒸気濃度	vol%	7.29
放熱条件	外気温	°C	40
	放熱面積	m <sup>2</sup>	5200
	熱通過率	W/m <sup>2</sup> /K	1.36
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5
	起動酸素濃度	vol%	2.5
	反応阻害物質ファクター	-	0.5

② 評価結果

図 2-7 に原子炉建屋 (原子炉建屋オペレーティングフロア) 雰囲気の水素濃度の時間変化, 図 2-8 に雰囲気温度の時間変化, 及び図 2-9 に原子炉建屋 (原子炉建屋オペレーティングフロア) からのガスの流出量の時間変化を示す。

PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが, 外気への放熱とのバランスにより, 雰囲気温度は一時的に約 42°C の一定値に近づく。PCV か



ら漏えいする水素ガスにより，原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度は上昇するが，約8時間後に1.5vol%に到達すると，静的触媒式水素再結合器による水素ガスの再結合処理が開始し，水素ガスの再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくとともに，PCVからのガスの漏えい量の約0.04kg/sに近づく結果となっている。

PCVからの漏えいエネルギー，水素ガスの再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，雰囲気温度は最終的に約71℃の一定値に近づく。一方，PCVからの水素の漏えい量，水素ガスの再結合処理量，及び原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの水素ガスの流出量のバランスにより，雰囲気の水素濃度は最終的に約3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。

以上より，静的触媒式水素再結合器54台の設置により，本評価条件において原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減でき，原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。

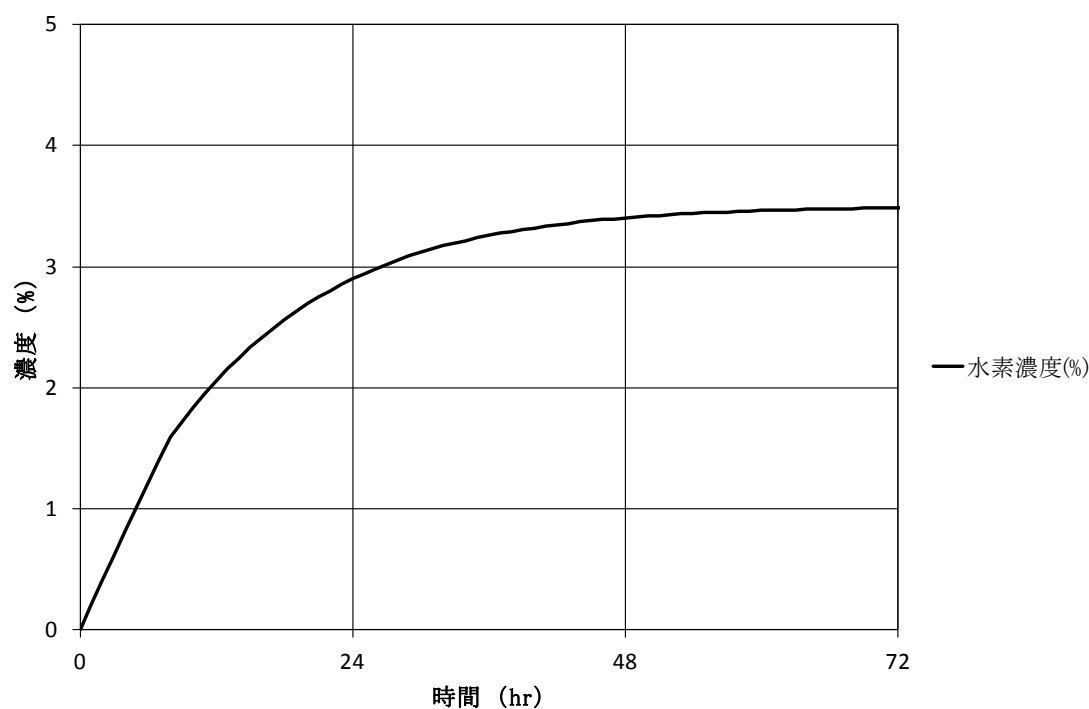


図 2-7 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-8 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）温度の時間変化

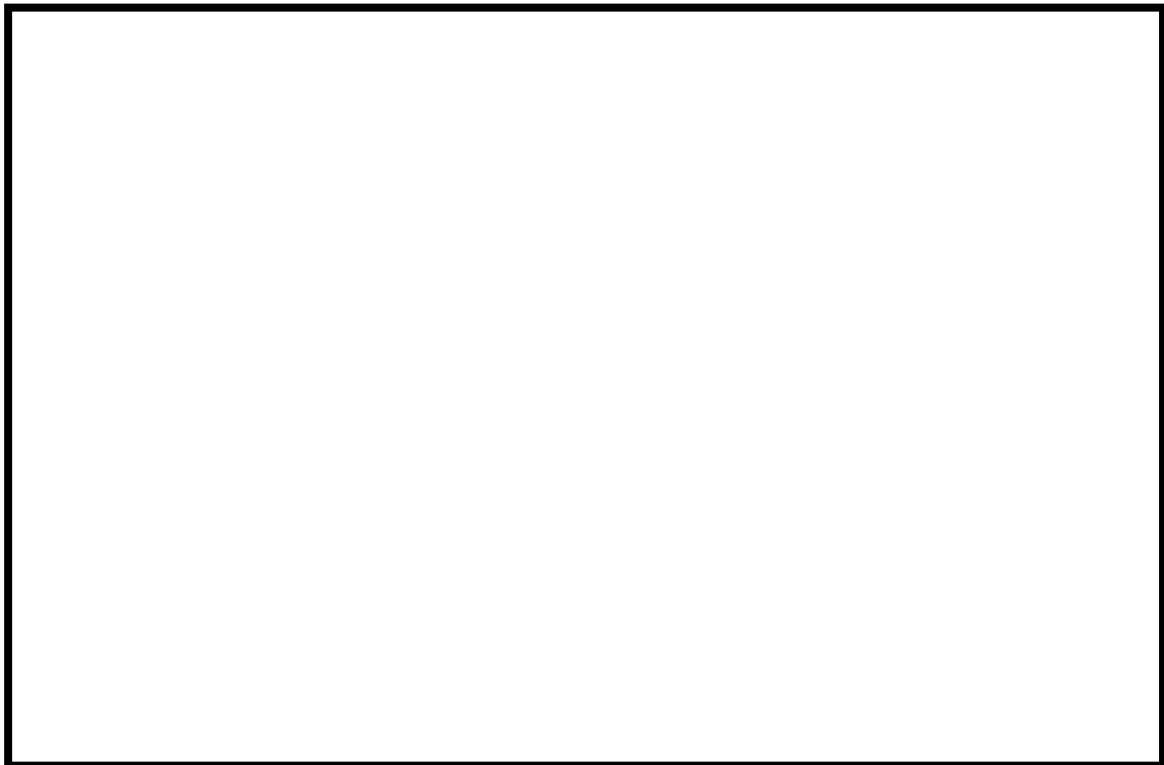


図 2-9 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの  
ガスの流出量の時間変化

### (3) PAR の設置位置について

PAR は水素ガス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、原子炉建屋オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし攪拌され、水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては、原子炉建屋オペレーティングフロアの壁面に配置しても、中央に配置しても自然対流による攪拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また、この攪拌効果を高めるために、PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく、なるべく上下方向 2 段に分けることが事前評価で確認できている。よって、PAR の設置位置は、PAR 取付作業性も考慮し、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし、設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。

### (4) PAR 設置の設計フロー

以上のことから、PAR の個数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して、「空間水素濃度に偏りが無いこと」、「可燃限界以下となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、PAR の配置変更、台数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。

図 2-10 で示す「4. 台数・配置決定」は、「2.2.1.2 (2) 個数の設定根拠」で示す通り原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界以下になる PAR 必要台数を決定し、「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」で示す通り、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点では原子炉建屋オペレーティングフロアを 1 点のモデルとした簡易評価結果による台数、配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により空間「空間水素濃度に偏りは無いか」、「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「4. 台数・配置決定」の仮決定結果が妥当であることを示し、最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については、「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析で示す。

これらの検討の結果、最終決定した 6 号炉の PAR 配置を図 2-11、7 号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

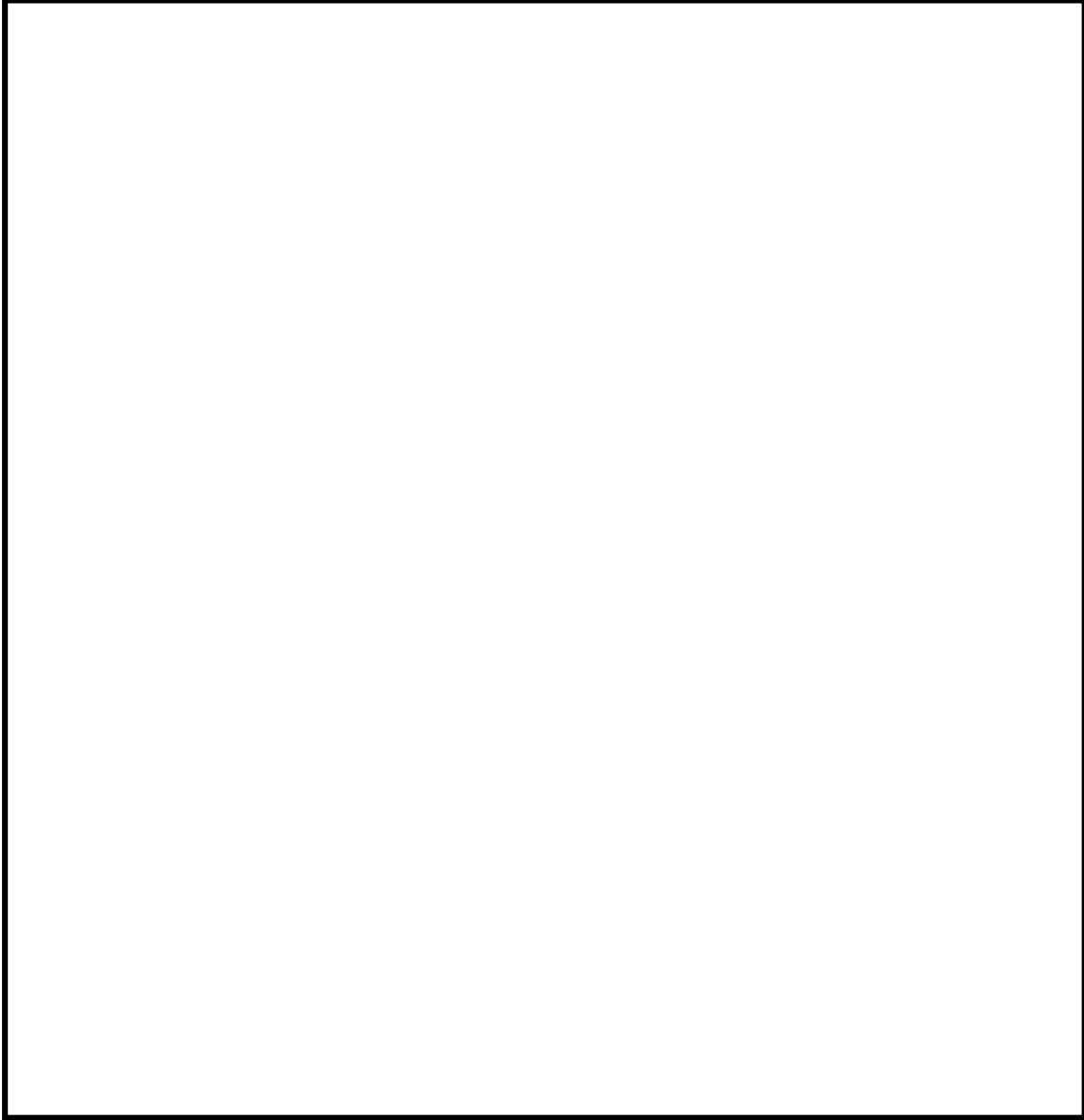


図 2-10 PAR 設置の設計フロー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

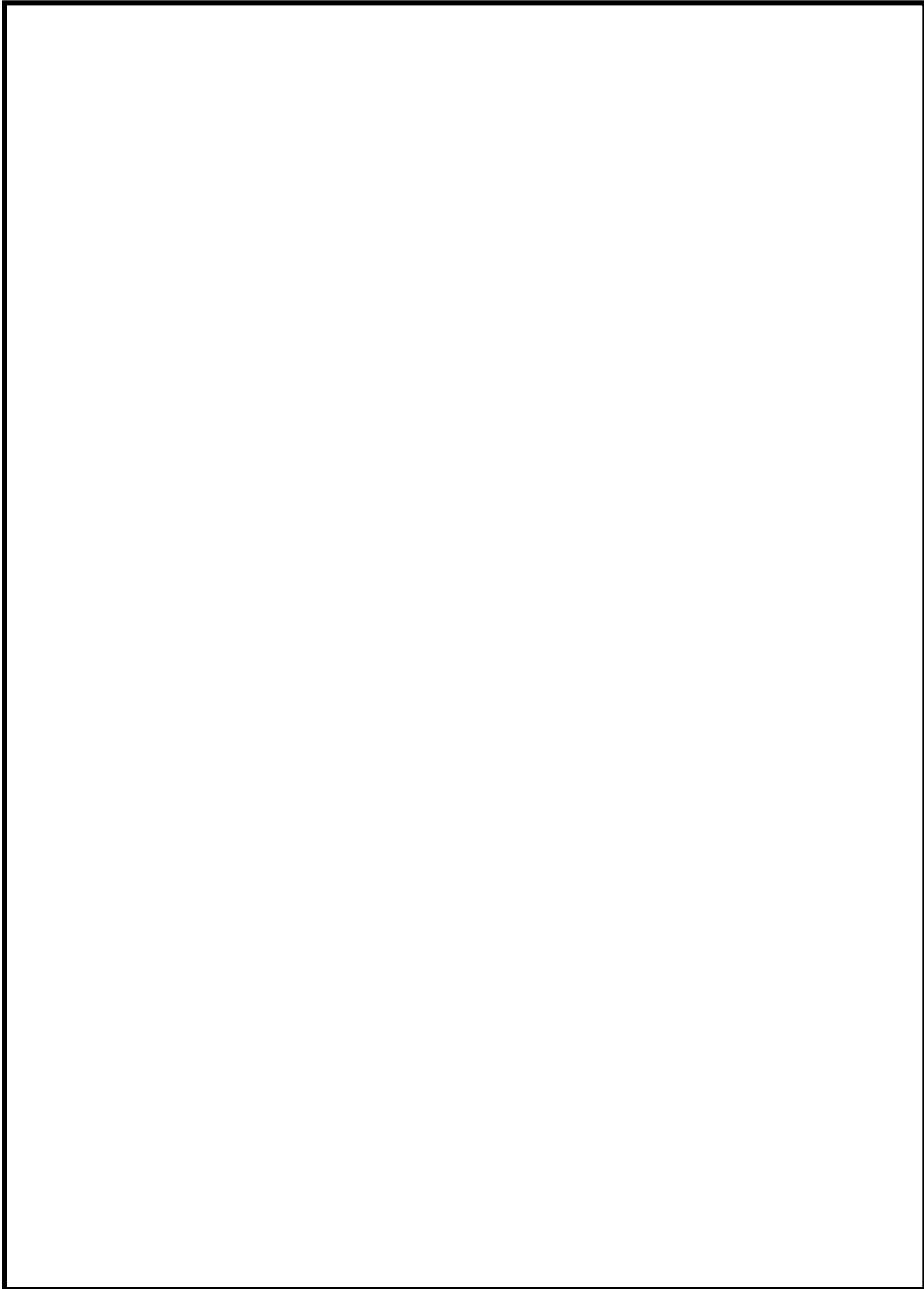


図 2-11 6号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

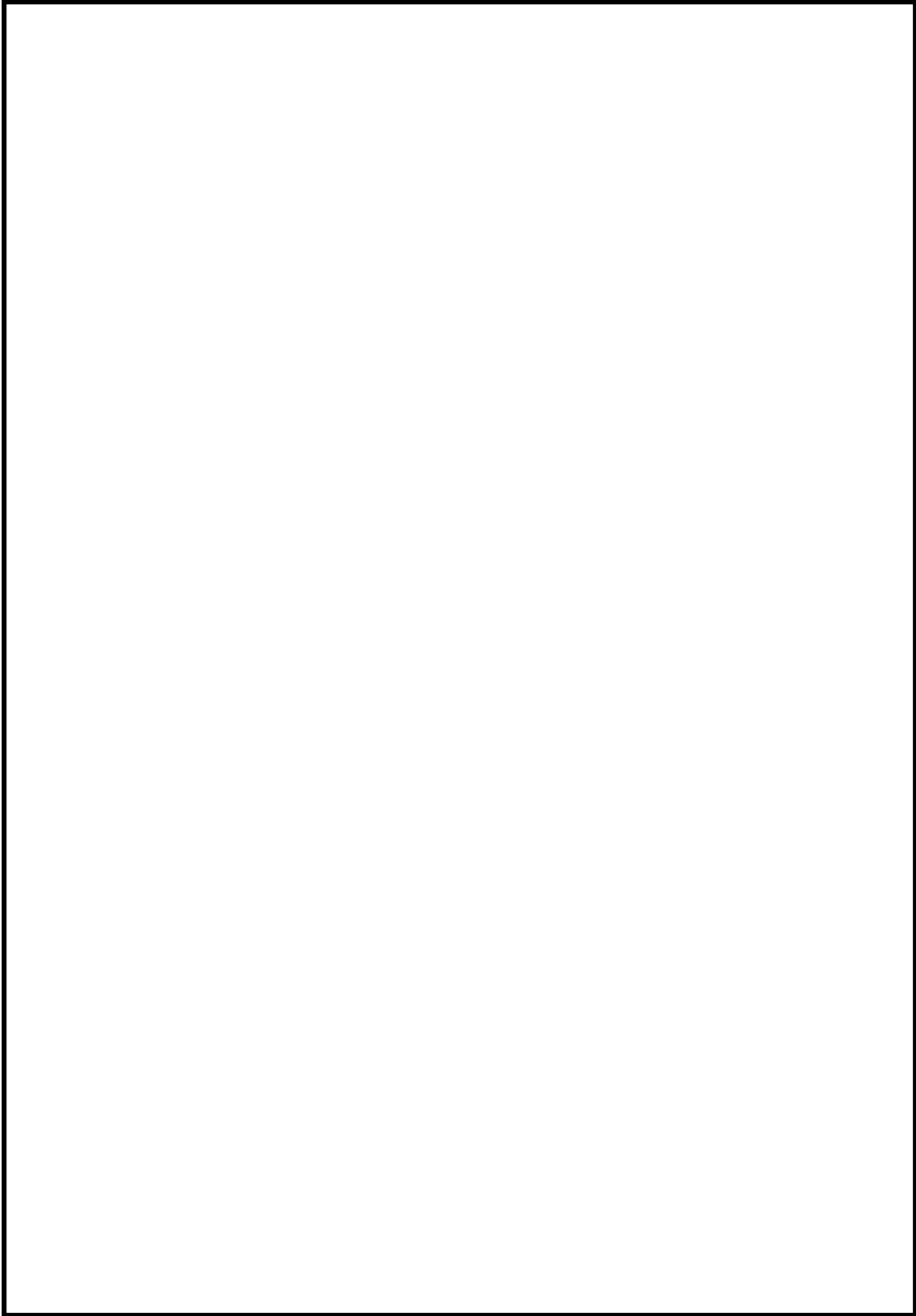


図 2-12 7号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

## 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて

浜岡原子力発電所4号機及び5号機で気体廃棄物処理系（以下、OG系という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンが存在が挙げられており、2つの要因が重畳した結果、OG系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、PARの触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、PAR触媒への対応の必要性について示す。

### 1. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要

#### (1) 浜岡原子力発電所5号機の事象（平成20年11月5日発生）

調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力一定保持していたところ、OG系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。

#### (2) 浜岡原子力発電所4号機の事象（平成21年5月5日発生）

調整運転開始後、出力一定保持していたところ、OG系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、水素濃度が可燃限界（4vol%）を超えたため、原子炉を手動停止した。

### 2. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因

水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。

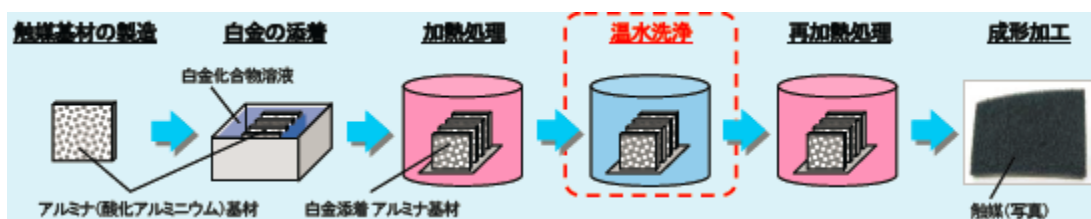
### (1) 触媒の特性に起因する性能低下

排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図(添付1-1)※に示す。平成8年以降、触媒の製造工程の一部を変更しており（原子力発電所向けのみに、触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について、温水洗浄の時間を長くした）、それにより触媒のアルミナ（酸化アルミニウム； $Al_2O_3$ ）基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト（水和アルミニウム酸化物； $AlO(OH)$  又は  $Al_2O_3 \cdot H_2O$ ）となる割合が多くなっていることが認められた。また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図(添付1-2)※）。

### (2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果、4号機においては平成18年の低圧タービン点検で、5号機においては平成19年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

また、ベーマイトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された（図(添付1-3)※）。

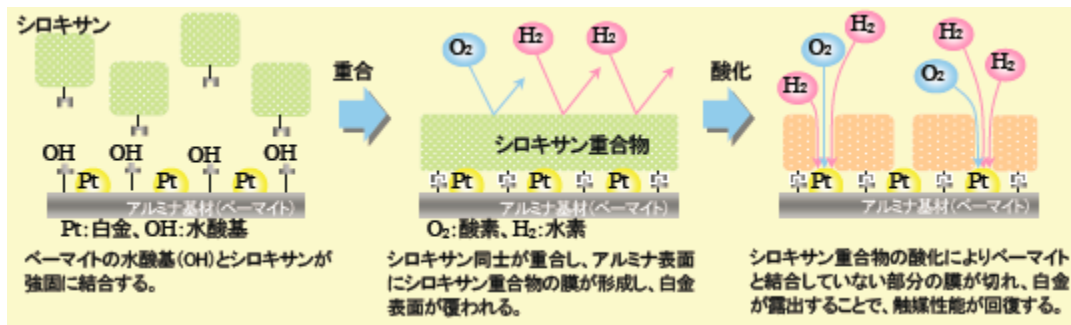


図(添付1-1) 排ガス再結合器触媒の概略製造工程



図(添付1-2) ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ





図(添付1-3) シロキサンによる触媒表面の変化状況 (イメージ)

※ 図(添付1-1～3)は参照文献(a)より引用。

### 3. PAR触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は, アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳した結果発生した。このことから, 2つの原因のうちどちらか1つの原因が該当しなければ, 同様の事象は起きないと考えられ, 以下の確認結果から, 浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器で発生したような, 触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

#### (1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所4号機, 5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の比較を表(添付1-1)に示す。触媒の種類は, セラミック触媒と金属触媒で異なっており, 触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は, ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し, PARの触媒は, 球状アルミナを担体として使用しており, 形状も異なる。ただし, 触媒の担体であるアルミナについては, 両者ともに $\gamma$ アルミナを使用している。

表(添付1-1) PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較

項目	PAR	OG系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	$\gamma$ アルミナ	$\gamma$ アルミナ (ベーマイト含む)
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

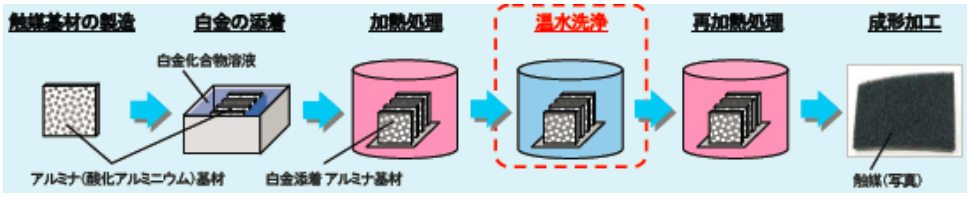
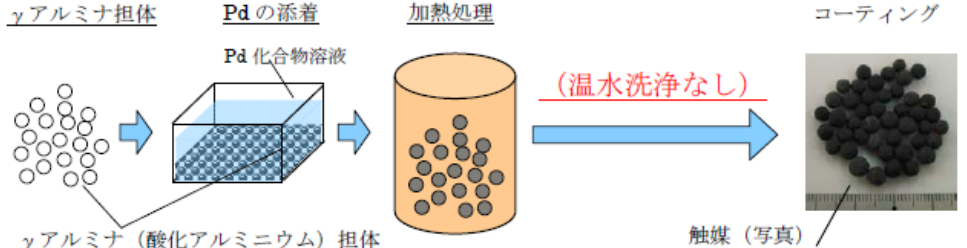
浜岡原子力発電所0G系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において、触媒の特性に起因する性能低下として、以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

- ・ベーマイトを多く含む触媒については、使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により、触媒性能が低下しやすい
- ・ベーマイトが多く含まれた要因は、触媒の製造プロセスにおいて、温水洗浄の時間を長くしていた

浜岡原子力発電所0G系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表(添付1-2)に示す。0G系排ガス再結合器の触媒は、製造プロセスにおいて、応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄を施しており、この温水洗浄の時間を長くしたために、ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。

このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表(添付1-2) 触媒の製造プロセスの比較

触媒	製造プロセス
0G系排ガス再結合器	
PAR	

### (3) 触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から、PARの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、NIS社製PARの触媒に対して①X線回折(XRD)分析、②熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

### (4) シロキサンの影響について

浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物の一つ)の存在が報告されている。現在、シロキサンの使用は原則禁止しているものの、過去に弁や機器等の点検で使用されていることがわかっている。成分分析の結果より、PARの触媒については、ベーマイトが検出されなかったため、アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えるが、過去に、シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。

試験は、密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。

## 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について

## 1. はじめに

PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。

## 2. 最高使用温度の考え方

最高使用温度は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、設置許可基準規則）において次のように定義されている。

## 第二条 2 項 三十九

「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物  
がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温  
度であって、設計上定めるものをいう。

設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として、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する。当社としては、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、[原子炉建屋](#)オペレーティングフロアを可燃限界以下に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4vol%以下に抑制することが、静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。

よって、静的触媒式水素再結合器は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol%における温度を最高使用温度と定義する。

## 3. 最高使用温度 300℃の設定理由

静的触媒式水素再結合器の設置位置は[原子炉建屋](#)オペレーティングフロアであるため、雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として、ハウジング、取付ボルトの強度を評価するために、最高使用温度として 300℃を設定している。

最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory (SNL) における試験（参照文献(b)）及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献(e), (f), (g)）を参照している。

### 3.1 SNL 試験

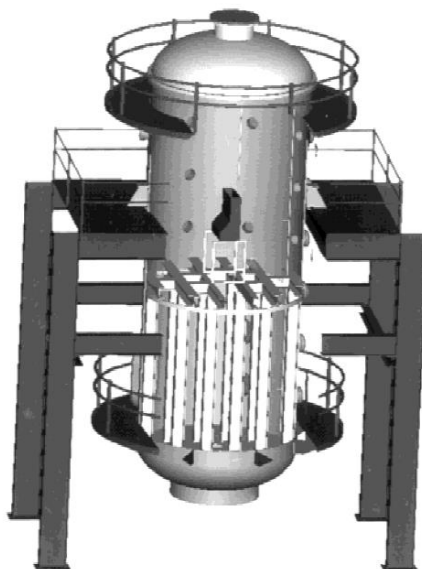
#### (1) 試験概要

NIS 社製 PAR (PAR-11) を用いた SNL 試験の試験装置概要は図(添付 2-1~2), 試験に用いた PAR を図(添付 2-3) に示す。



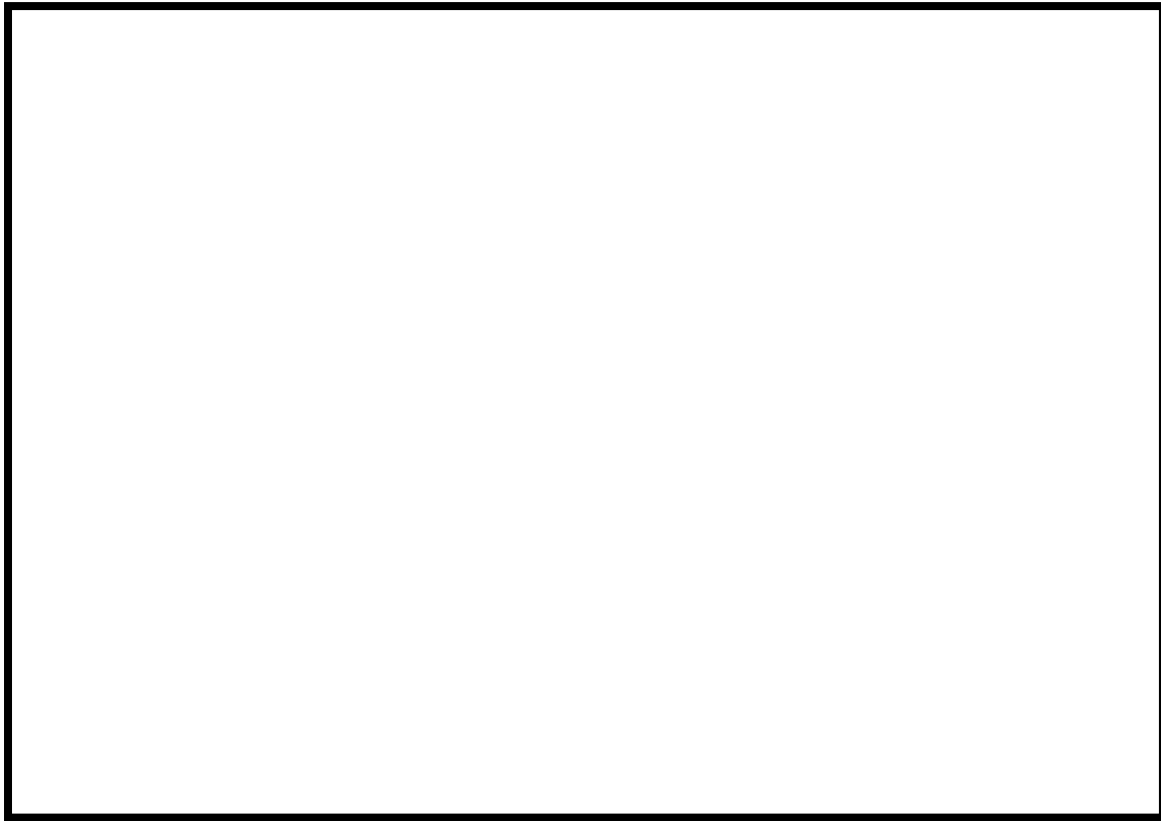
図(添付 2-1) The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-2) PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-3) SNL で行われた試験用 PAR 概要

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

本試験の試験結果を図(添付 2-4)に示す。図(添付 2-4)は、試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差  $\Delta T$  の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として、当社の原子炉建屋オペレーティングフロアの雰囲気を最大で 100℃と想定したとしても、水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と、ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ、最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-4) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

### 3.2 THAI 試験

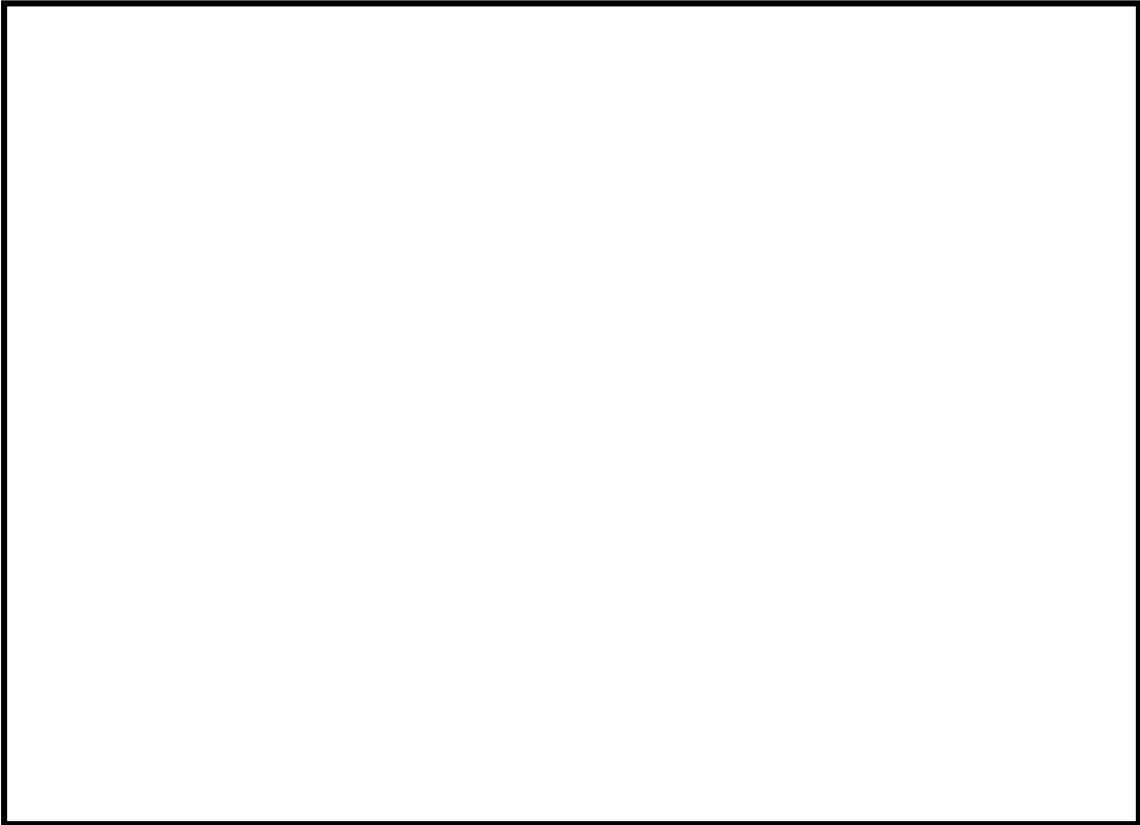
#### (1) 試験概要

THAI 試験装置を図(添付 2-5), 試験に使用された PAR を図(添付 2-6), 試験条件を表(添付 2-1)に示す。

表(添付 2-1) : THAI Project での試験条件

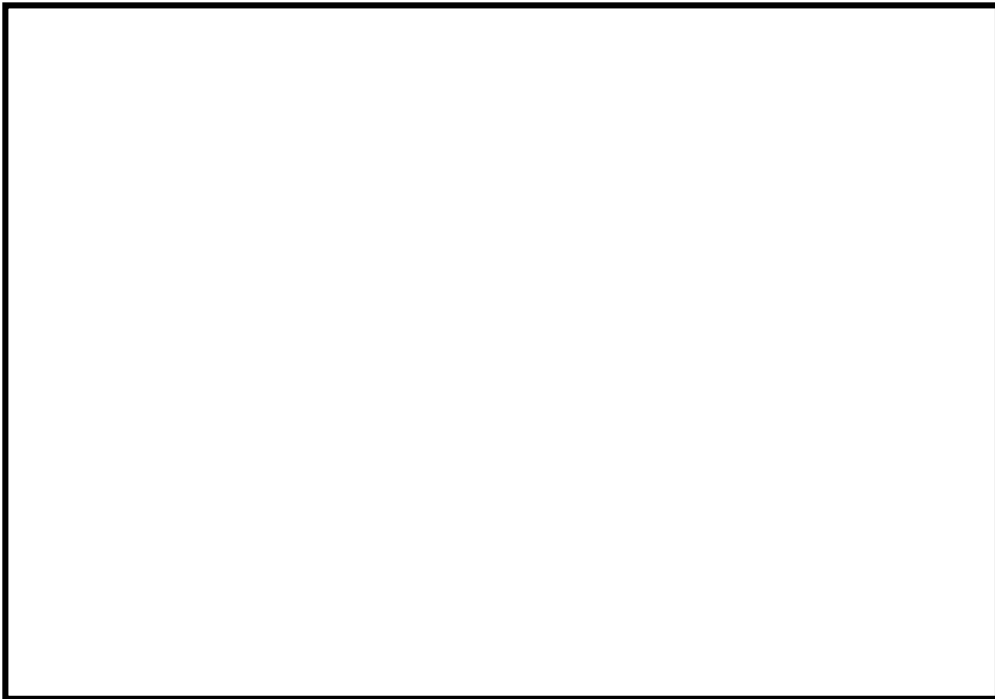
試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-5) THAI 試験装置

※参照文献(e)より抜粋



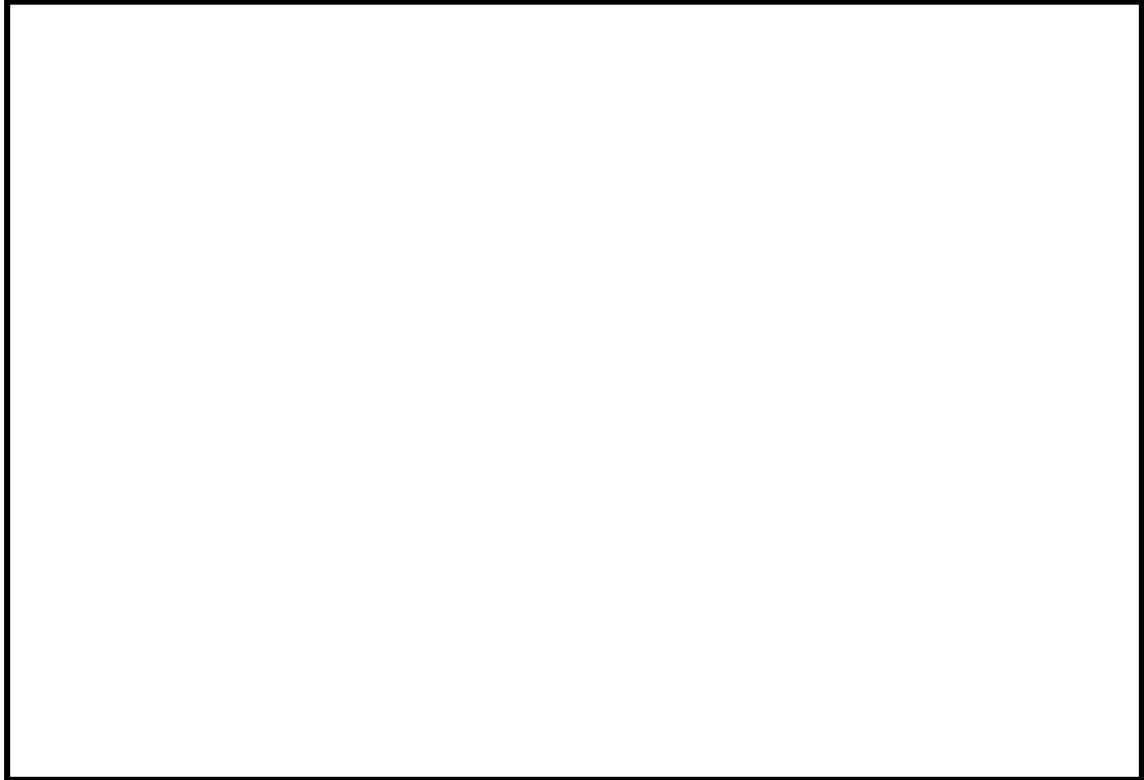
図(添付 2-6) 試験に使用した NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋



(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

水素濃度一定状態での PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化が THAI 試験 (HR-15) にて得られている。試験結果を図(添付 2-7)に示す。



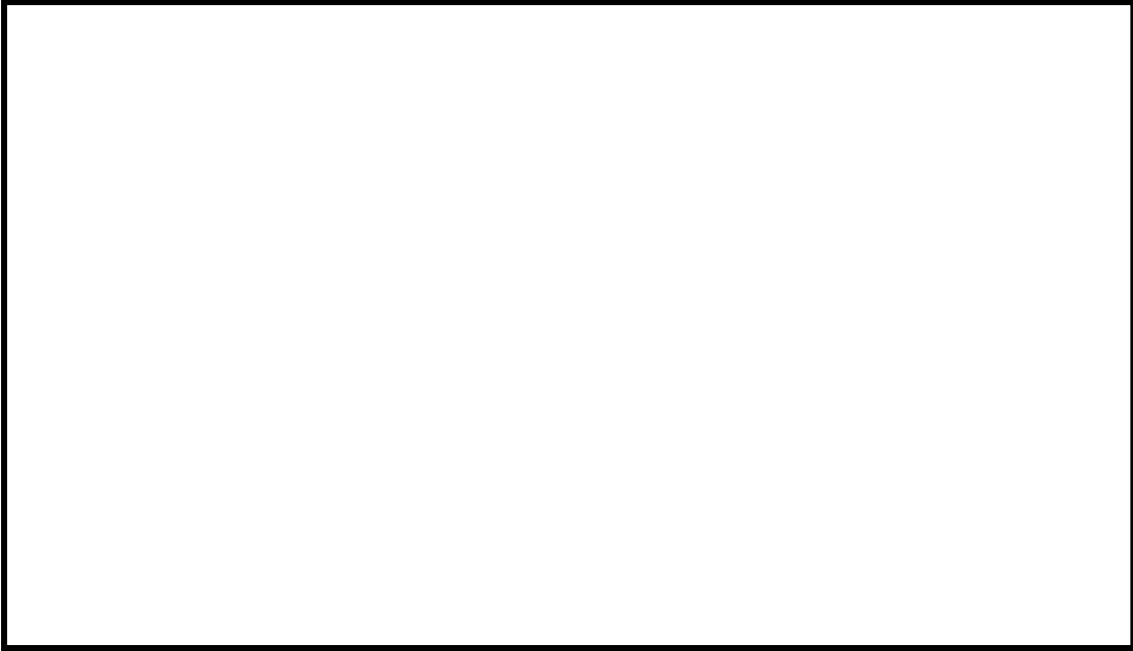
図(添付 2-7) HR-15 PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化

※参考文献(e)より抜粋

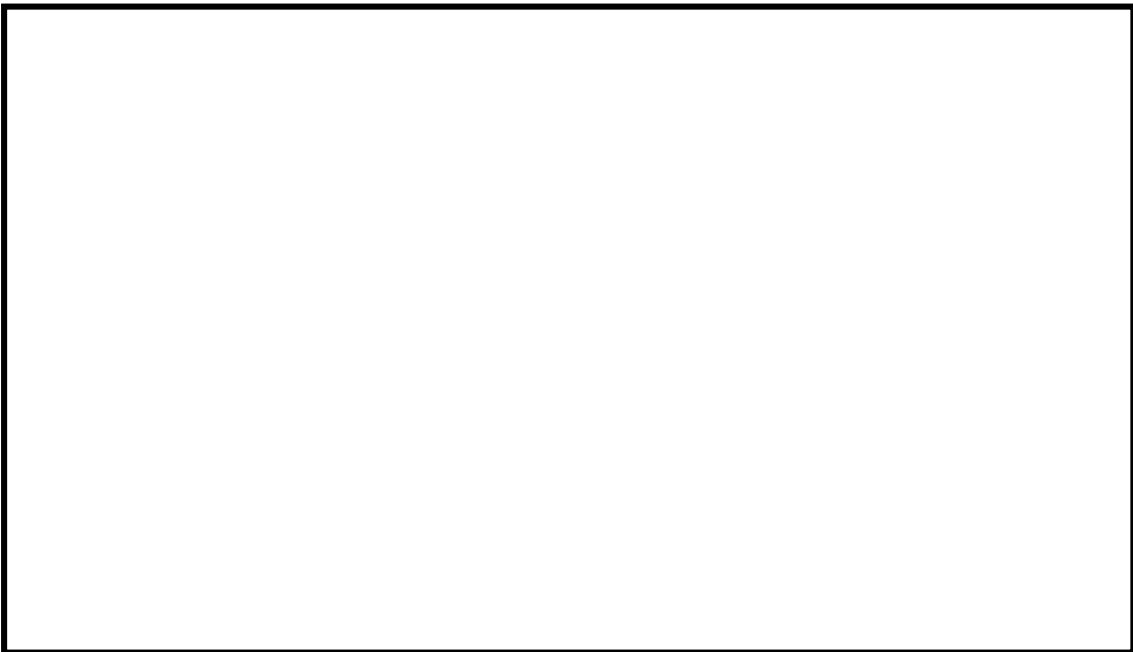
図(添付 2-7)において 115～130 分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが，このとき PAR 内部温度，ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの，ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また，水素濃度上昇時には反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時には反応熱は低下するが，各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。

次に，直接，筐体の温度を計測している THAI 試験結果 (HR-40) を図(添付 2-8)，図(添付 2-9)に示す。図(添付 2-8)が水素注入量と水素濃度の時系列，図(添付 2-9)が筐体温度の時系列をあらわしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 2-8) HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列  
※参照文献(g)より抜粋



図(添付 2-9) HR-40 筐体温度の時系列  
※参照文献(g)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図(添付 2-8)及び図(添付 2-9)より、106分から126分までの約20分間は、水素濃度は常時4vol%を超えているが、126分時点での水素濃度低下時の水素濃度4vol%における筐体温度は約295℃であり、最高使用温度300℃に対して低い値である。よって、HR-15及びHR-40の試験結果を踏まえると、水素濃度4vol%一定状態での筐体温度は295℃よりも低いと考えられる。また、本試験においてはPAR入口温度が柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋オペレーティングフロア環境条件である100℃よりも高い(\*1)ことも考慮すると、最高使用温度が保守的であることが確認できる。

\*1：126分時のPAR入口温度

## PAR 製作誤差による処理能力への影響

PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能、及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は、開発段階から様々な試験によって確認されているが、現在の PAR の製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって、表(添付 3-1)に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理能力は確保できると考える。

表(添付 3-1) PAR 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法, 配置	・カートリッジ寸法, 配置が設計通りであることを確認 (*)
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上, 触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径, 触媒表面積, 材料成分の確認
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

\* : PAR の開発時から、触媒カートリッジの高さ及び、触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表(添付 3-1)で示すカートリッジ寸法, 配置及びハウジング形状については、設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

