

第 7 図 格納容器への窒素供給手段の概略図

格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

(1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

(2) 局所的な温度上昇について

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。したがって、このような場合には、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍

(620kPa[gage]) 到達までにベントを実施することから、限界圧力に対する飽和温度が約 167℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

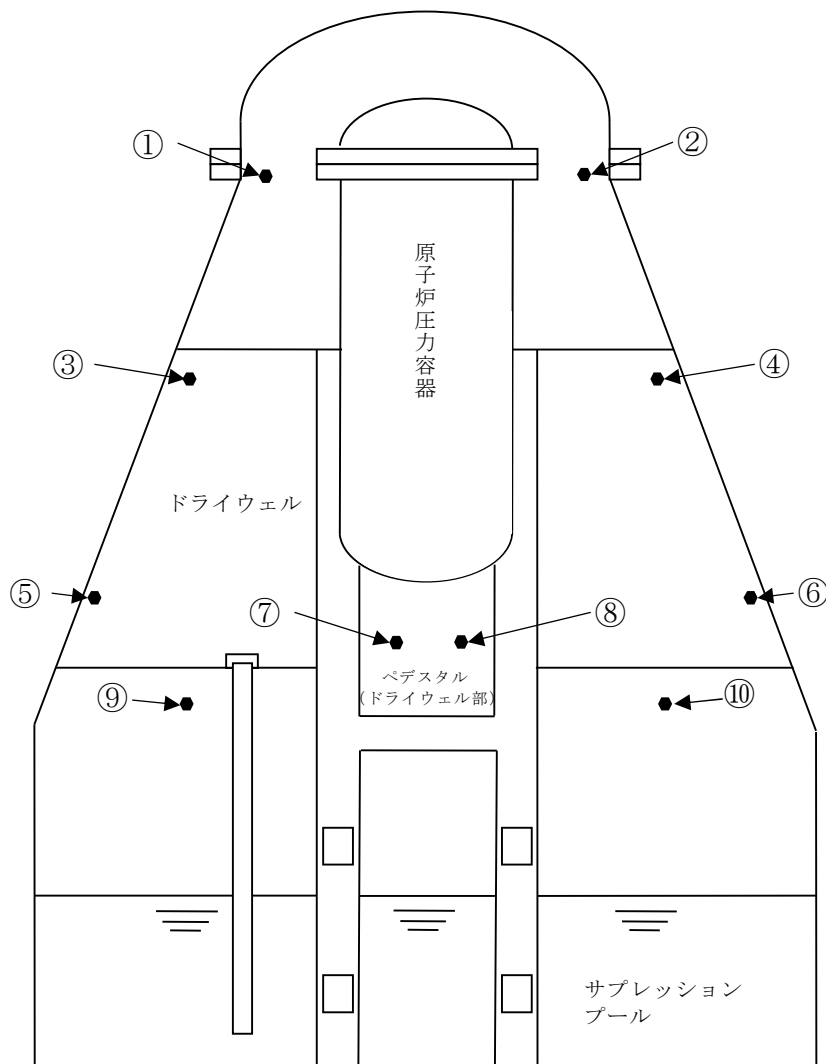
(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を

判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止するため、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合は、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施することとする。



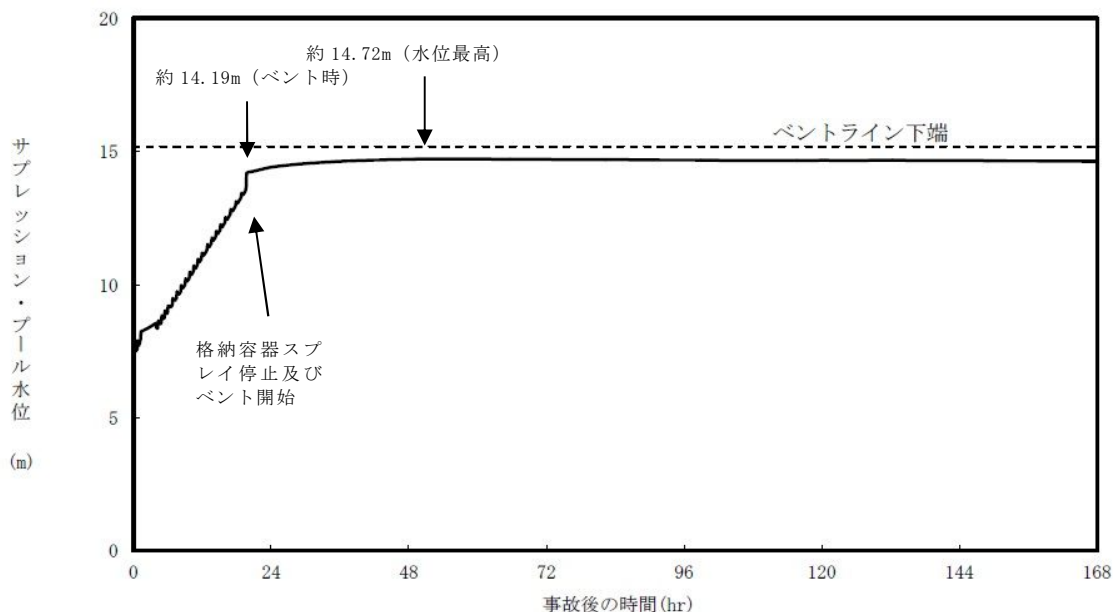
番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL (ドライウエル部) 温度	ドライウエル床面高さ	0～300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0～200℃

第 1 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・プールへの
冷却水の流入について

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう格納容器スプレイを停止する必要がある。

原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・プールに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第 1 図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウエール圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることで更に水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。