表(添付 3-2) PAR 製造上の管理値

	対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積	
		材料確認	
2	触媒カートリッジ	外観	
		総触媒重量 (1 枚)	
		触媒の反応性	

よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。

触媒については、製造メーカーが表(添付 3-2)で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。

また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化(パラジウムの酸化)による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚以上\*を、専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行っている。専用試験装置は添付 4 の図(添付 4-1)、図(添付 4-2)で示す通りであり、触媒カートリッジに水素ガス(3.0vol%)を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は  $2\text{H}_2 + \text{O}_2 \rightarrow 2\text{H}_2\text{O}$  の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。

そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR 使用開始前に触媒活性の確認を、添付 4 の図(添付 4-1)、図(添付 4-2)に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス(1.3vol%)を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが、PAR 使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ポンペ（水素濃度 1.3vol%）を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い（触媒温度上昇が低い）状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。

また、使用開始後について、PAR を設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸や塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PAR に機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために、定期的に添付 4 の図（添付 4-1）、図（添付 4-2）に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法は PAR 使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素ガス（1.3vol%）を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで、性能低下の有無を確認する。

#### ※抜き取り率に対する考え方について

工場における触媒性能試験は、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は、

プロセスである。これらのプロセスは触媒粒 1 バッチにつき 1 プロセスで製造される。この製造方法は、触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり、触媒製造メーカーによる検査、証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。

また、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し、触媒カートリッジ 1 枚ずつに充填していくことから、同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため、触媒性能試験は触媒製造 1 ロット分につき 1 枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお、PAR 使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

## PAR の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。

## (1) PARの性能確保に必要な確認項目

PARの水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表(添付4-1)にPARの性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。

表(添付4-1) PARの性能確保に必要な確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

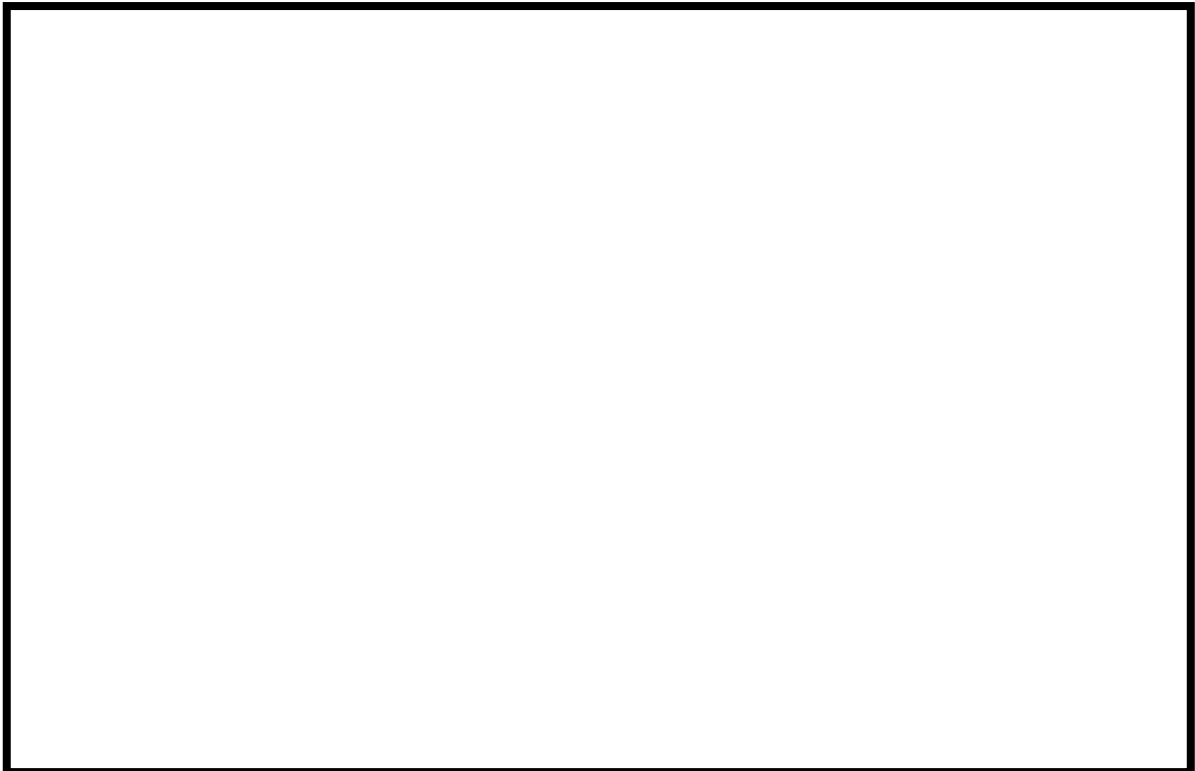
## (2) 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図(添付 4-1)，系統概略図を図(添付 4-2)に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 1500l/h 供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，PAR 製造メーカーの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計通りであることを確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 4-1) 検査装置外観



図(添付 4-2) 検査装置系統概略図



水素処理容量に関する説明について

主要仕様である水素処理容量 0.250kg/h/個（水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃）は, PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において, PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に, PAR により水素処理できる能力を示している。よって, その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から, PAR 1 個あたり 0.250kg/h で水素処理できる能力があることを示している。

この値は, NIS 社製 PAR の性能評価式 (式 1) に水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃及びスケールファクター11/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り, 水素処理容量は水素濃度, 圧力, 温度により変動するため, 主要仕様として記載する容量は, 表 (添付 5-1) に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

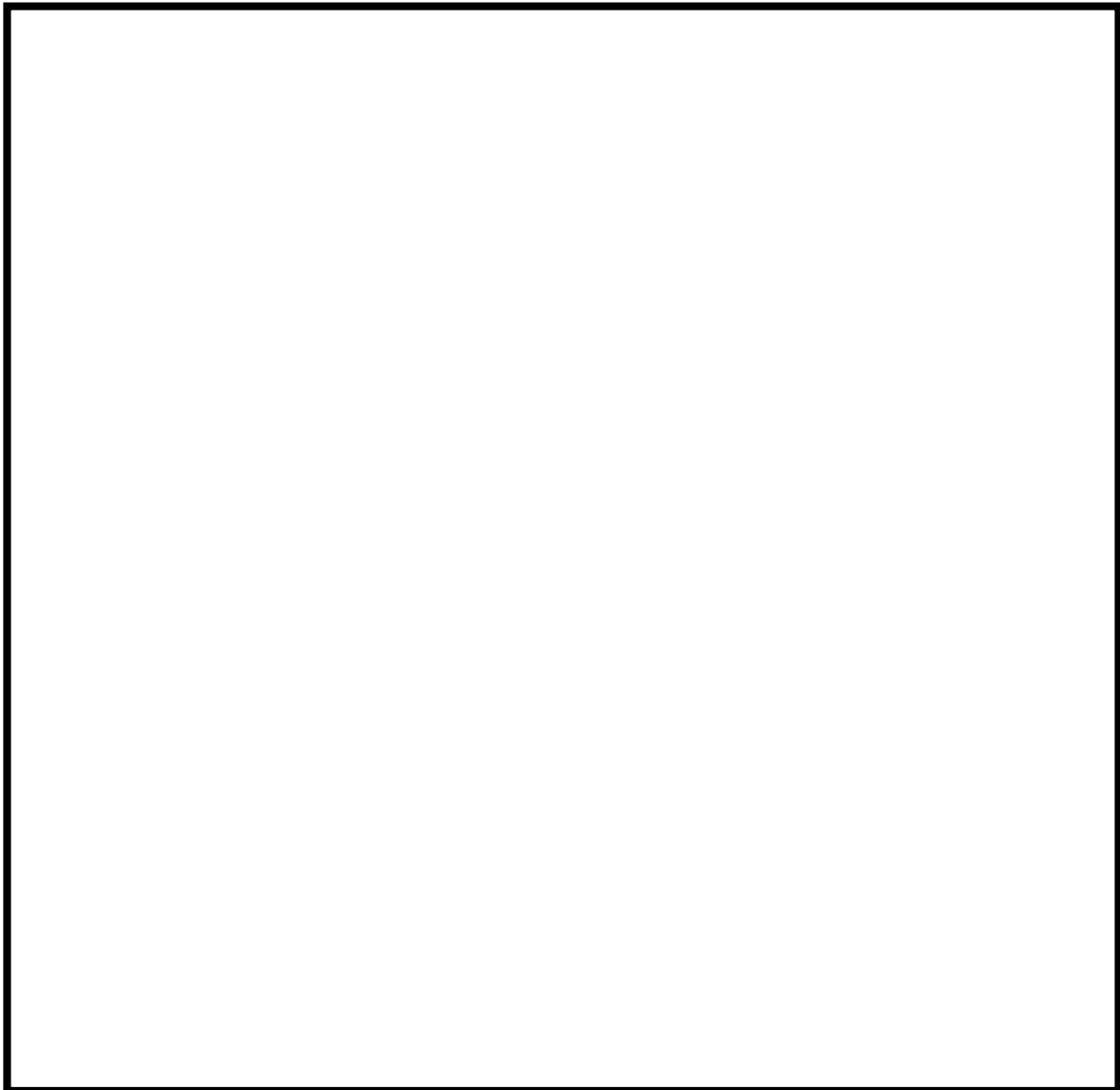
- DR* : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A* : 定数
- C<sub>H2</sub>* : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P* : 圧力 (10<sup>-5</sup>Pa)
- T* : 温度 (K)
- SF* : スケールファクター

表 (添付 5-1) 容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度 (CH <sub>2</sub> )	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため, 水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定
圧力 (P)	大気圧 (1.01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋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 bar) とする。
温度 (T)	100℃ (373.15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ, 保守的に 100℃ (373.15K) とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

なお、式1で示す性能評価式は、NRCによるSNL試験で妥当性が確認されているものである。SNL試験の試験装置概要を図(添付5-1)に示しているが、PAR入口水素濃度とPAR出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量(kg/h/個)を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式1で示す性能評価式の妥当性が確認されている。



図(添付5-1) SNLで行われた試験の計測位置<基本式入力値>

## PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

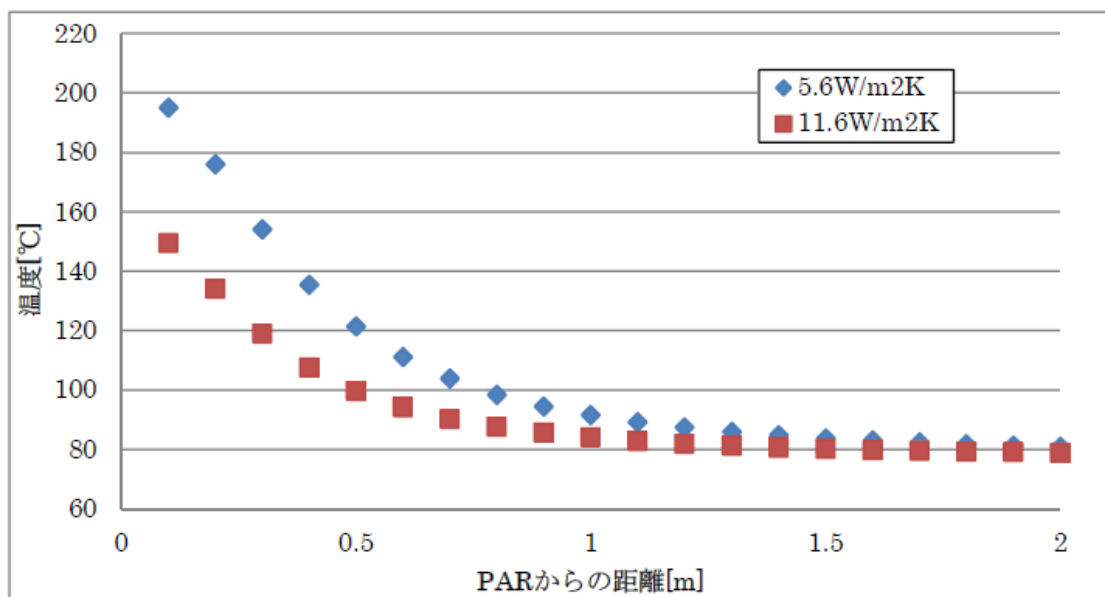
PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

## 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結果を図（添付 6-1）に示す。

温度は、原子炉建屋オペレーティングフロアの対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率  $h$  は、ユルゲスの式より気流速度  $v \leq 5\text{m/s}$  の場合には  $h=5.6+4.0v$  で示される。原子炉建屋オペレーティングフロアの気流速度は、図 2-32 で示す流速ベクトル（最大値 0.58m/s）を踏まえて、 $v=0 \sim 1.5\text{m/s}$  と仮定しユルゲスの式に代入すると、 $h=5.6 \sim 11.6 \text{ W/m}^2\text{K}$  となる。したがって対流熱伝達率は  $5.6\text{W/m}^2\text{K}$  及び  $11.6\text{W/m}^2\text{K}$  の 2 ケースで評価を行った。

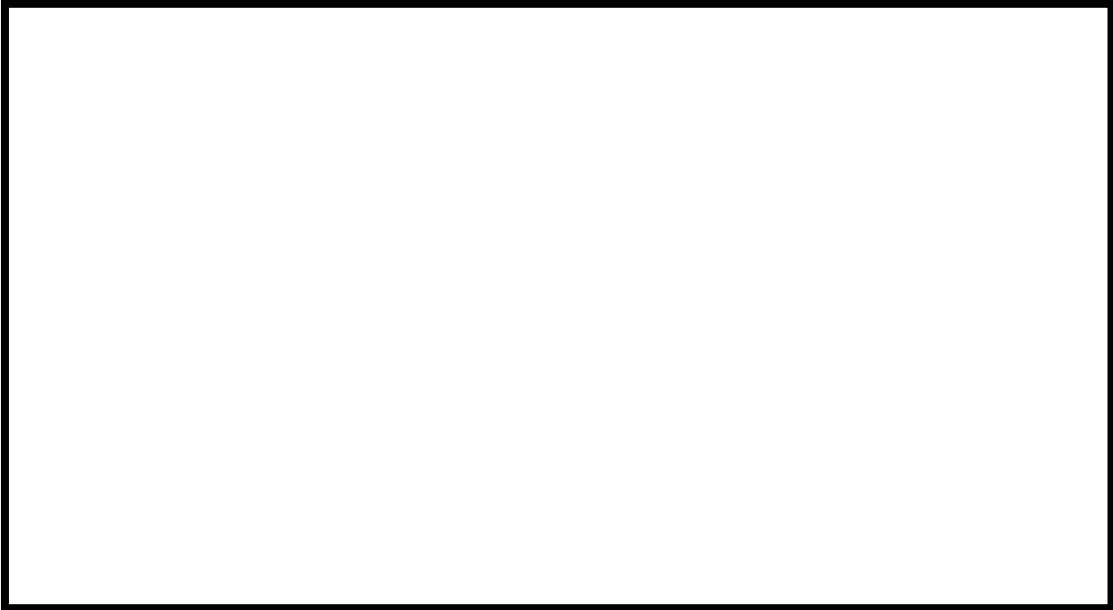
評価の結果から、周辺機器の温度が 100℃となるのは、対流熱伝達率が  $5.6\text{W/m}^2\text{K}$  の場合は 0.77m、対流熱伝達率が  $11.6\text{W/m}^2\text{K}$  の場合は 0.50m であり、PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。



図（添付 6-1） PAR 熱輻射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 の排気口については、再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。排気口からの距離に対する排気温度変化として、THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。図（添付 6-2）に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回、温度データを参考とする条件として、図（添付 6-3～5）の青枠で示す測定点を選択する。

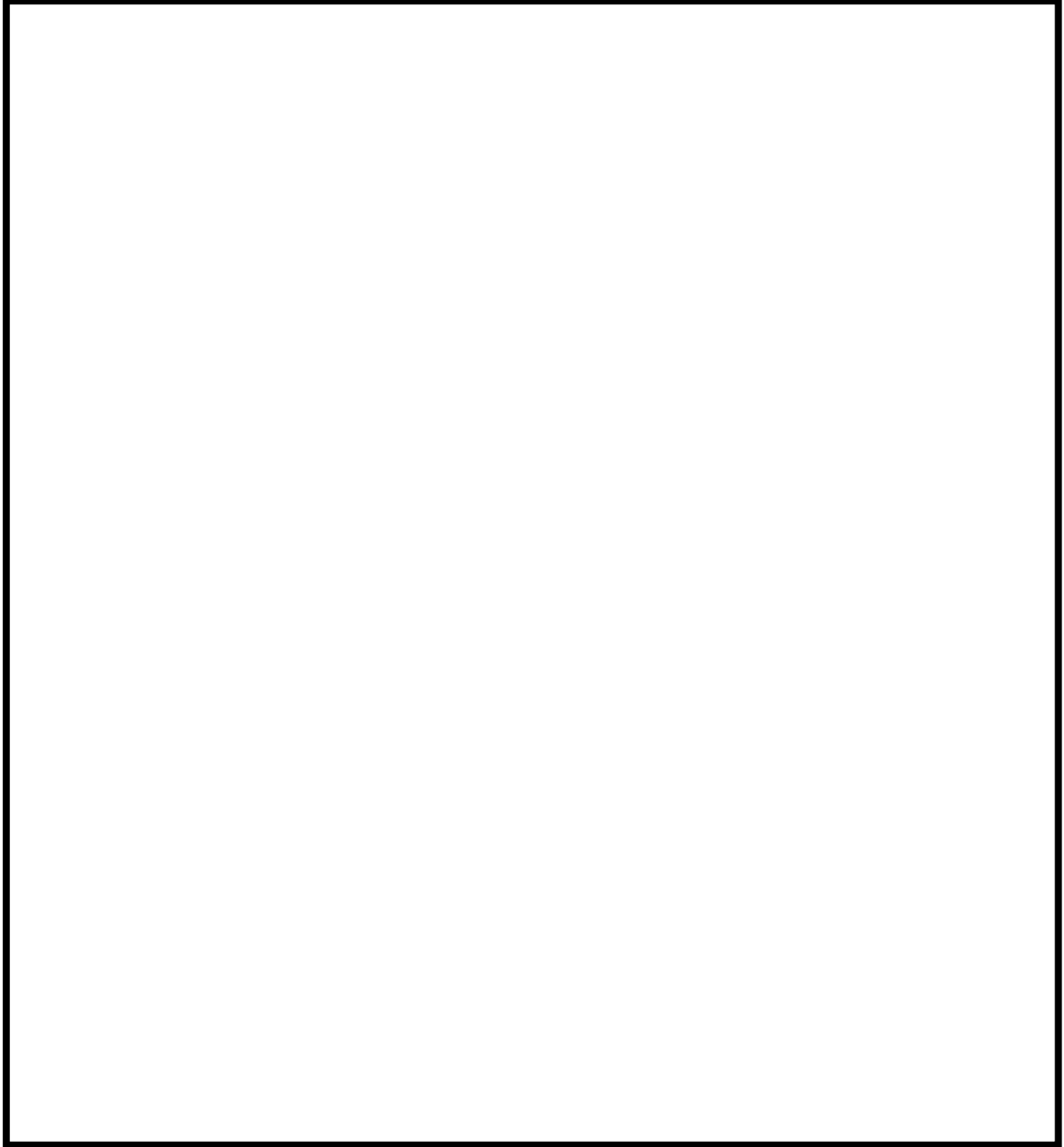


図（添付 6-2） HR-40 テスト時の水素濃度



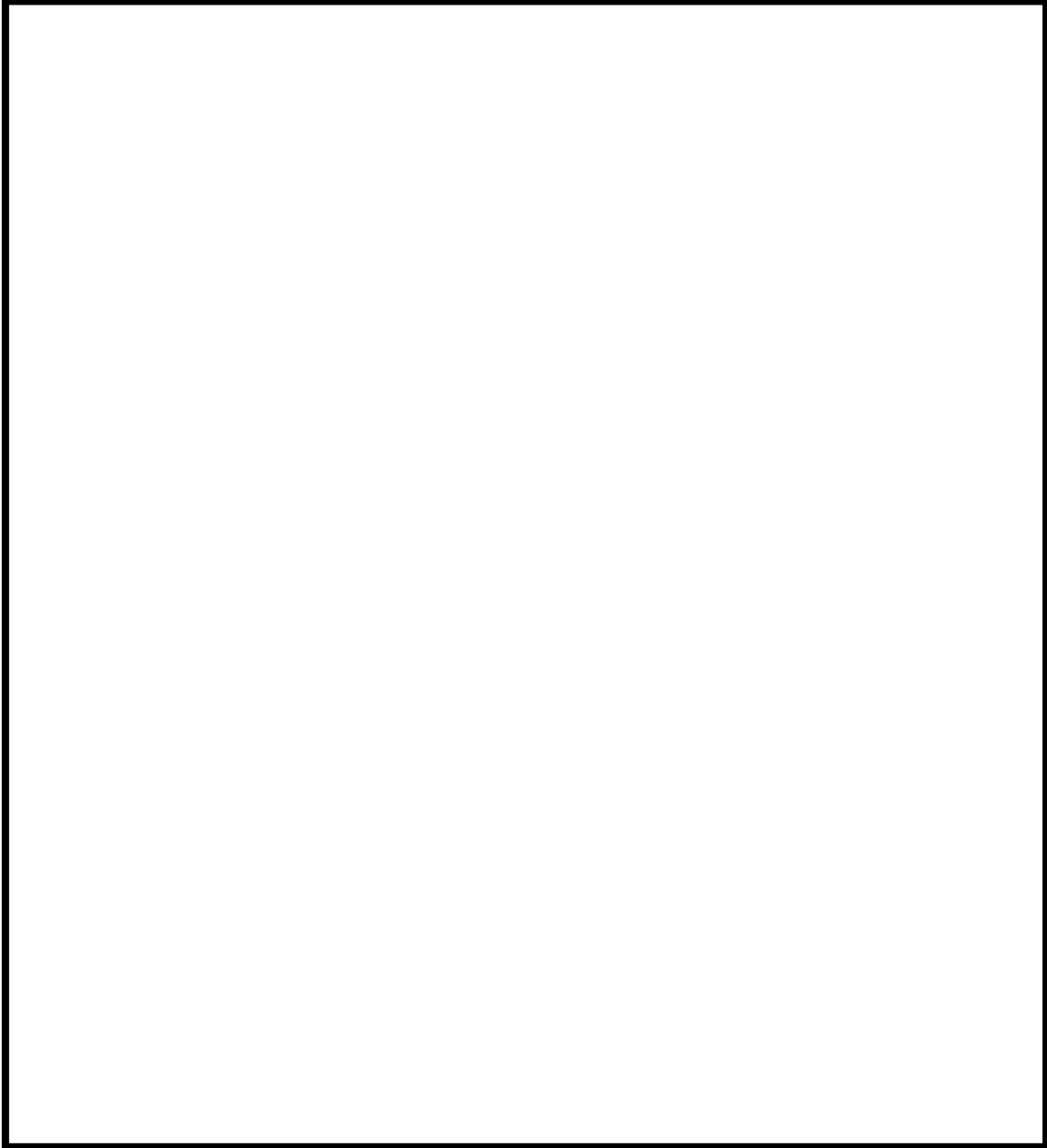
図（添付 6-3） THAI 試験温度測定点（その 1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



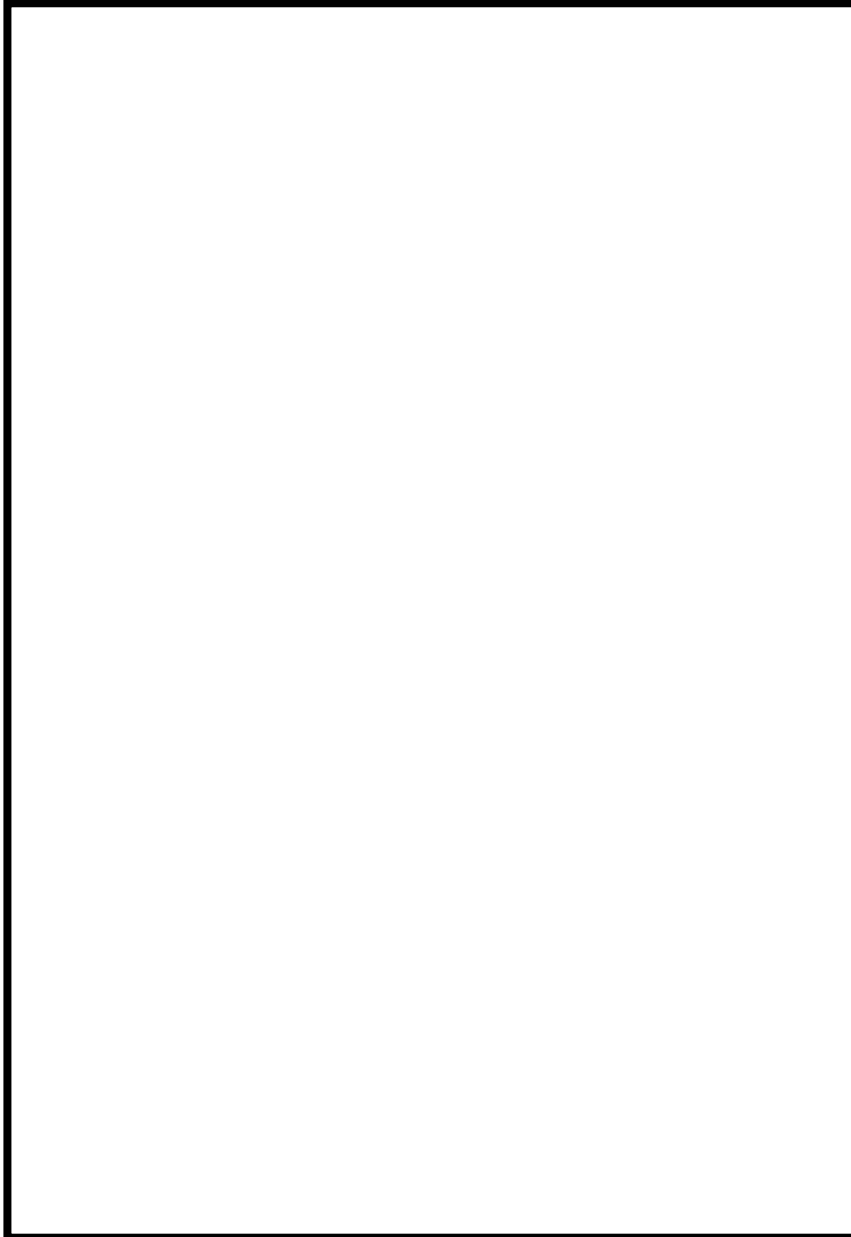
図（添付 6-4） THAI 試験温度測定点（その 2）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 6-5） THAI 試験温度測定点（その 3）

表（添付 6-1） HR-40 テストにおける水素濃度 4vol% の場合の各点の測定温度



表（添付 6-1）より、126.4 分の場合についてみると、ハウジング上部の測定点 364（チムニー出口からの距離約 985mm）において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点（360, 831, 833）の温度もほぼ同様の温度になっており、チムニー出口温度（811, 812）が 290℃程度であることを考慮すると、排気口から 1m 程度離れれば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋オペレーティングフロアにおける条件は異なるため、一概に同様の温度低下となるとは言えないが、原子炉建屋オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると、PAR

排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。

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。

以上の方針から，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近に設置しており，PAR 設置位置から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。



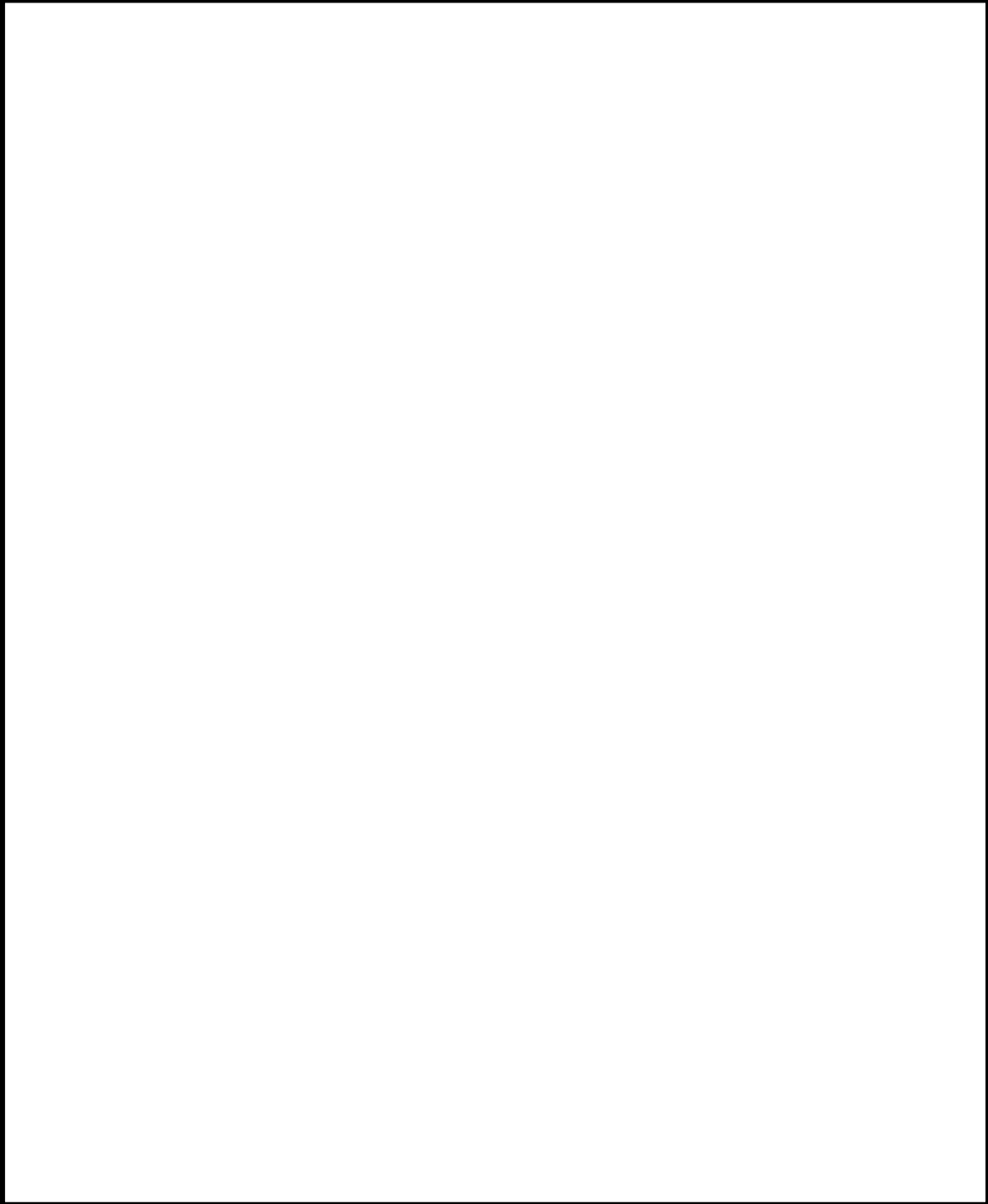
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について

2.2.1 に基づき設置した PAR の効果について、7 号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。

### 2.2.2.1 解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC (Ver. 7. 2a) を使用する。



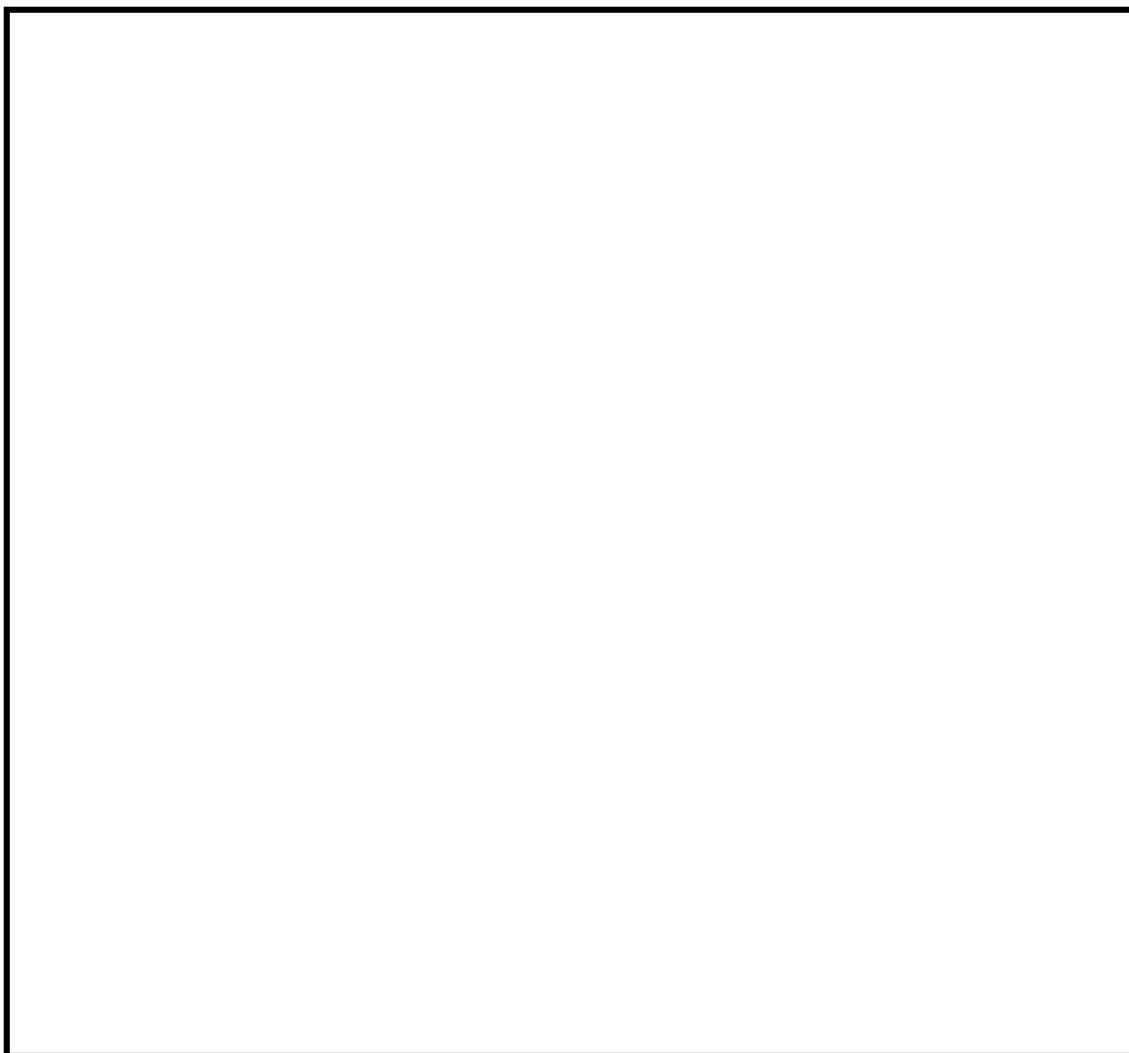


図 2-13 7号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

表 2-6 格納容器内ガス漏えい想定箇所

漏えいフロア	漏えい箇所
4階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ
2階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI用ハッチ
地下1階	S/C出入口
地下2階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

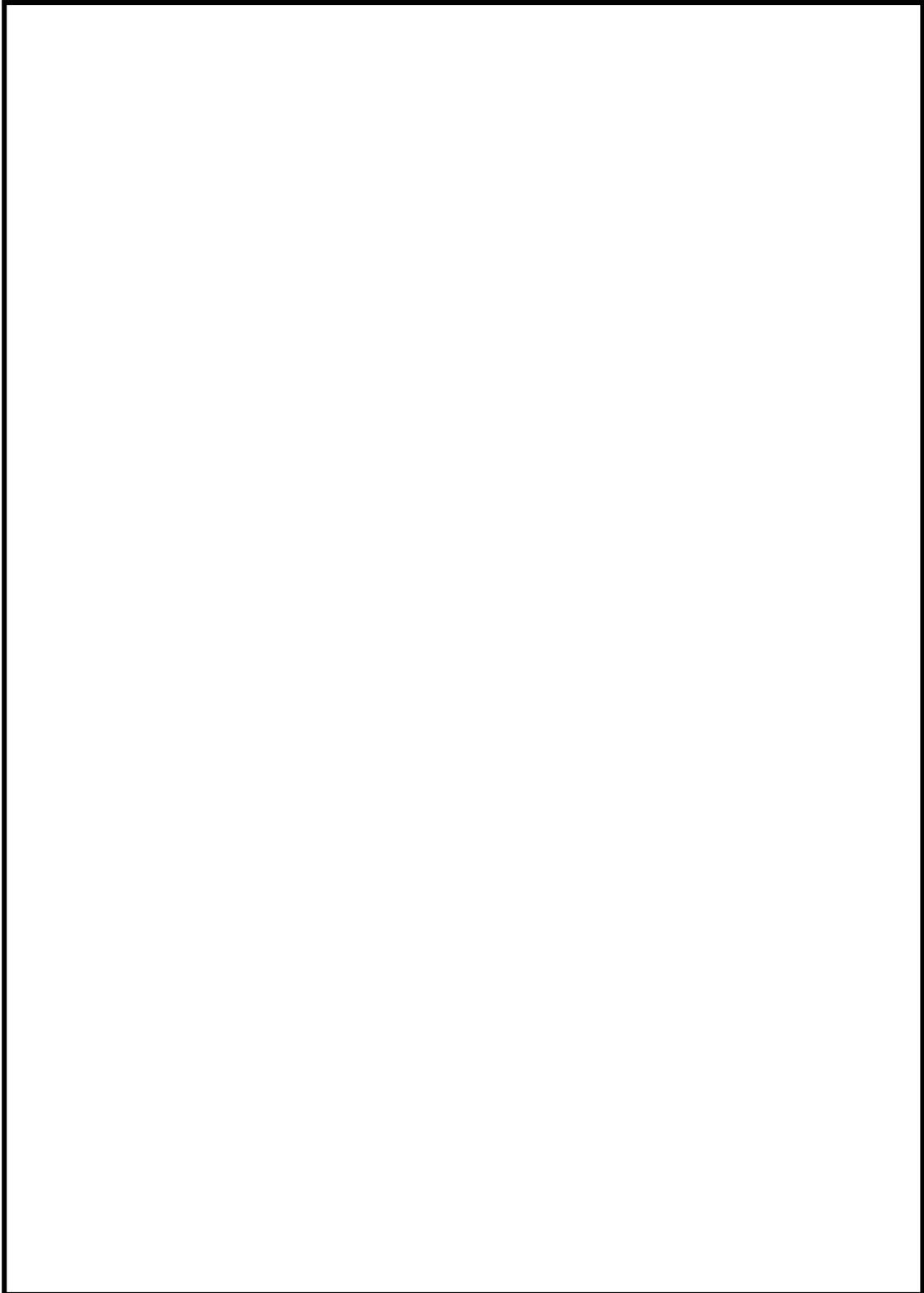


図 2-14 7号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの  
サブボリューム分割イメージ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

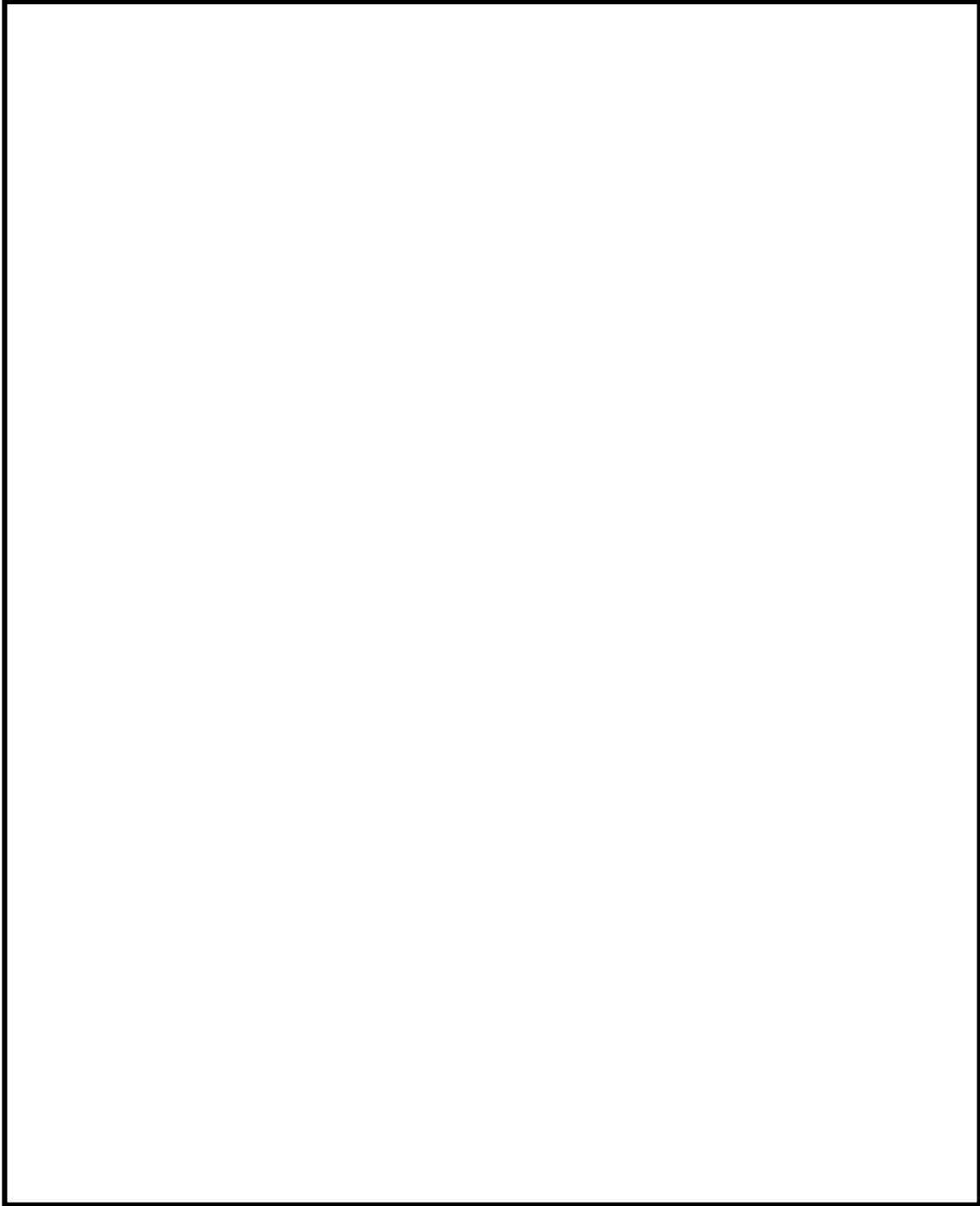


図 2-15 7号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

## 2.2.2.2 解析条件

### (1) PCV 漏えい条件

PCV から原子炉建屋への漏えい条件として、「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」、「②設計条件」、「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

#### ① 有効性評価代表シナリオ包絡条件

PCV 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、格納容器破損防止対策の有効性評価（ベント時刻変更後）の MAAP 解析結果である図 2-16、図 2-17、図 2-18（図中でのベント時刻の包絡条件は 48 時間）から決定した。

圧力は、PCV ベント想定時刻（38 時間）までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）、PCV ベント想定時刻以降は、格納容器最高使用圧力×0.5（155kPa[g]）を想定する。

温度は、PCV ベント想定時刻までは、格納容器限界温度（200℃）、PCV ベント想定時刻以降は、格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。

ガス組成について、PCV ベント想定時刻までは、保守的に②設計条件と同じとし、PCV ベント想定時刻以降は、PCV 内は全て蒸気と仮定し、蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

PCV ベント想定時刻までの格納容器漏えい率は、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に対し、マージンを加えて 1.5%/day とする。PCV 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。

#### ② 設計条件

PCV からの漏えい条件を表 2-8 に示す。PCV ベントは想定せず、また、PCV 漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

#### ③ 循環冷却シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-9 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、格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた

除熱を考慮した場合の MAAP 解析結果である図 2-19, 図 2-20, 図 2-21, 図 2-22 から決定した。

圧力は, 24 時間までは格納容器限界圧力 (620kPa[g]) とし, その後は段階的に 465kPa[g], 格納容器最高使用圧力 310kPa[g] と低下することを想定する。

温度は, 84 時間までは格納容器限界温度 (200℃) とし, その後は格納容器最高使用温度 (171℃) に低下することを想定する。

ガス組成については, 水素濃度を MAAP 結果包絡値で一定とし, 窒素濃度を事象発生前の全量が PCV 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。

## (2) 漏えい箇所

漏えい箇所として, 4 階 (原子炉建屋オペレーティングフロア) のみから漏えいする条件と, 4 階, 2 階, 地下 1 階, 地下 2 階の各フロアから表 2-10 に示す割合で漏えいする条件の 2 条件とする。表 2-10 で示す割合とは, リークポテンシャルであるフランジ部, エアロックの開口部周長の割合を示している。これら 2 条件の全漏えい量は同じとする。

表 2-7 PCV からの漏えい条件 (有効性評価代表シナリオ包絡条件)

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	620 kPa[g] (2 Pd)	155 kPa[g] (0.5 Pd)
温度	200 °C	171 °C
水蒸気分率	46 %	100 %
水素分率	33 %	0 %
窒素分率	21 %	0 %
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)