第 1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

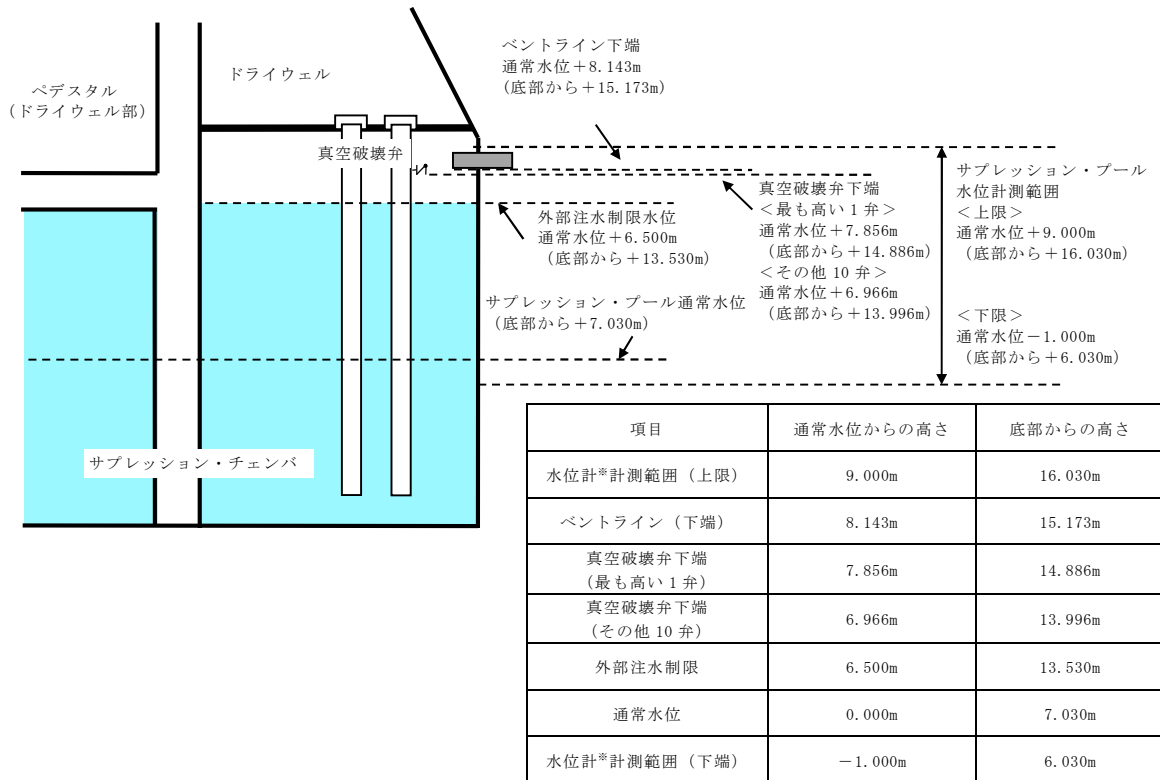
におけるサプレッション・プール水位の挙動

格納容器圧力逃がし装置によるサプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・チェンバに流入することで、サプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある（第 2 図）。また、ベント管に設置されている真空破壊弁（第 3 図）11 弁のうち 10 弁については、下端高さが約 13.99m であることから、この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが、最も高い位置に設置されている残り 1 弁の真空破壊弁下端高さは約 14.88m であるため、水没しない。なお、真空破壊弁設置の目的はドライウエルの負圧防止であるが、ベント実施時においてはドライウエルが負圧に至る状況にないため、真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。

また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サプレッション・プール水位：約 14.19m）について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約 0.85m となり、サプレッション・プール水位は約 15.04m

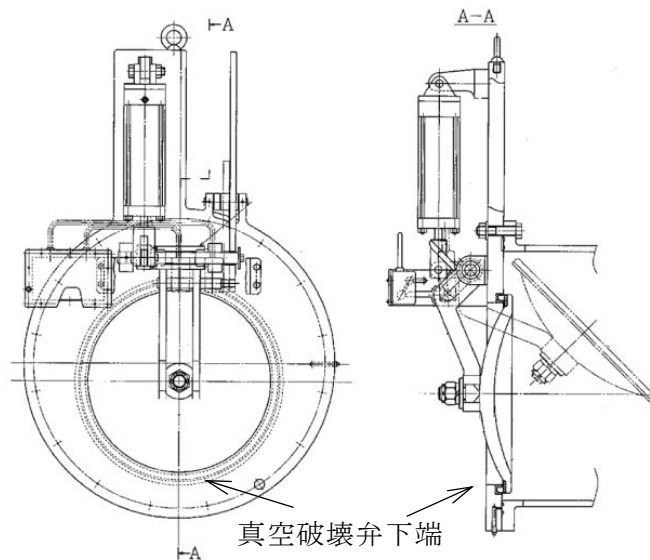
に到達するが、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。また、最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約 14.88m であることから、一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが、減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに、真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが、サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され、再度真空破壊弁が露出することとなることから、減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。

なお、以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約 15.04m より低くなると考えられる。



※重大事故等対処設備として設置するもの

第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第3図 真空破壊弁概略図

(1) ベント実施時の減圧沸騰による水位上昇評価

① 評価条件

- ・ サプレッション・プール水位 : 約 14.2m
- ・ サプレッション・プール水面表面積 : 約 474m²
- ・ ベント実施直後のサプレッション・チェンバ圧力 : 約 330kPa [gage]
- ・ ベント実施直後のベント流量 : 約 16.0kg/s

② 評価方法

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の式 (1) により求める。

$$\alpha = \frac{jg}{Vg + jgCo} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、jg はサプレッション・プール表面での見かけ蒸気速度であり、蒸気流量 (Wg)、サプレッション・プール表面積 (Ap) 及び蒸気密度 (ρg) を用いて、以下の式 (2) により求める。

$$jg = \frac{Wg}{Ap\rho g} \dots \dots \dots (2)$$

また、Vg はドリフト速度 (局所的な気液管速度差) であり、以下の計算式 (3) により求める。

$$Vg = 1.53 \left(\frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho w - \rho g)}{\rho w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

- σ : 水の表面張力 (0.048N/m)
- g : 重力加速度 (9.81m/s²)

ρ_w : 水の密度 (920.14kg/m³※)

ρ_g : 蒸気の密度 (2.32kg/m³※)

C_o : 分布定数 (1.0)

※サプレッション・チェンバ圧力 330kPa[gage]時における値

として、平均ボイド率 α を求めると約 0.0595 となる。

③評価結果

サプレッション・プール水位は減圧沸騰により約 5.95%体積膨張する。
その結果、ベント時のサプレッション・プール水位約 14.19m に対して、減
圧沸騰により水位は約 0.85m 上昇し、約 15.04m となる。

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

東海第二発電所では、格納容器雰囲気モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失^{※1}時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合には、「炉心損傷」と判断する。(第1図)

※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

ここで、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出される状態は、多くの燃料が損傷していることを示唆していると考えられ、炉心損傷と判断することは、以下の理由から妥当と考えている。

- ①東海第二発電所では、設計基準事故としての原子炉冷却材喪失時の評価では、燃料棒の破裂は発生していない。そのため、多くの燃料に破損が生じている状態は、設計基準事故を大きく超える状態と判断されること。
- ②炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタの γ 線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること。(第1図)
- ③追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における**評価項目**(燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下)に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

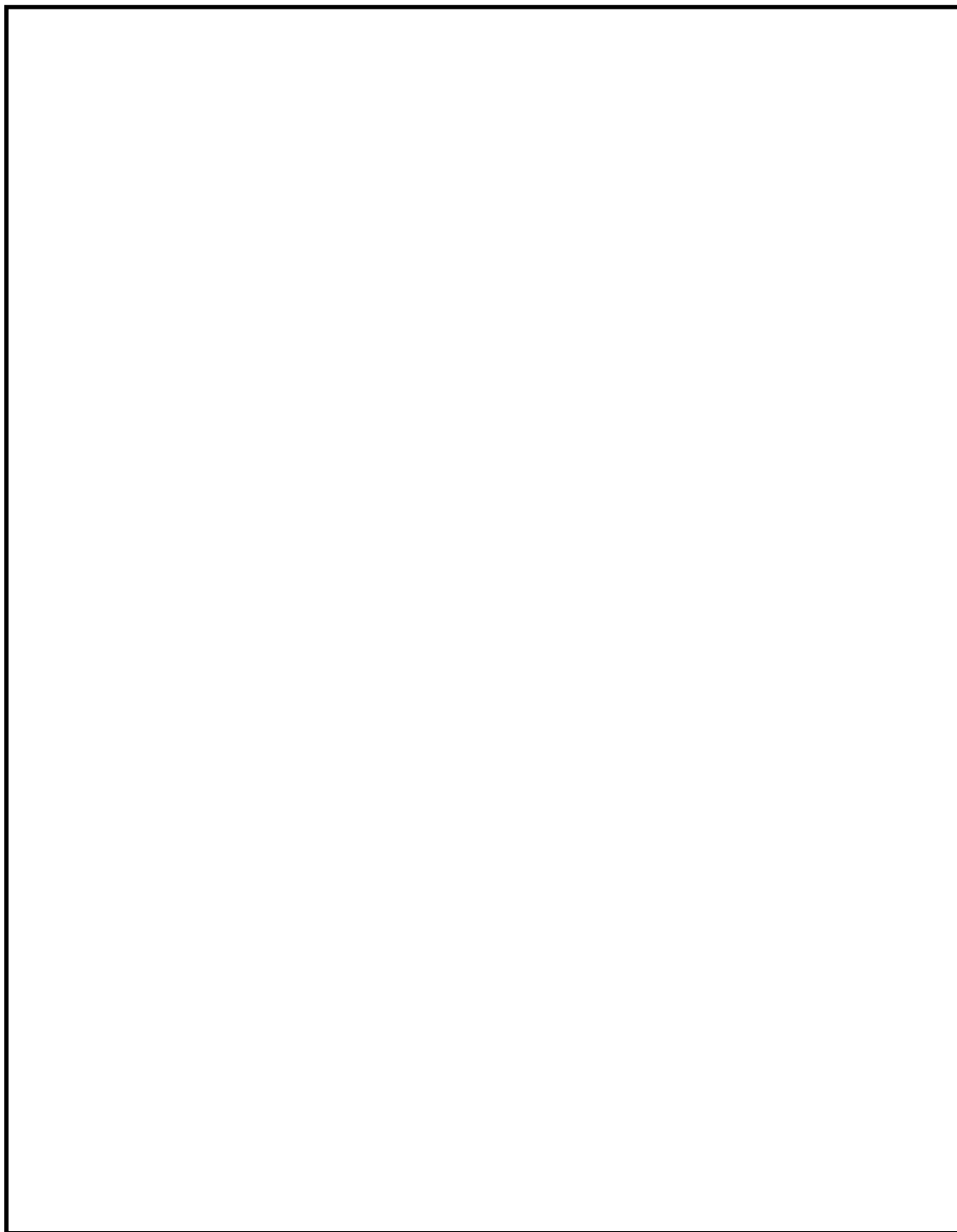
なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影

響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。

(第 1 表)

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 217kPa[gage]～279kPa[gage]	格納容器圧力 310kPa[gage]到達
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 400kPa[gage]～465kPa[gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達



第 1 図 炉心損傷等判定図及び T Q U V における格納容器雰囲気の γ 線線量率

格納容器からの異常漏えい時における対応について

(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で 4.3%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。

(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2vol%に到達した場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

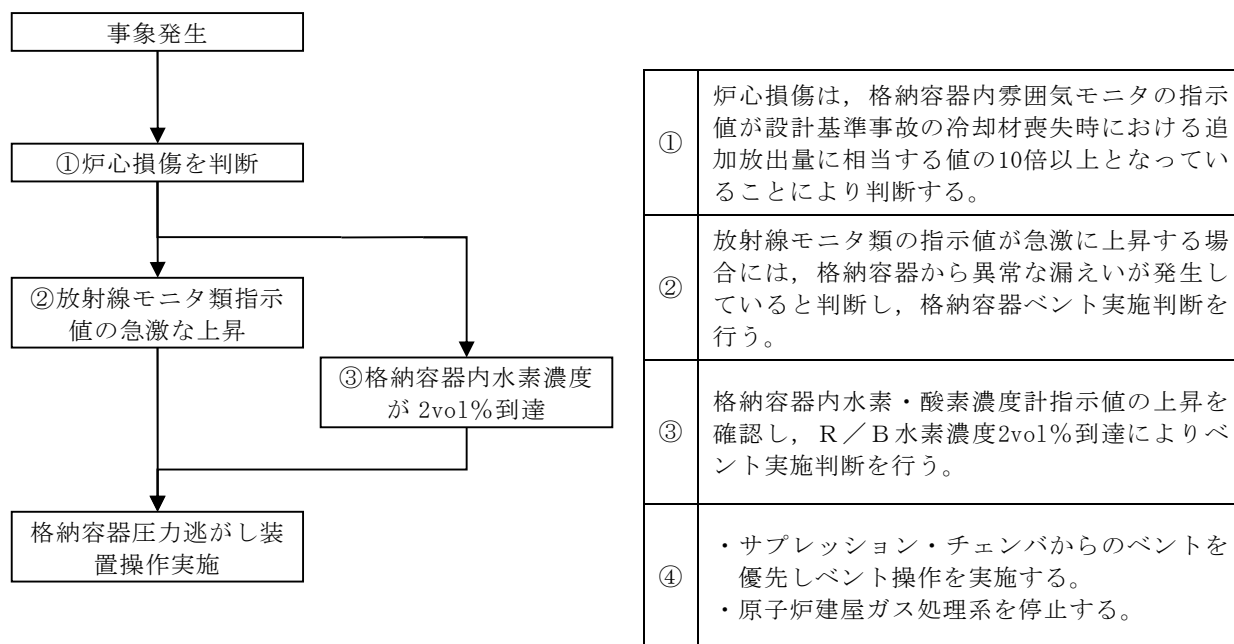
ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサブプレッ

ョン・プールでのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、原子炉建屋ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点で停止する。

(3) ベント実施基準設定の考え方

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、PAR動作開始水素濃度(1.5vol%)、R/B水素濃度計の誤差(±0.25vol%)及び評価の不確かさを踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2vol%に到達した時点でベント実施を判断する。



第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について

(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について

炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が 465kPa[gage] (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。

(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として、重大事故等対処設備である、残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。

水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

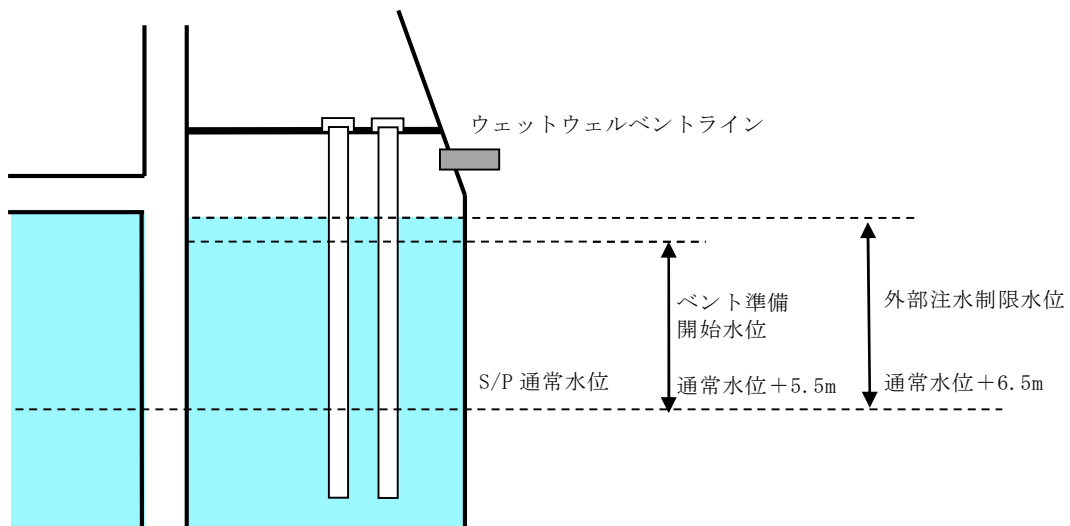
ベント準備操作所要時間が 2 時間 45 分であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

第 1 表 スプレイ停止基準までの水量

サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位通常水位+6.5m までの水量	サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時間※
通常水位+6.0m	約 220 m ³	約 1 時間 40 分
通常水位+5.5m	約 450 m ³	約 3 時間 20 分
通常水位+5.0m	約 670 m ³	約 5 時間

※外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m³/h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には、代替格納容器スプレイは 130m³/h よりも少ない流量でスプレイを実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

- ①格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。
- ②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

(1) 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。（「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲）

a. 系統待機時の状態

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，待機時の設定範囲内 にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。

系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙 12）

また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて，pH がアルカリ性の状態（pH13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。（別紙 41）

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力 を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。

b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性

能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認することで把握できる。(別紙 39)

d. フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の閉塞

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。
- ・フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及びフィルタ装

置圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。

(c) フィルタ装置入口配管の破断

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい

- ・フィルタ装置水位計にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。
- ・格納槽漏えい検知器により、格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙 47)

(2) 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第 2 表に示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水 pH	①②で多様性あり ①は多重性あり
	(b) 系統不活性状態の確認	① フィルタ装置排気ライン圧力 ② フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認 (b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ ④ フィルタ装置水位	①②③で多様性あり ③は多重性あり
b. 系統運転時	(c) ベントガスが放出されていることの確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 (b) フィルタ装置の状態確認	① フィルタ装置入口水素濃度 ① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②③で多様性あり ①②は多重性あり
	(a) フィルタ装置の水位調整の確認 (b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング pH	①は多重性あり ①②で多様性あり ①は多重性あり
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の閉塞	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ③は多重性あり
	(c) フィルタ装置入口配管の破断	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ③は多重性あり
e. 想定される機能障害	(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい	① フィルタ装置水位 ② 格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

第 2 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
① フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	
② フィルタ装置圧力	0MPa [gage]～1MPa [gage]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③ フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置排気ライン圧力	0kPa [gage]～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ mSv/h～10 ⁻⁴ mSv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 5×10 ¹ Sv/h) を計測可能な範囲とする。 系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10 ⁰ mSv/h) を計測可能な範囲とする。
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	0 vol%～100vol%	事故収束時に、窒素供給による系統パージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH	pH0～pH14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH0～pH14) を計測可能な範囲とする。

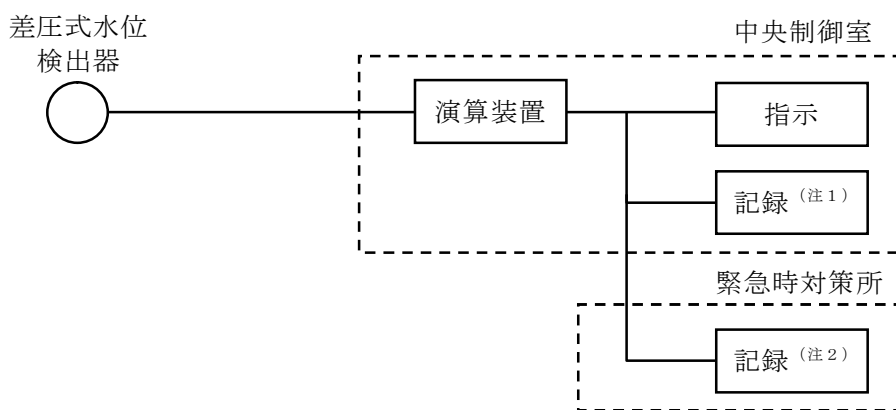
※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

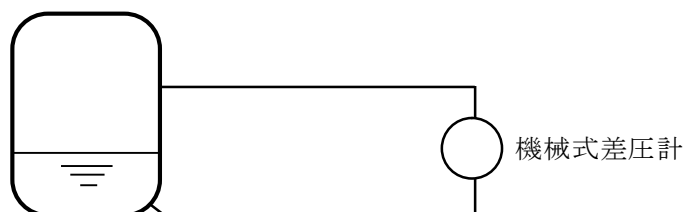
フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

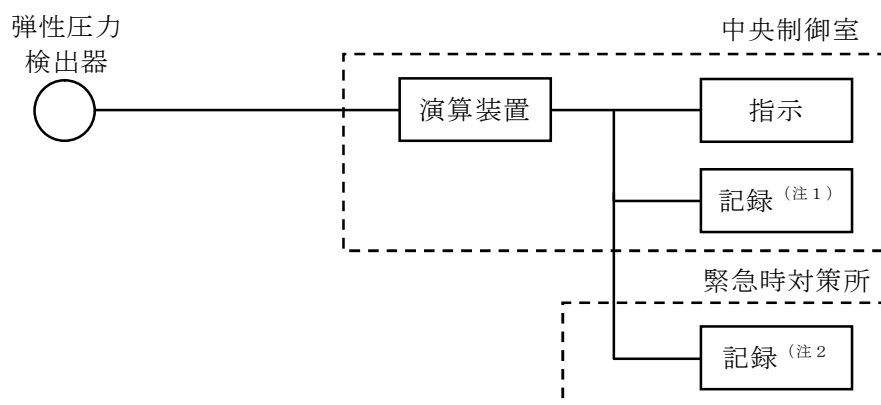
フィルタ装置



第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

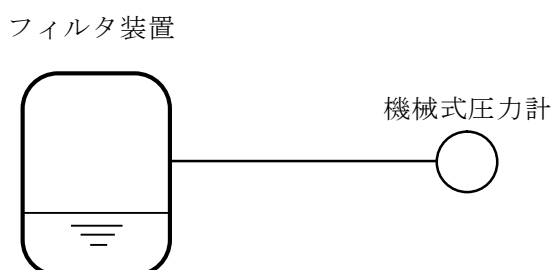
(2) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、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、フィルタ装置圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



(注1) データ伝送装置

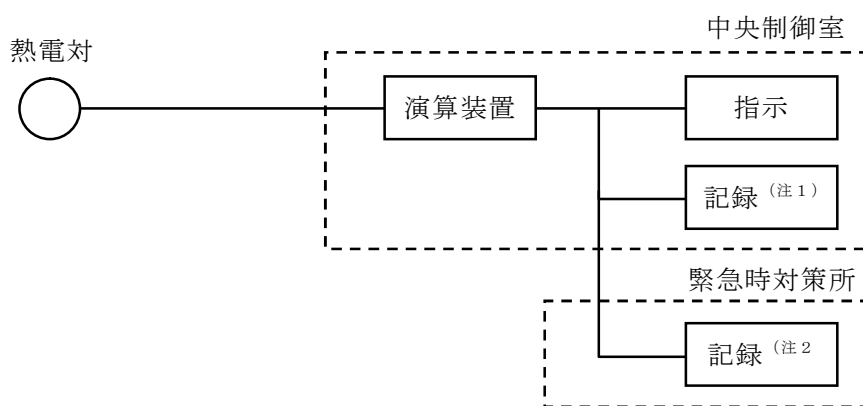
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。）



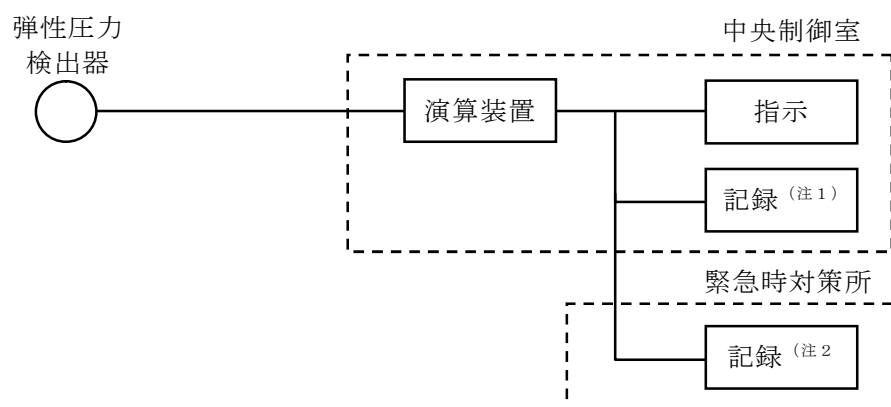
(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(4) フィルタ装置排気ライン圧力

フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）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，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室及び緊急時対策所に指示し，記録する。（第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。）