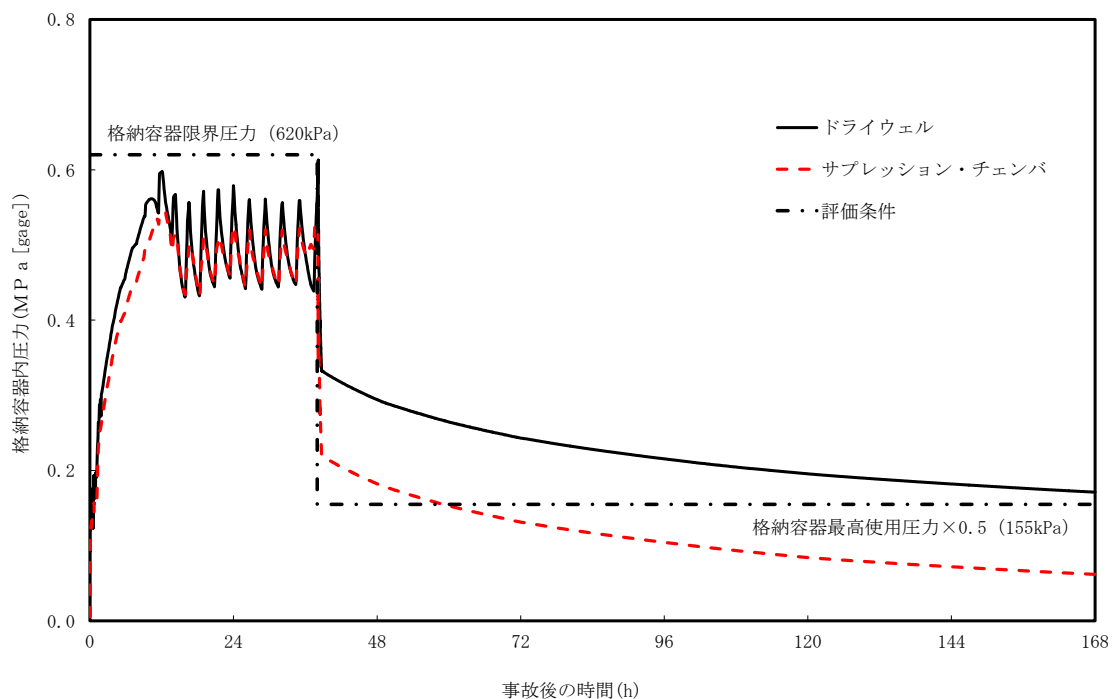


図 2-16 PCV 圧力 (格納容器過圧・過温シナリオ)

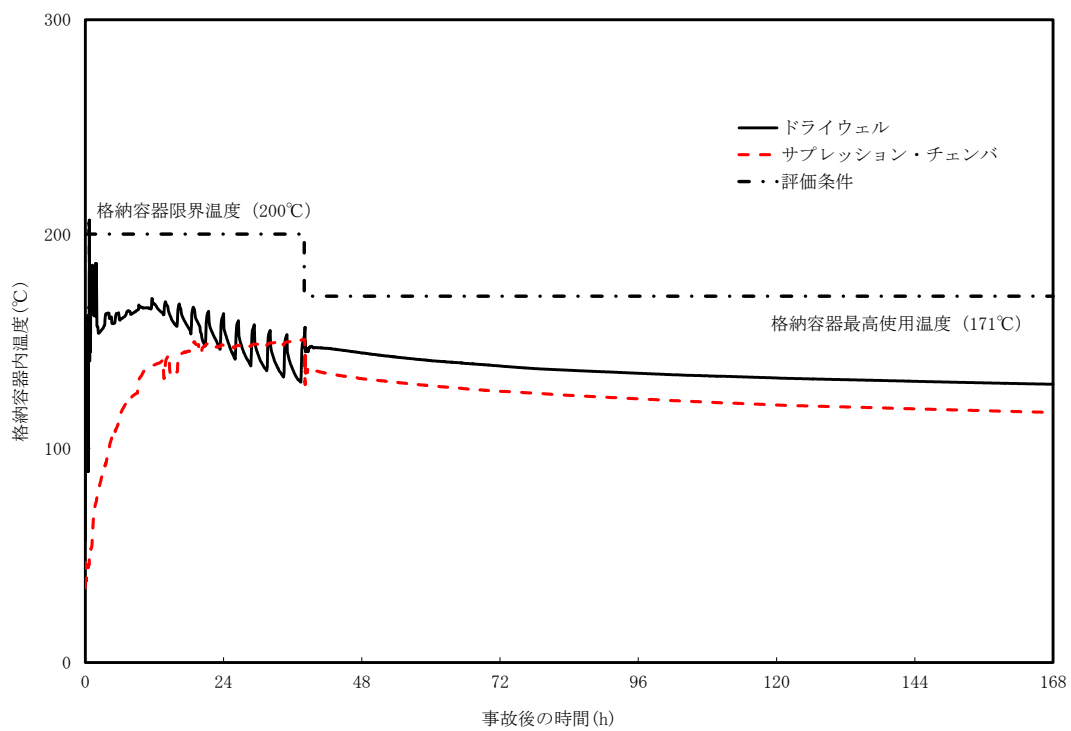


図 2-17 PCV 温度 (格納容器過圧・過温シナリオ)

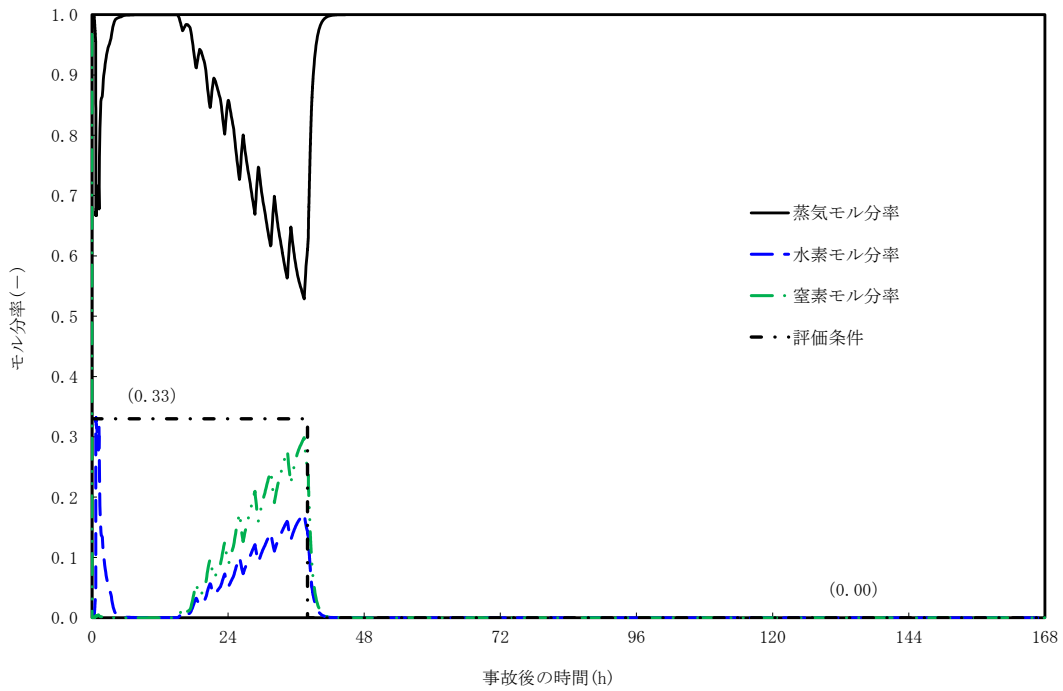


図 2-18 PCV ガス組成 (格納容器過圧・過温シナリオ)



表 2-8 PCV からの漏えい条件（設計条件）

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

表 2-9 PCV からの漏えい条件（循環冷却シナリオ包絡条件）

項目	D/W			S/C		
	0~24h	24~84h	84~168h	0~24h	24~84h	84~168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 °C		171 °C	200 °C		171 °C
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
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	4 階、2 階の漏えい条件			地下 1 階、地下 2 階の漏えい条件		

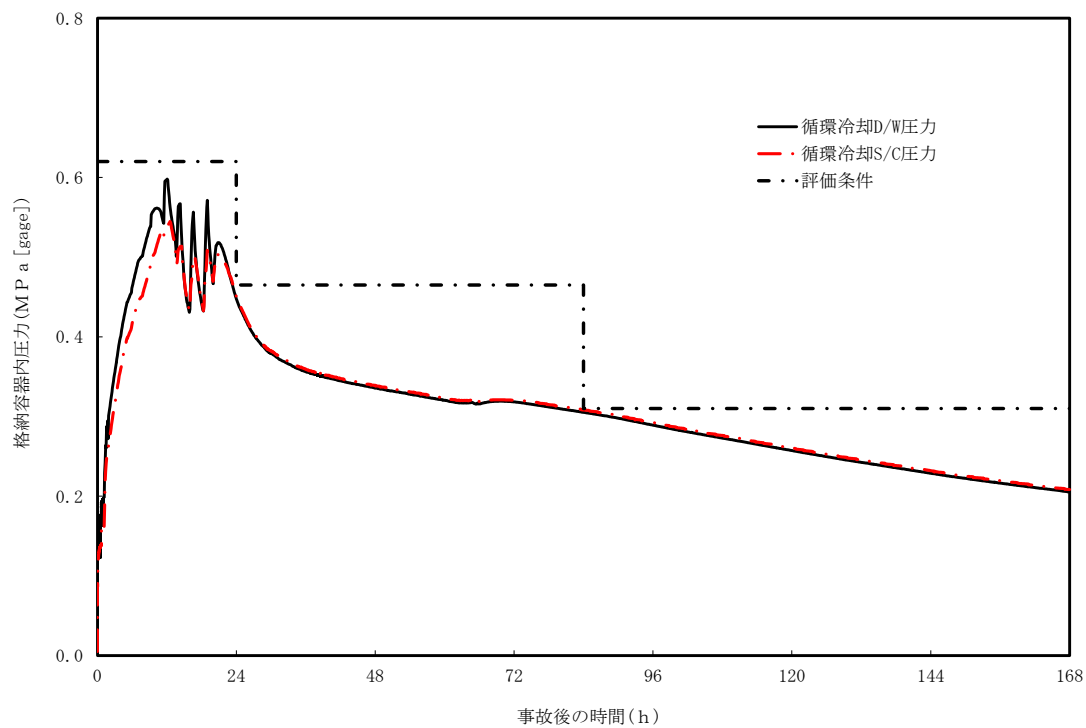


図 2-19 PCV 圧力 (循環冷却シナリオ)

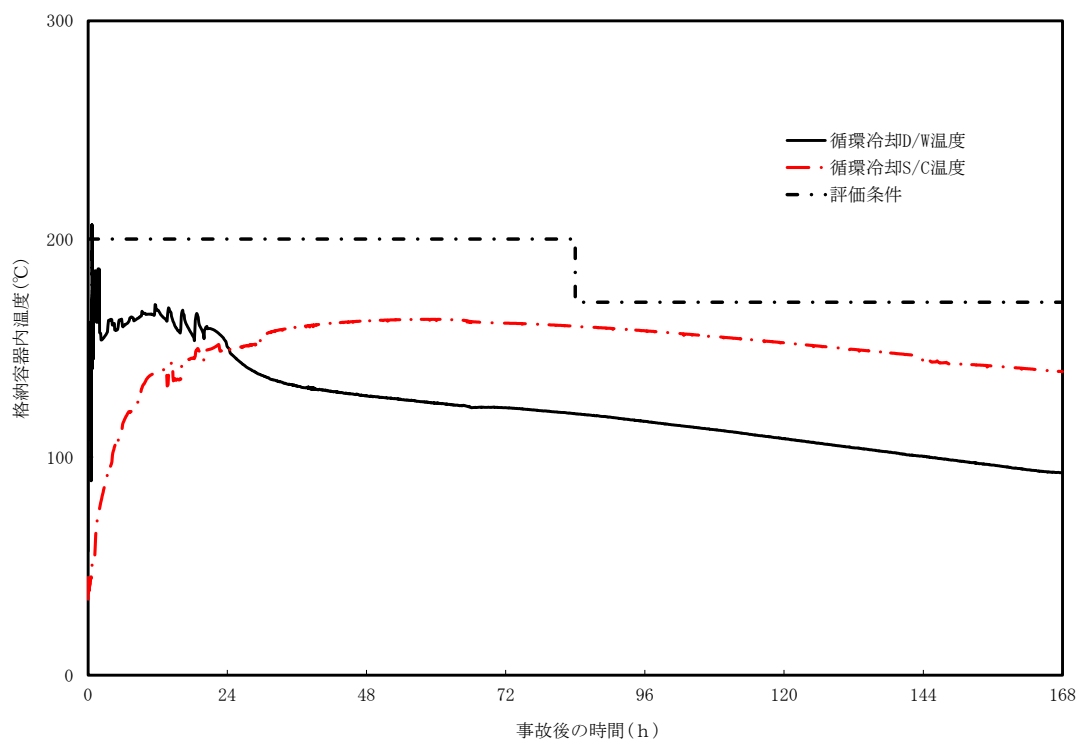


図 2-20 PCV 温度 (循環冷却シナリオ)

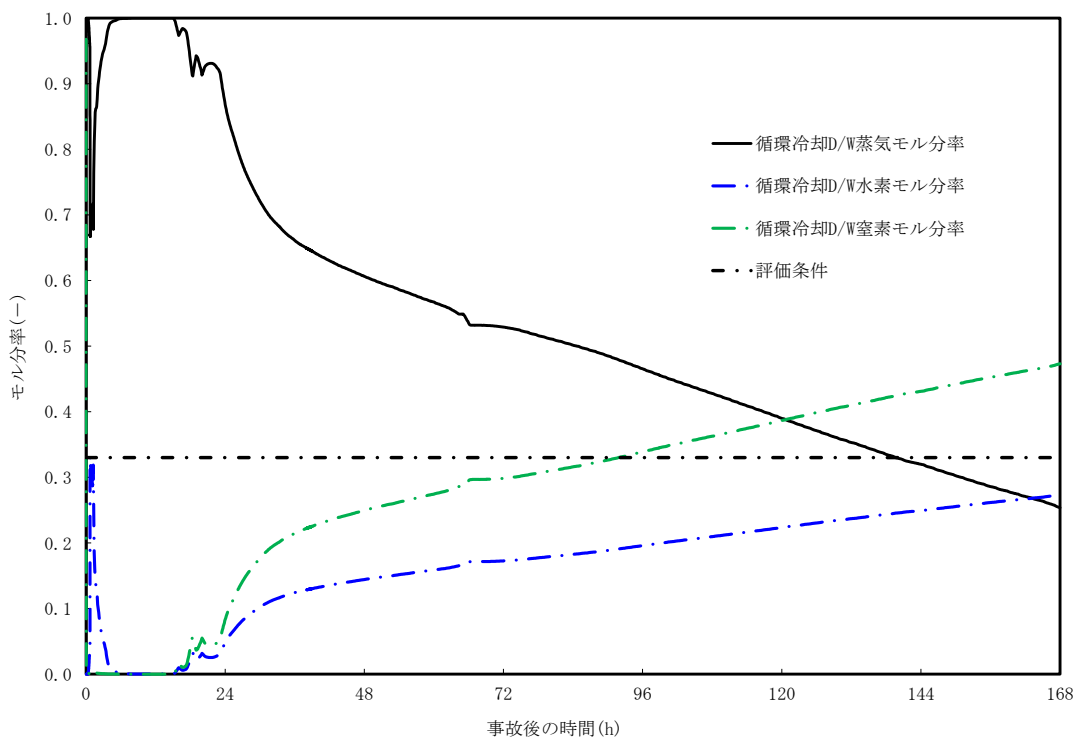


図 2-21 PCV (D/W) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

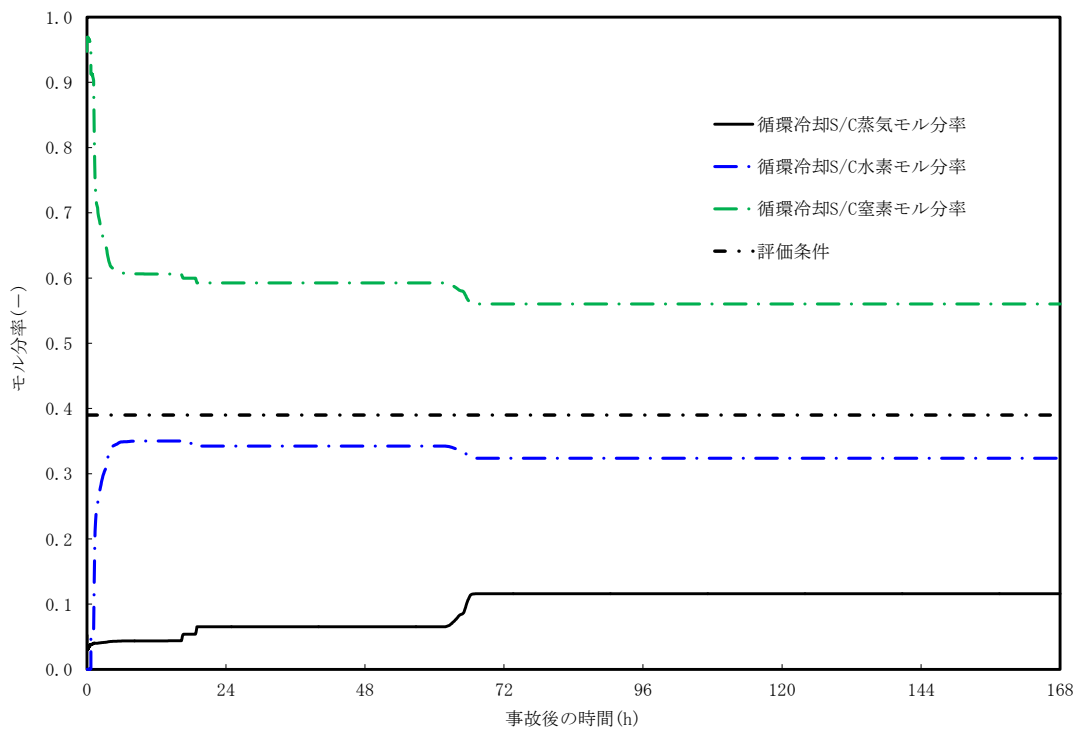


図 2-22 PCV (S/C) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]※1	周長割合※2	漏えい量割合※3
4F	PCV 主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

※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=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※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。「MAAP 包絡」の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。

(3) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11 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	$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h/個) A : 定数 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> CH <sub>2</sub> : PAR 入口水素濃度 (vol%) P : 圧力 (10 <sup>-5</sup> Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクター	—
	(2) 反応阻害 ファクター F <sub>inhibit</sub>	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 ファクター F <sub>lowO2</sub>	低酸素ファクターは以下の通りとする。ただし 1 以上の場合は全て 1, 0 未満の場合は全て 0 とする。  $F_{lowO_2} = 0.742 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.609 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.704 \left( \frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ CO <sub>2</sub> : 酸素濃度 (vol%)	—
	(4) 起動水素濃度 CH <sub>2on</sub>	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%※とする。感度解析のため 1.0vol%の条件でも実施する。	1.5vol% 又は 1.0vol%
	(5) 起動酸素濃度 CO <sub>2on</sub>	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数 (1 ノード)	56 個 : 実際の設置個数	56 個
3	PAR 設置位置	サブボリューム分割モデルに使用。 PAR 取付位置図より該当するノード内に設置する。	—

※時間遅れ (保守的な条件) を考慮した場合の反応熱による温度影響



反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素ガスの処理が開始するものと考えれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし、水素濃度変化は水素ガスの漏えい量と PAR の処理量がバランスする濃度に向かって漸近してゆくため、反応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは、反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので、当初は処理量が増加する側に働くが、吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため、時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので、反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) その他解析条件

表 2-12 に原子炉建屋の条件、圧力境界条件、流出条件、及び放熱条件を示す。

表 2-12 解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件)  (2) 温度 (初期条件)  (3) 組成 (初期条件)  (4) 空間容積 (固定)  (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧条件  40℃  相対湿度 70%の空気  4 階 : 36100m <sup>3</sup> 3 階 : 3400m <sup>3</sup> 2 階 : 2200m <sup>3</sup> 1 階 : 3900m <sup>3</sup> 地下 1 階 : 1200m <sup>3</sup> 地下 2 階 : 7100m <sup>3</sup> 地下 3 階 : 6100m <sup>3</sup>  4 階-3 階 : 44.5m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 60.6m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 57.5m <sup>2</sup> 1 階-地下 1 階 : 11.02m <sup>2</sup> 地下 1 階-地下 2 階 : 7.25m <sup>2</sup> 地下 2 階-地下 3 階 : 4.05m <sup>2</sup>	原子炉建屋オペレーティングフロア(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)  原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は、二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋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  乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	4 階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床-壁面) (2) 壁厚さ (固定)  (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)  (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮  下部壁 :  mm 上部壁 :  mm 天井 :  mm  1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁 : 514.8m <sup>2</sup> 上部壁 : 2281.6m <sup>2</sup> 天井 : 2360.16m <sup>2</sup>	コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定

### 2.2.2.3 解析結果

2.2.2.2 で示した解析条件の組み合わせから、表 2-13 に示す 4 ケースを選定し、解析を行った。なお、ケース 1 については、感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%とした場合の解析も実施した。

表 2-13 解析ケース

	ケース 1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)	ケース 2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)	ケース 3 設計裕度の確認	ケース 4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認
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 (PCV 過圧・過温)		シナリオレス (保守的評価)	循環冷却シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ+下層階	オペフロのみ	オペフロ+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	10%/day	1.5%/day
PAR 反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%

※表中のオペフロは原子炉建屋オペレーティングフロアを示す。

これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。

- ケース 1 : 2.2.1.1 において PAR の設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。
- ケース 2 : ケース 1 と同様のシナリオにおいて、原子炉建屋オペレーティングフロアのみ PAR を設置することが妥当であることを確認する。
- ケース 3 : ケース 1・2 のシナリオを超え、PAR の設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから、格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。
- ケース 4 : 新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。

(1) ケース 1-1

有効性評価代表シナリオ（格納容器過圧・過温シナリオ）における PAR の効果を確認するため、漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）のみとして、より多くの水素ガスが PAR 設置エリアに直接到達する条件と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 2-23、図 2-24 に示す。

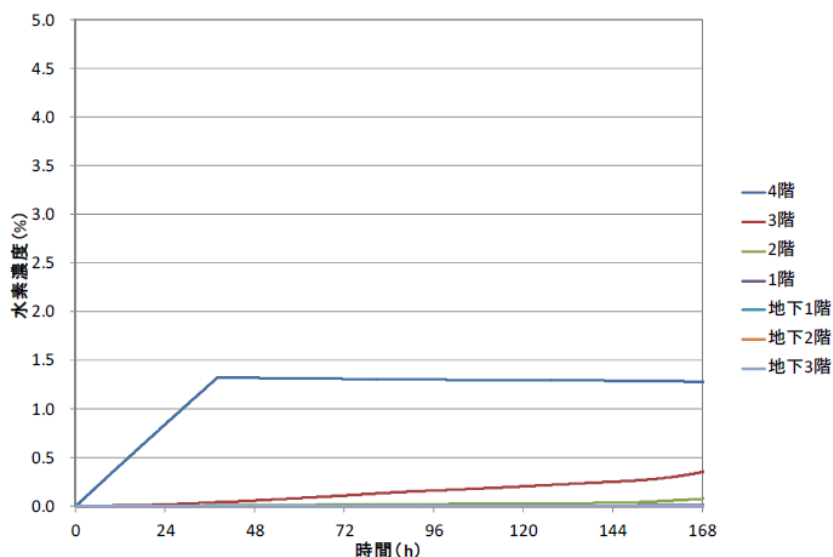


図 2-23 ケース 1-1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

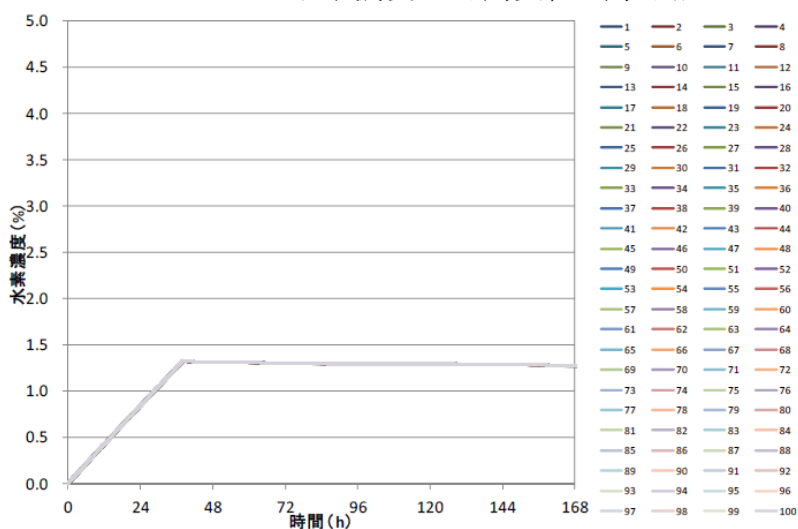


図 2-24 ケース 1-1 水素濃度の時間変化  
（原子炉建屋オペレーティングフロア）  
（サブボリューム別）

本ケースにおいては、水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため、PAR が起動しないまま事象収束となった。



(2) ケース 1-2

ケース 1-1 において PAR が起動しなかったことから，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-25，図 2-26 に示す。

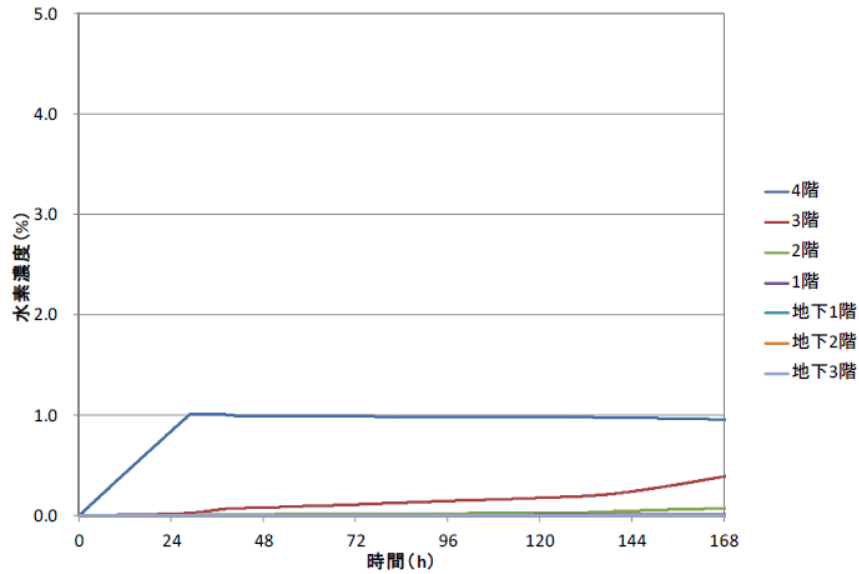


図 2-25 ケース 1-2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

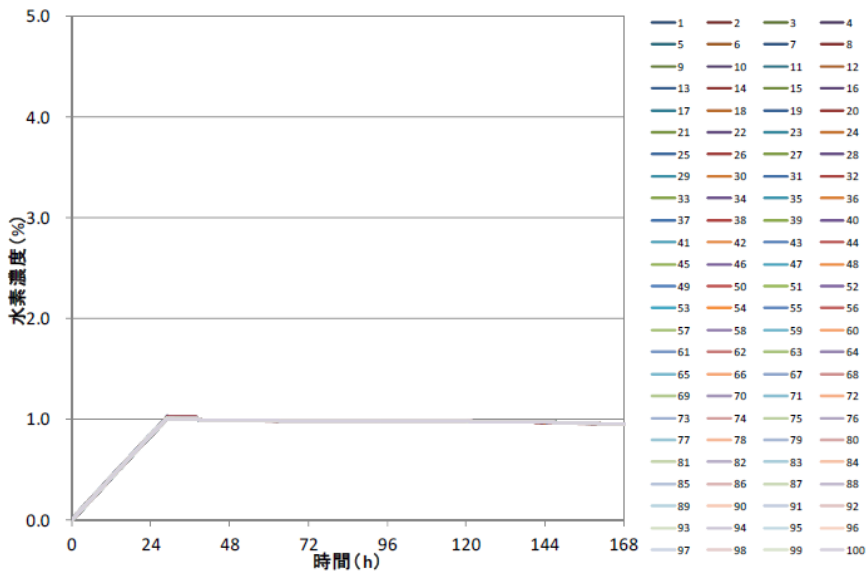


図 2-26 ケース 1-2 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブボリューム別)

本ケースにおいては，水素濃度が 1.0vol%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なく事象収束することを確認できた。

(3) ケース 2

下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、ケース 1-1 において漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）及び下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-27，図 2-28 に示す。

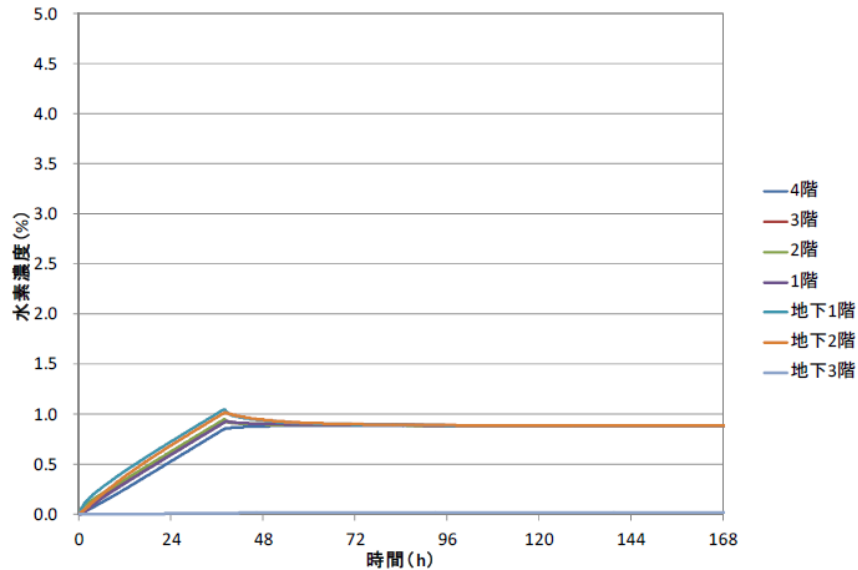


図 2-27 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

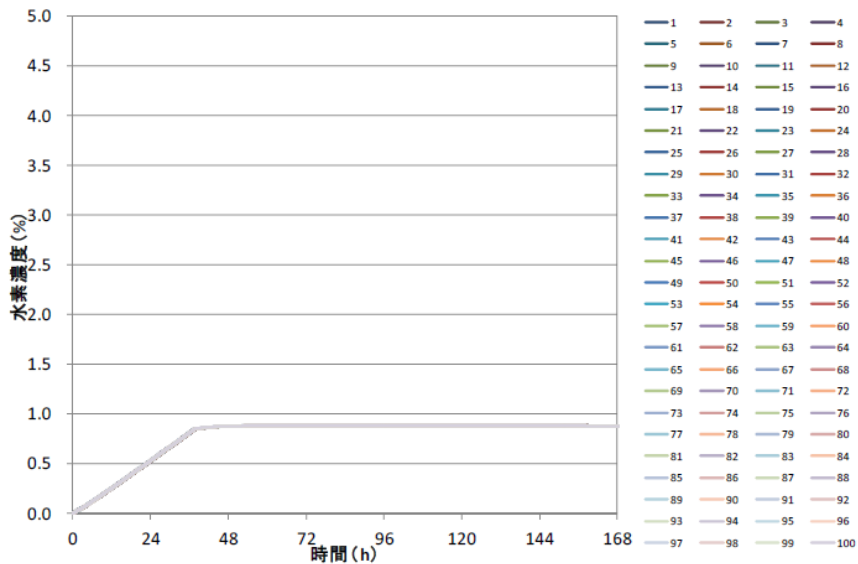


図 2-28 ケース 2 水素濃度の時間変化  
（原子炉建屋オペレーティングフロア）  
（サブボリューム別）

図 2-28 から、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

なお、本解析においては原子炉建屋オペレーティングフロア以外の階を 1 ノードとして設定しているが、下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても、当該区画は通路部又は原子炉建屋オペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていることを確認しており、時間遅れは発生しうるものの、本解析と同様の挙動を示すものとする。

(4) 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 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素ガスが全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）のみから漏えいするとして、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29, 図 2-30 に示す。

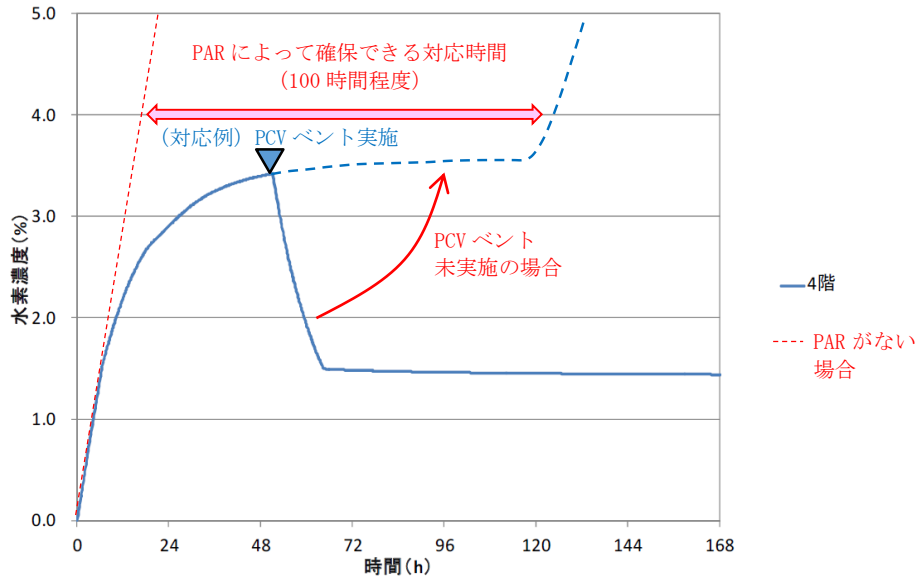


図 2-29 ケース 3 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)

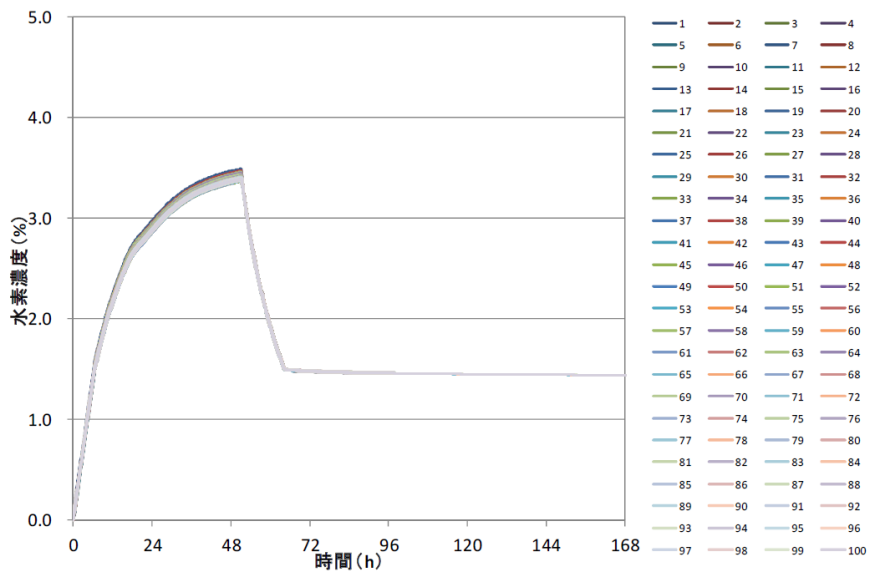


図 2-30 ケース 3 水素濃度の時間変化  
(原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(格納容器ベント実施ケース, サブボリューム別)

図 2-29, 図 2-30 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, 原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され, 可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また, 図 2-29 に示したとおり, 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することも確認できた。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 2-31 に示す。

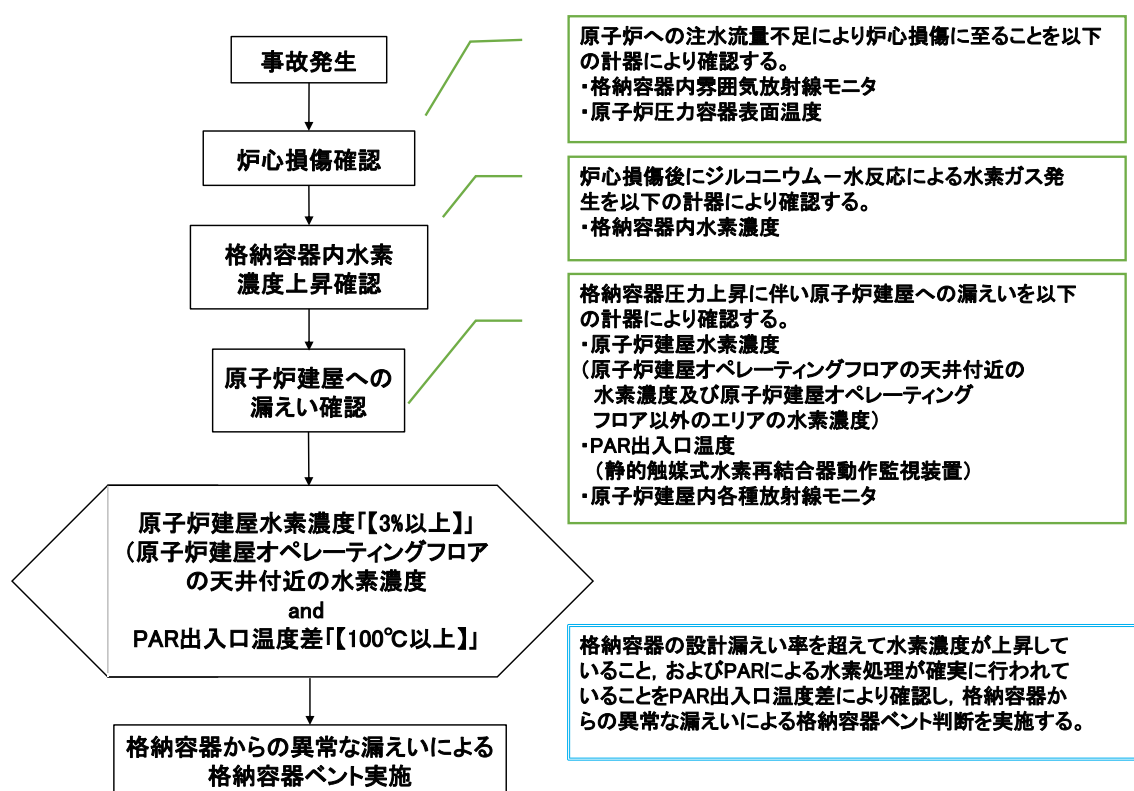


図 2-31 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

なお, 図 2-29 の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オペレーティングフロア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ガスを処理し続けた結果, 酸素が欠乏し

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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、本ケースにおいては、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域で水素ガスが攪拌され、フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため、流速ベクトルを評価した。解析結果を図 2-32 に示す。

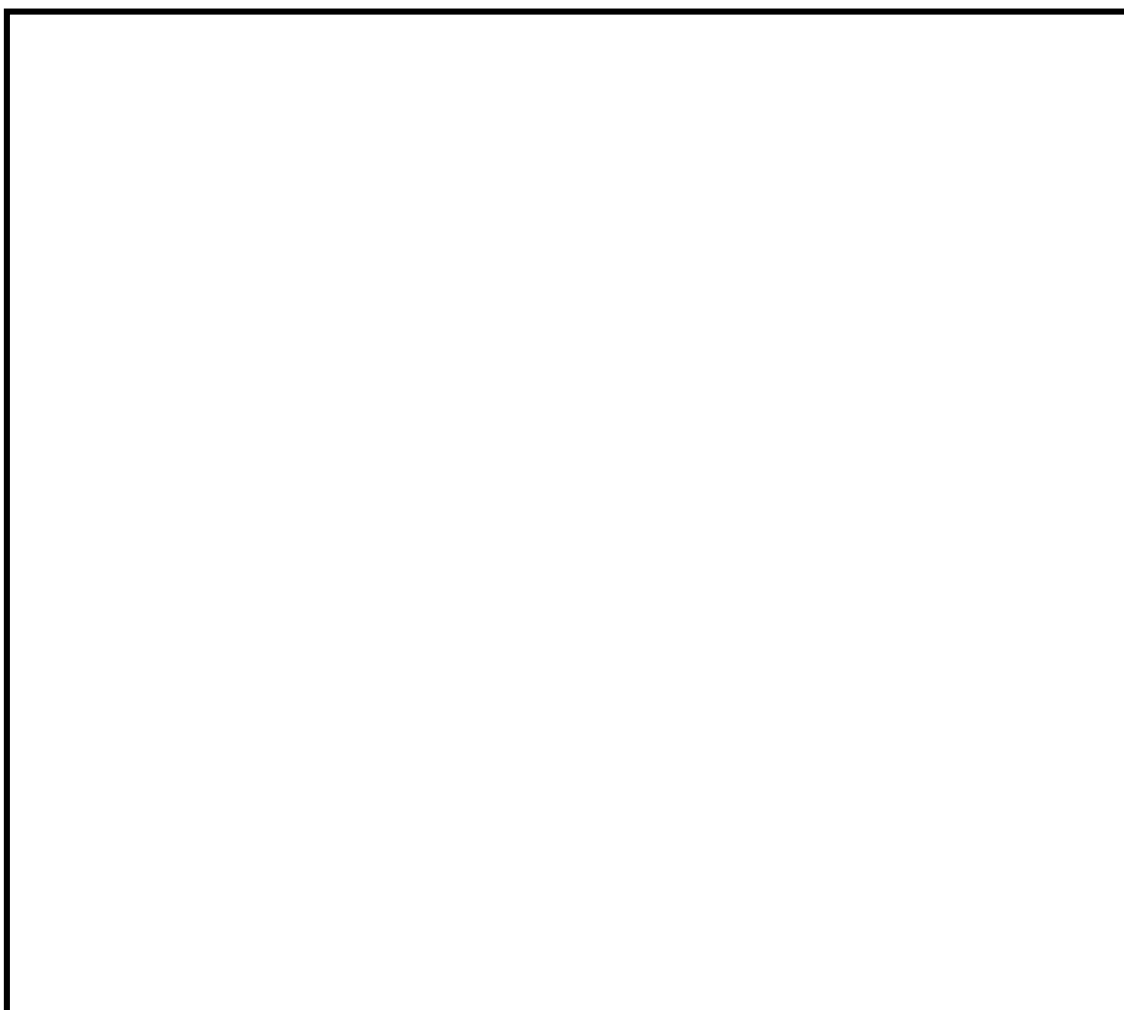


図 2-32 ケース 3 原子炉建屋オペレーティングフロア流速ベクトル

図 2-32 から、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認できた。

(5) ケース 4

代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため、ケース 2 の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33, 図 2-34 に示す。

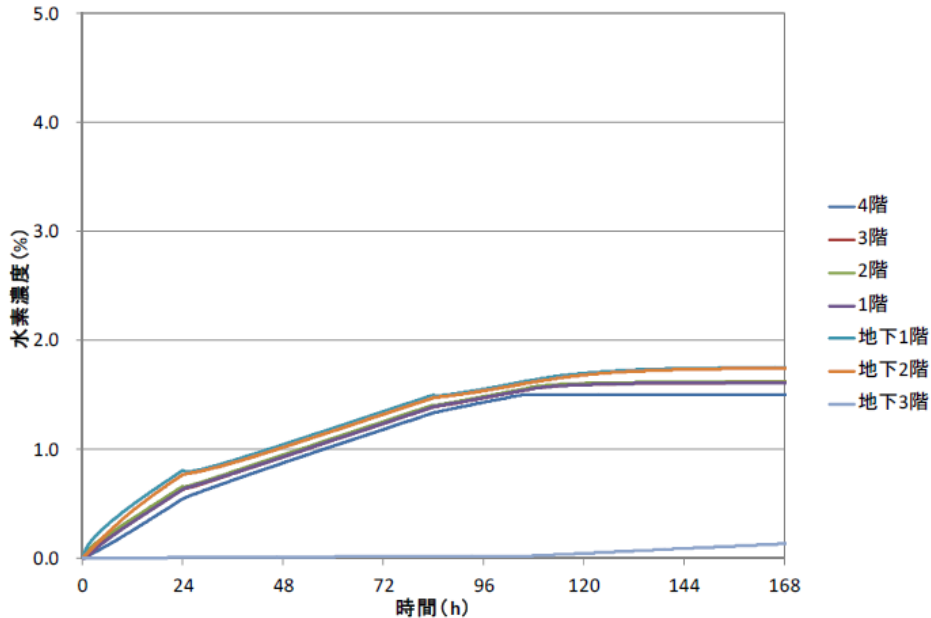


図 2-33 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

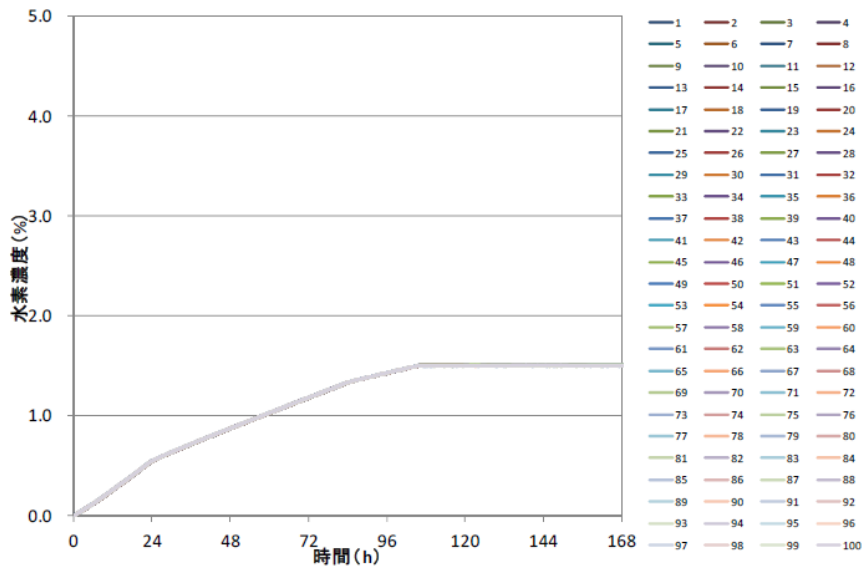


図 2-34 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブボリューム別)

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なく事象収束することを確認できた。

## 原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について

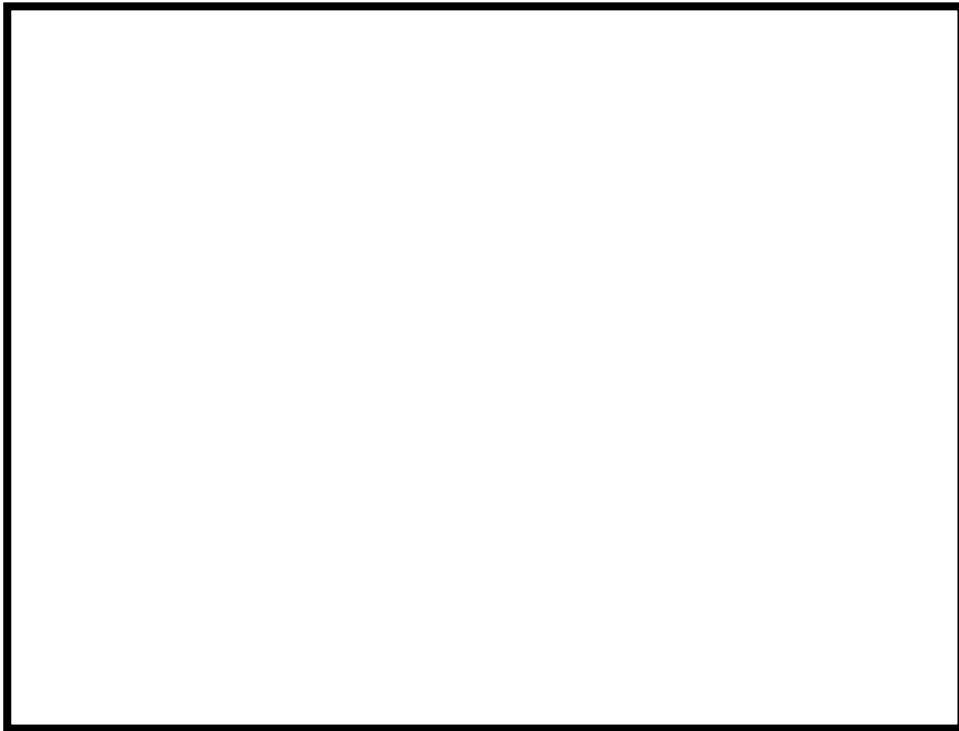
柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは、4分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で6号炉のハッチカバーの外観を図(添付7-1)、構造を図(添付7-3)に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作、緩めることで閉動作する構造であり、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお、今後は地震動によるワイヤーの切断、ストッパーピンの破断がおきた場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるように、ハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図(添付7-2)に示しているが、詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチは「実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則」別表第一で示す「7 原子炉格納施設」の「工事計画の認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから、工事計画手続きの対象設備には該当しない。ただし、原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については、工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。

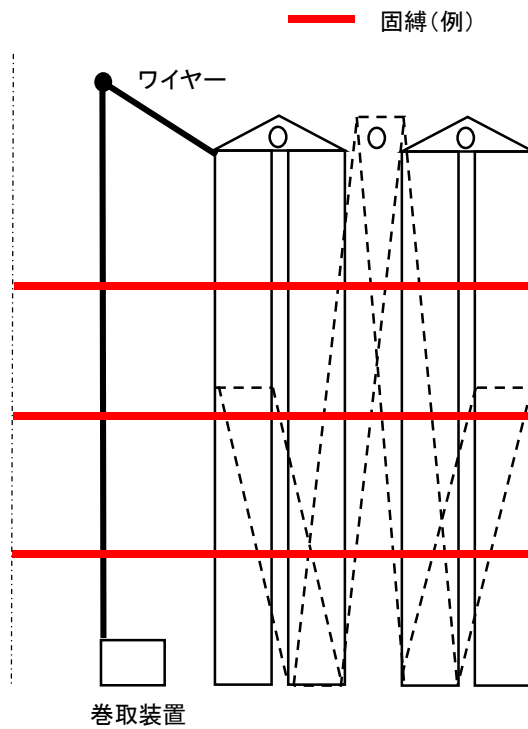
＜原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針＞  
炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアに導くために、通常運転時は原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお、地震によりハッチが閉動作することを防止するため、地震力を受けても開状態を維持できるものとし、必要に応じてハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

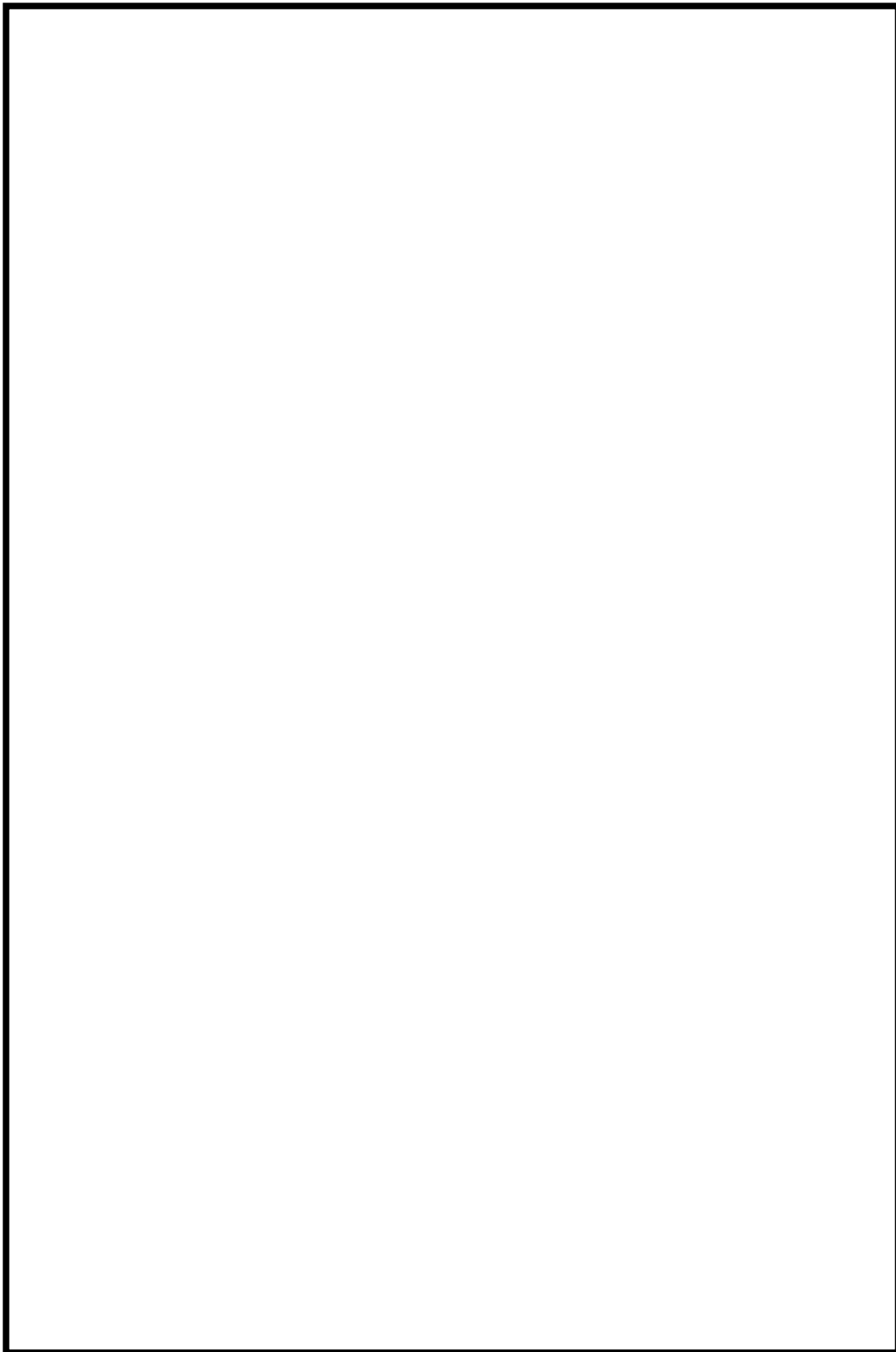


図(添付7-1) ハッチカバー外観



図(添付7-2) ハッチカバー固縛例水素処理容量に関する説明について

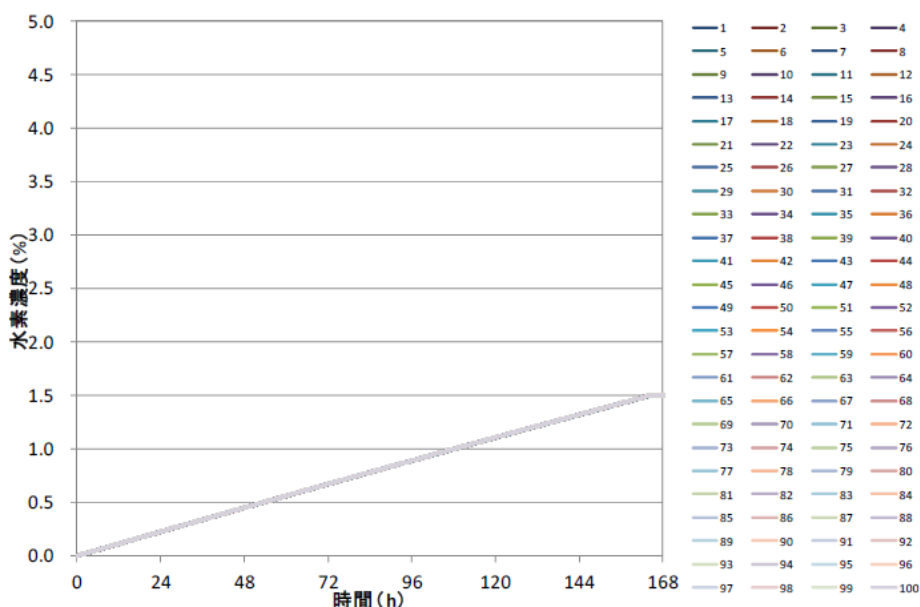
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付7-3) ハッチチカババー構造図

## 原子炉建屋内における成層化について

2.2.2.3 (4) において、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認しているが、格納容器からの漏えい量が小さい場合に PAR 起動前の対流が発生せず、原子炉建屋オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため、格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day (一定) とした場合の評価を GOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3 (4) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 8-1)に示す。



図(添付 8-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋オペレーティングフロア)  
(サブボリューム別)

図(添付 8-1)から、PAR 起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから、原子炉建屋オペレーティングフロア内での対流は、漏えいガスの運動に起因した流動ではなく、高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。

したがって、格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し、成層化は起こらないと考える。

それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、PARを設置していない原子炉建屋オペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから、水素濃度監視設備及びPAR動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がPAR起動確認濃度1.5vol%を上回っているにも関わらず、PAR動作監視装置にてPARの動作を確認できない場合には、天井部付近の水素ガスがPAR設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性がある判断できる。

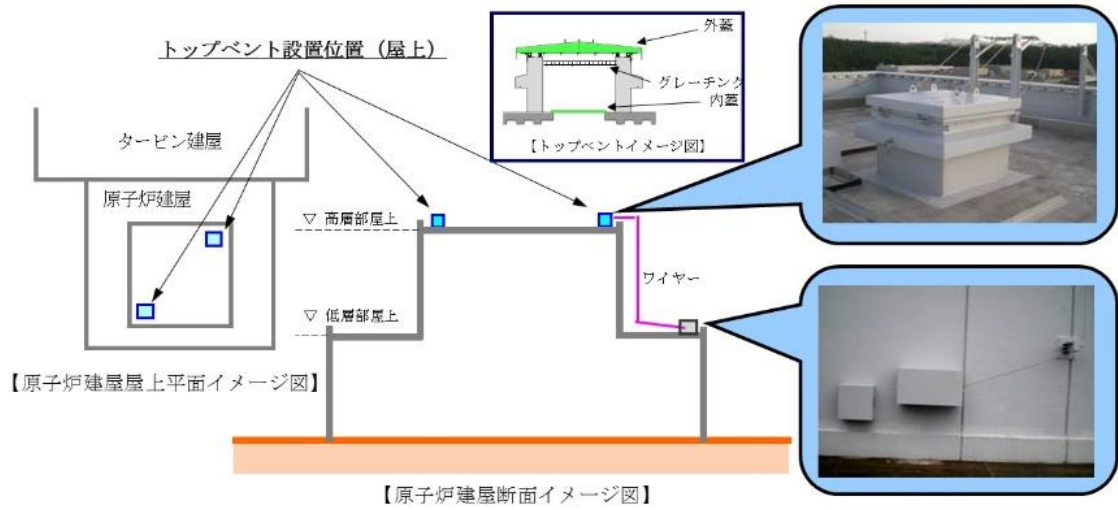
成層化が発生している可能性がある判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作、外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋1階外扉の開放操作、水素ガスを排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図（添付8-2）参照）の開放操作が挙げられる。

格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（310kPa[g]）・最高使用温度（171℃）を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性がある判断した段階においては速やかに行うこととなる。

一方、外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については、原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから、水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ、各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。

なお、非常用ガス処理系による換気は、水素ガスを排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから、可能な限り使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約500℃になることは考えられないが、福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では、不燃限界濃度を超える水素ガスが存在する環境であったと想定され、機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用、静電気の放電、電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系は、原子炉建屋オペレーティングフロア吸込口付近の水素濃度監視及び当該水素濃度による起動/停止判断手順といった水素爆発防止措置をとっておらず、電動の動的機器であるファンを用い

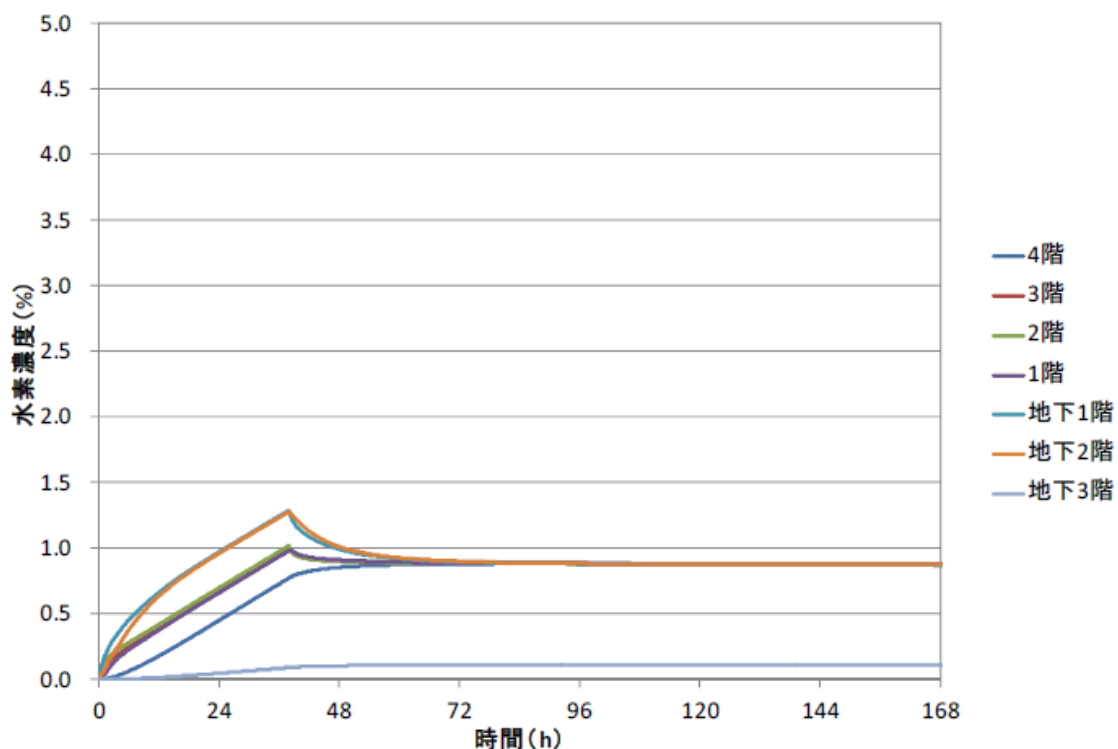
ることから、上述の通り、成層化対応中の水素爆発のリスクがあると判断している。



図(添付 8-2) 原子炉建屋トップベント

## 格納容器頂部注水系の効果を検討した水素挙動について

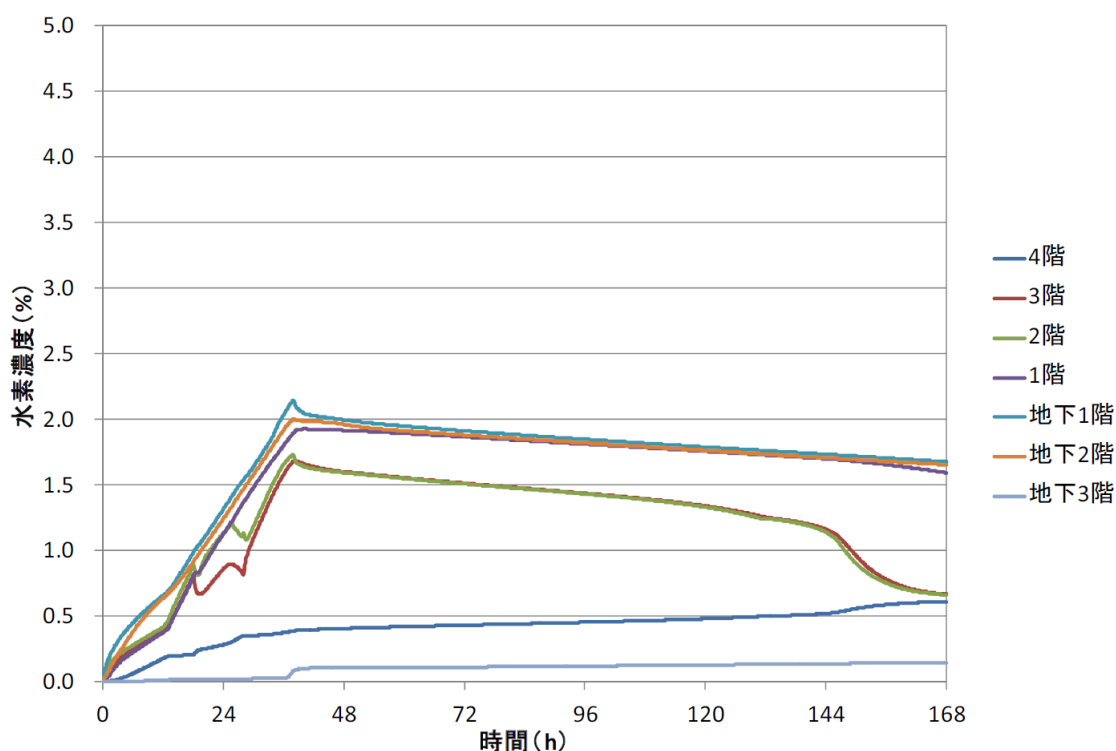
2.2.2.3 (3) において、下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが、2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等により原子炉建屋オペレーティングフロアに直接水素ガスが漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階（2階，地下1階，地下2階）のみとし、PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価を GOTHIC にて実施した。漏えい箇所以外の条件は 2.2.2.3 (3) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 9-1)に示す。



図(添付 9-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

図(添付 9-1)から、下層階のみから水素ガスが漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）まで水素ガスが到達することを確認できた。

さらに、格納容器頂部注水系の効果により、ウェルに溜まった水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため、格納容器頂部注水系の機能を期待できる12時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が流入するとした場合の評価をGOTHICにて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図(添付9-1)に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付9-2)に示す。



図(添付9-2) 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域，原子炉ウェル蒸発）

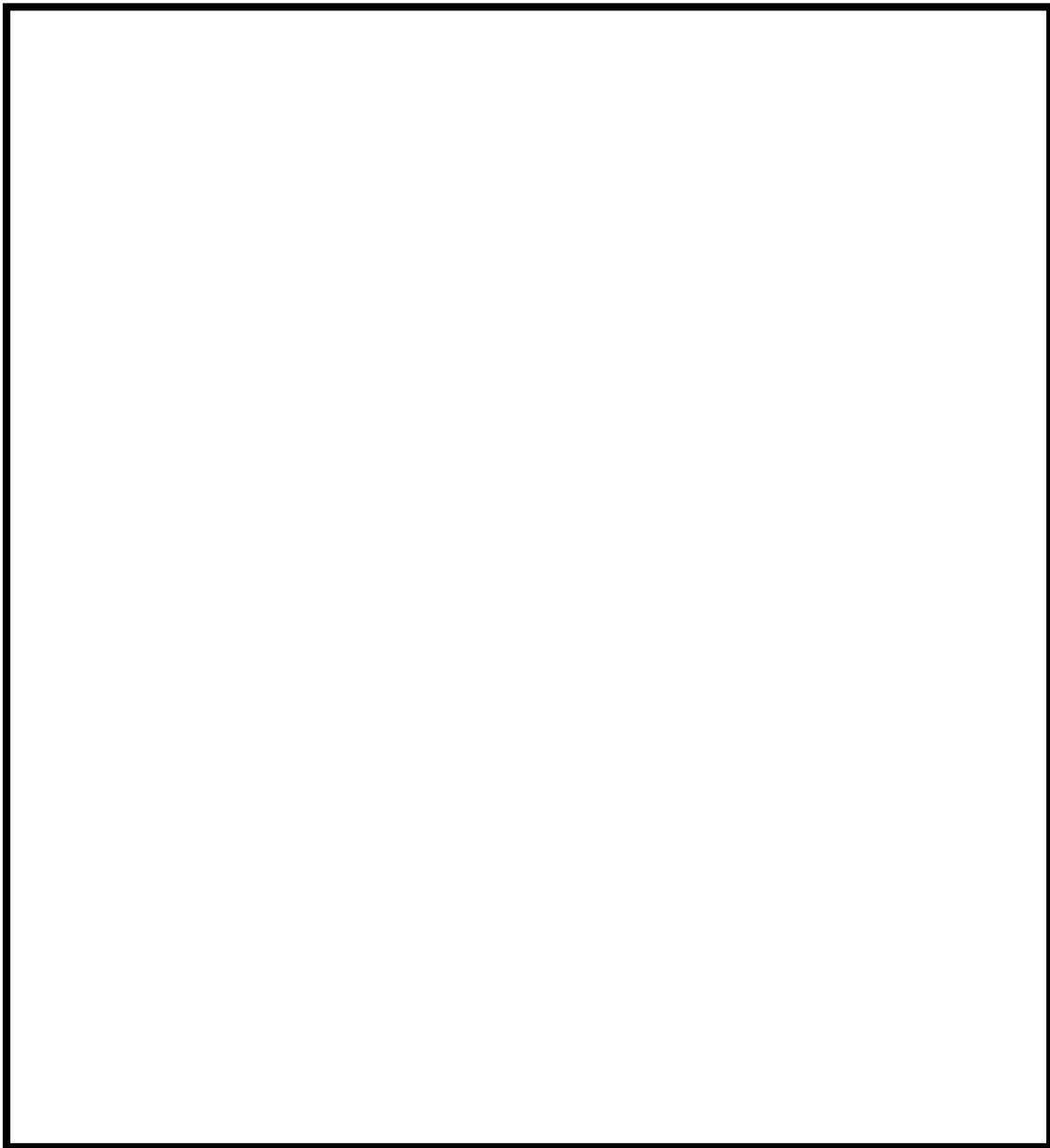
図(添付9-2)から、原子炉ウェルの水が蒸発して水蒸気の追加流入が発生した場合においては、原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）への水素流入は緩やかになるものの、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界に至ることはないことを確認できた。

ただし、上述の通り原子炉建屋オペレーティングフロア（4階）への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため、自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については、この効果を加味して改善していく予定である。

## 6号炉のGOTHIC解析による水素濃度評価

### 1. 解析コード，解析モデル

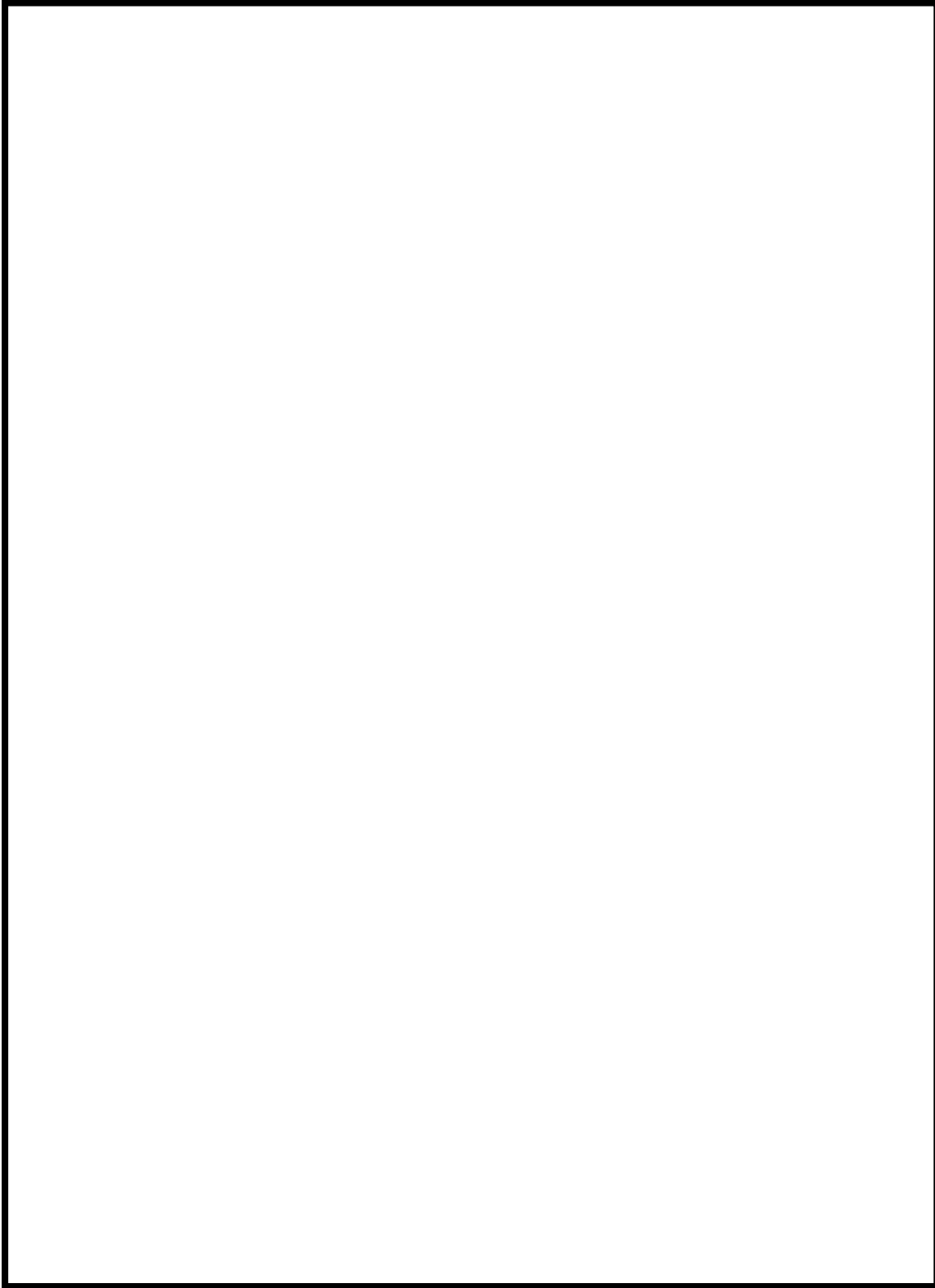
解析コードは，汎用熱流動解析コードGOTHIC（Ver. 7. 2a）を使用する。解析モデルの基本的な考えは7号炉と同じであり，6号炉の建屋寸法，PAR配置を考慮して図（添付 10-1），図（添付 10-2）及び図（添付 10-3）で示すモデルで解析を実施した。



図（添付 10-1） 6号炉原子炉建屋のGOTHIC解析モデル

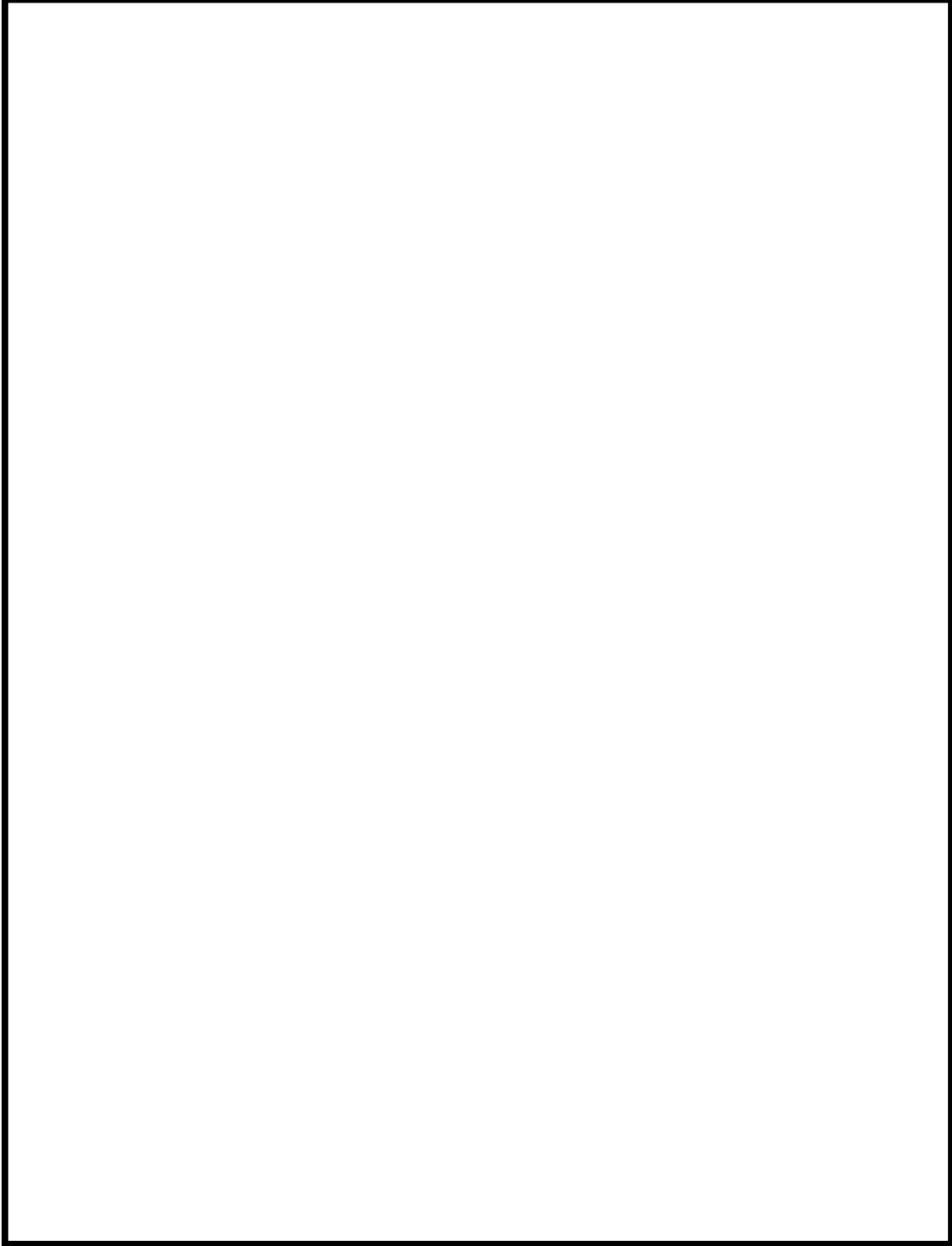


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-2） 6号炉原子炉建屋オペレーティングフロアの  
サブボリューム分割

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図（添付 10-3） 6号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

## 2. 解析条件，解析ケース

解析条件については，6号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き，「2.2.2.2 解析条件」で示す7号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。

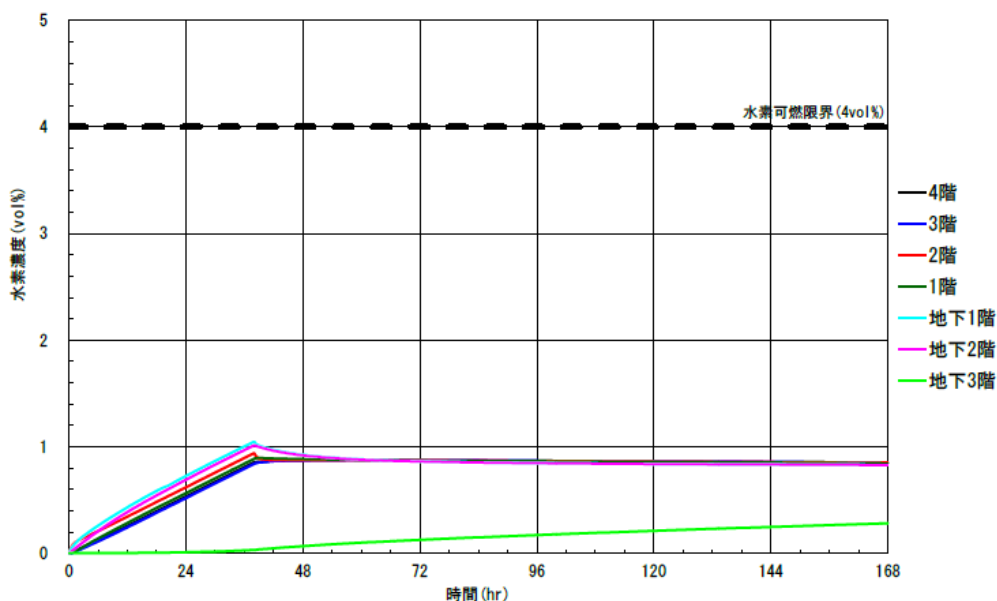
解析ケースについては，「2.2.2.3 解析結果」の表 2-13 で示す7号炉のケースのうち，「ケース2（漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定）」と同じケースについて解析を実施する。表（添付 10-1）に6号炉の解析ケースを示す。

表（添付 10-1） 解析ケース

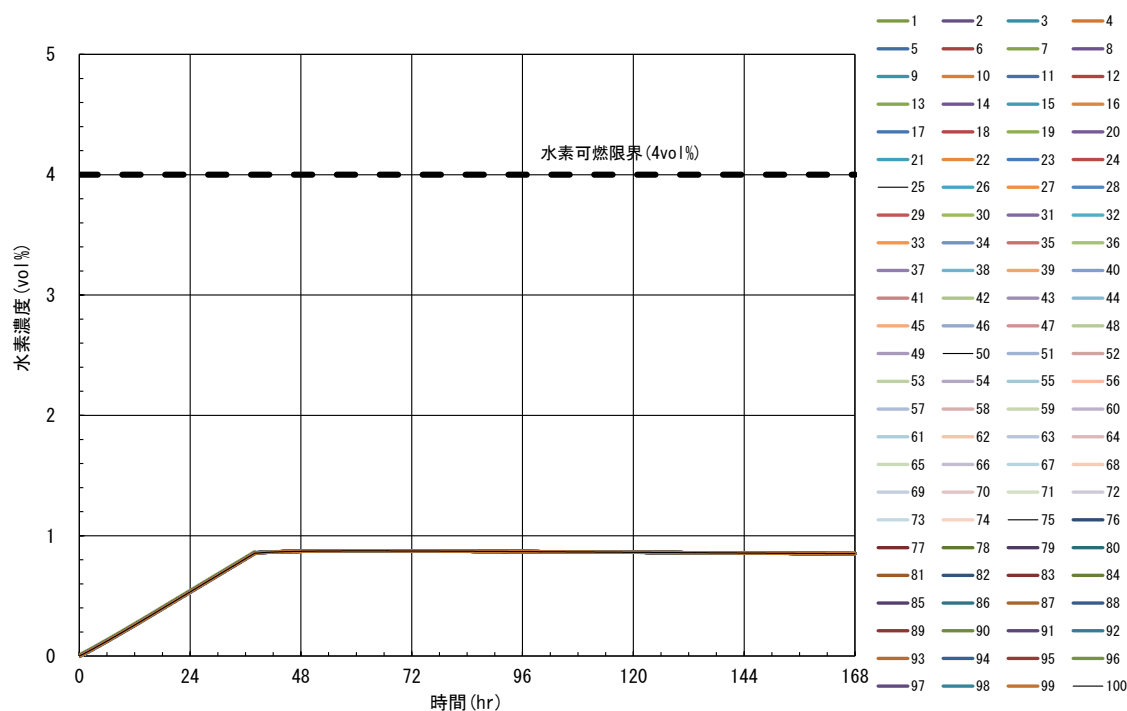
解析ケース	漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式：約 1.0%)
PAR 反応開始濃度	1.5vol%

## 3. 解析結果

6号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図（添付 10-4），原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図（添付 10-5）に示す。



図（添付 10-4） 6号炉の水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）



図（添付 10-5） 6号炉の水素濃度の時間変化  
 (原子炉建屋オペレーティングフロア)  
 (サブボリューム別)

図（添付 10-4）及び図（添付 10-5）から、7号炉と同様に、下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

### 2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について

本章では、PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「(1) PAR の水素低減性能試験について」と、PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「(2) PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し、既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。

#### (1) PAR の水素低減性能試験について

PAR の性能確認は、国際的な実証試験においても行われており、NRC による Sandia National Laboratory (SNL) における試験ではメーカーの小型 PAR について試験を行い、性能確認が行われている (参照文献(b))。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と、NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで、性能評価式の妥当性を示す。

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$

<i>DR</i>	:	水素処理容量 (kg/h/個)
<i>A</i>	:	定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>
<i>C<sub>H2</sub></i>	:	PAR 入口水素濃度 (vol%)
<i>P</i>	:	圧力 (10 <sup>-5</sup> Pa)
<i>T</i>	:	温度 (K)
<i>SF</i>	:	スケールファクター

#### ① 試験装置概要

SNL で行われた PAR の水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図 2-35、試験装置内の PAR 配置を図 2-36 に示す。本試験では PAR-88 (PAR 1 基に付き 88 枚の触媒カートリッジ) の 1/2 スケール (PAR-44), 1/4 スケール (PAR-22), 1/8 スケール (PAR-11) の PAR を使用して試験している。当社が設置する PAR は PAR-11 であることから、1/8 スケールの試験装置を参照する。

なお、本試験では高さ 500mm の煙突 (チムニー) が取り付けられた PAR を用いて試験を実施している。



図 2-35 The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

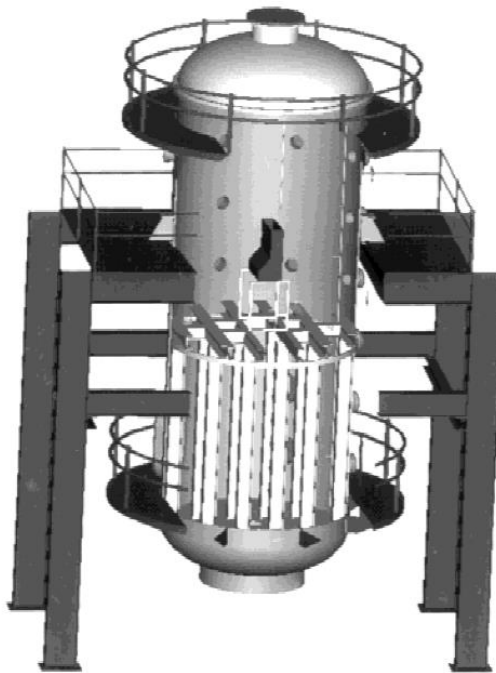


図 2-36 PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

## ② 試験条件及び結果

PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37, 38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6 (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と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なっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-14 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-4	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-5	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-6	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

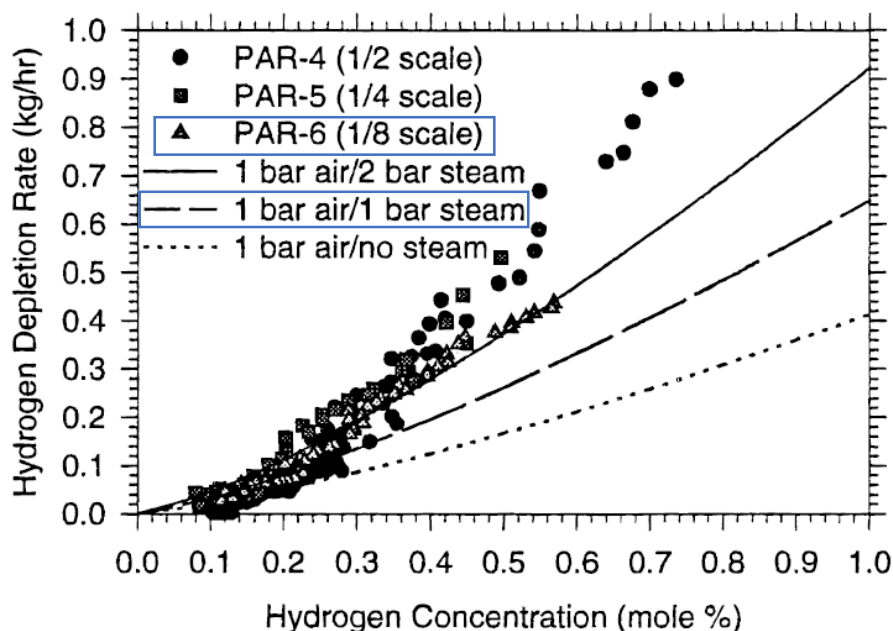


図 2-37 SNL で行われた試験結果 (低水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋

図 2-38 は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-15 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と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なっていることが確認されている。

したがって、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-15 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-8R	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-12	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-13	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

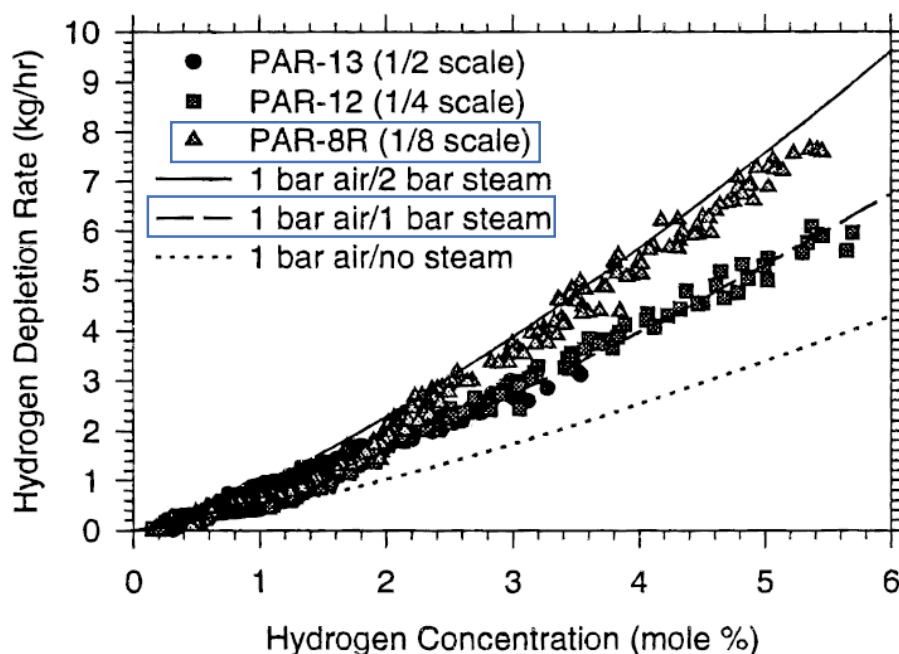


図 2-38 SNL で行われた試験結果 (高水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋



### ③ 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、製造メーカー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で行われた試験では、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。当社のPARは煙突が取り付けられていないため、図2-37、図2-38で示す水素処理容量(kg/h)を $1/1.15$ することで当社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、当社の水素処理容量である0.25kg/hよりも十分大きな値であることから、当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。

### (2) PARの触媒性能低下要因の影響について

PARで用いるPd-Al<sub>3</sub>O<sub>3</sub> (パラジウム-アルミナ担持) 触媒の触媒性能が低下する要因として、触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや、水が考えられる。ハロゲンについては、炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素に着目し、被毒による影響をBattelle Model Containmentの試験(参照文献(c))により確認する。

また、水については、事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに、水蒸気環境となるため、水蒸気による性能影響をSNLの試験(参照文献(b))及びTHAI試験(参照文献(e), (f))により確認する。

① よう素による性能影響確認

NIS 社製 PAR のよう素による影響は, Battelle Model Containment の試験 (参照文献(c)) で過去に示されている。試験装置概要を図 2-39 に示しているが, 容器内 (10m<sup>3</sup>) に設置した PAR の下から, 3g のよう素をすべて気化させ, よう素の影響を確認する試験を実施している。