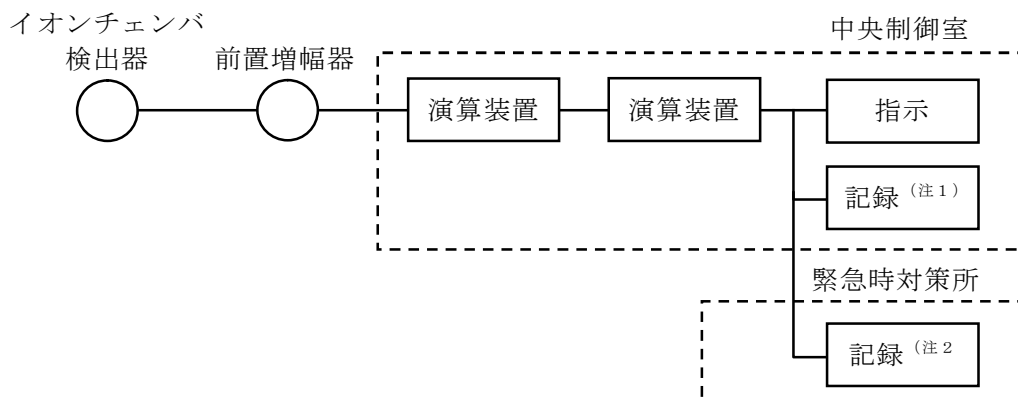
（注1）データ伝送装置

（注2）緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注1) データ伝送装置

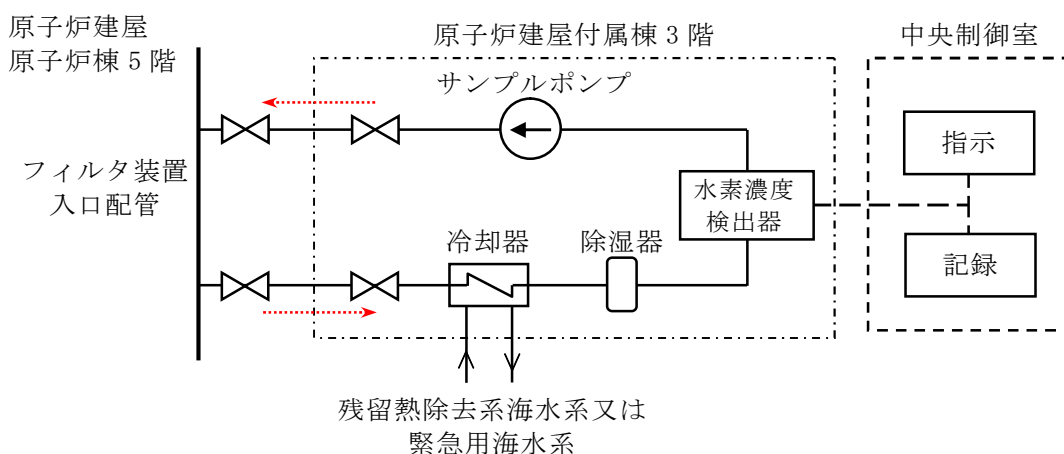
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

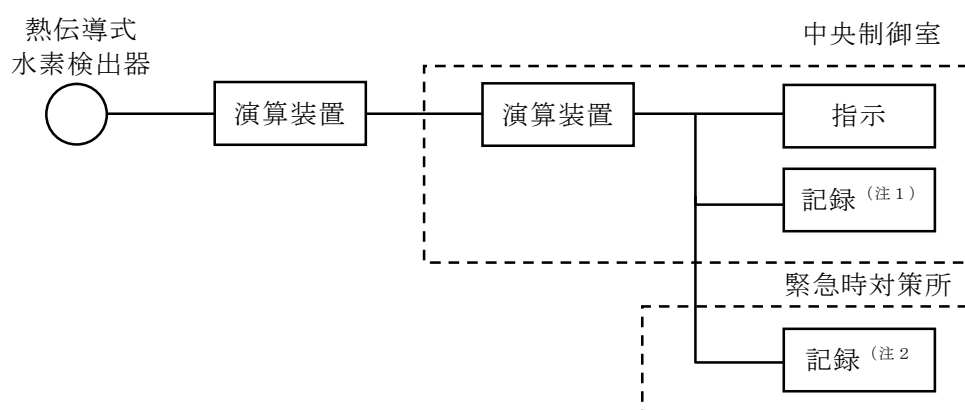
の概略構成図

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口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、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。(第6図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第6図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



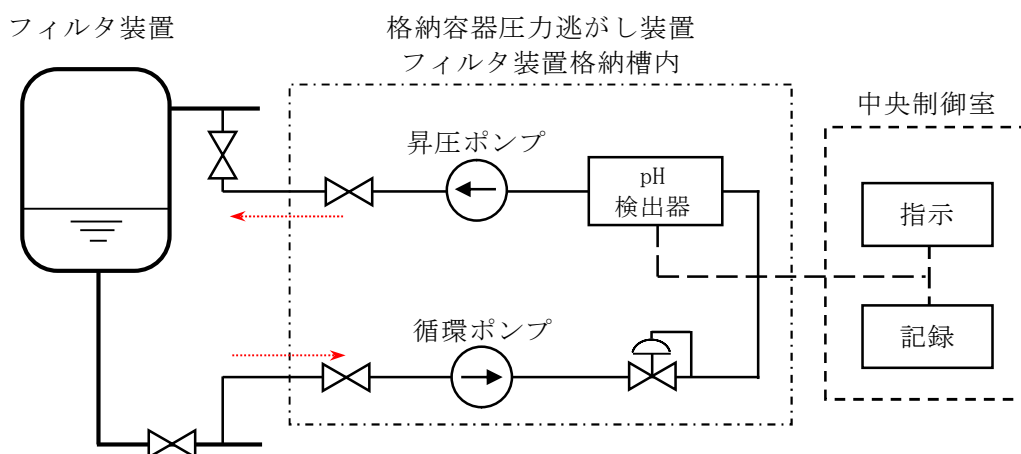
(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

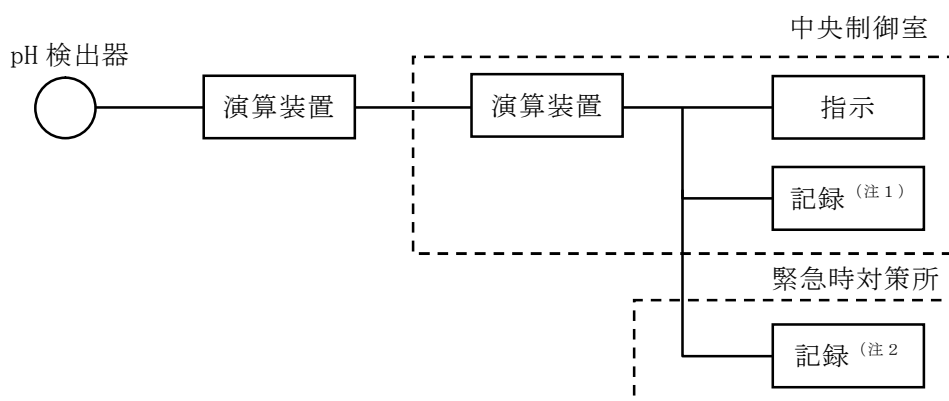
第7図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH（自主対策設備）の検出信号は、pH検出器にて pH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、フィルタ装置スクラビング水 pHを中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第8図「フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図」及び第9図「フィルタ装置スクラビング水 pHの概略構成図」参照。）



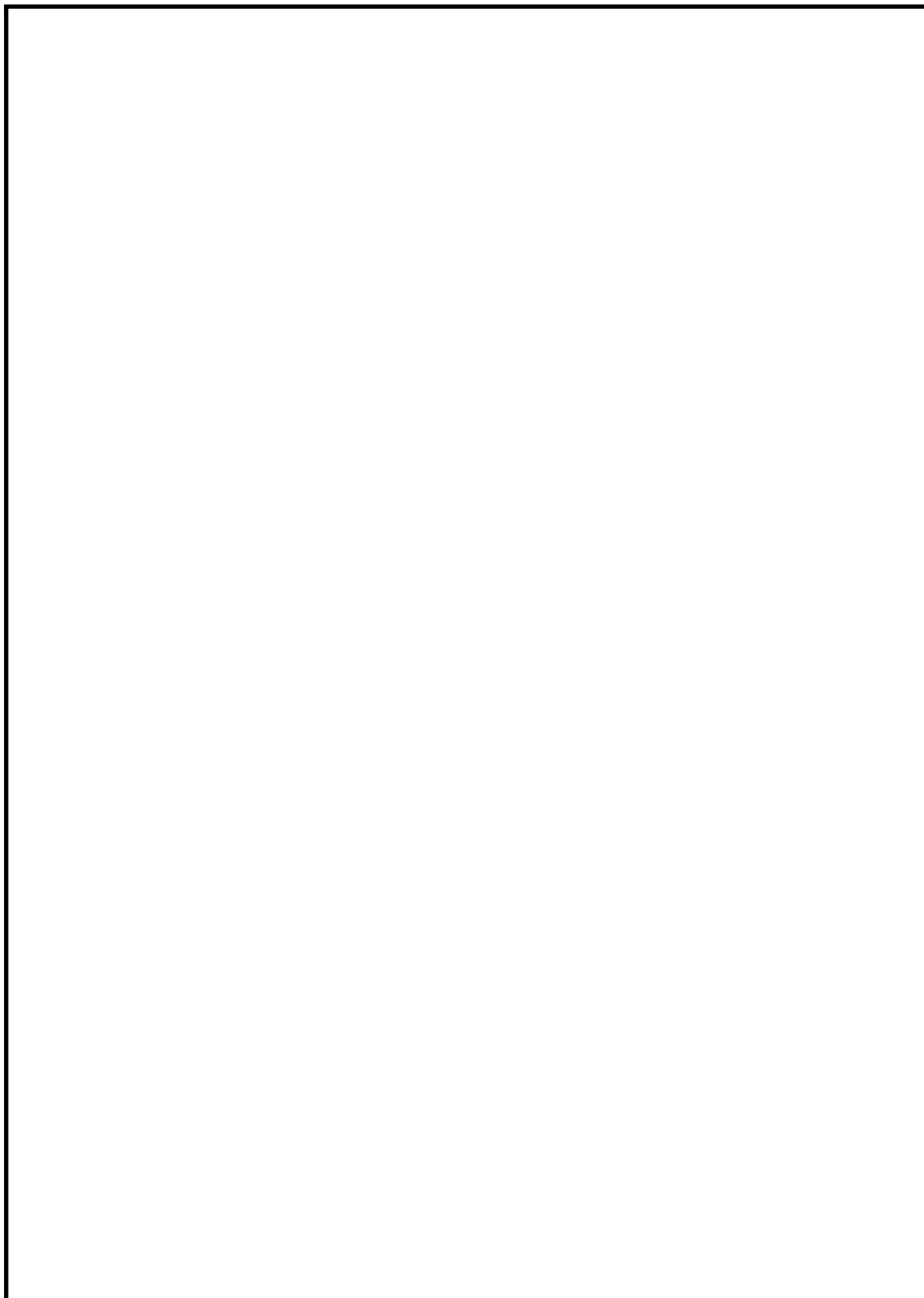
第8図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図



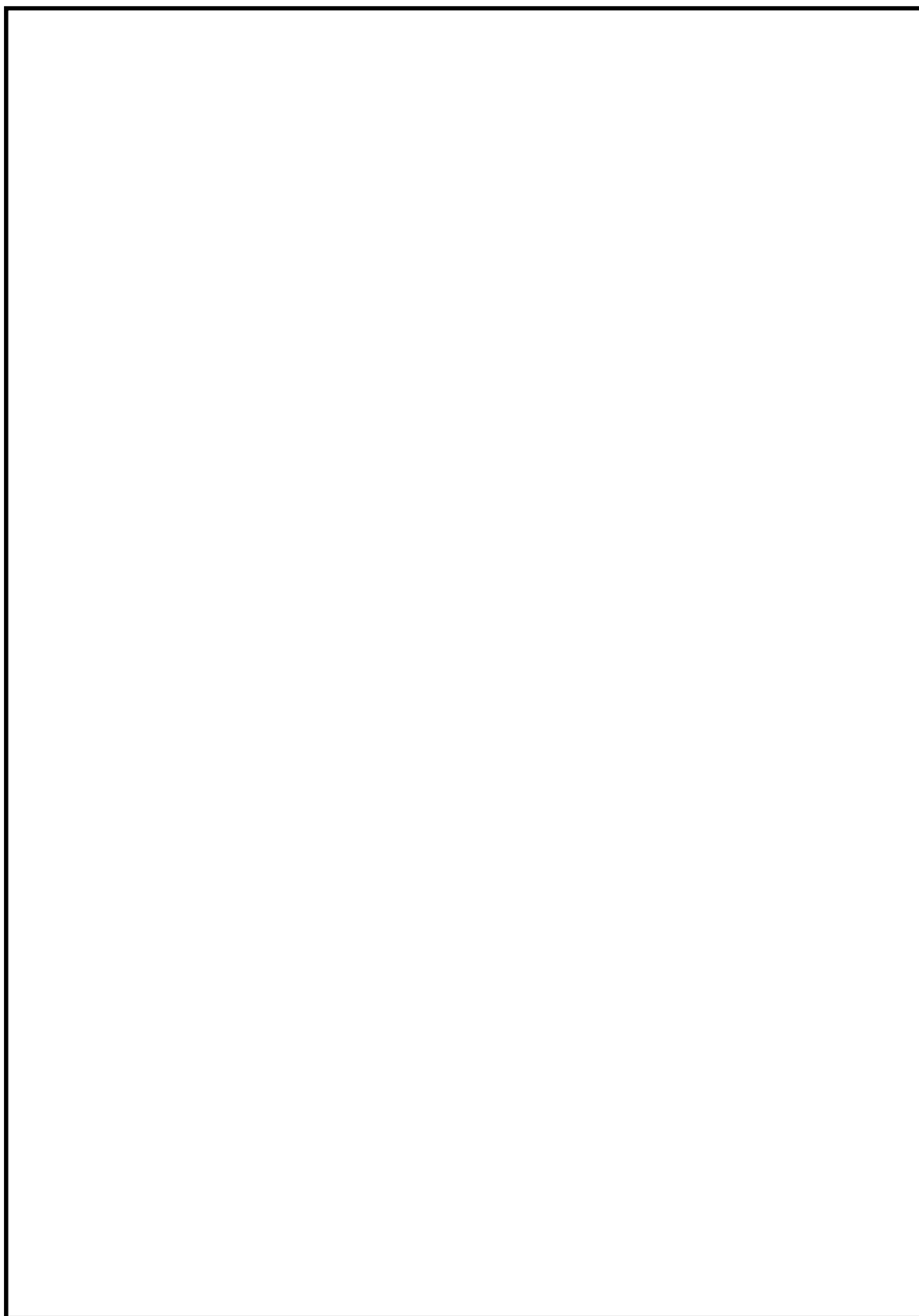
(注1) データ伝送装置
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第9図 フィルタ装置スクラビング水 pHの概略構成図