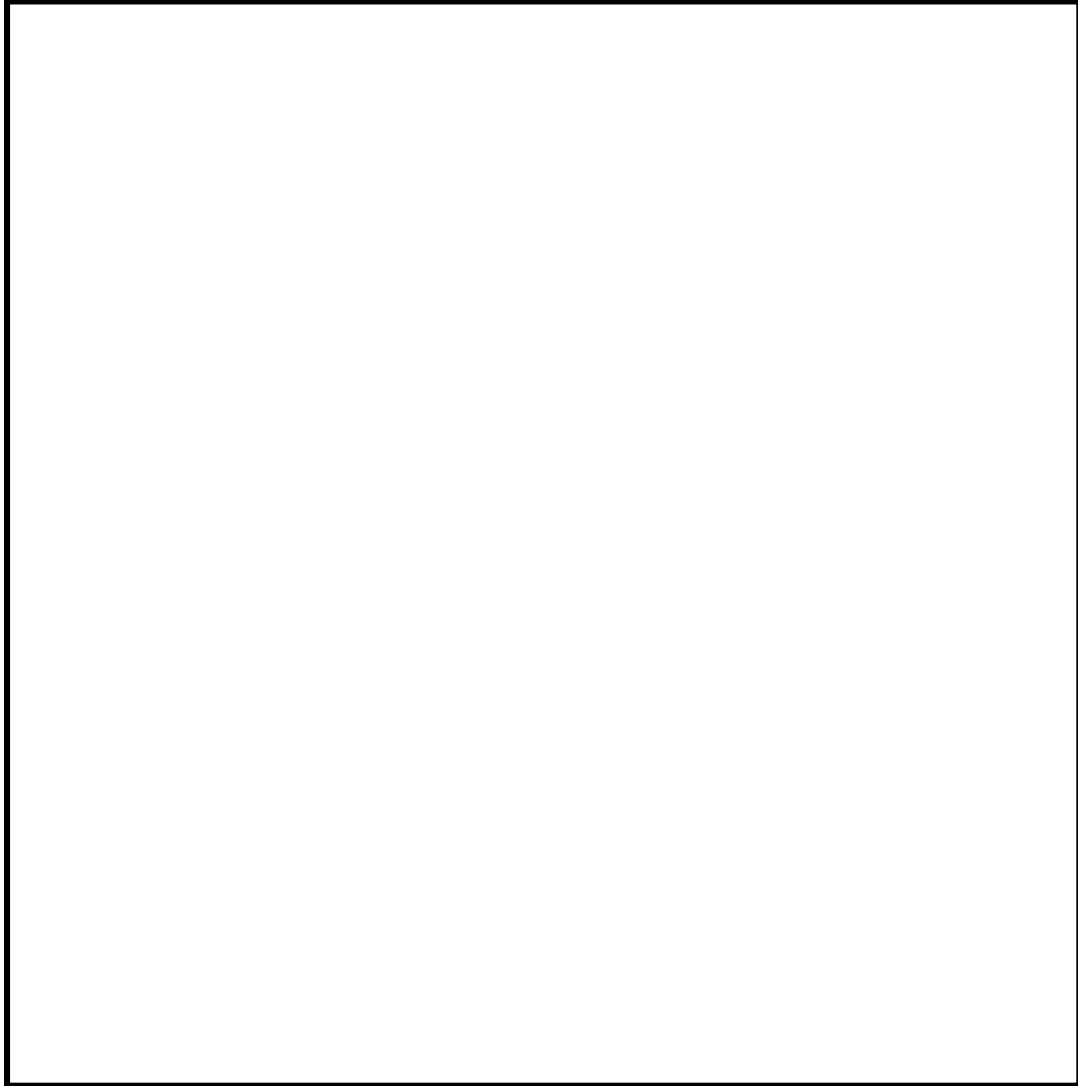


図 2-39 Battelle Model Containment 試験装置概要

※参照文献(c)より抜粋

試験条件は表 2-16, 試験結果は図 2-40 に示しており, よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお, 図中には比較対象として, よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると, 平均よう素濃度 0.3g/m<sup>3</sup> の環境においても, NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないことが言える。なお, 本試験装置は NIS 社

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

製 PAR  による試験結果であり、本試験装置と PAR-11 (柏崎刈羽 6/7 号機納入品) ではスケーリングファクターは異なるが、スケーリングファクターがいくつであっても、PAR 内の流速は一律であり、触媒カートリッジ一枚あたりのおよそ素に晒される量は同じであることから、スケーリングファクターと素による被毒量に関係はなく、本試験結果は PAR-11 に対しても適用可能である。

表 2-16 Battelle Model Containment 試験条件

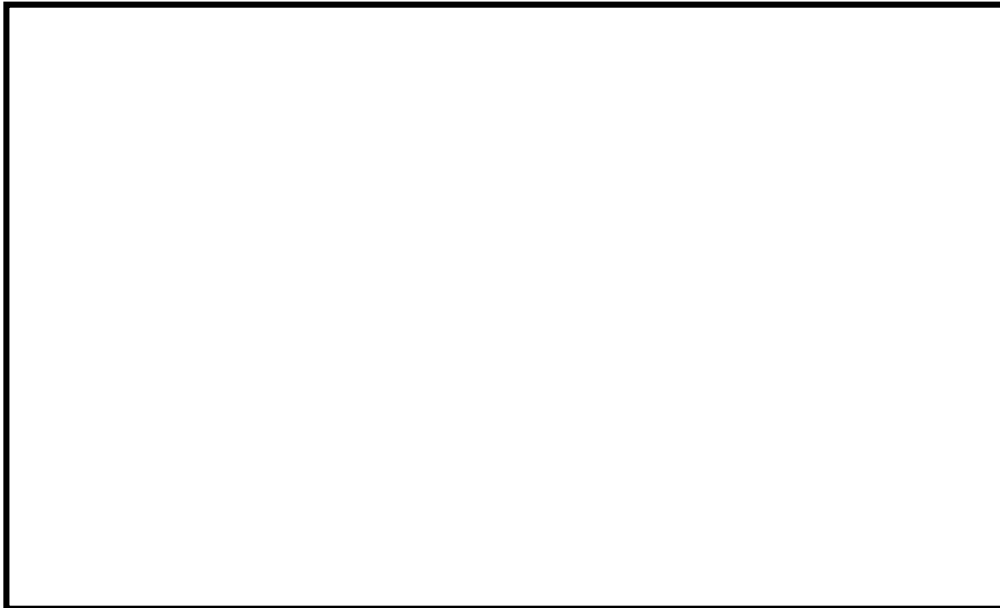


図 2-40 Battelle Model Containment 試験結果

※参考文献(c)より抜粋

次に、6 号炉及び 7 号炉において、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表 2-17 に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ、 $68.92\text{mg/m}^3$  となり、Battelle Model Containment 試験

条件である 300mg/m<sup>3</sup> 以下のような素濃度であることから、性能低下は 25%以上低下しないものと考えられる。6 号炉及び 7 号炉の PAR 設置台数は、性能阻害ファクターにより性能低下が 50%あるものと想定し、台数が決められている。よって、これらの結果から、よう素による性能低下は想定されるものの、PAR 台数に余裕を見込んでいることから、原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。

表 2-17 原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件

No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考
①	初期インベントリー	kg	29.1		
②	PCV 放出率	-	100%		
③	無機よう素割合	-	91%	4%	
④	DF	-	20	1	
⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV 内よう素が全量建物放出される保守的想定
⑥	建物容積	m <sup>3</sup>	36100		原子炉建屋オペレーティングフロア容積
⑦	建物内各よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	36.677	32.244	
⑧	建物内全よう素濃度	mg/m <sup>3</sup>	68.92		

本試験は、表 2-16 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、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 2-41 参照）。圧力と水蒸気濃度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と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。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「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通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 6 号炉及び 7 号炉の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、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と考えられる。

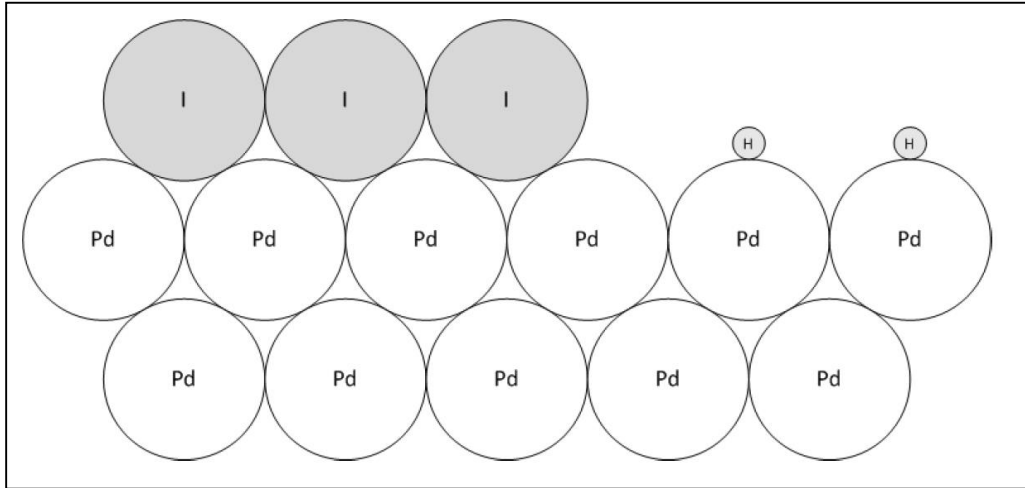


図 2-41 パラジウムへのよう素の結合の概略図

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（参照文献(d)）より確認されている（図 2-42 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 2-42 再結合効率と温度の関係

※参照文献(d)より抜粋

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、本試験結果で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 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

NRC による SNL における試験では、PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。試験結果を図 2-43 に示す。空気と水蒸気が約 50%ずつの環境下にて 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見られない。



Fig. 5. The Surtsey vessel.

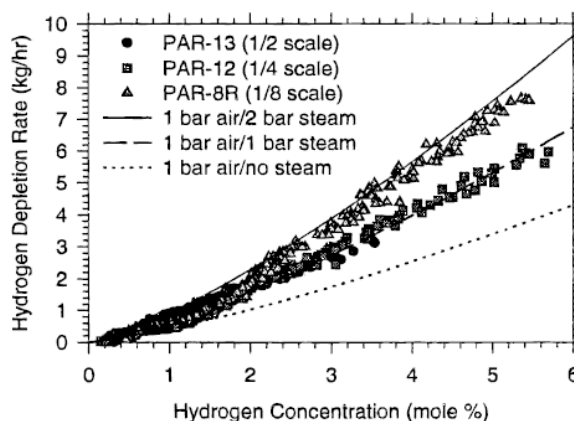


Fig. 10. Normalized depletion rate at high hydrogen concentrations.

## 図 2-43 : SNL で行われた試験結果

※参照文献(b)より抜粋

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋に漏えいした場合の原子炉建屋オペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図 2-44 に示す。評価結果から PAR 設置位置における水蒸気

濃度は 20%以下であり，PAR 性能は水蒸気濃度 50%以下では影響が見られない試験結果からも，水蒸気による影響は問題ないと考えられる。

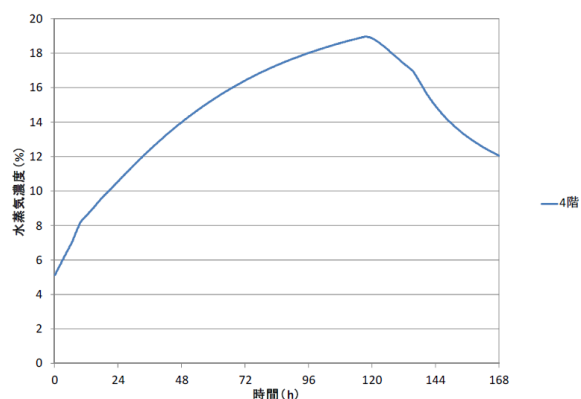


図 2-44 原子炉建屋オペレーティングフロア水蒸気濃度  
(10%/day 漏えい条件)

また，重大事故等時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済み燃料プール温度が上昇し，大量の水蒸気が発生した場合についても，触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また，水蒸気濃度が大幅に高まると，原子炉建屋オペレーティングフロアは水蒸気に満たされ PAR が作動しない環境になるとともに，可燃限界未満となる。

なお，水蒸気濃度が高まる前に PAR の作動が始まっている場合は，触媒温度が高温になるため，水蒸気の付着を防ぐことができるため，PAR 性能への影響はないと考えている。

③水素再結合反応開始の遅れの影響について

水素再結合反応の開始については OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献 (e), (f), (g)）を用いて影響を確認する。THAI 試験装置を図 2-45～47 に示す。

THAI Project で行われた試験においては、次の 6 つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。試験条件を表 2-18 に示す。

表 2-18 : THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

これらの結果から、概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。

一方で、PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として、水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。したがって、解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが、その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界以下に抑えることができている。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響について、問題ないと考えている。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

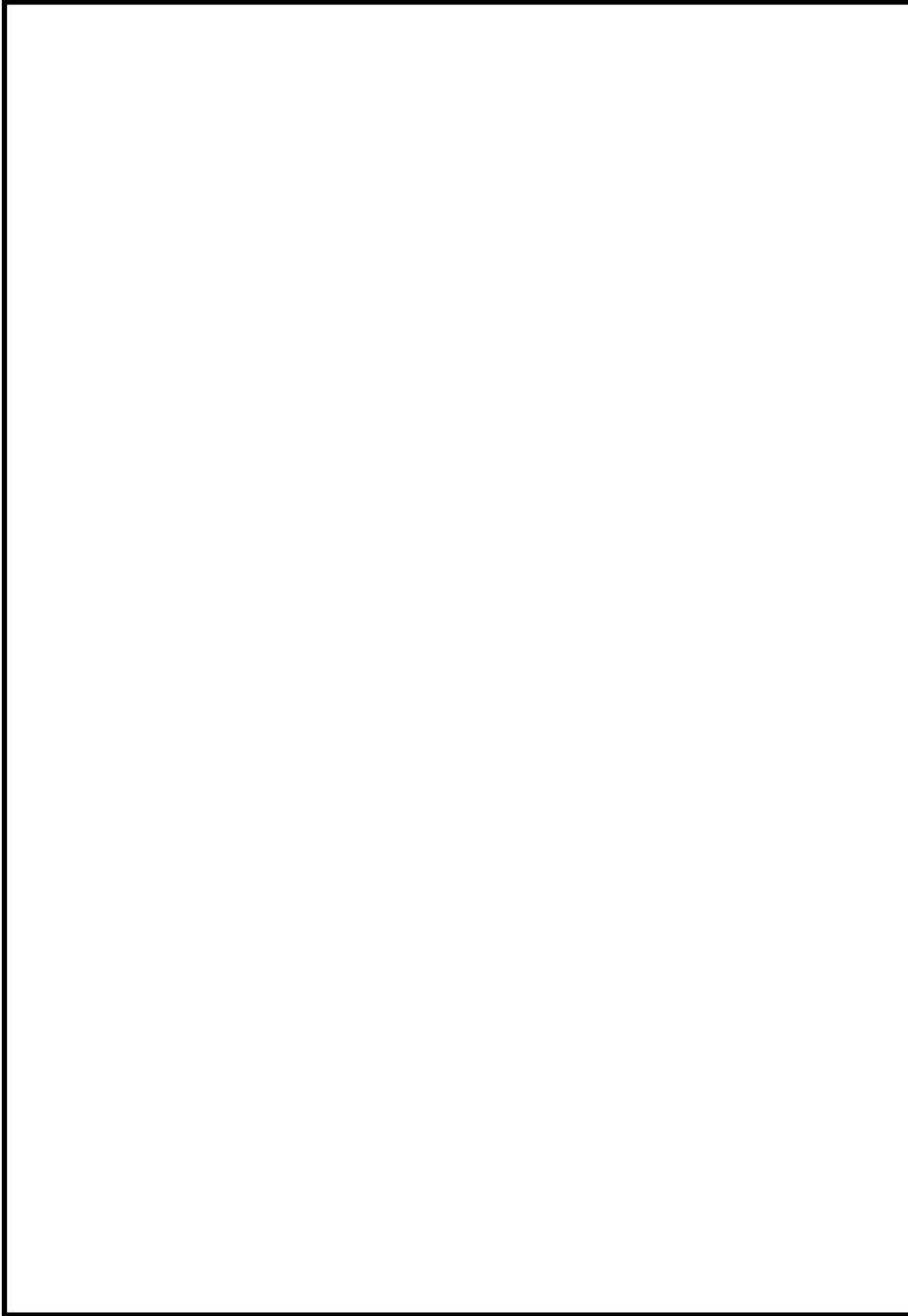


図 2-45 THAI test vessel

※参考文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

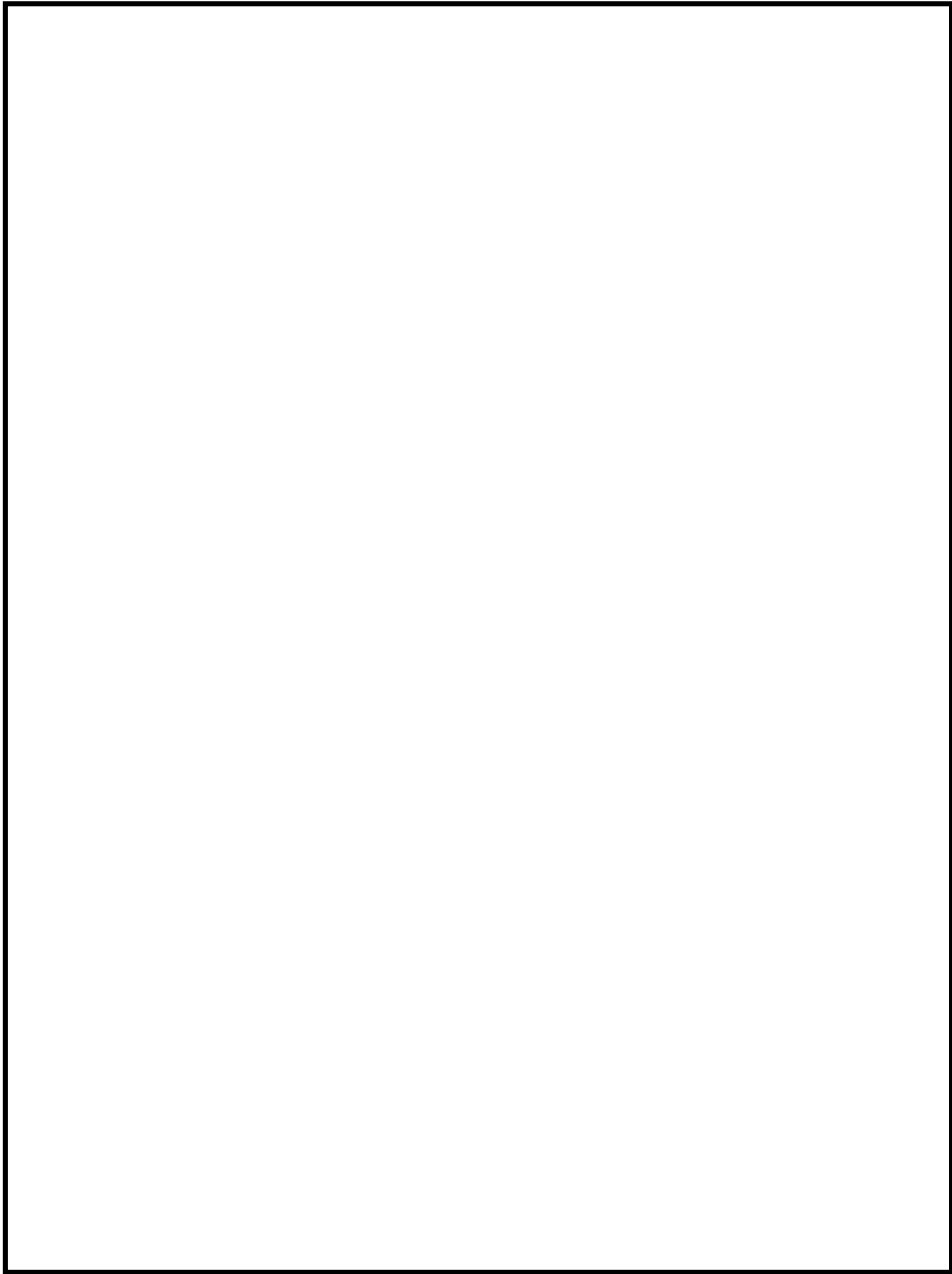


図 2-46 HR test vessel configuration with NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

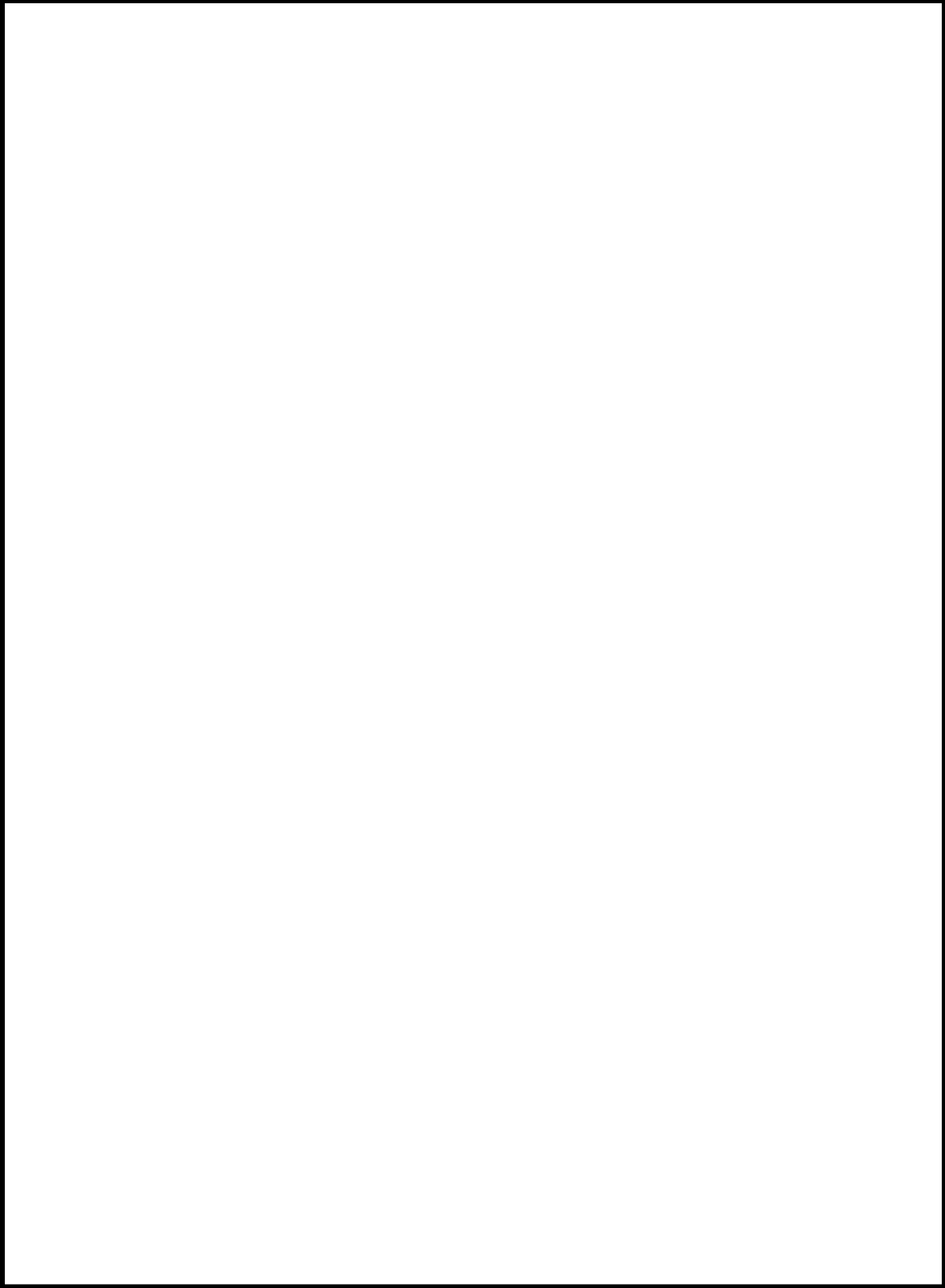


図 2-47 : NIS PAR instrumentation  
※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

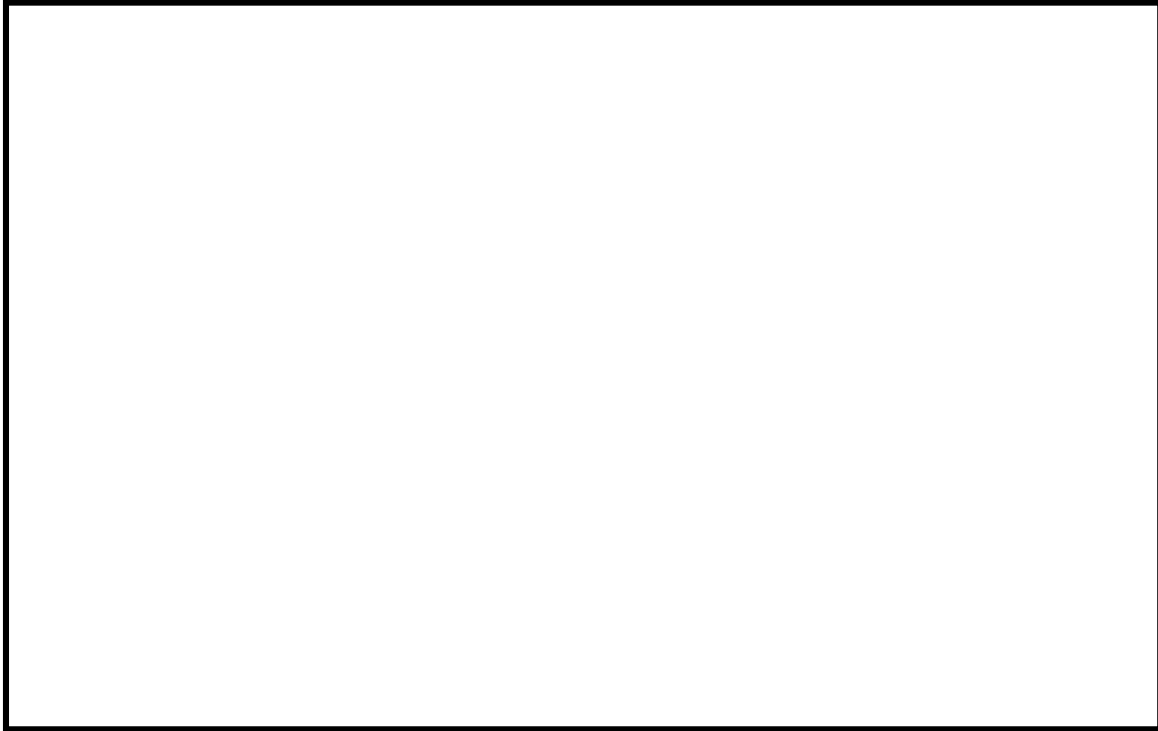


図 2-48 THAI HR-14: Recombiner temperatures  
※参照文献(e)より抜粋

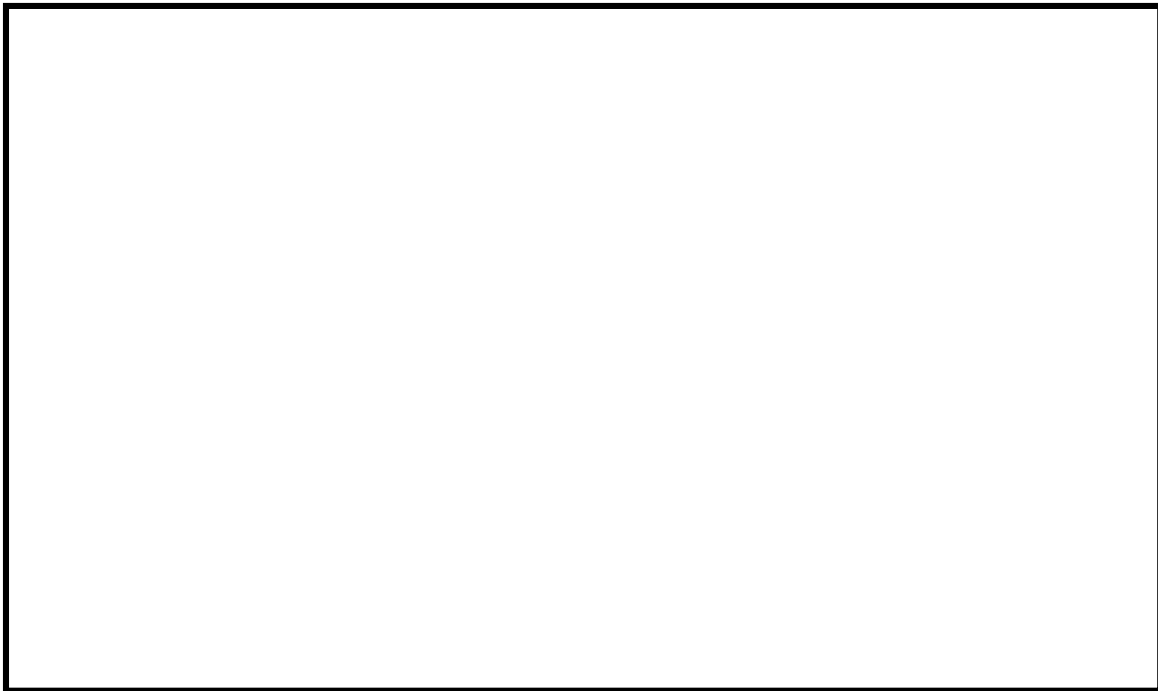


図 2-49 THAI HR-14: Recombiner temperatures  
※参照文献(e)より抜粋

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

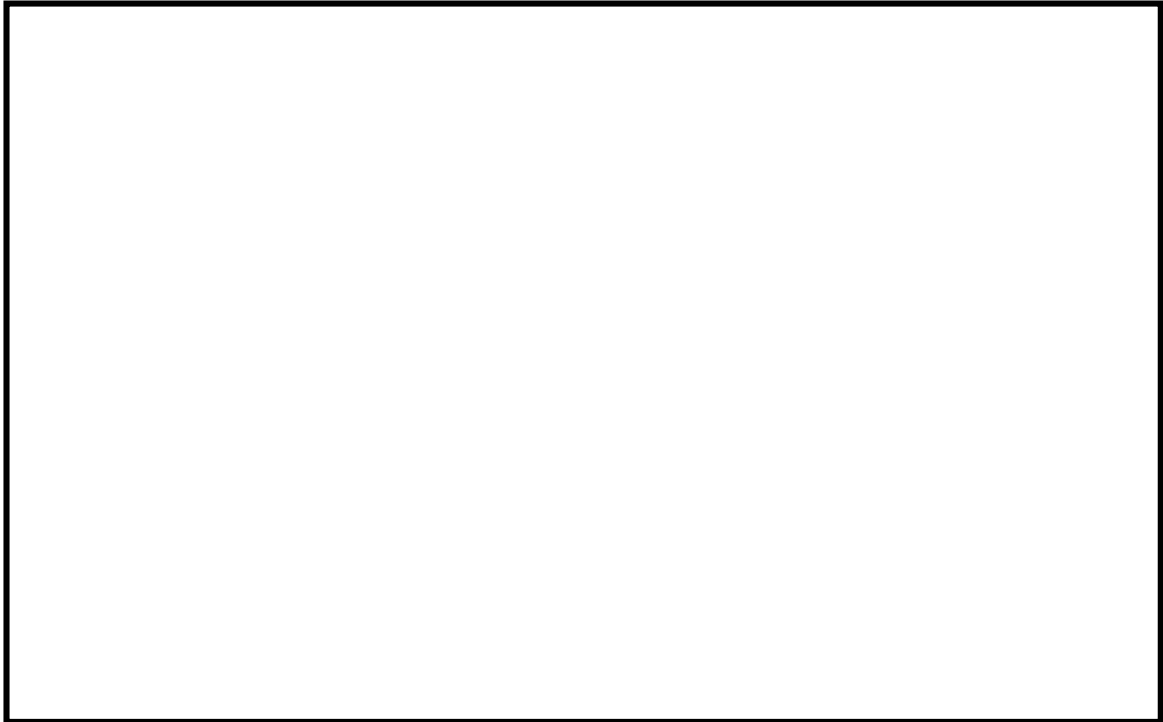


図 2-50 THAI HR-14: Hydrogen concentrations(“wet”) in PAR inlet and outlet  
※参考文献(e)より抜粋



図 2-51 THAI HR-14: Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel  
※参考文献(e)より抜粋

## 国内容器試験について

平成 11 年 1 月から平成 13 年 5 月までの期間で電力共通研究「触媒式 FCS 再結合装置適用性研究 (PHASE2)」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており (参照文献 (h))、その試験装置、試験条件等を以下にまとめた。

## 1. 試験装置

図 (添付 11-1) に容器試験装置の外観を、図 (添付 11-2) に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析系、真空排気装置等から構成されている。図 (添付 11-3) に試験容器を示す。試験容器は、内径 1.5[m]、内高 3.5[m]、容積 5.76[m<sup>3</sup>]であり、内部に図 (添付 11-4) に示す PAR を設置している。PAR 内部には、高さ 20[cm] × 幅 20[cm] × 厚さ 1[cm] の触媒カートリッジ 5 枚が格納されている。

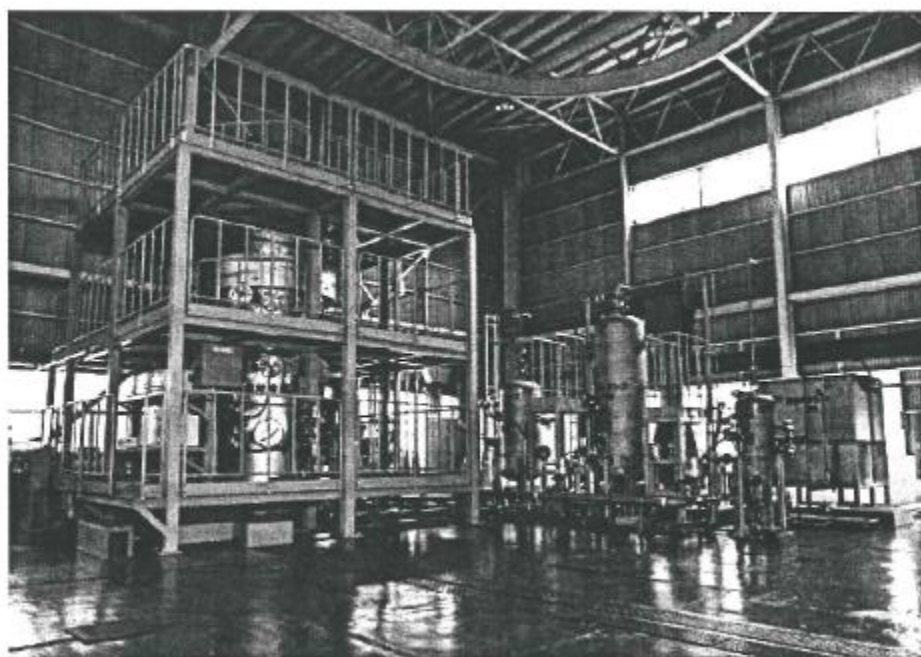
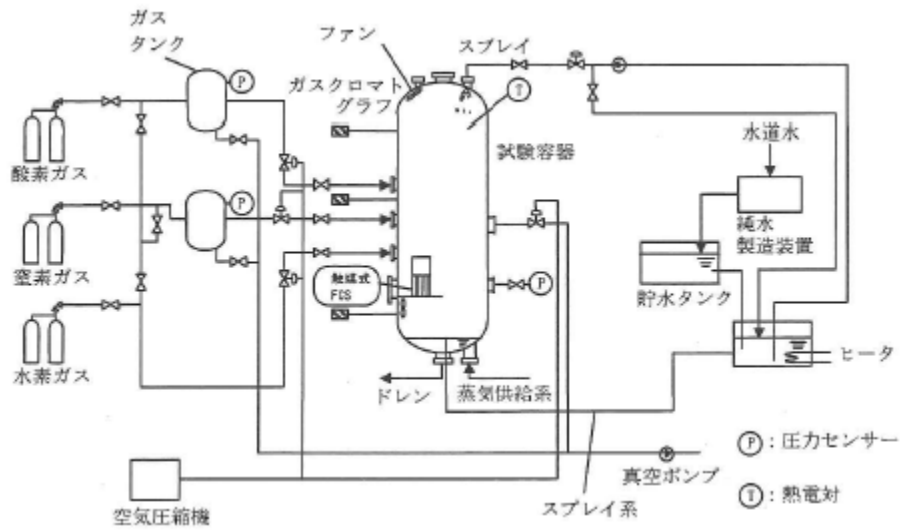


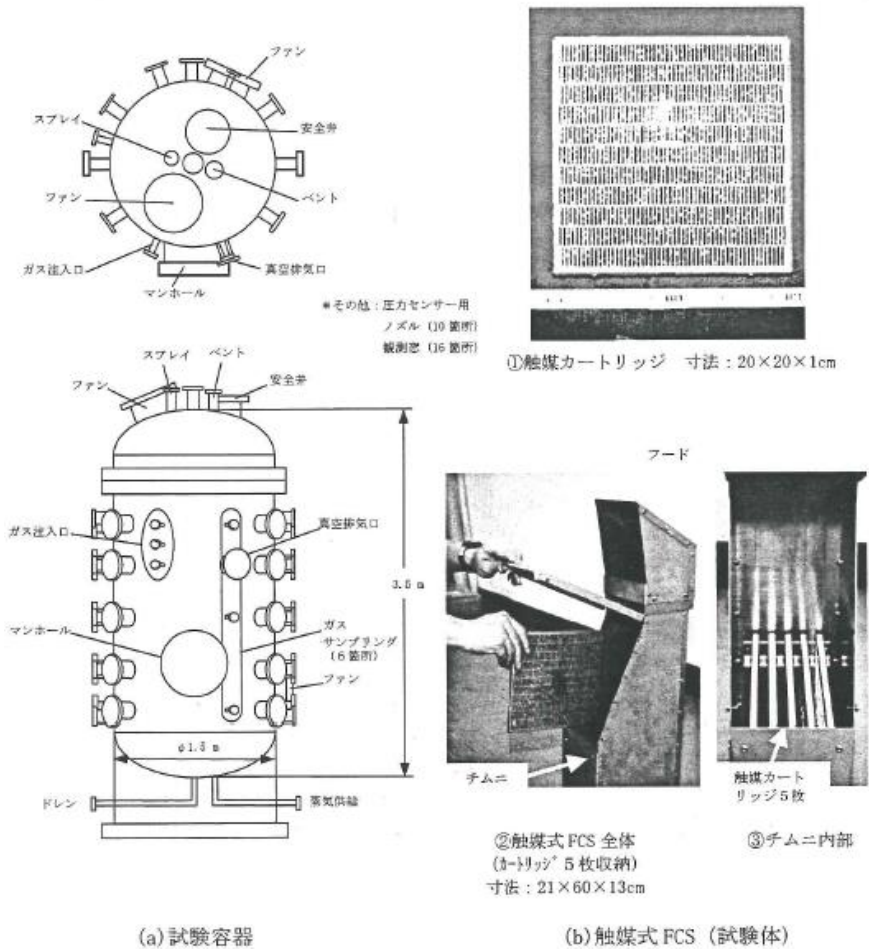
図 (添付 11-1) 試験装置外観

※参照文献 (h) より抜粋



図(添付11-2) 試験装置系統図

※参照文献(h)より抜粋



図(添付11-3) 試験容器

※参照文献(h)より抜粋

図(添付11-4) PAR (試験体)

ここで、本試験にて用いている試験PARとPAR-11（柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉で採用），PAR-22，PAR-44，PAR-88の触媒カートリッジの比較を表(添付11-1)に示す。PARのスケールファクターは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS開発試験時に使用されたプロトタイプPARのカートリッジ枚数（88枚）に対する、使用するPARのカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるとするものである。また、本試験にて用いている試験PARとPAR-11では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクターを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクターを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表(添付11-1) 触媒カートリッジの比較

PARタイプ	触媒カートリッジ			PAR-88に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88に対する入口部開口面積の比	スケールファクター
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ				
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568cm <sup>2</sup>	1	1
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784cm <sup>2</sup>	0.5	0.5
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892cm <sup>2</sup>	0.25	0.25
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946cm <sup>2</sup>	0.125	0.125
国内試験用PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190cm <sup>2</sup>	0.0251	0.0251

## 2. 試験条件

本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレー流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、表(添付11-2)にスプレー無しで実施された試験条件を示す。

表(添付11-2) 試験条件

RUN No.	スプレー流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)
RUN-2	—	0.5~3	3.5	0.13	333

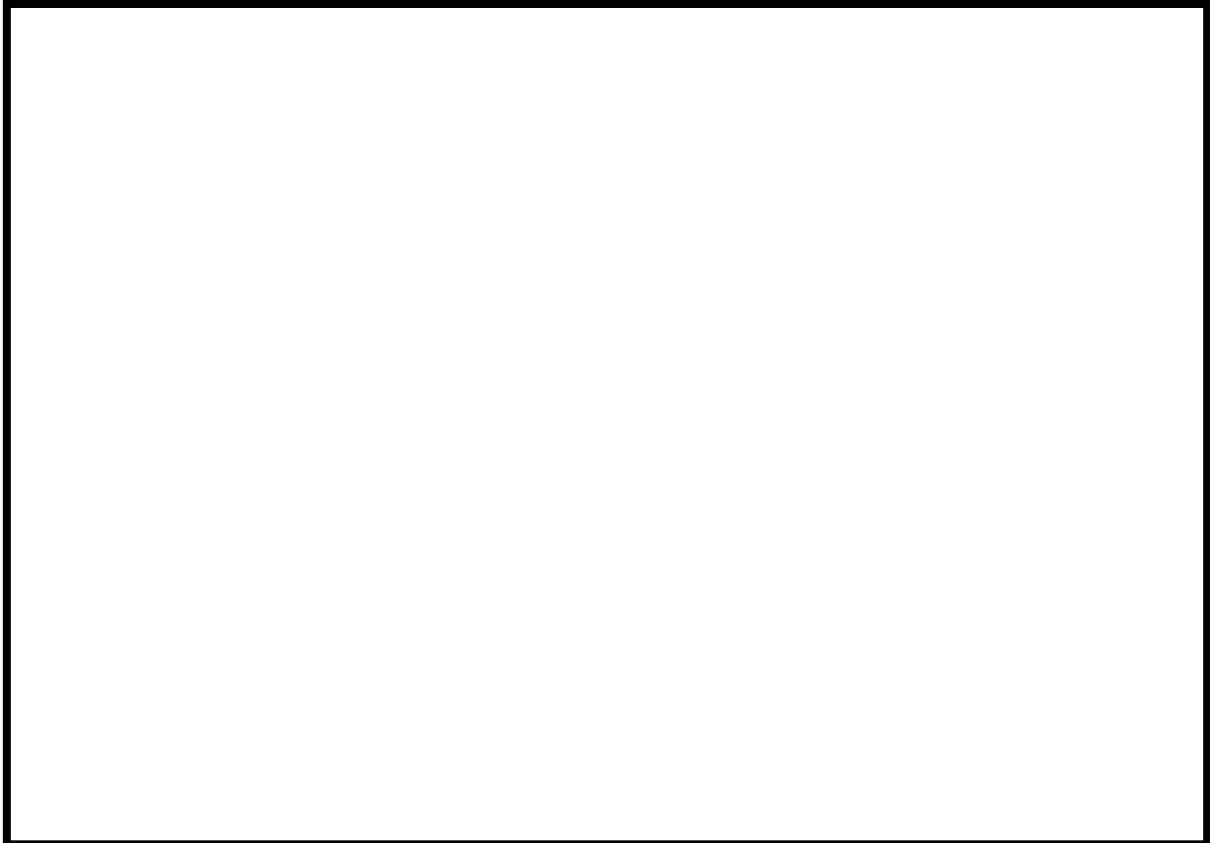
## 3. 試験方法と試験手順

試験容器内を約0.13[kPa]（約1[torr]）まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素ガス及び酸素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素ガスを容器に注入してPARによる水素ガス、酸素ガスの再結合反応状態について確認する。



#### 4. 試験結果

図(添付11-5)に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。



図(添付11-5) 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較

※参照文献(h)より抜粋

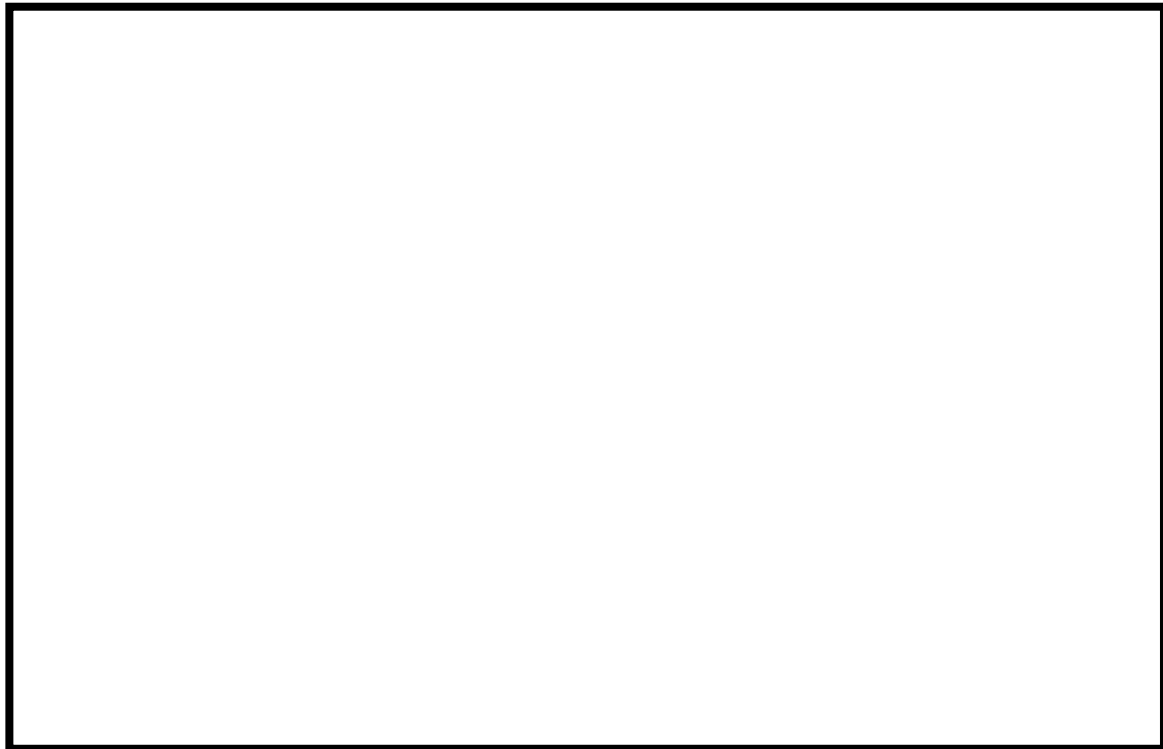
### 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について

#### (1) 目的

静的触媒式水素再結合器（以下、PARという。）は、原子炉建屋内の水素濃度上昇に従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。

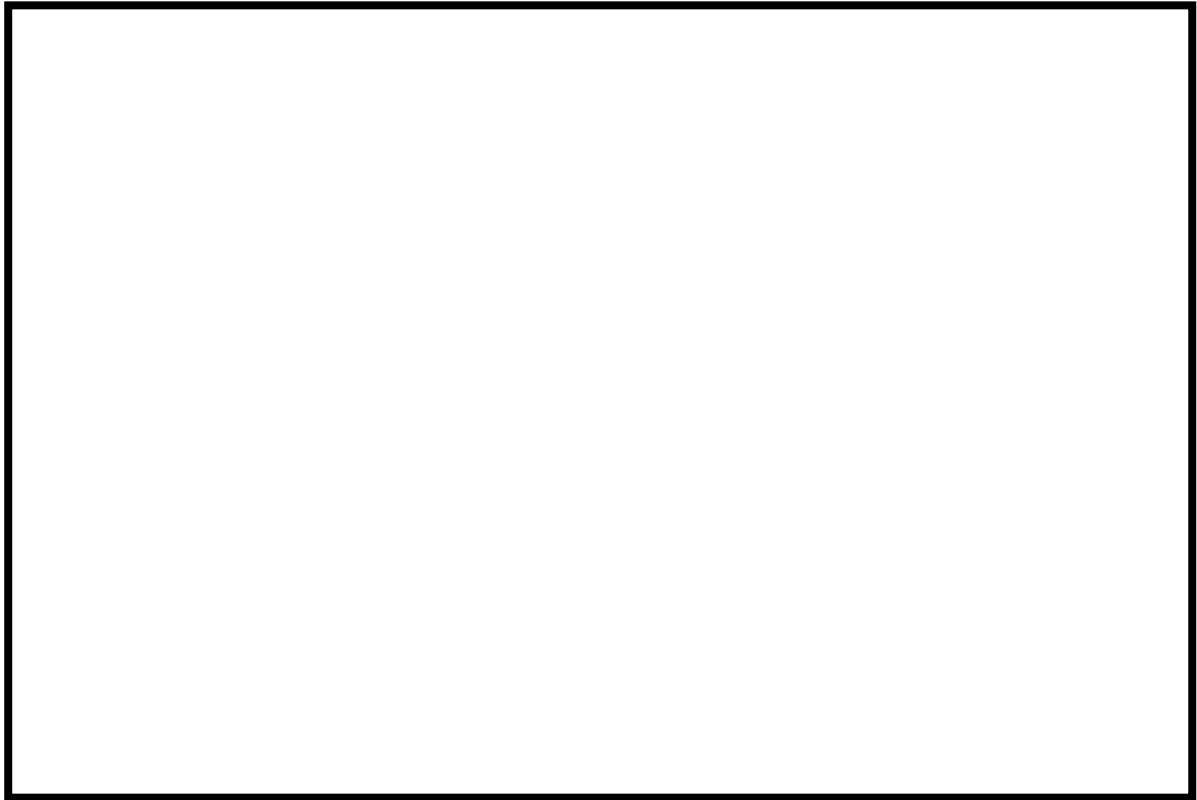
PARは、触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので、水素濃度の上昇に**したがって**装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図(添付12-1)、図(添付12-2)）ことから、PARに温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば、**重大事故対処時の有効な情報**となると考えられる。

このことから、原子炉建屋内に設置されているPAR（2個）に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にてPARの温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。



図(添付12-1) SNLで行われた試験用PAR 概要

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 12-2) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

※参照文献(b)より抜粋

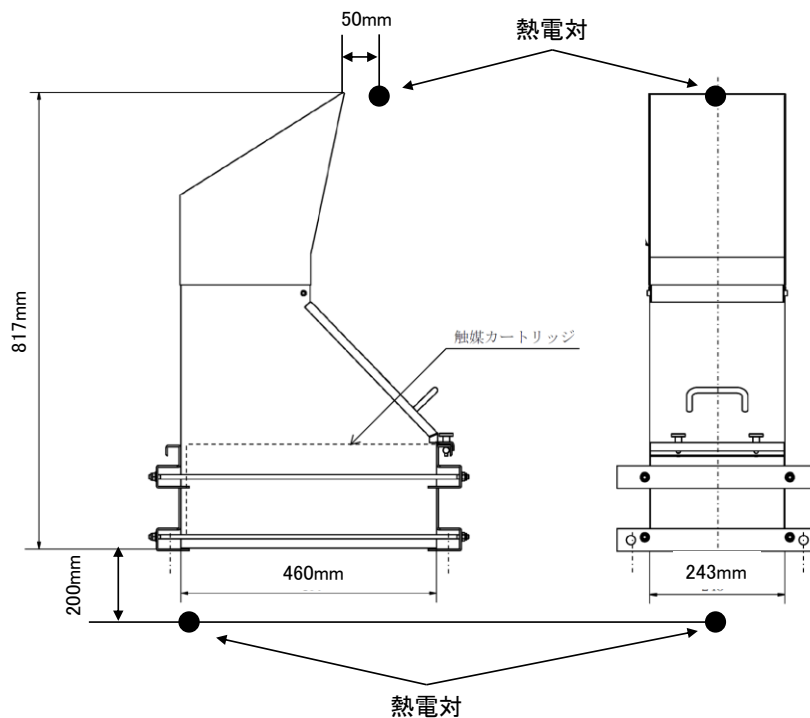
## (2) 設備概要

PAR2個に対し，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にて監視できるようにする。

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り付け，ガス温度を測定できるようにしている。

実験結果（図(添付12-2)）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入口と出口のガス差温度は約40K，水素濃度4.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約170Kになっており，PARの入口側と出口側の差温度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，PAR の入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮した PAR 動作監視方法について，PAR 実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。



図(添付12-3) PARへの熱電対取り付け位置

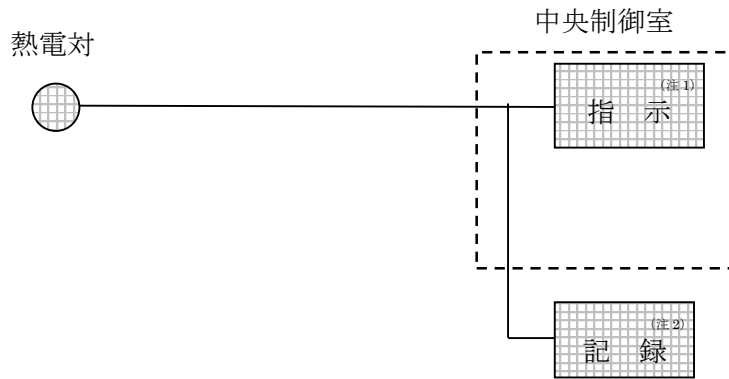
PARへの熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮したPAR筐体付近への取り付け性、固定性、保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図(添付12-3)）。

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、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図(添付12-4)）。

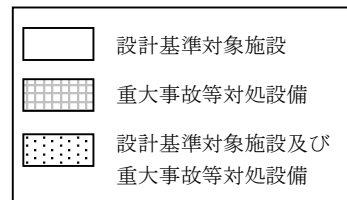
表(添付12-1) PAR入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR入口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2
PAR出口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置



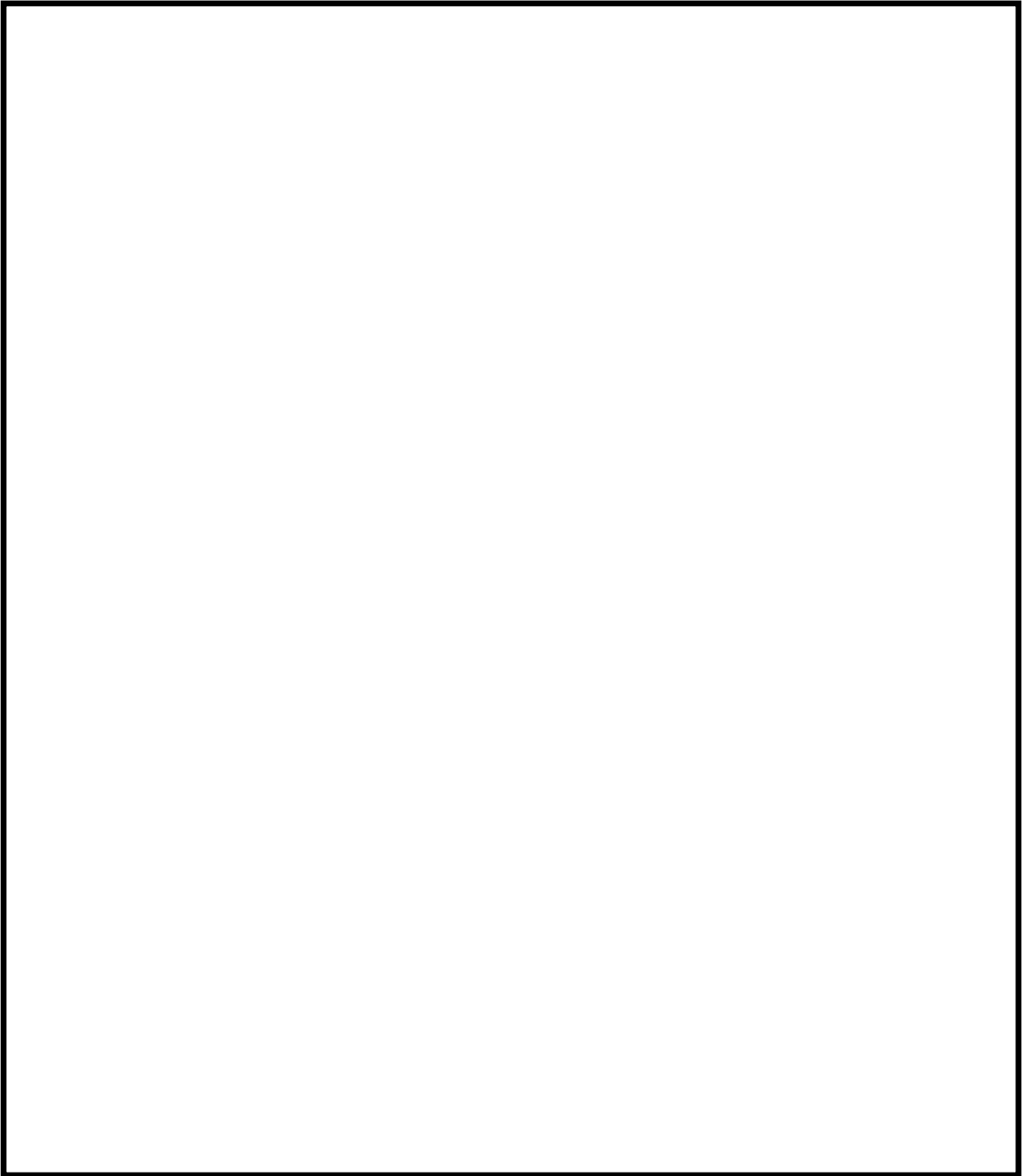
図(添付 12-4) PAR 動作監視装置の概略構成図

### (3) PAR 動作監視装置の設置場所

PAR は水素ガス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、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している(「2.2.1.2 (3)PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照)。

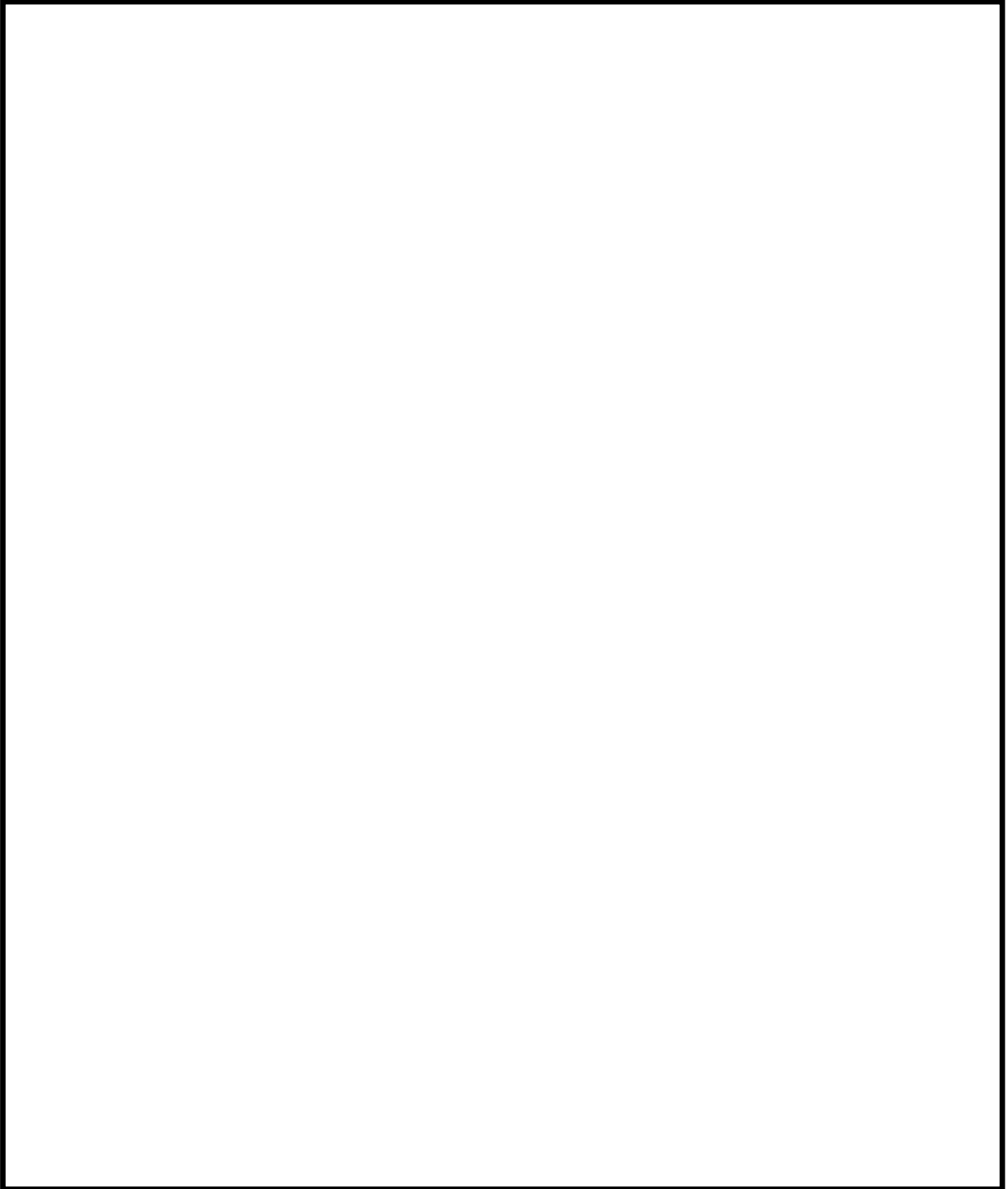
以上を考慮して、PAR動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ1台のPARに設置している。(図(添付12-5)、図(添付12-6))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-5) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-6) 機器配置図 (7 号炉)

## 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

## 1. はじめに

当社は、格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建屋オペレーティングフロアに PAR を設置し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアで再結合処理することで、原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、小部屋になっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

## 2. 水素影響を考慮すべき小部屋について

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器から水素ガスが漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして、格納容器変形に伴い開口が比較的生じる原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ、エアロックがあり、水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって、水素影響を考慮すべき原子炉格納容器トップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで、小部屋にあるものを抽出した結果、表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。

表(添付 13-1) 水素影響を考慮すべき小部屋 (6号炉及び7号炉)

漏えいフロア	漏えい箇所
2階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウエル所員用エアロック
	ISI ハッチ
地下1階	S/C 出入口
地下2階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウエル所員用エアロック



### 3. 小部屋のダクトについて

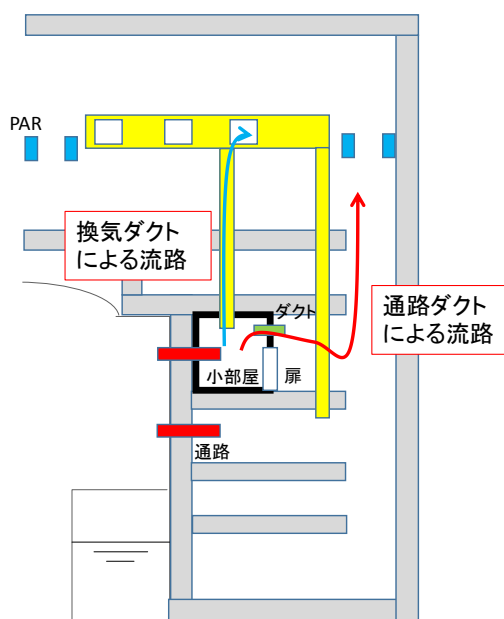
水素影響を考慮すべき小部屋について、水素ガスが原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には、各階の通路に繋がるダクト（以下、通路ダクトという）と、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下、換気ダクトという）がある。図（添付 13-1）に通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージを示す。

#### 1) 通路ダクトについて

各階の通路は、各フロアに設置されたハッチにより、最地下階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため、通路ダクトにより通路部に抜けた水素ガスは、原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路があるため、原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。

#### 2) 換気ダクトについて

換気ダクトは原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクトであるため、小部屋の水素ガスは原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路がある。よって、この流路を通して原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。



図(添付 13-1) 通路ダクト、換気ダクトによる流路のイメージ

水素影響を考慮すべき小部屋について、通路ダクト、換気ダクトの有無を整理した結果を6号炉については表(添付13-2)、7号炉については表(添付13-3)に示す。

表(添付13-2) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (6号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり
下部ドライウエル所員用エアロック	有	有	

表(添付13-3) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (7号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
下部ドライウエル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり。 隣部屋に通路ダクトあり

これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが、水素ガスの流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから、水素ガスの流路として考慮する。

#### 4. 小部屋の水素対策について

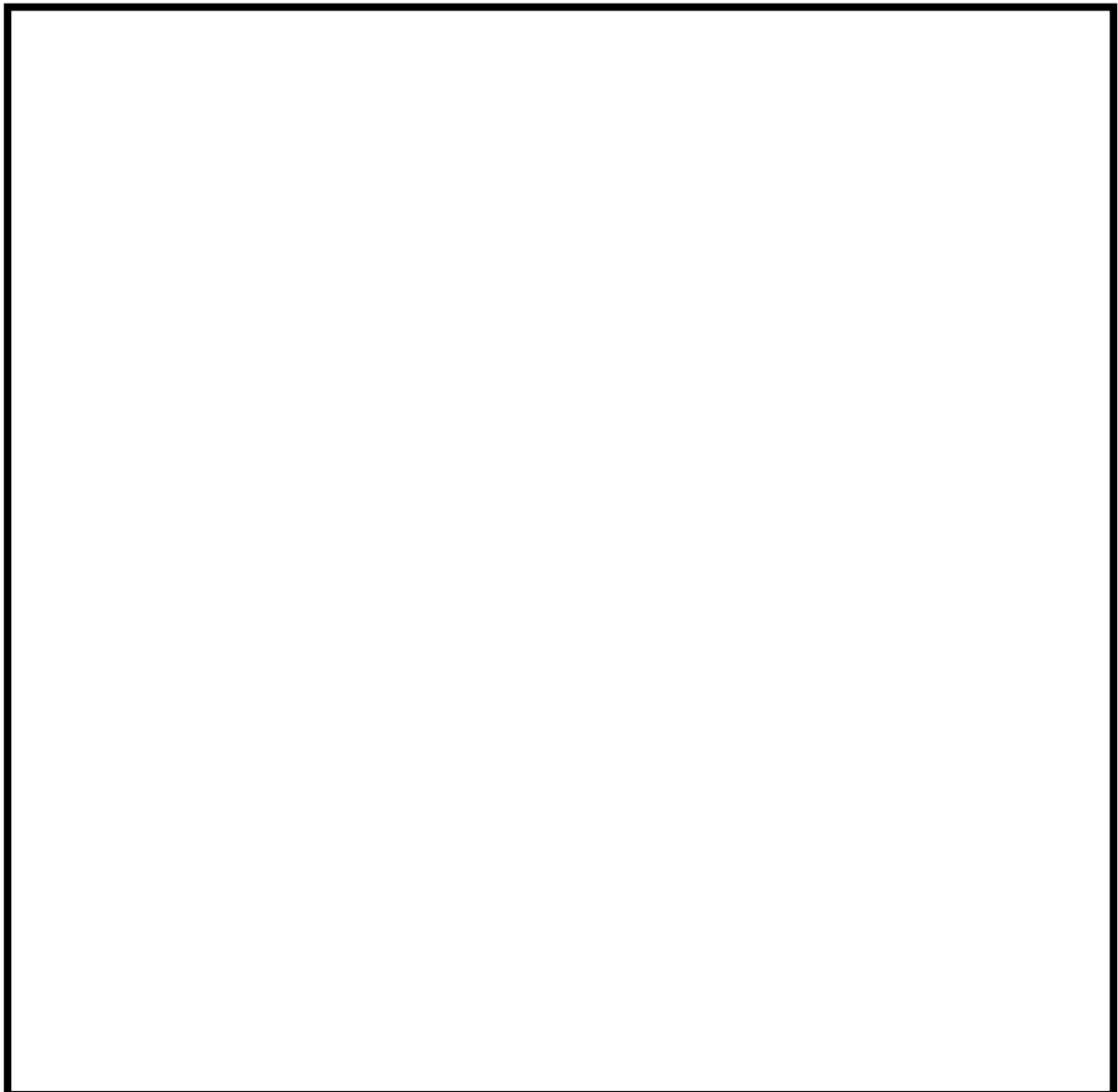
小部屋に漏えいした水素ガスは、表(添付13-2)及び表(添付13-3)で示すように原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが流れる流路の有無を確認し、水素影響の考慮が必要になると判断した場合は、原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し、水素濃度の上昇を抑制する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5. 小部屋の水素濃度の評価例について

小部屋における水素影響について、換気ダクトの効果を確認するため、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として、2.2.2同様、汎用熱流動解析コードGOTHICを用いて評価した結果を以下に示す。

解析モデルのイメージ図を図(添付13-2)に示す。



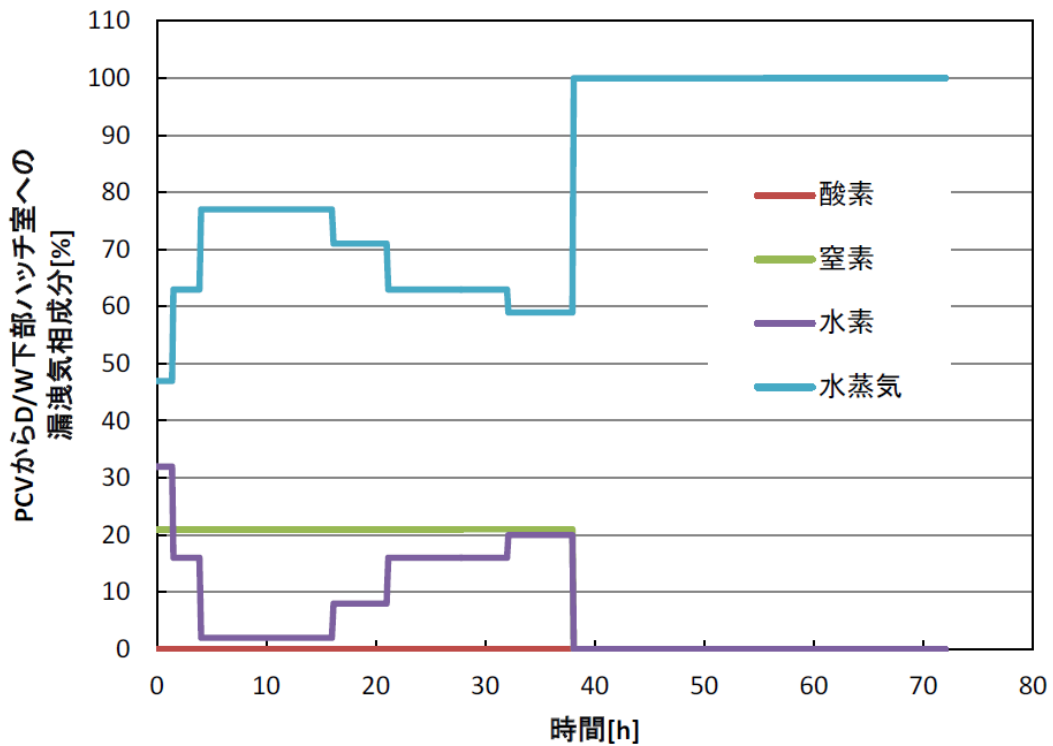
図(添付13-2) 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室 解析モデルイメージ

格納容器から室内へのガス漏えい条件は、2.2.2.3のケース2に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「原子炉建屋オペレーティングフロア+下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表(添付13-4)、図(添付13-3)を用い、事故後72時間までの評価を行う。なお、保守的に格納容器ベント実施(38時間)までは2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様、格納容器限界圧力(620kPa[g])、格納容器限界温度(200℃)、格納容器漏えい率1.5%/day一定とし、格納容器ベント実施後は2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。

表(添付13-4) 格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

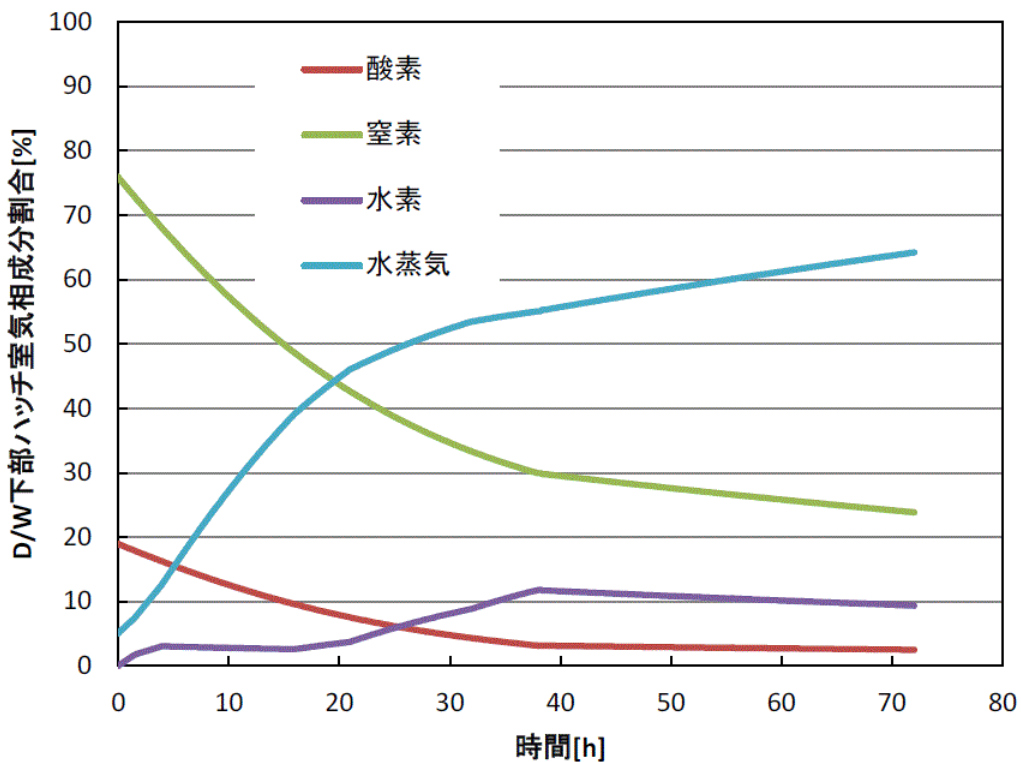
項目	解析条件			
	0～1.5時間	1.5～4時間	4～16時間	16～21時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day

項目	解析条件		
	21～32時間	32～38時間	38～72時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day



図(添付 13-3) 格納容器からハッチ室への漏えいガス成分割合 (vol%)

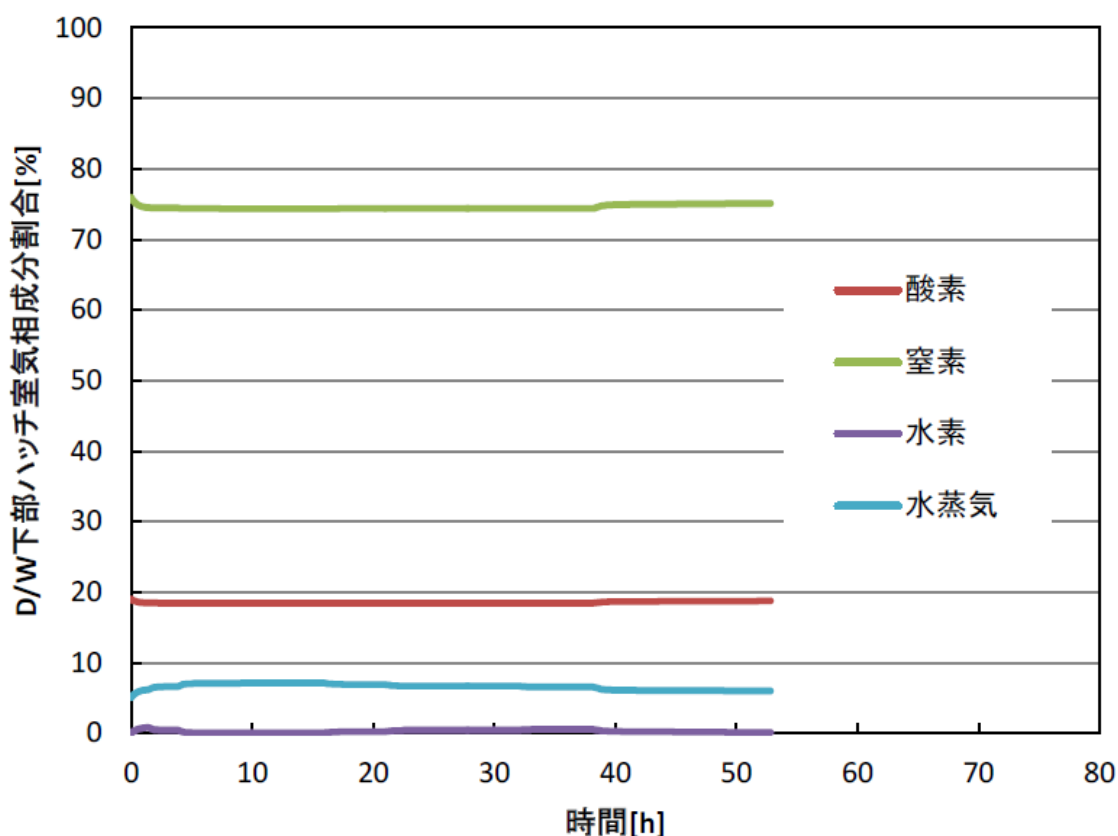
解析結果を図(添付 13-4)に示す。



図(添付 13-4) ハッチ室気相成分割合 (水素濃度最大箇所)

格納容器ベント実施前（38 時間）までは格納容器から漏えいする水蒸気・窒素ガス・水素ガスの混合気体によってハッチ室内の空気（窒素ガス・酸素ガス）が押し出され、格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏えいする水蒸気によってハッチ室内の空気（水蒸気・窒素ガス・酸素ガス・水素ガス）が押し出されていることから、ハッチ室内に漏えいした水素ガスは換気ダクトを通じて PAR を設置している原子炉建屋オペレーティングフロアに導かれることを確認できた。

なお、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから、この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し、その他の条件は表(添付 13-4)、図(添付 13-3)と同様とした場合の解析結果を図(添付 13-5)に示す。なお、解析時間は格納容器ベント実施（38 時間）後に静定するまでとした。

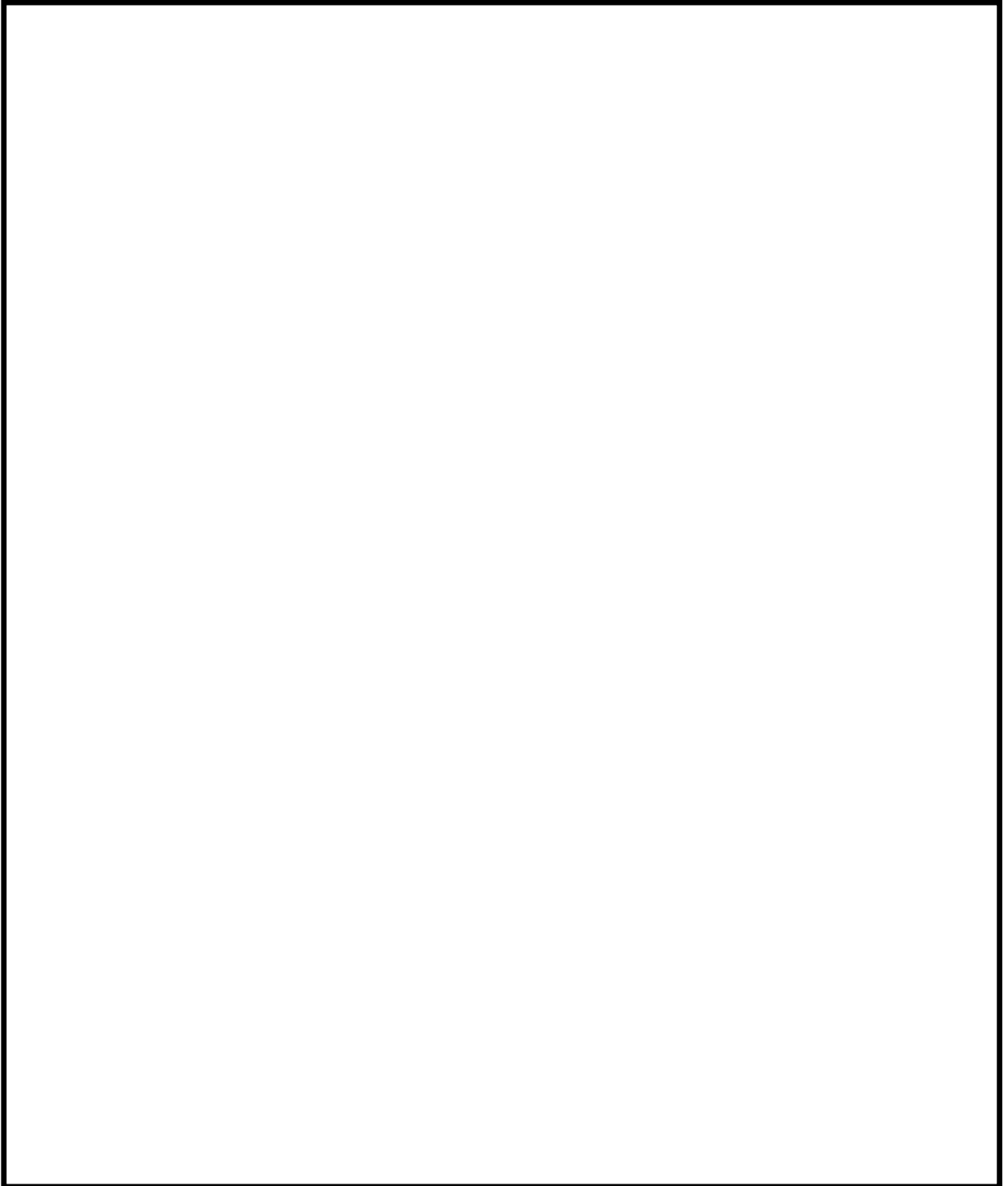


図(添付 13-5) ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所、ガス流出入条件見直し後）

換気ダクトの効果を確認することはできないが、ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。

ただし、小部屋に漏えいした水素ガス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、表(添付 13-2)及び表(添付 13-3)に示す小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。設置箇所を図(添付 13-6～11)に示す。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

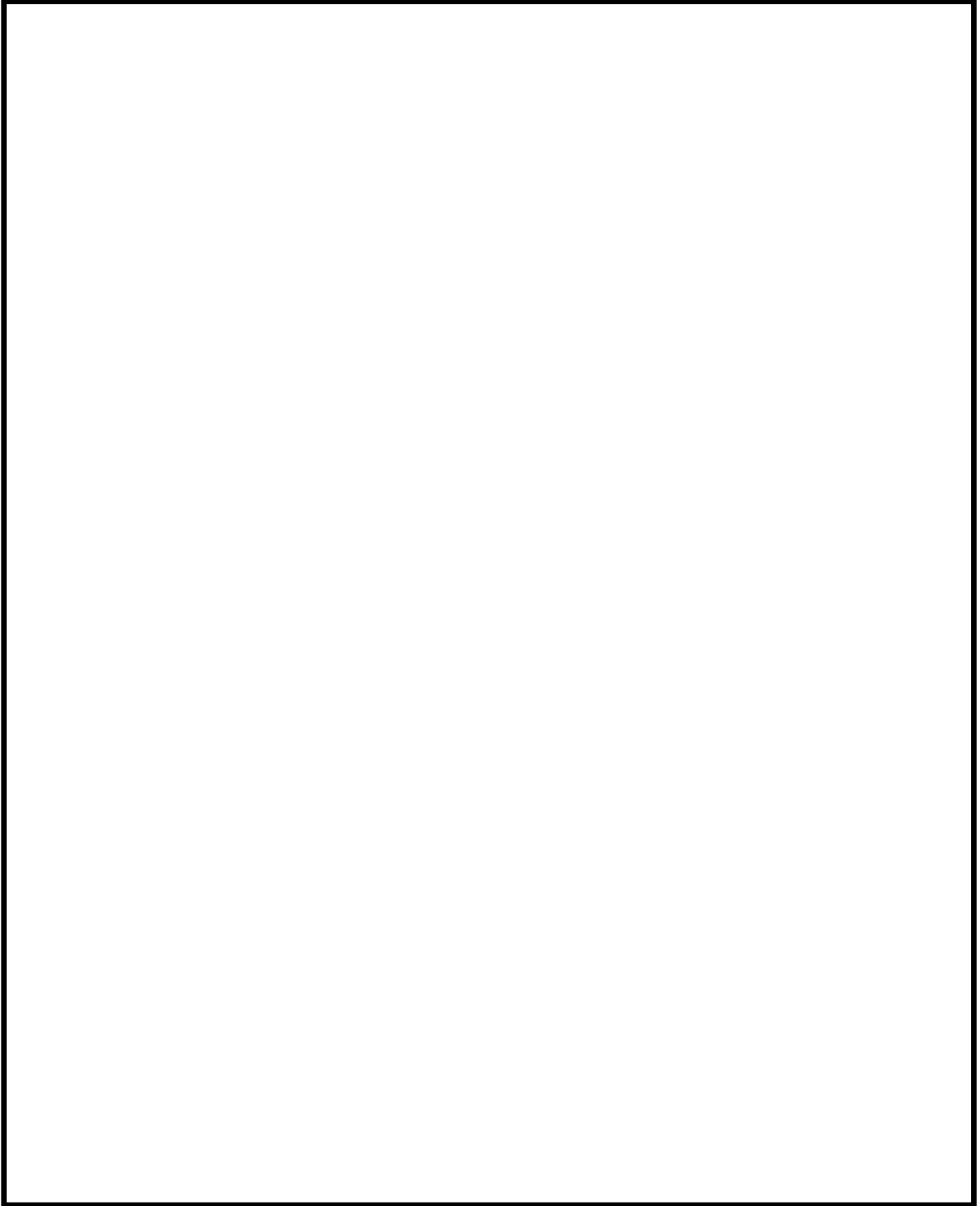
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-6) 機器配置図 (6号炉)

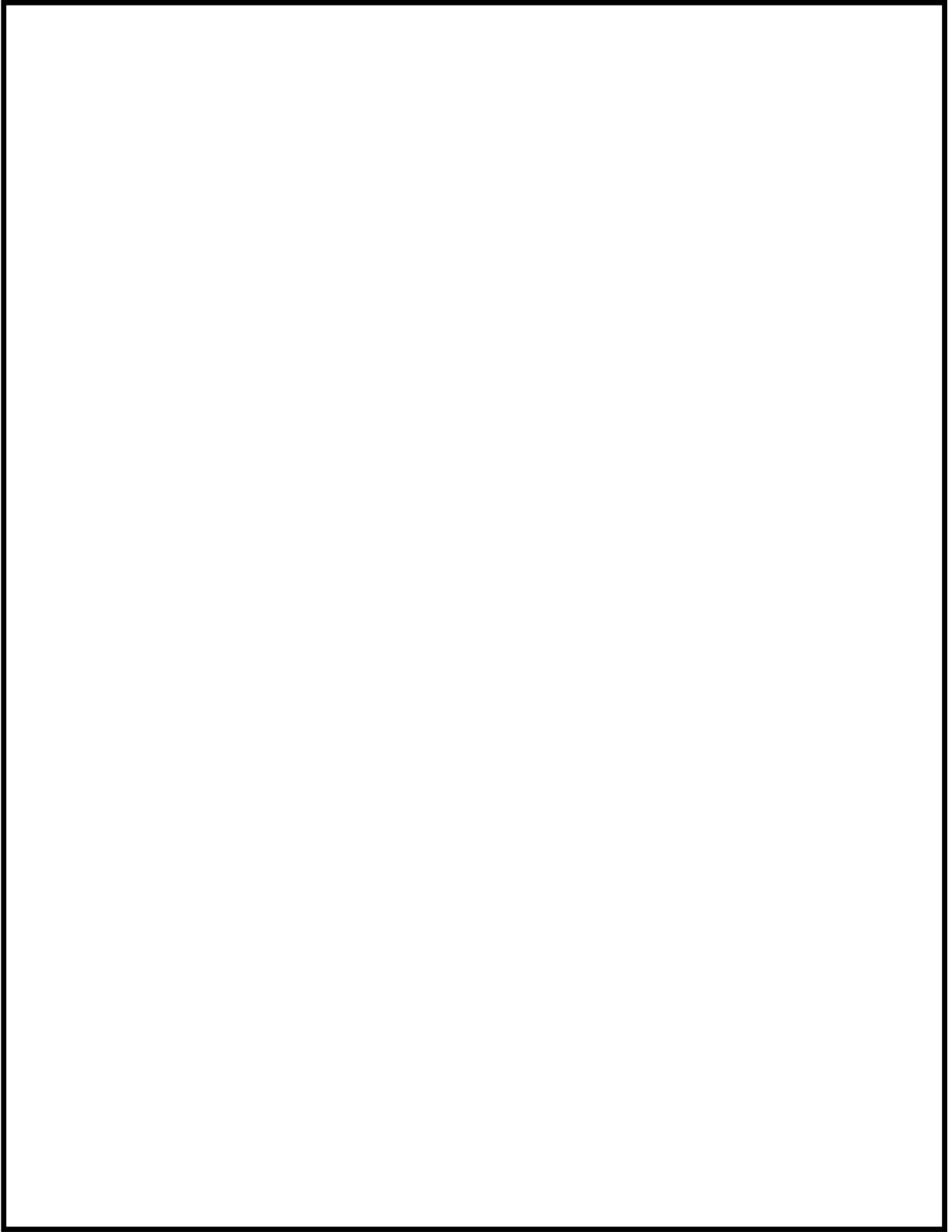


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



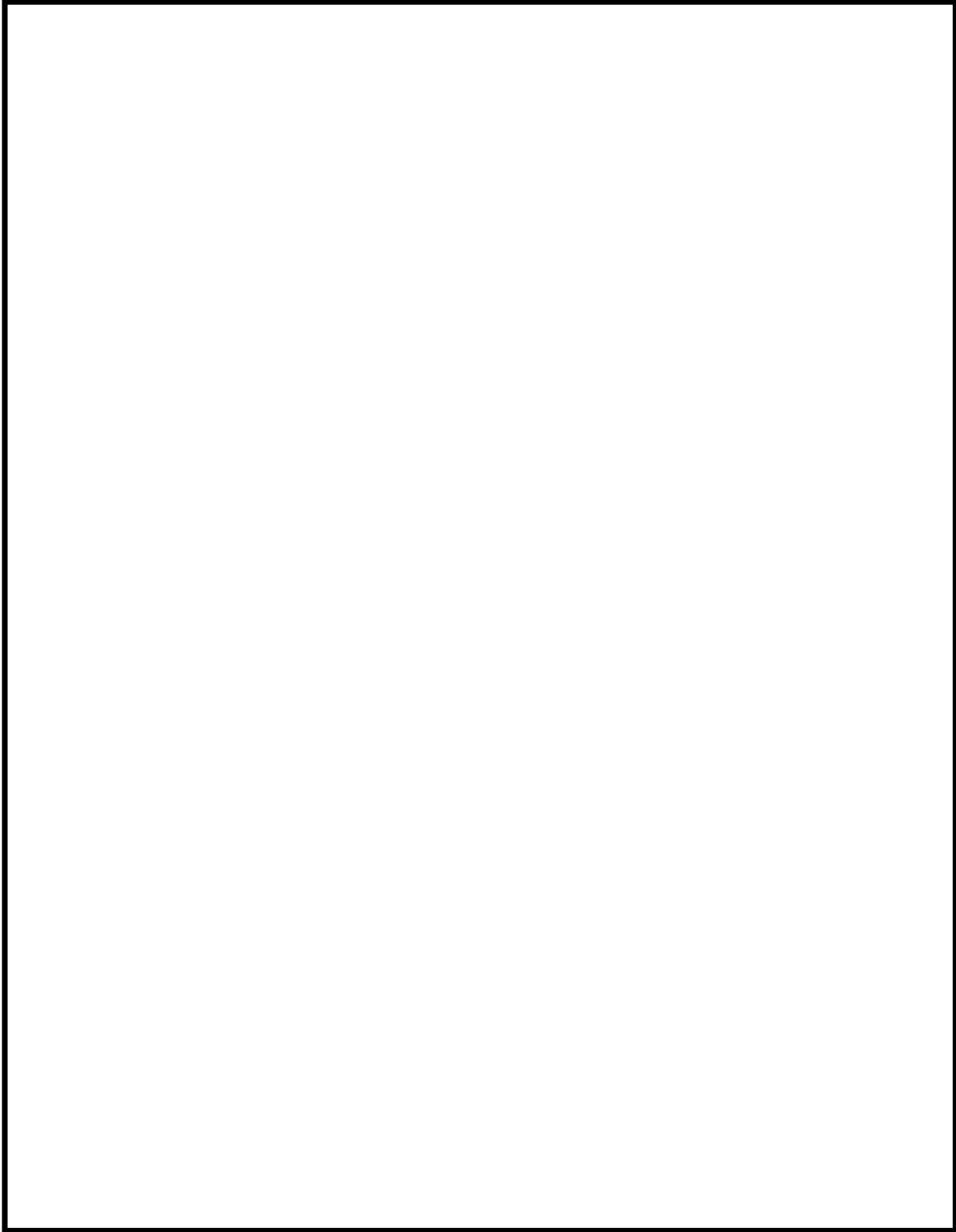
図(添付 13-7) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