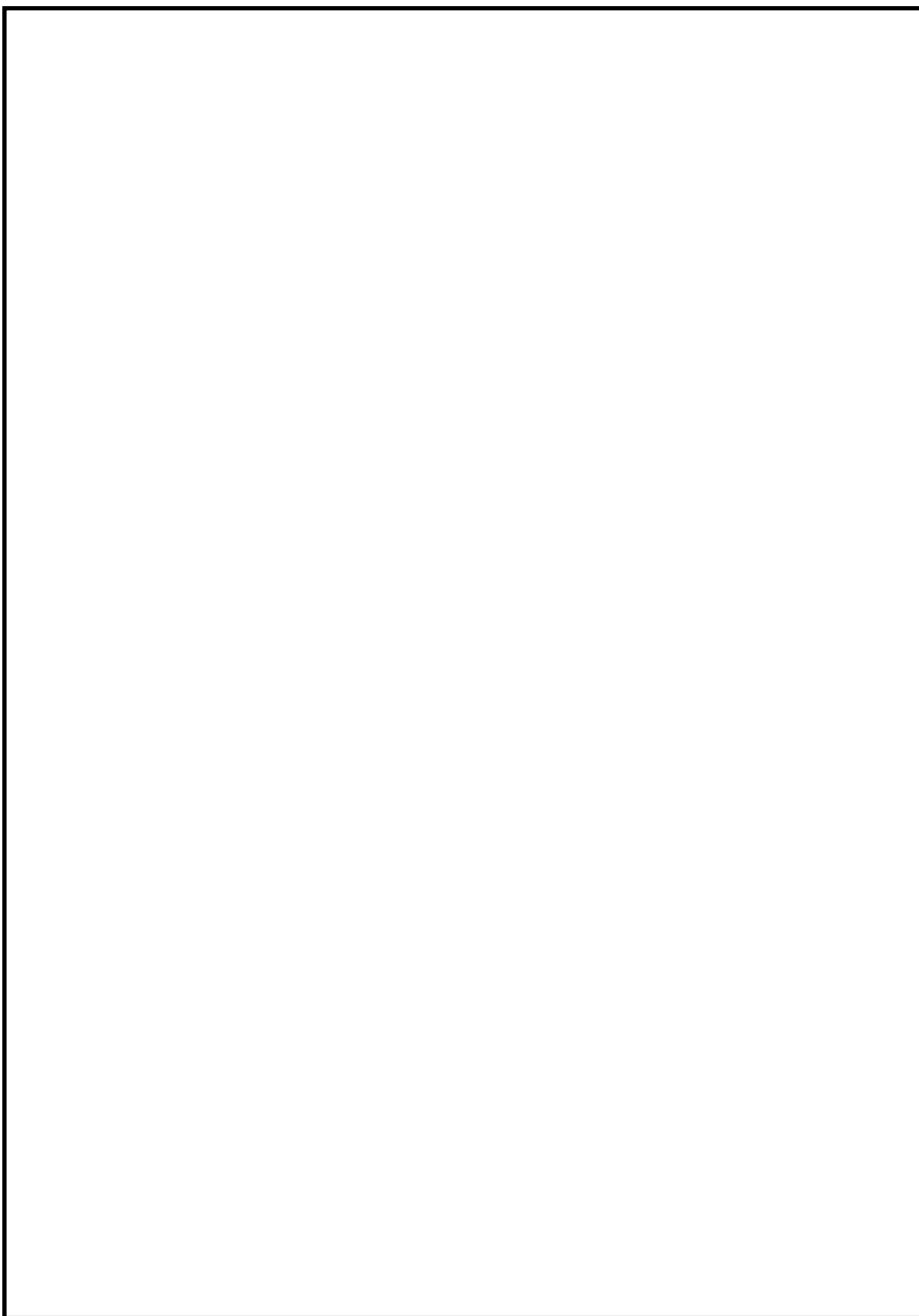
参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図



第 10 図 機器配置図（原子炉建屋付属棟 1 階）



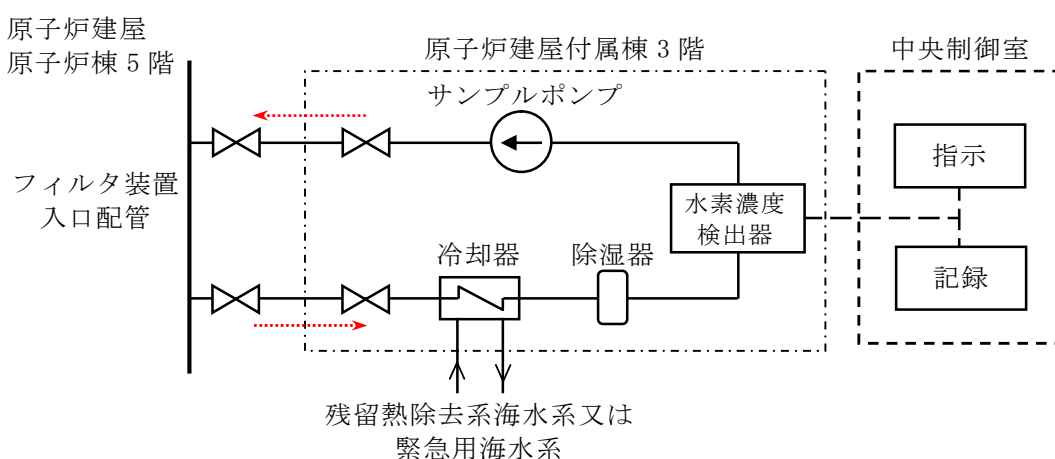
第 11 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階)



第 12 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
- ・サンプリング配管の断面積：359.7mm² ($3.597 \times 10^{-4} \text{ m}^2$)
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約 $1 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{min}$)
- ・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min

なお、ガスは標準状態（0°C，101.325kPa[abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

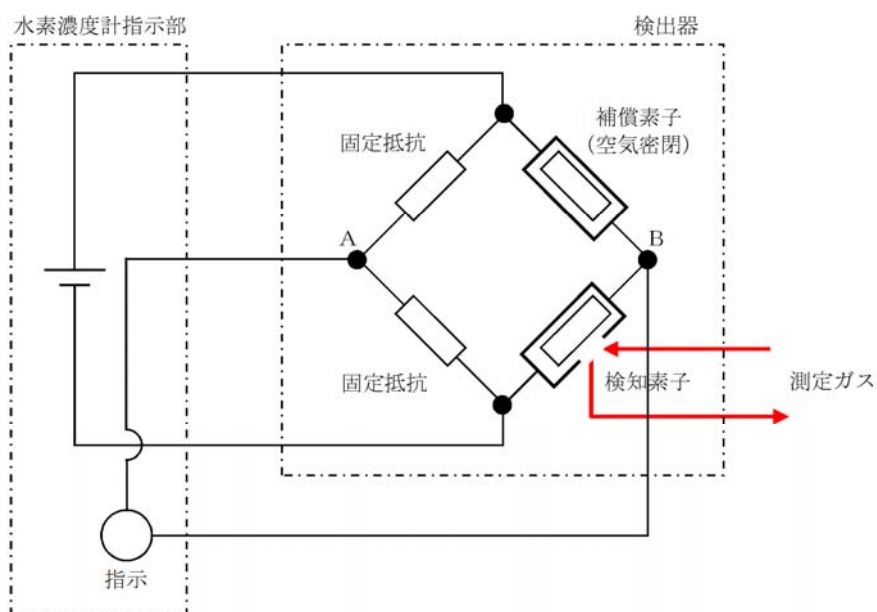
時間遅れ	約36分
------	------

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第2図に示すとおり、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。

水素濃度指示計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、第2図のA B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。