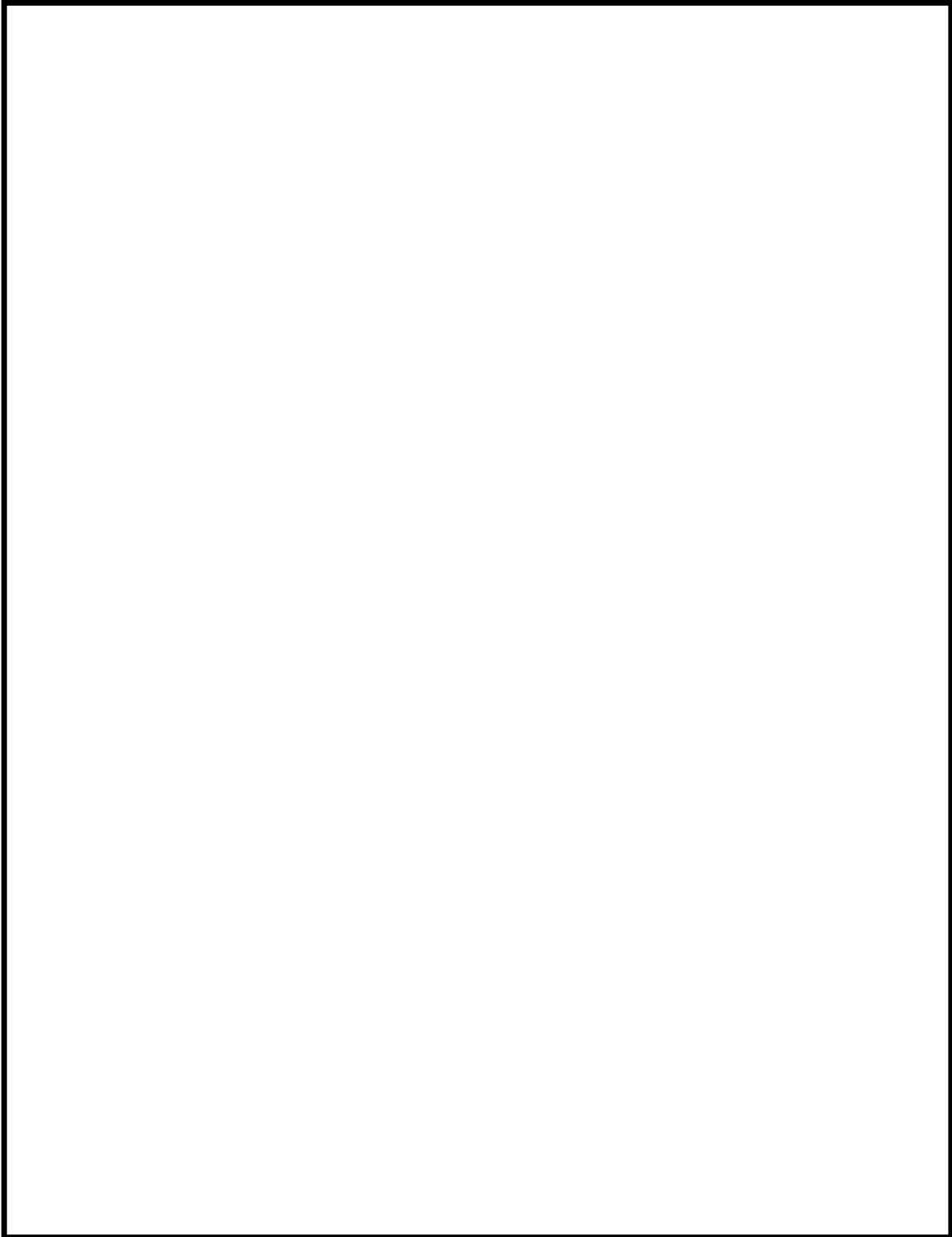
図(添付 13-8) 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



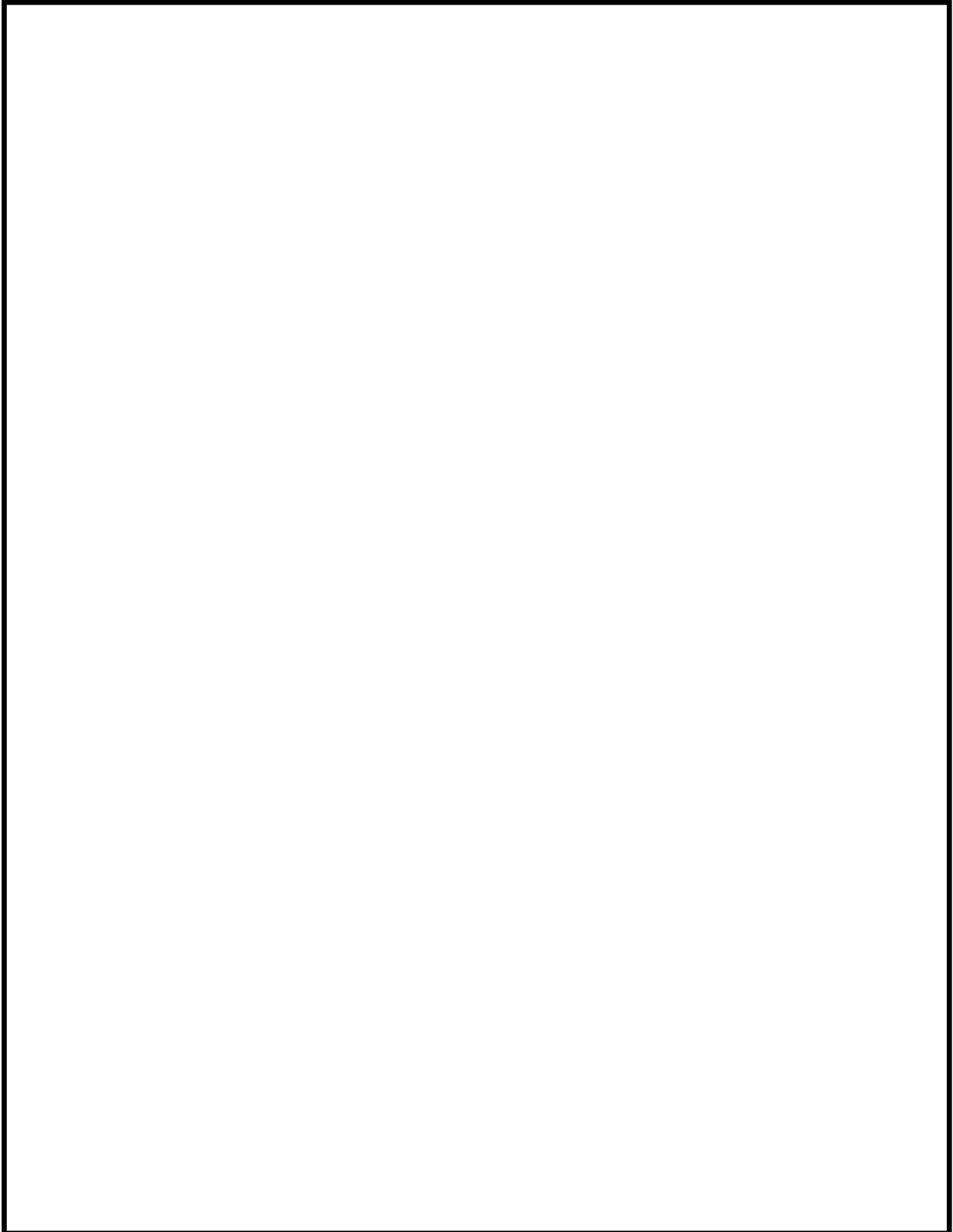
図(添付 13-9) 機器配置図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-10) 機器配置図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-11) 機器配置図 (7号炉)

SNL 試験, THAI 試験の試験データ適用性について

本章では, SNL 試験及び THAI 試験を用いて示した項目について, 試験データの適用性を示す。SNL 試験及び THAI 試験は表 (添付 14-1) に示す項目に対して試験データを用いている。以下に, それぞれの項目についての試験適用性を示す。

表 (添付 14-1) SNL 試験及び THAI 試験を説明に使用した項目について

No	説明項目	使用した試験データ	
		SNL 試験	THAI 試験
(1)	性能評価式の妥当性	○	—
(2)	水蒸気濃度の PAR 性能への影響	○	—
(3)	水素再結合反応開始の遅れの影響	—	○

(1) 性能評価式の妥当性

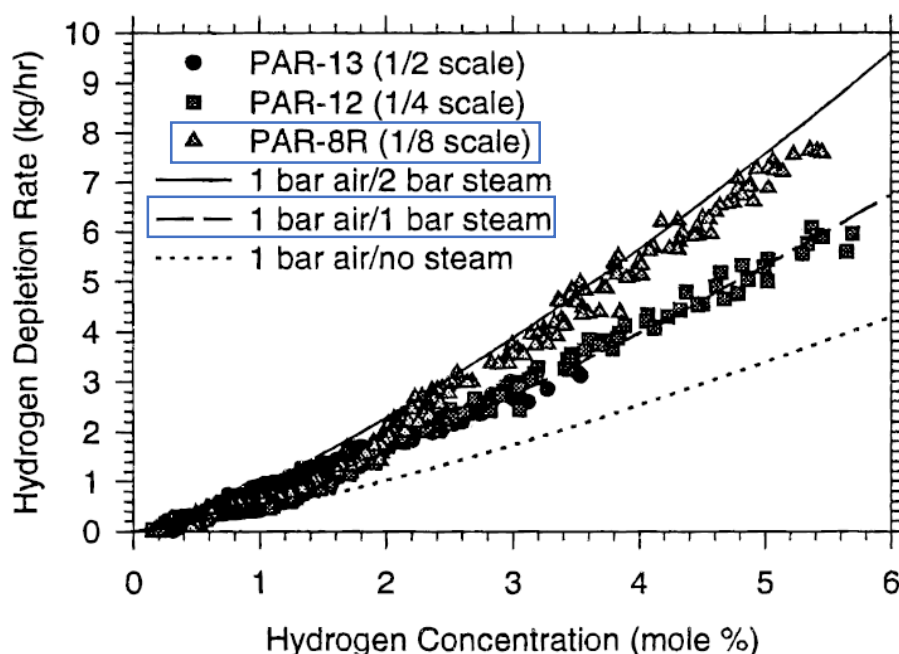
PAR 性能評価式の妥当性を示すために, SNL 試験で報告された試験データ, 性能評価式の比較を参照して, 性能評価式よりも試験データが上回ることから, 性能評価式が妥当であることを示している。SNL 試験で用いた PAR と柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR の代表的なスペックの比較を表 (添付 14-2) に示す。

表 (添付 14-2) 実機と SNL 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	SNL 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚 (88 枚タイプの 1/8 スケール)
入口サイズ	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>
チムニー高さ	チムニーなし	500mm 型チムニーあり

表（添付 14-2）に示す通り、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR と SNL 試験に用いた PAR のスペックとしては、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR はチムニー無しのタイプであるのに対し、SNL 試験で用いた PAR は 500mm 型のチムニーがあるタイプである。チムニーは、煙突効果で PAR 内の上昇気流を高め、水素処理能力を向上させることができ、製造メーカーの試験プログラムの中で 500mm 型のチムニーを取り付けた場合は、チムニー無しの場合と比較して 1.15 倍程度の水素処理能力になることが示されている。よって、SNL 試験の試験結果は 500mm 型チムニーの影響を踏まえたものとなるが、チムニーによる性能向上を見込まない場合は本試験結果を 1/1.15 倍することでチムニー無しの柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR に適用可能な試験データになる。

なお、SNL 試験結果を図（添付 14-1）に示す。当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R(1/8 scale)」を参照する。試験結果はスケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍）。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気、1bar 蒸気」であることから、「1bar air/1bar steam」を参照する。この試験結果についてチムニー影響を踏まえて 1/1.15 倍したとしても、性能評価式は妥当であると判断できる。よって SNL 試験で示す性能評価式の妥当性については、当社が設置する PAR に対しても適用可能である。



図（添付 14-1） SNL で行われた試験結果（高水素濃度）

## (2) 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

PAR の起動における水蒸気の影響を確認するために SNL 試験データを用いている。PAR は水蒸気により触媒機能が低下することを防止するために、触媒粒に疎水コーティングを施しており、水蒸気の影響を基本的に受けない。仮に触媒粒が水蒸気により触媒機能に影響を与えたとしても、PAR は一度反応を開始すると発熱により触媒粒を覆った水膜を蒸発させ、触媒機能は回復することが判っている。このように、水蒸気濃度による PAR 性能影響は、触媒反応が開始するか否かが重要であり、反応が開始してしまえば各々の PAR 型式の性能を発揮する傾向になる。つまり、水蒸気濃度の影響を確認する試験では PAR 型式は重要にならない。よって、上述の通り SNL 試験は当社 PAR と異なり 500mm 型チムニーを有した構造であるが、チムニー有無で水蒸気濃度による PAR 性能影響は大きく関係しないことから、SNL 試験結果を適用しても問題ない。

## (3) 水素再結合反応開始の遅れの影響




PAR 反応開始の遅れの影響を確認するために、PAR の水素処理量・温度等を時刻歴で取得している THAI 試験のデータを用いている(図(添付 14-2) 参照)。THAI 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表(添付 14-2) に示しているが、いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり、入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり、当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し、THAI 試験に用いた PAR は 1000mm 型チムニーを有するタイプを用いている。

ただし、ここで確認したい事項は、水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に到達するまでの時間にどれだけ遅れがあるかを確認することが目的である。チムニーは、触媒反応開始による発熱で PAR 内の上昇気流を増強させて水素処理能力を向上させるものであり、触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり、PAR の反応開始初期の発熱による温度変化、定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は、水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響を確認するために THAI 試験を適用することに問題はない。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表（添付 14-2） 実機と THAI 試験の PAR 比較について

項目	柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉	THAI 試験
PAR 外形		
PAR 製造社	NIS 社	NIS 社
カートリッジ枚数	11 枚	11 枚
入口サイズ		
チムニー高さ	チムニーなし	1000mm 型チムニーあり



図（添付 14-2） THAI HR-14: Recombiner temperatures

## 2.3 水素濃度監視設備について

### 2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建屋水素濃度を設置する。

#### (1) 設計方針

原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

#### (2) 設備概要

##### a. 機器仕様

検出器：熱伝導度方式

計測範囲：水素濃度0～20vol%

個数：7

##### b. 配置場所

図(添付 13-6)～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り

なお、添付 13 にて記載した小部屋（図(添付 13-6)～図(添付 13-11)）に漏えいした水素ガス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、小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

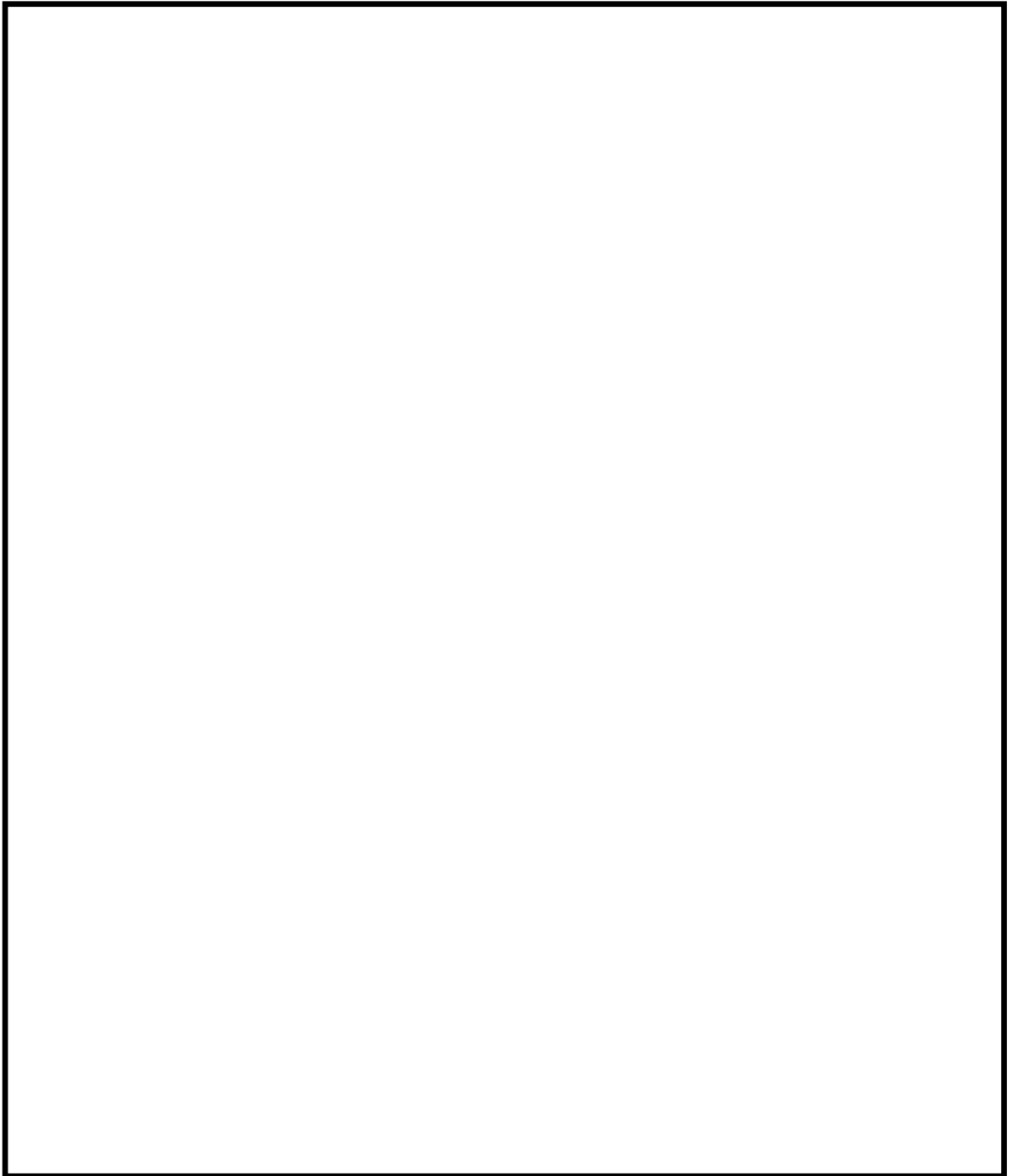


図 2-52 機器配置図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

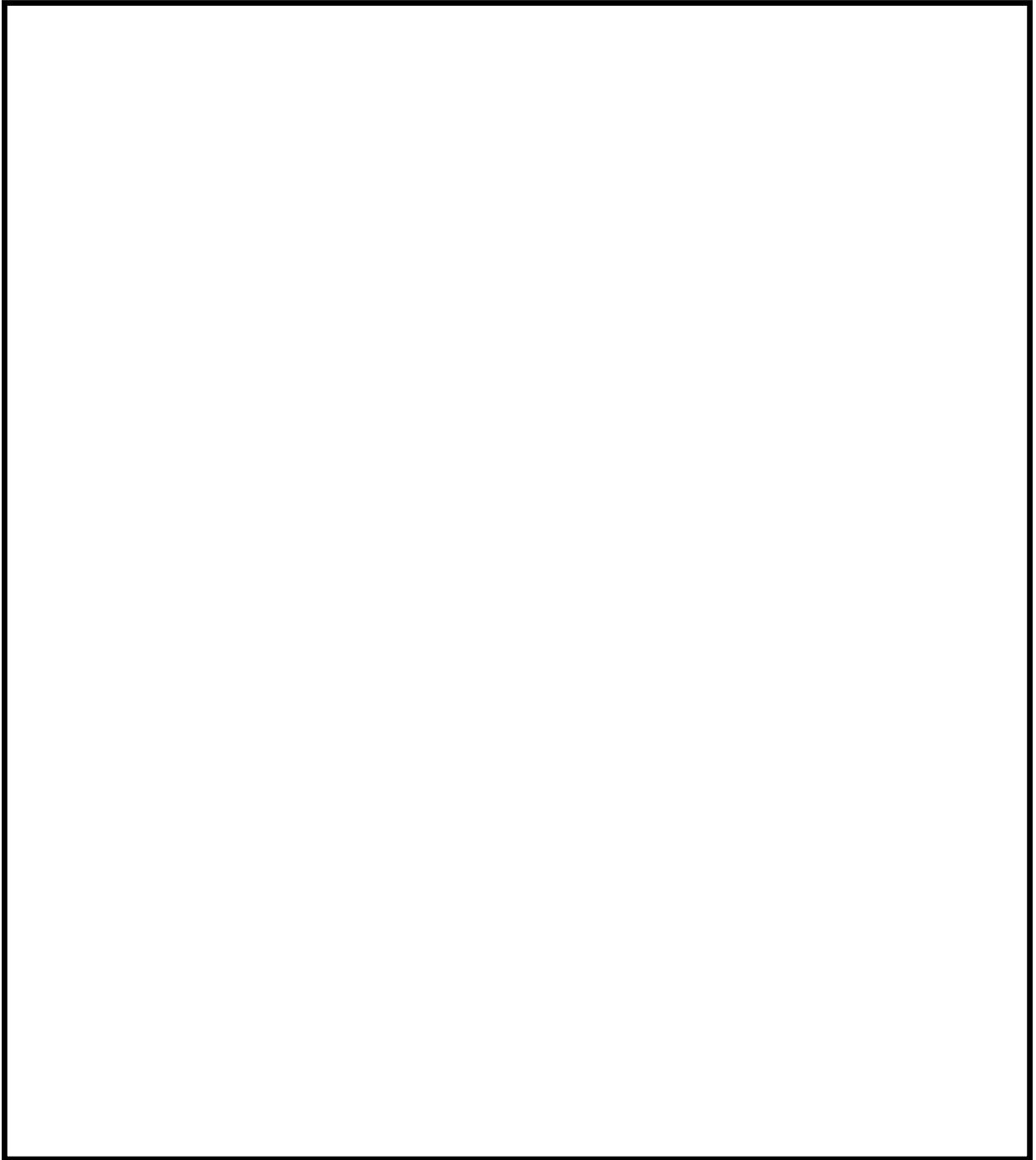


図 2-53 機器配置図 (7 号炉)

c. システム構成

原子炉建屋水素濃度は、熱伝導度方式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算器にて水素濃度信号に変換することで、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図2-54, 55に示す。

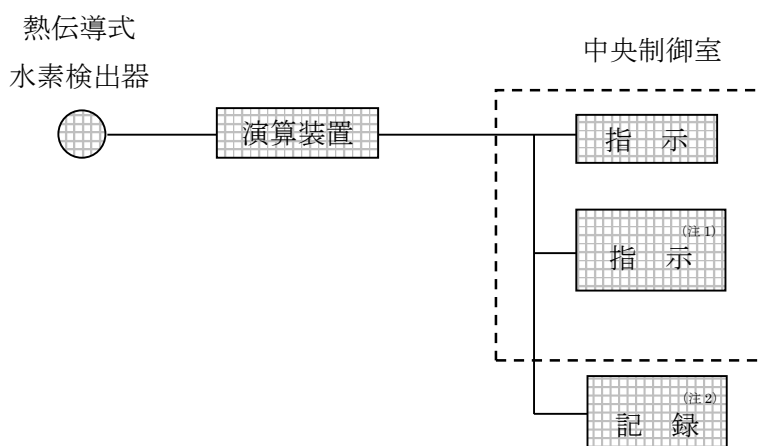
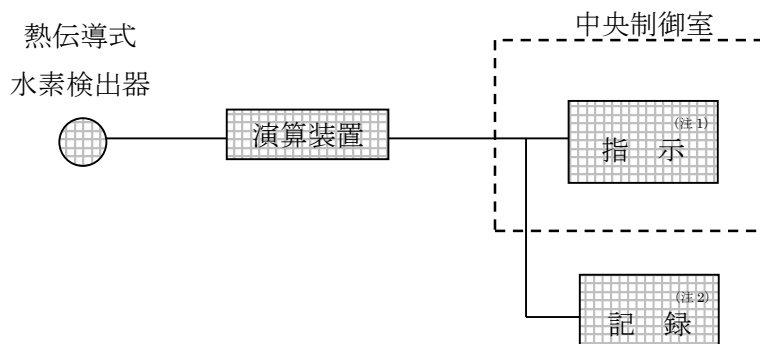


図 2-54 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

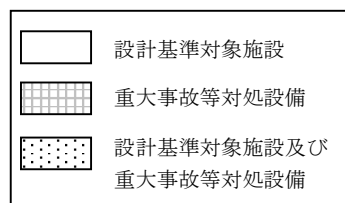


図 2-55 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 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、代替電源設備から供給可能な設計としている（図2-56, 57参照）。

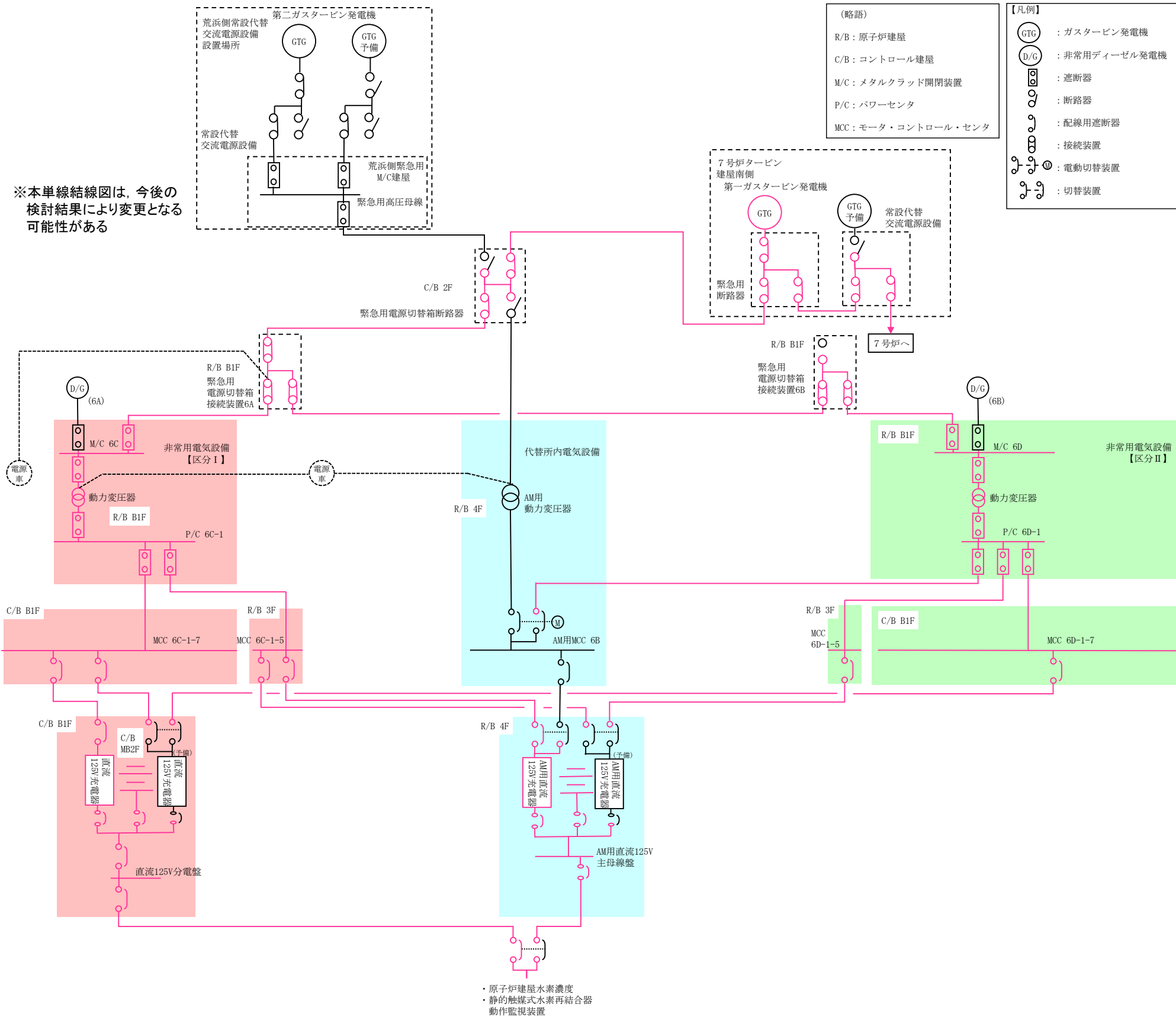


図 2-56 単線結線図 (6号炉)

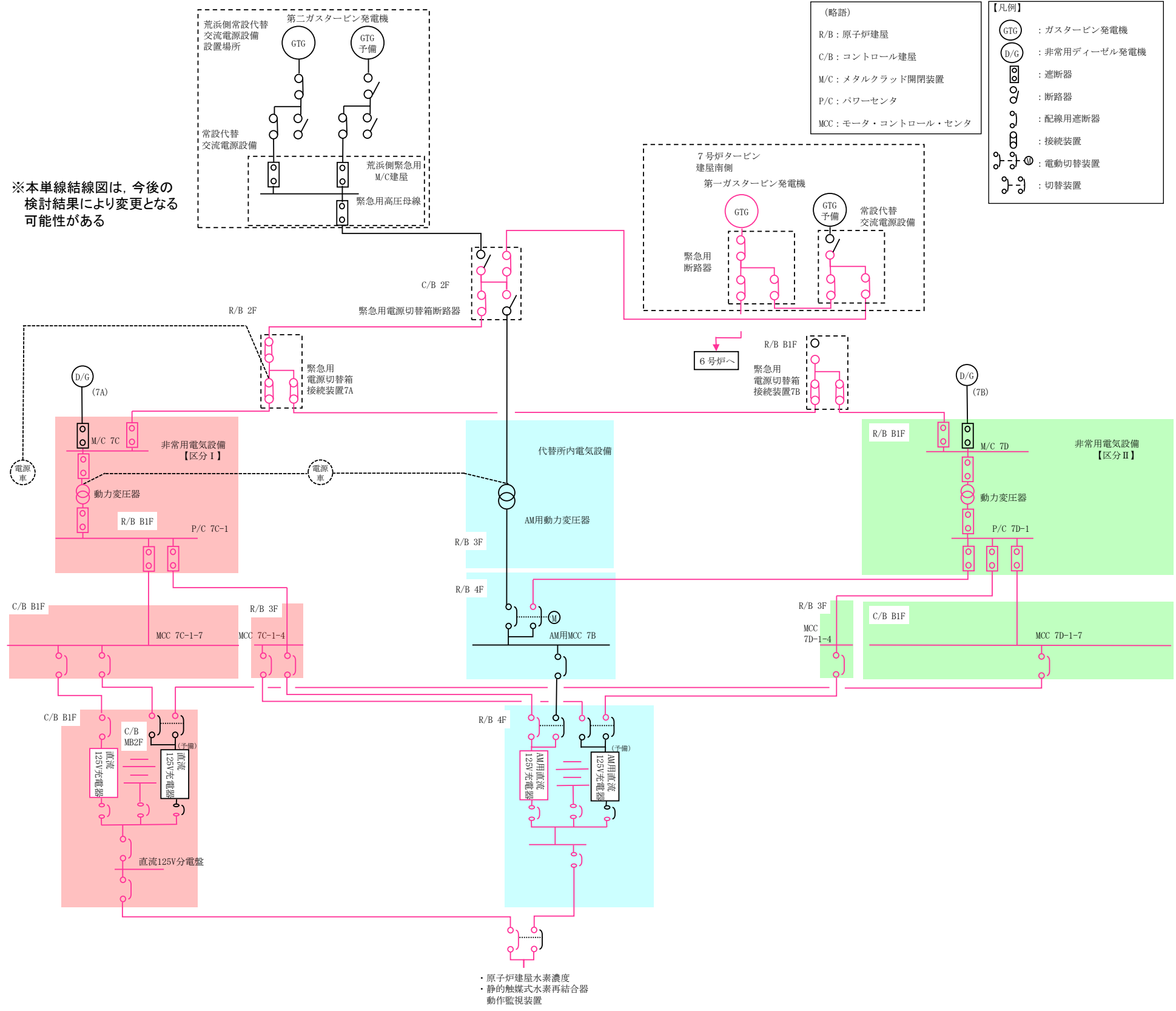


図 2-57 単線結線図 (7号炉)

## 原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋内に発生する水素ガスを監視する目的で、水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している。

## (1) 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な範囲とする。

## (2) 水素濃度計の測定原理

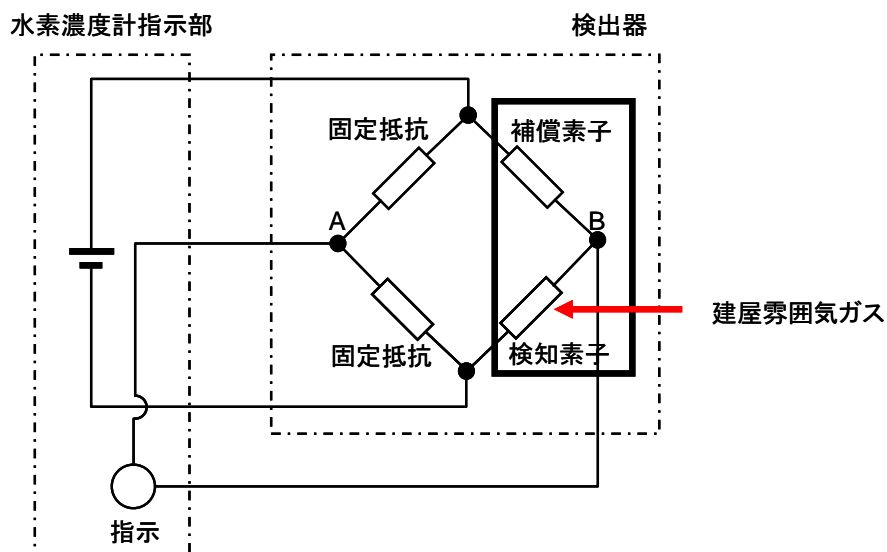
原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図(添付 15-1)に示すとおり、白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。（補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。）

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素ガス、窒素ガスなどの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素ガスの熱伝導率は、約0.18 W/(m・K) at 27°Cである一方、酸素ガス、窒素ガスは、約0.02W/(m・K) at 27°Cと水素ガスより1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

なお、原子炉建屋水素濃度の計測範囲 0～20vol%において、計器仕様は最大±1vol%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、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視していくことができる。





図(添付 15-1) 水素濃度計検出回路の概要図

### (3) 水素濃度計の設置場所

炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し、格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し、原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される（「2.2.1.1 (2) PAR の設置場所について」参照）。また、PAR は水素ガス进行处理の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、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される（「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」参照）。

以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置している。

なお、添付13にて記載した小部屋に漏えいした水素ガス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、小部屋に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

(4) 水素濃度計の耐環境性について

水素濃度計の設置場所（原子炉建屋4階）について、重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境（想定環境は、2.2.2.3 解析結果 ケース1, 2, 4を包絡する条件で設定）は表(添付15-1)の通りであり、上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。

表(添付15-1) 事故時想定環境条件と試験条件

事故時想定環境		試験条件
温度	77°C*	<input type="text"/> °C
相対湿度	100%RH*	<input type="text"/> %RH
積算放射線量	480Gy*	<input type="text"/> Gy

\*評価値はドラフトであり、詳細評価により今後見直す可能性あり

## 2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-58 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

このことから、設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故等時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側から格納容器頂部を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉格納容器頂部注水系を設置する。

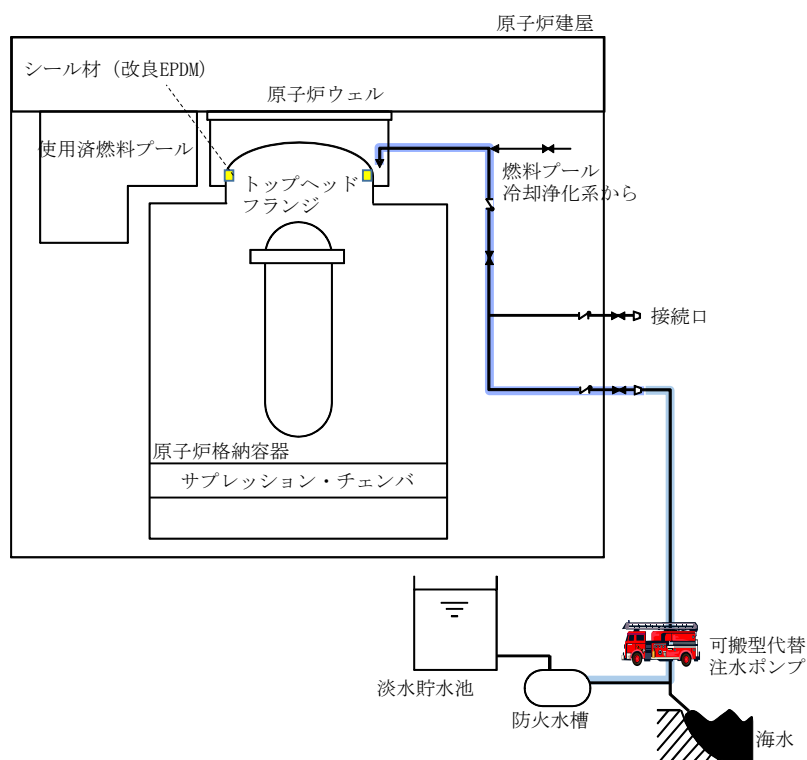


図 2-58 格納容器頂部注水系の概要図

#### 2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。したがって、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約70m<sup>3</sup>以上とする。これを注水開始から約1時間30分で達成できることを設計方針としており、格納容器頂部注水の系統流量は50m<sup>3</sup>/h以上とする。これを達成するために、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を採用する。また、可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は、位置的分散して複数設置する。格納容器頂部注水系の主要仕様を表2-19に示す。

表2-19 格納容器頂部注水系主要仕様

可搬型代替注水ポンプ	
台数	1
容量	120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力0.85MPaにおいて)
	84m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力1.4MPaにおいて)

#### 2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において、原子炉格納容器トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度(200℃)が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。よって、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

### 2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

#### (評価方法)

格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としては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トップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象として原子炉格納容器トップヘッドフランジボルトを選定し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

#### (評価結果)

格納容器頂部注水による原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2-20 に示す。評価結果から、ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2-20 原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	-	-	SNM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204000	
熱膨張率	$\alpha$	1/K	1.27E-05	
温度差	$\Delta T$	K	180	水温 20℃とし、格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	$\epsilon$	-	2.29E-03	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNM439 (200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNM439 (200℃)

また、格納容器頂部注水は原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果、原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく、崩壊熱に対して十分低いことが確認できており、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

(まとめ)

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の延性—脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。

#### 2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、可搬型代替注水ポンプ付属の流量計と、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）により行う。可搬型代替注水ポンプで注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで、原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示により原子炉格納容器トップヘッドフランジが冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

## 2.5 参考文献

- (a) 中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所 4, 5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」
- (b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (c) 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
- (d) “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
- (e) 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
- (f) 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
- (g) 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
- (h) 「沸騰水型原子力発電所 触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社 日立製作所 HLR-109 平成 18年 12月



# 福島第一原子力発電所1号機現地調査状況

参考資料1

➡ 原子炉建屋入域ルート

【日時】 2015年2月21日（土）  
13時00分頃～14時00分頃  
（4階：約30分）  
【場所】 1F1号機R/B

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

原子炉圧力計  
IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

(5) 北側ガレキ及び天井状況

(4) IC本体周辺

(1) ほう酸水注入 (SLC) 系状況

(2) 非常用復水器 (IC) 蒸気隔離弁

(2) IC蒸気管ベントライン

(3) 機器ハッチ周辺

IC(A)水時計 IC(B)水時計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

原子炉建屋4階

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

原子炉圧力計

ほう酸水注入 (SLC) 系状況

非常用復水器 (IC) 蒸気隔離弁

IC蒸気管ベントライン

機器ハッチ周辺

IC(A)水時計 IC(B)水時計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

原子炉建屋4階



PAR による再結合反応の律速段階について

NIS製PARの水素処理は、設計上想定している入口水素濃度0～4vol%の範囲において、拡散律速となっており、その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図1に示すTHAI試験(HR-15, HR-40, HR-41, HR-42)の結果から確認できる。図1は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが、いずれの試験においても入口水素濃度0～4%の範囲で、入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合、一般的には、ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し、水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお、HR-42の入口水素濃度6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが、これは反応速度律速遷移によるものではなく、酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして、その後、赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが、それ以後、処理速度が再上昇していることが確認できる。

また、他の試験結果と比較し、HR-42のみ傾きが大きく異なっているが、これはHR-42のみカートリッジ11枚中の6枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。

表1 THAI試験の試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1 Recombination rate for tests with NIS-PAR

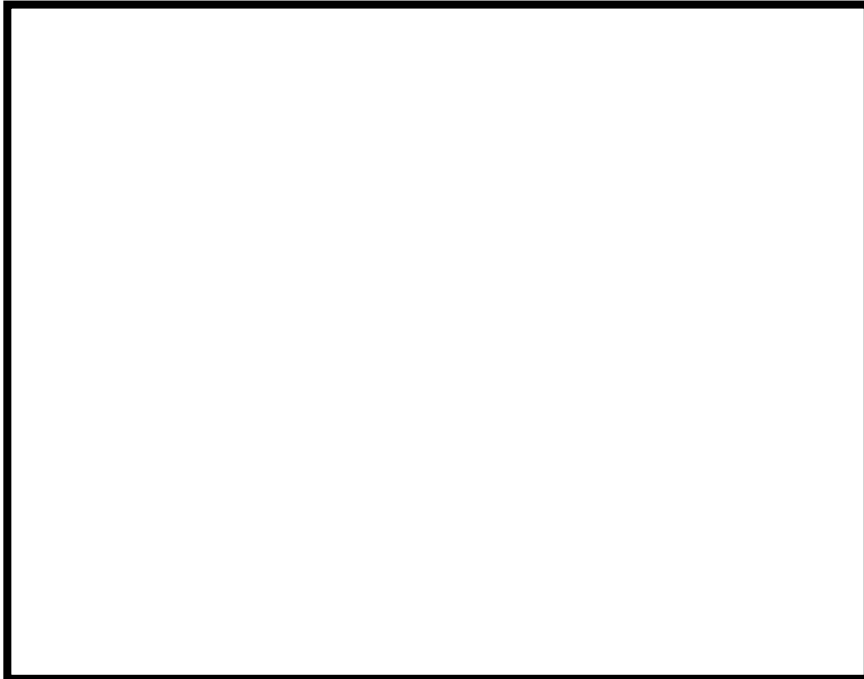


図2 触媒温度と再結合効率の関係 (参考)

次に、HR-40の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度-出口水素濃度]／入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図2に示す。触媒温度の上昇に対し、再結合効率に特に上昇傾向は見られず、全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。

[参照文献]

- 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

## GOTHICコードについて

## 1. はじめに

建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは、米国EPR I (Electric Power Research Institute) 開発の汎用熱流動解析コードである。以下に「GOTHIC」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。

## 2. 本計算機コードの特徴

## (1) 概要

本解析コードは、気相、液体連続相、及び液体分散相（液滴）の三相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全三流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式モデルにより取り扱われ、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込み等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、特殊モデルとして、ファンや水素結合器等の機器のモデルが組み込まれており、これらの機器固有の物理現象を模擬できる。

本解析コードは、このような基本構成により、原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

## (2) 流体

前記のように、本解析コードは各種液体の流動、気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり、水素ガス、窒素ガス、酸素ガス等ガスを考慮可能である。

## (3) 伝熱

各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の壁面等の構造体への伝熱は、構造体をヒートシンクとしてモデル化し、これらと流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を考慮できる。

流体と熱構造体間の伝熱は、熱伝達モデルにより評価する。熱伝達モデルには、自然対流、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており、壁面等での蒸気の凝縮、水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。

## (4) 形状モデリング

各区画を1ノードとして扱う集中定数系モデル、複数ノード（サブノード分割）として扱う分布定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

このうち、分布定数系モデル（サブノードモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブノード

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

の体積や高さ等、また、サブノード間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。更に、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。これらにより、各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。

形状モデルの例を図 2-1 に示す。

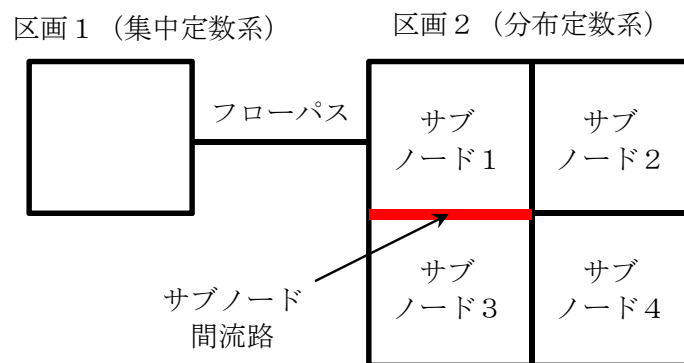


図 2-1 形状モデル例

(5) 境界条件

流量を指定する流出入口境界や、圧力を指定する圧力境界、熱流束や温度境界条件等が設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素結合器等の機器を模擬可能である。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素ガスと酸素ガスの結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

### 3. 本計算機コードの妥当性確認

原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。

#### (1) 三次元流動・濃度解析

原子炉建屋内では、格納容器等から漏えいしたガスが拡散し、また、雰囲気ガスと混合する。

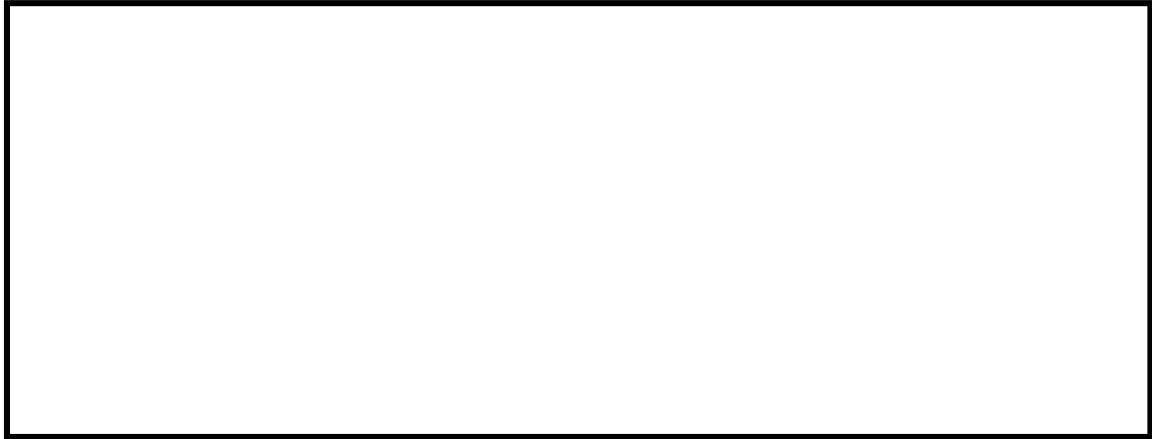
建屋水素対策の有効性評価では、オペレーティングフロアに対して、多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素ガスや水蒸気等ガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。

ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり(図 3.1-1 参照)、表 3.1-1、図 3.1-2～4 に示す試験体系において、ガス放出の有無、放出ガス種類(水蒸気又は水素ガスの代替としてのヘリウム)やスプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており、雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気と水素ガスの両方が放出され、かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

Test M-4-3 試験条件は以下の通りである。

- |                |                        |   |
|----------------|------------------------|---|
| 1. 初期圧力        | : 101 [kPa(abs)]       | ・ |
| 2. 初期温度        | : 28 [°C]              |   |
| 3. 破断流量の蒸気成分   | : 0.33 [kg/s] (30分で停止) |   |
| 4. 破断流量のヘリウム成分 | : 0.03 [kg/s] (30分で停止) |   |
| 5. 破断位置        | : 図 3.1-3 参照           |   |
| 6. スプレイ        | : なし                   |   |

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



以上より、PCV リークによる水素ガスや水蒸気の放出を想定して、ガス拡散・混合を評価する原子炉建屋内水素流動解析に本コードを適用するのは妥当である。

表 3.1-1 NUPEC 試験体系の内部区画(出典：[1] Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部



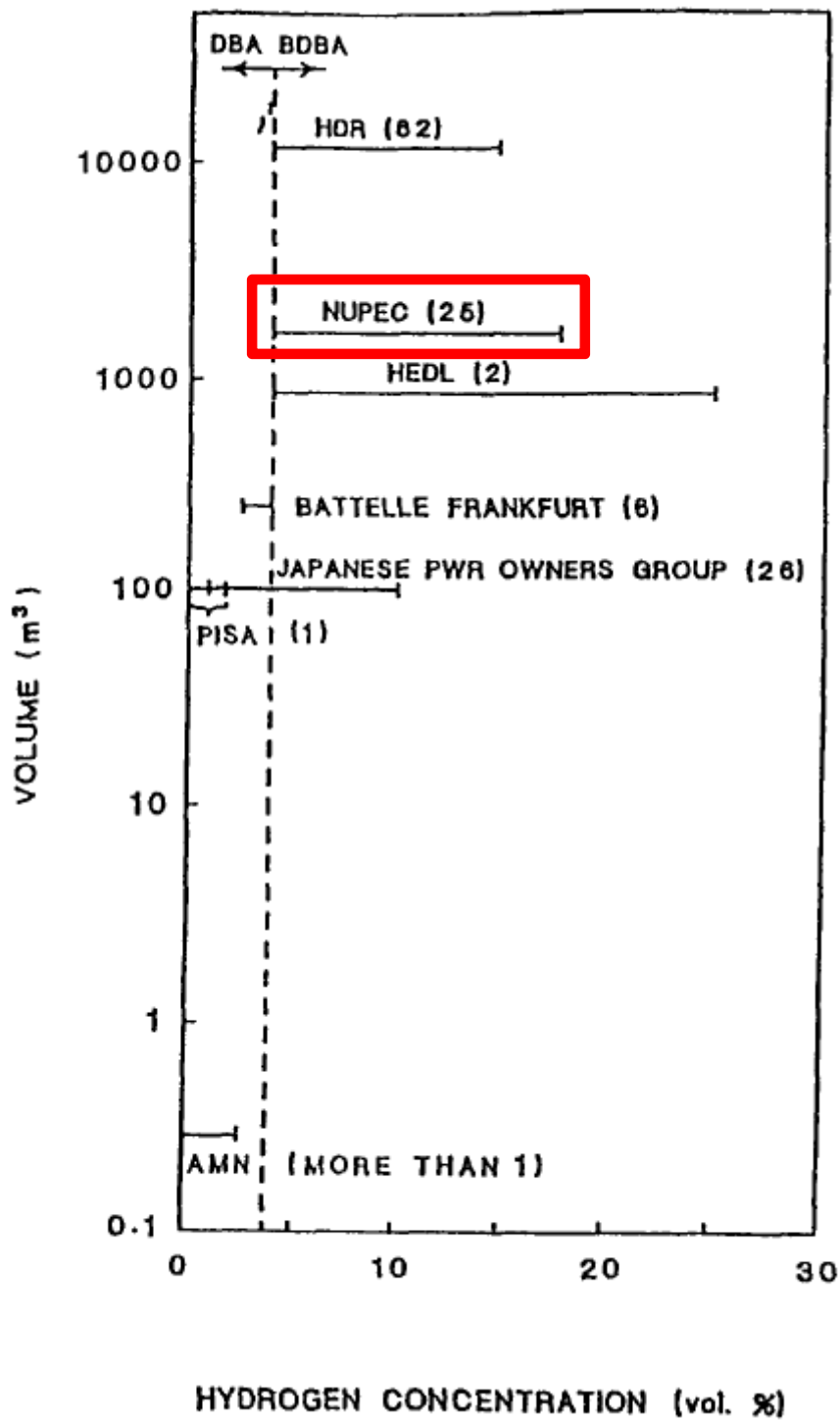


図 3.1-1 水素濃度の範囲と試験スケール(出典：[1] Fig. 3-1)

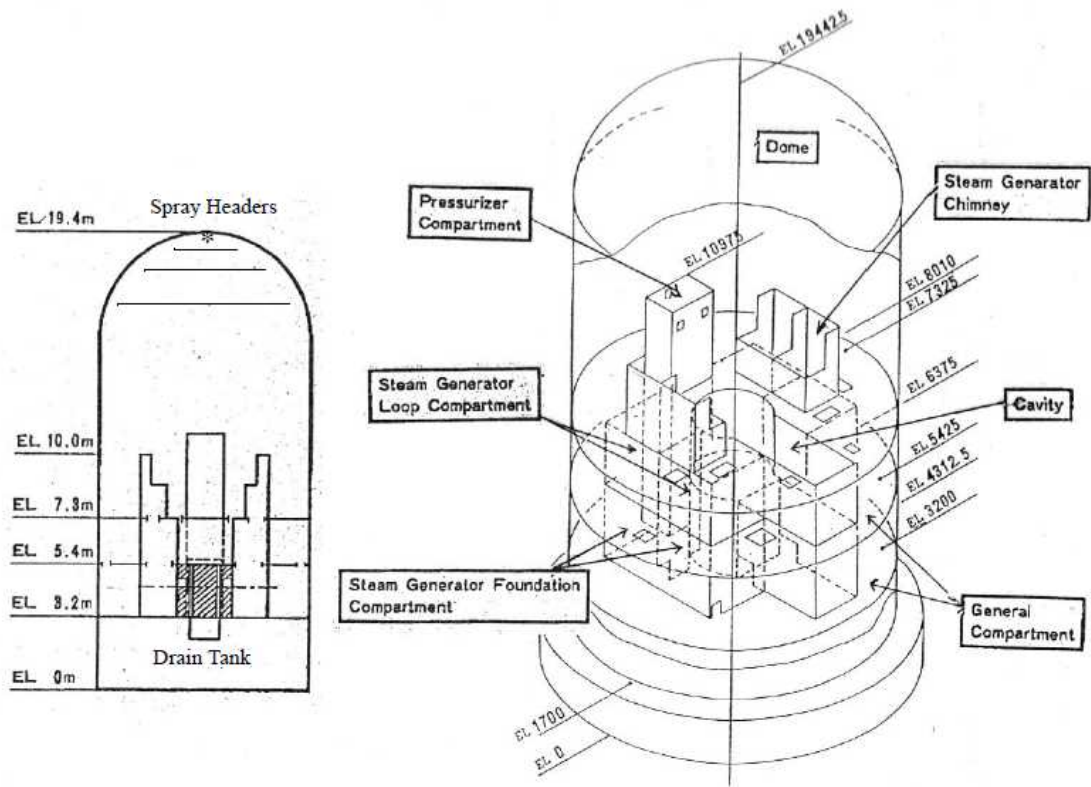


図 3.1-2 NUPEC 試験体系の概要(出典：[2] Fig.16-1)

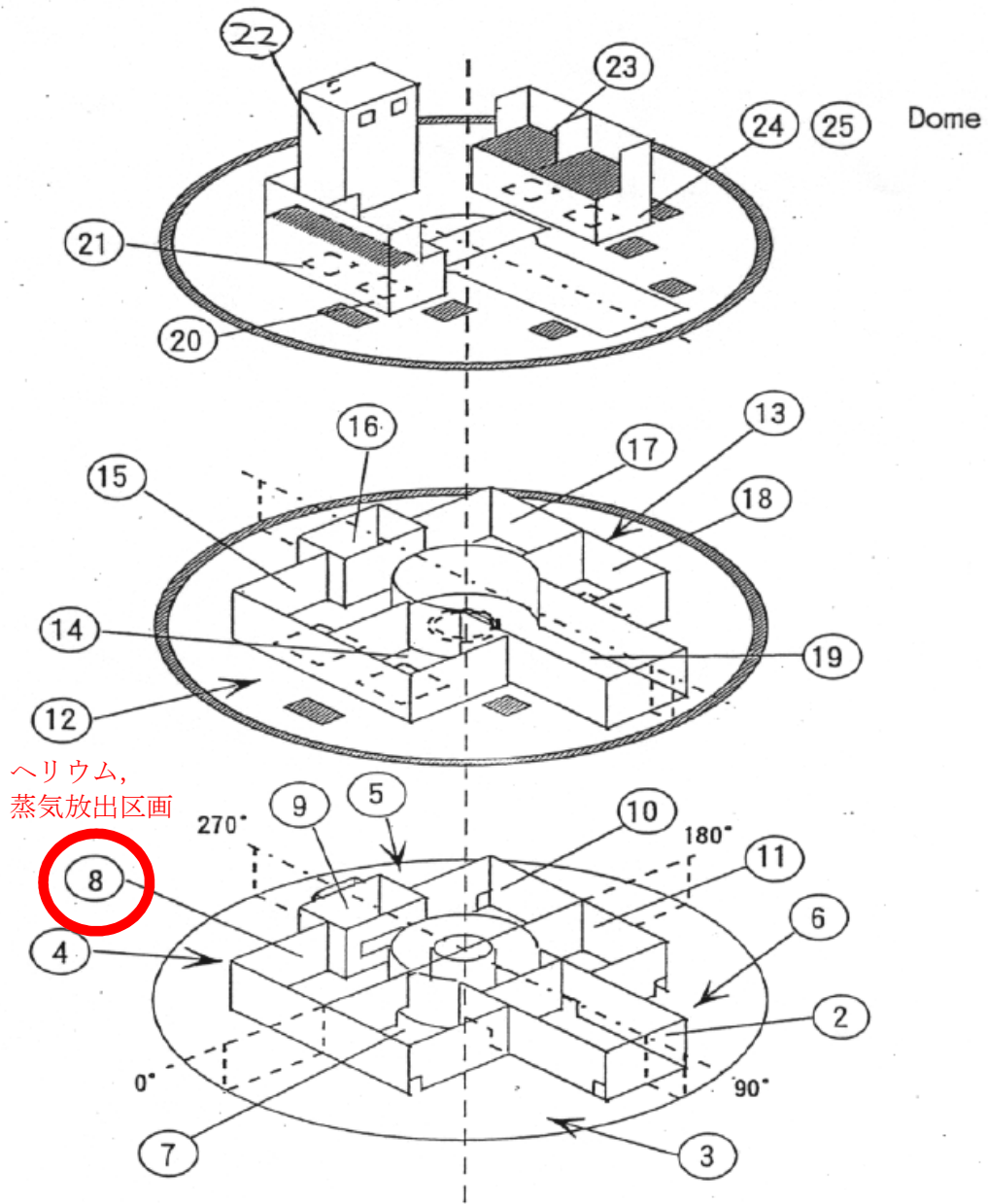


図 3.1-3 NUPEC 試験体系における区画と開口部(出典：[2] Fig.16-2)

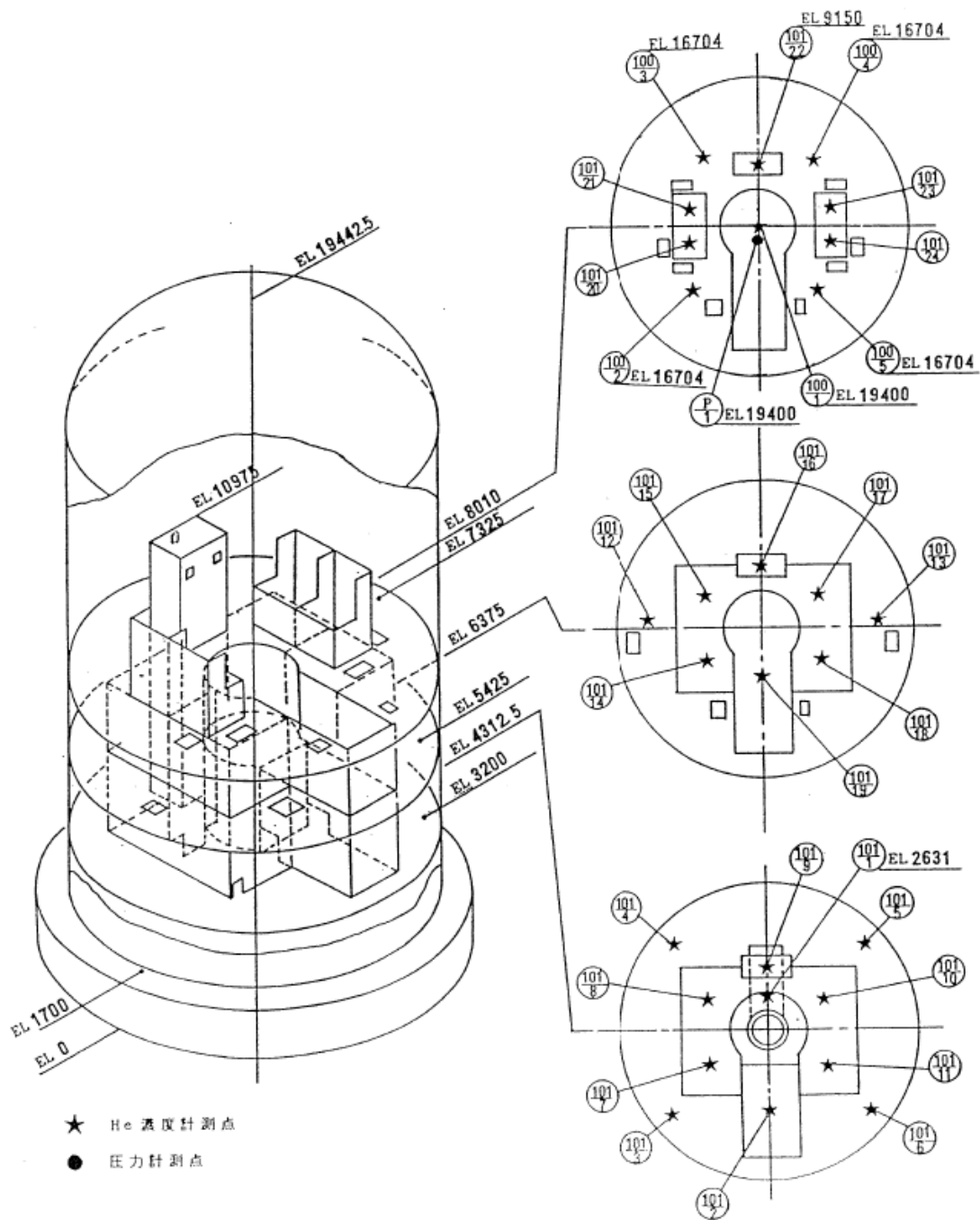
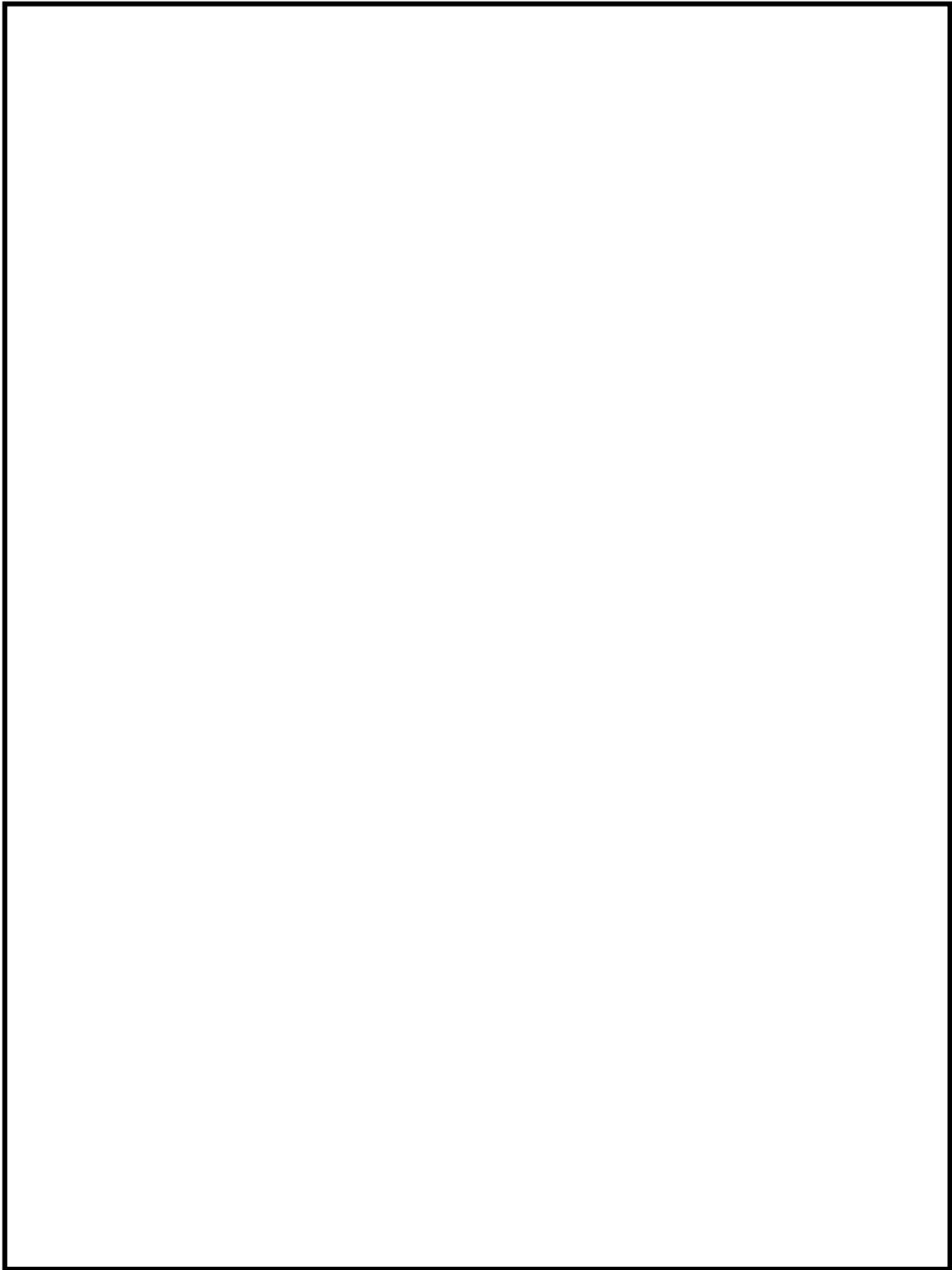
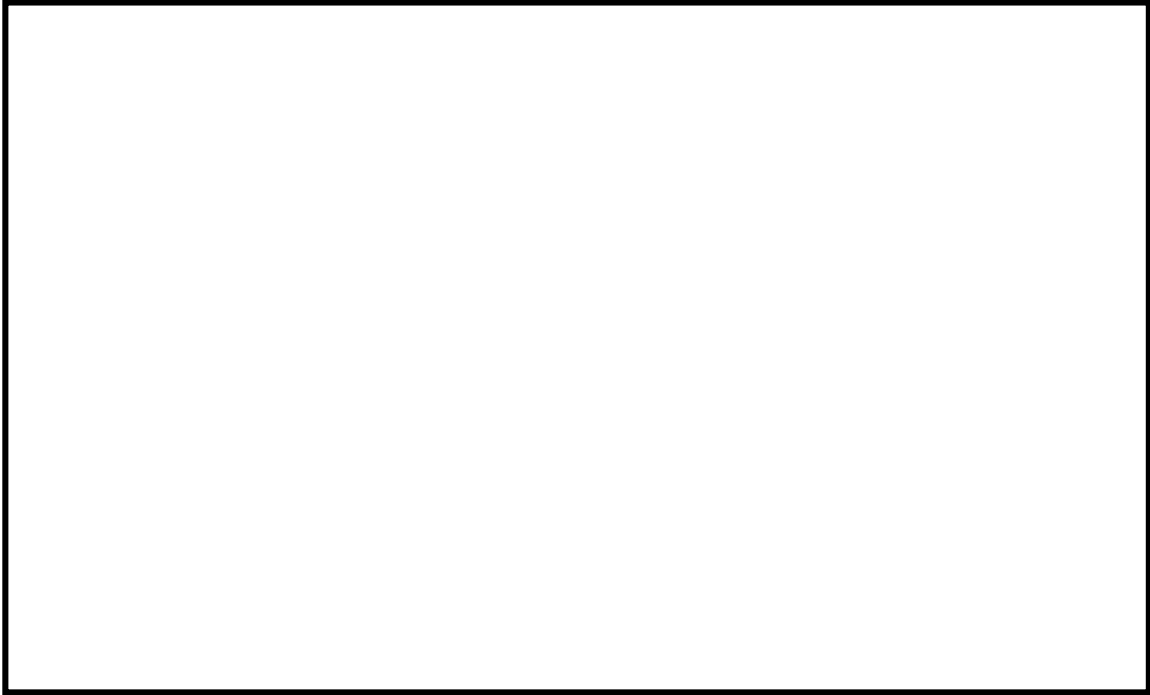


図 3.1-4 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点  
 (出典：[3] 図 3.1.4)

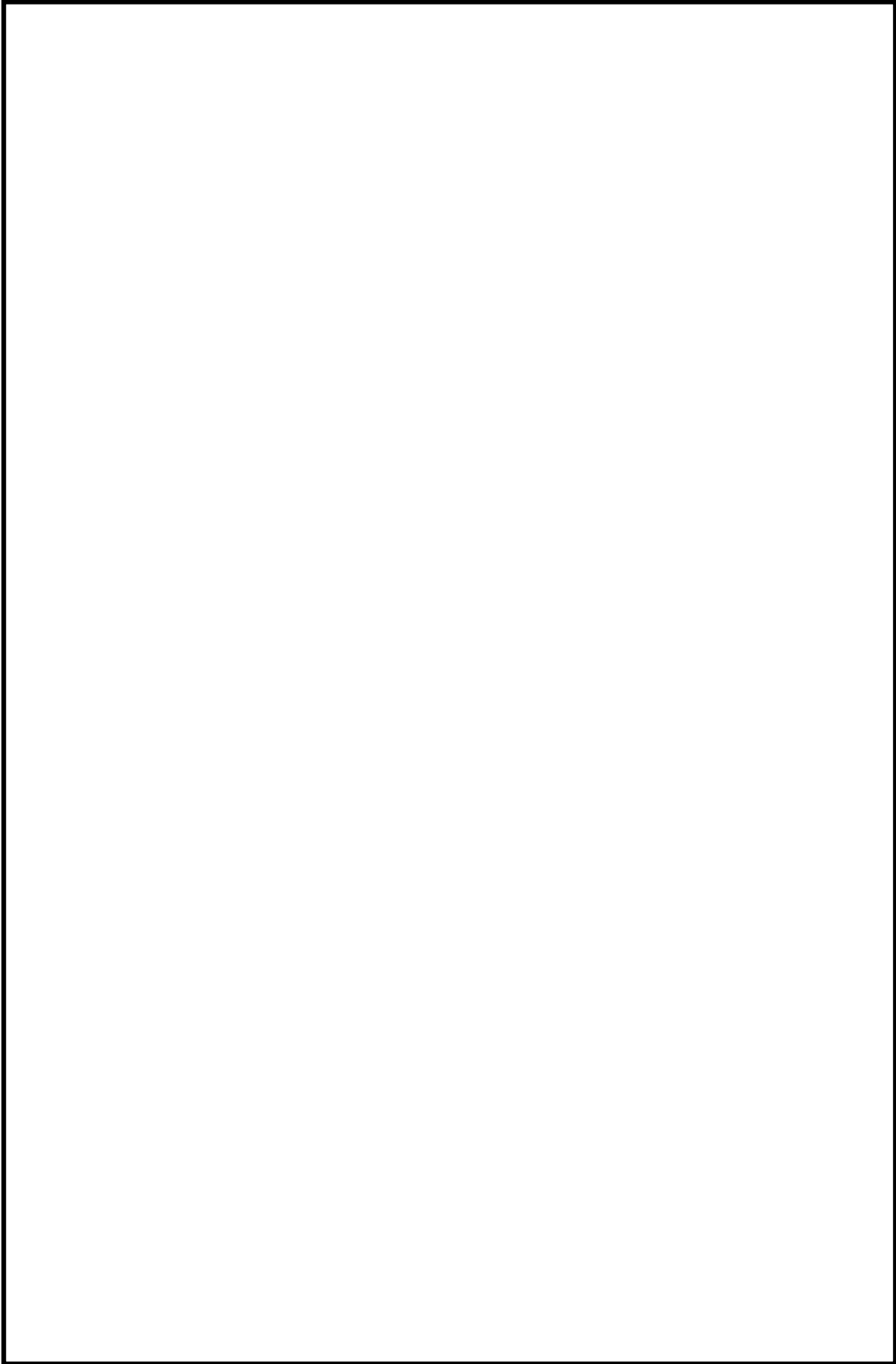
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



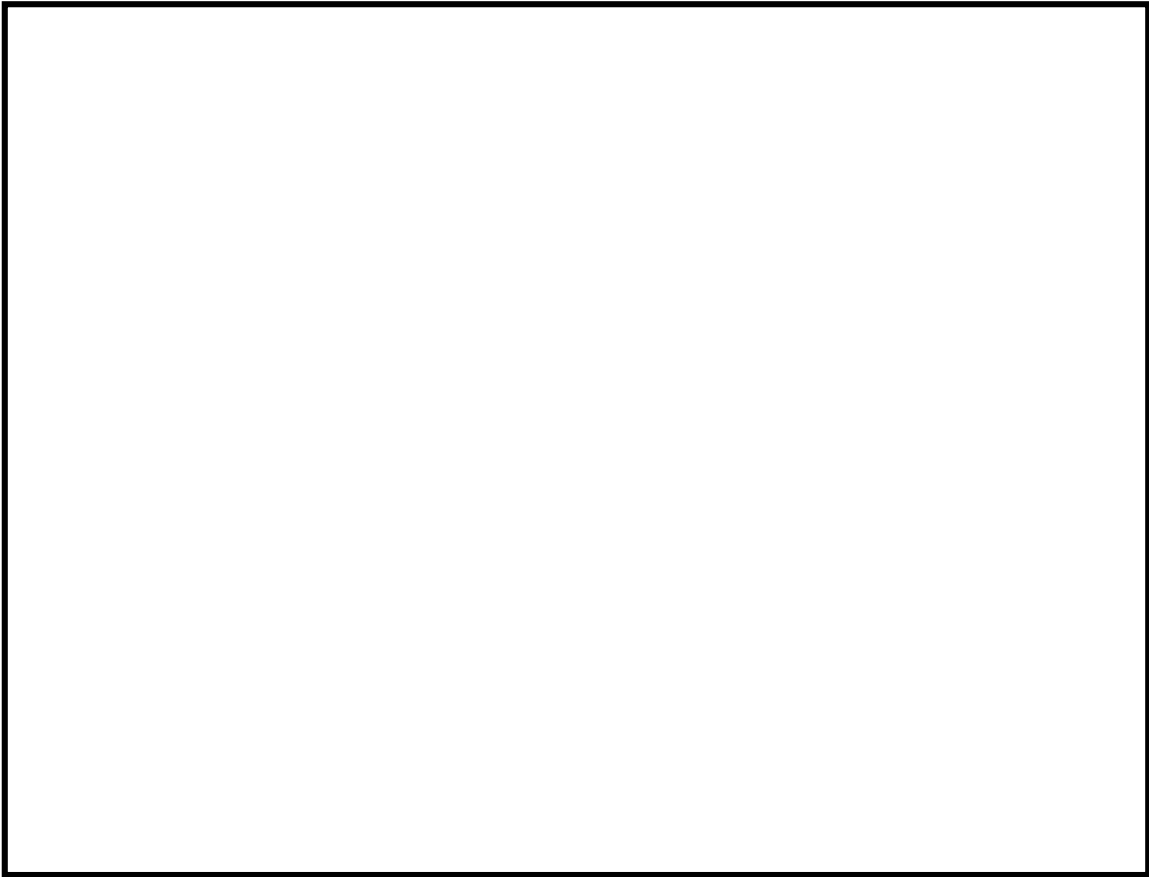
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。





(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器等からの漏えいに含まれる高温の水蒸気は、壁面との熱伝達により凝縮される。

建屋水素対策の有効性評価に用いた凝縮熱伝達モデルとして、GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである(図 3.2-1)。

本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は、内田、ウィスコンシン大学や Debhi MIT 等で実施されたものであり、試験パラメータは以下の通り広範囲である。



図より、ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており、原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから、本モデルを適用するのは妥当である。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

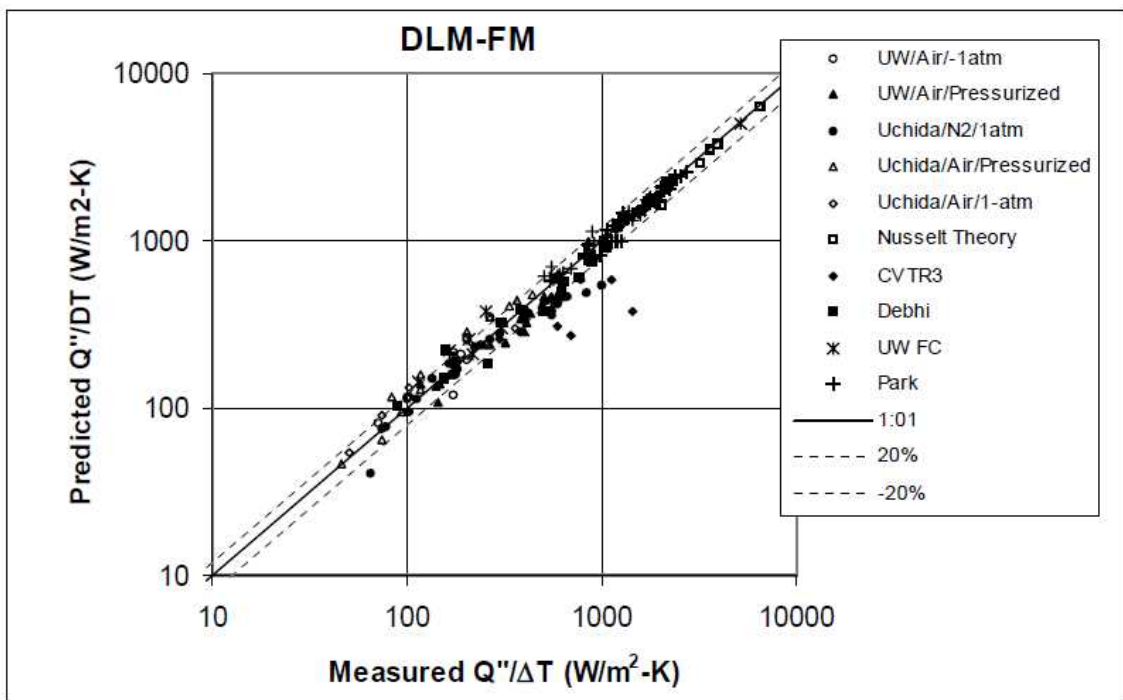
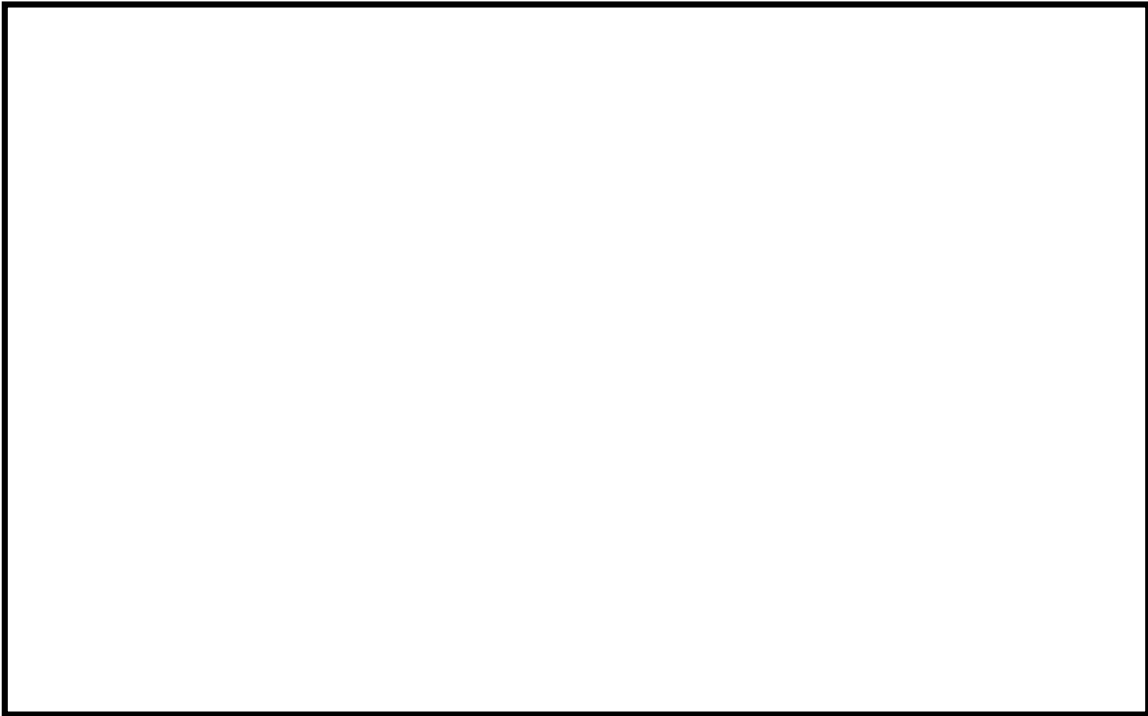


図 3.2-2 DLM-FM モデルの試験データとの比較(出典 : [2] Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアにおける壁や天井において、建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは、一次元的に熱伝導方程式にしたがって計算される。

円筒の体系において、本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 に示す。円筒内の初期温度を 500[F]、円筒周りの流体温度を 200[F]とする条件で、円筒中心の時間変化を評価したものであり、解析解とよく一致している。

これより、本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。

1. 熱伝導率 : 12 [Btu/hr-ft-R]
2. 定圧比熱 : 0.1 [Btu/lbm-R]
3. 密度 : 400 [lbm/ft<sup>3</sup>]
4. 円筒径 : 2 [in]
5. 円筒内の初期温度 : 500 [F]
6. 円筒周りの流体温度 : 200 [F]

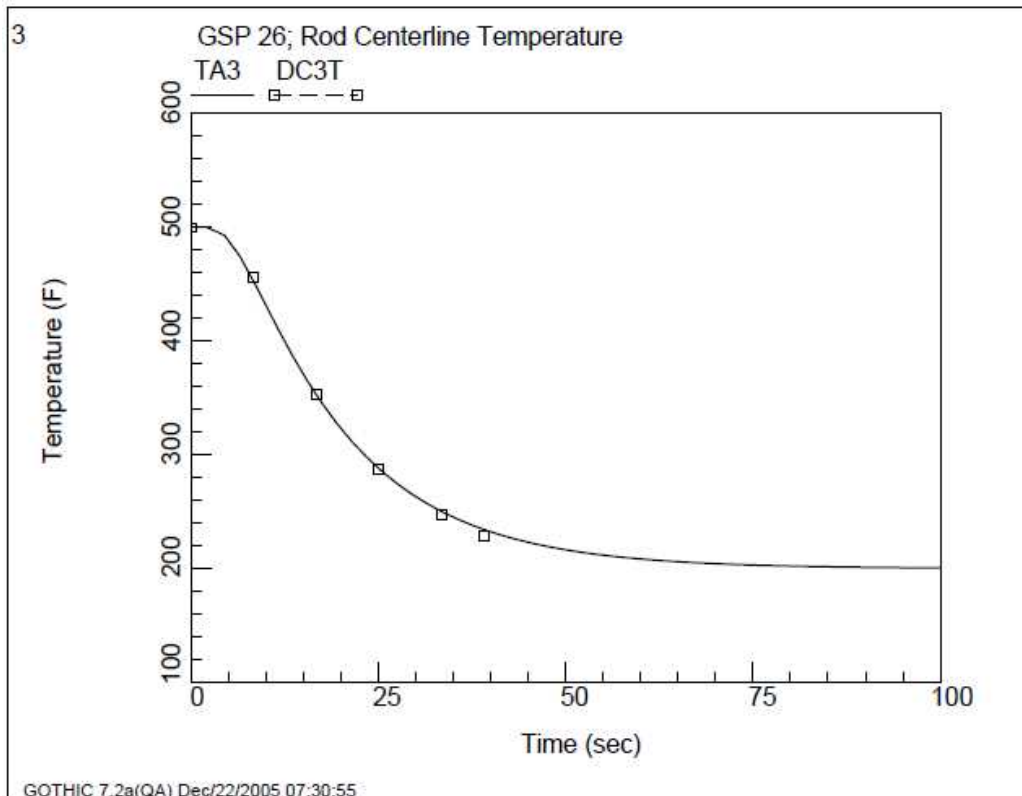


図 3.3-1 円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名 : TA3)と解析解(変数名 : DC3T)との比較 (出典 : [2] Fig. 4-8)

#### (4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- ・GOTHIC でモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う、PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。
- ・PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件（水素、酸素濃度、気体温度、圧力）を与えることができるか否か。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

##### ① PAR の自然循環流量の扱い

PAR の内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、及び上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。

SNL で行われた試験<sup>(4)</sup>で PAR の水素処理量の基本式についての妥当性検証においては、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）を相関式への入力値として与えており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR 内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理速度を、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）の関数として整理して与えたものが、2.2.1.2 の（式1）水素処理速度相関式である。すなわち、（式1）は PAR 内の浮力や流動抵抗等の PAR の自然循環流動及び水素処理特性を内包しており、PAR 入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらの PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で、当該 PAR 水素処理速度を得ることができるように配慮されている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

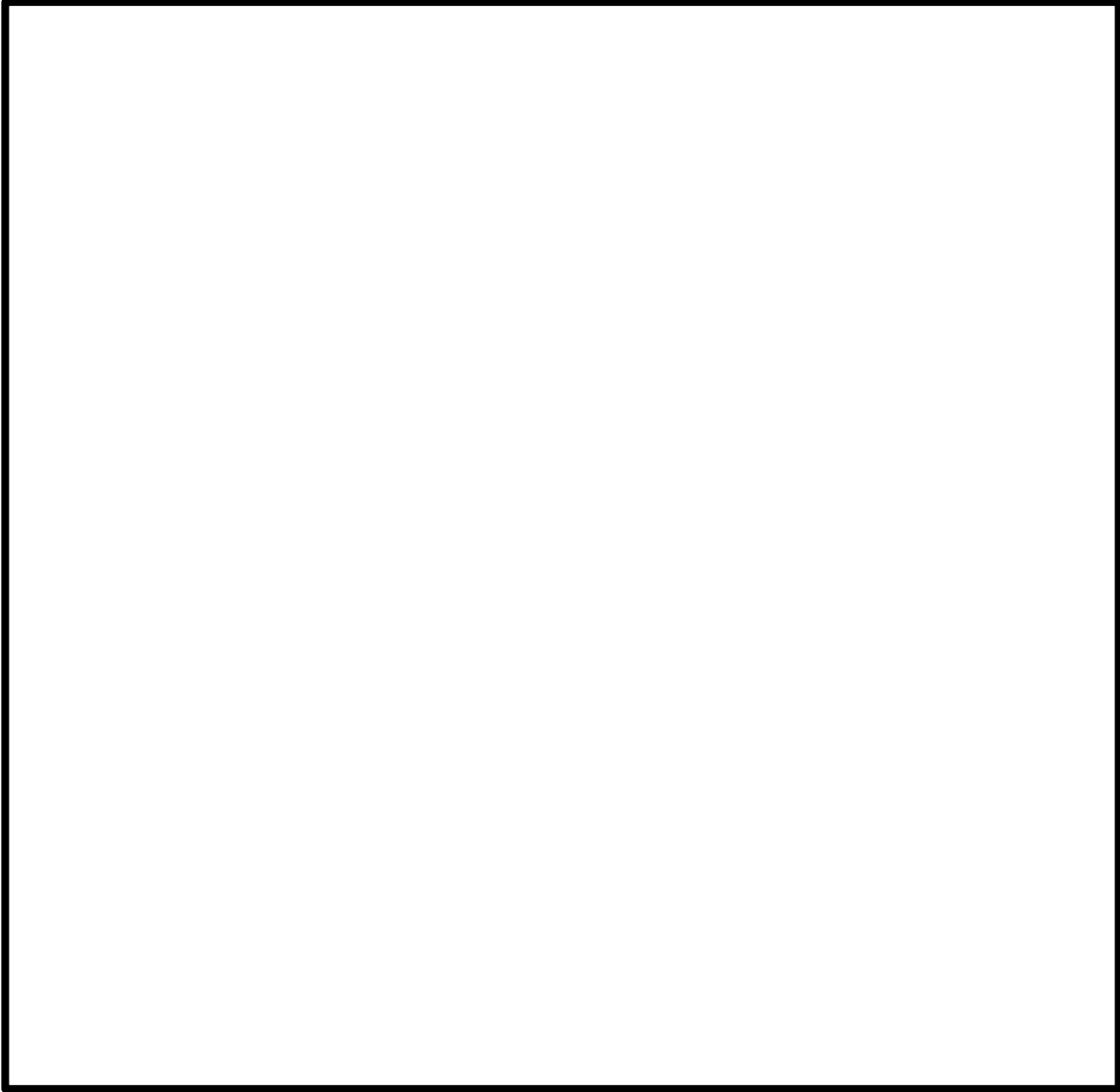


図 3.4-1 SNL で行われた試験の計測位置＜基本式入力値＞

## ②GOTHIC における PAR のモデル化

2.2.1.2 の (式 1) の NIS 社製の PAR による水素処理相関式は、以下の 2 項に分けて記述された Fisher の相関式<sup>(5)</sup>による。

まず、再結合熱による PAR 内の温度上昇により、PAR 内外に温度差が発生する。温度差によって発生する浮力の効果により、PAR 入口から PAR 内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は浮力と流動抵抗のバランスで決まり、NIS 社製 PAR について PAR 入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。

$$Q = 0.67C_H^{0.307}$$

Q : PAR 入口体積流量 (定常状態) ( $m^3/s$ )

$C_H$  : PAR 入口水素体積濃度 (-)

次に、PAR 入口から引き込まれたガスは、PAR 内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS 社製 PAR について水素処理速度は、PAR 内に引き込まれるガスの体積流量、PAR 入口の水素濃度等の関数として以下の相関式により記述される。

$$R = \varepsilon \cdot Q \cdot \rho_H$$

$\varepsilon$  : 水素処理効率係数 (-)

R : 水素処理質量速度 ( $kg/s$ )

$\rho_H$  : PAR 入口水素質量密度 ( $kg/m^3$ )

更に、 $\rho_H$ については、

$$\rho_H = C_H \cdot P / R_H T$$

P : PAR 入口圧力 ( $Pa$ )

$R_H$  : 水素気体定数 (質量表示) ( $J/kg \cdot K$ )

T : PAR 入口気体温度 ( $K$ )。

### ③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係

上記②により、GOTHIC コードにおいて、PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、①により、PAR 入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理速度を計算できることを示した。

2.2.2 で示した、GOTHIC による PAR の解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PAR の大きさに比して大きく、PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よて、PAR の水素処理量を適正に評価するためには、PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

2.2.2 で示した、GOTHIC の解析モデルにおいては、PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち、PAR の設置部周辺について、局所的な、気体温度、水素ガス、酸素ガス等ガス濃度、及び気体圧力の分布は一様であり、PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。

#### ・水素濃度

PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの水素濃度は、実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり、水素処理速度が実際よりも小さくなると考えられる。

#### ・酸素濃度

PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの酸素濃度は、実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり、低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。

#### ・温度

GOTHIC モデルにおいては、PAR の水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR 出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペフロ内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペフロ内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PAR に流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり、これは PAR の水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

- ・ 気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間にける空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

#### ④ PAR 設置状態における総合的な解析能力

3(1)に示した NUPEC 試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3(1)で先述のように、GOTHIC で適切な PAR 解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHIC コードによる PAR 解析については、

- ・ PAR の自然循環流量については、PAR 入口条件に縮約された水素処理速度相関式により、
- ・ PAR 周囲を比較的粗メッシュであることについては、その設定が PAR の水素処理量を低く見積もる定性的傾向があることにより、

評価モデルとしては適正であることを示した。また、総合的な評価能力については、3(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHIC における PAR のモデル化、及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

#### 参考文献

- [1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.  
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf>
- [2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, NAI 8907-09 Rev 9, January 2006
- [3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月
- [4] Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- [5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol.112, p.58-62, 1995