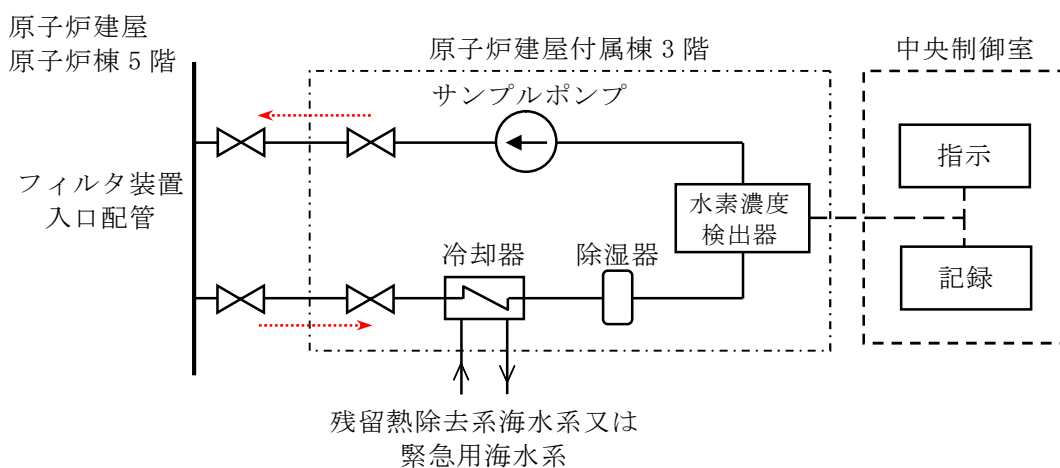
第2図 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素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。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より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。

c. 水素濃度測定システム構成

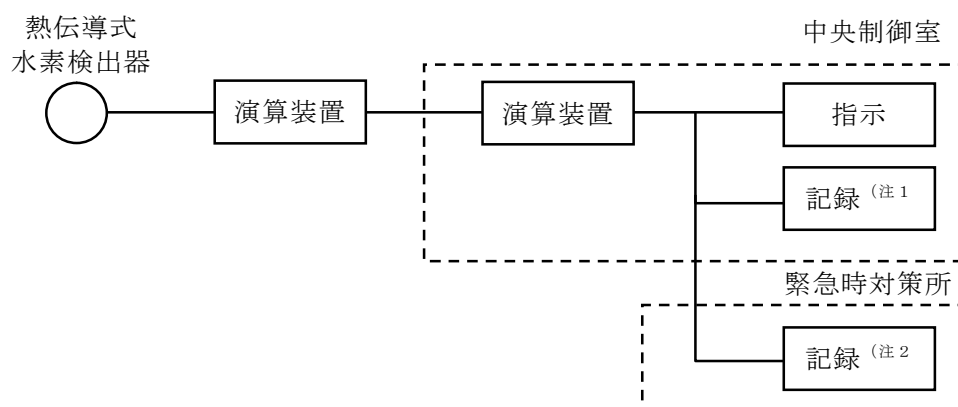
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第3図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

種類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0 vol%～100vol%
個数	2
設置場所	原子炉建屋付属棟 3階 (二次格納施設外)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第 4 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0 vol%～100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0 vol%～20vol%に切り替えた場合は±0.5%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、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

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

ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

【ケース1】

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

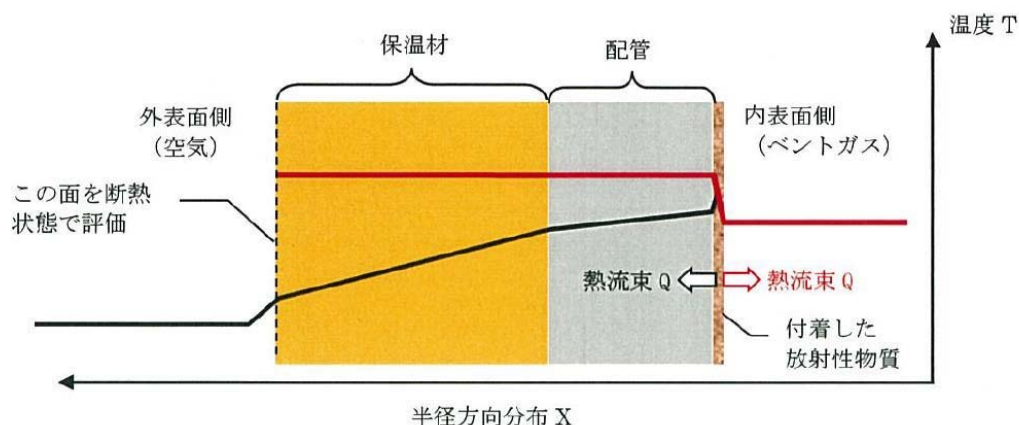
【ケース2】

ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。

なお、ベントガス温度については、第2図に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。

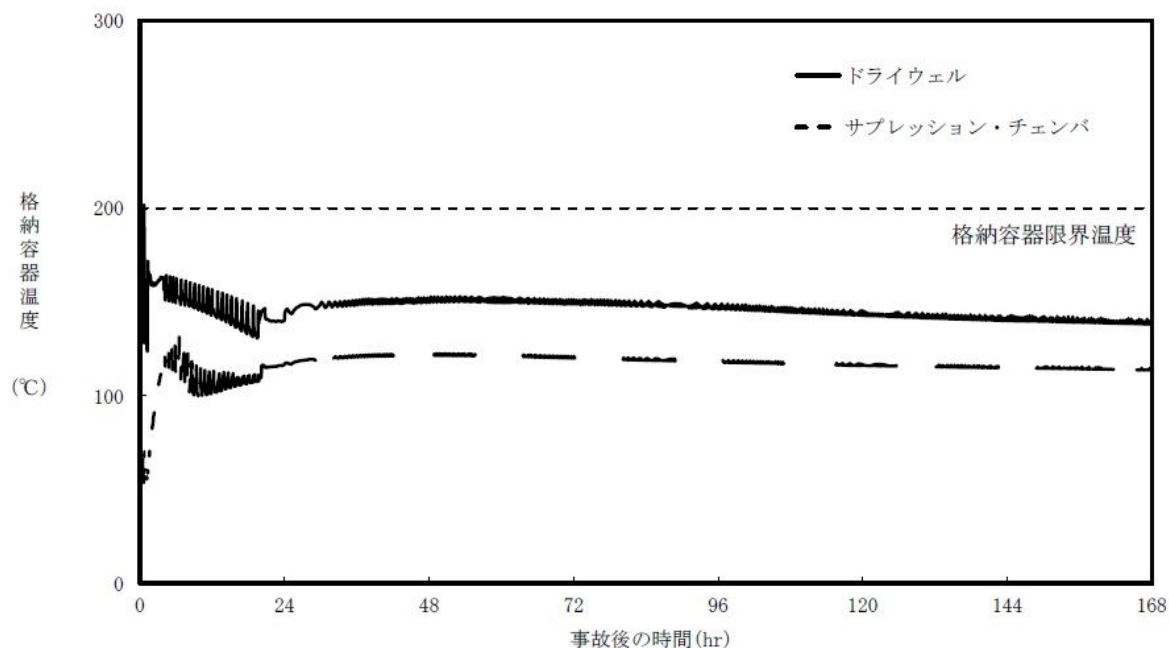


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価 (ケース1のイメージ)

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
質量流量	2.1kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

格納容器より流入する崩壊熱量は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）シナリオにおける19.8kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \cdots \text{式(1)}$$

ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

q : 配管熱流束 (W/m^2)

h : 配管内表面の熱伝達率 ($W / (m^2 \cdot K)$)

$$h = Nu \times k \times d \quad \dots \text{式(1)}$$

Nu : ヌッセルト数

k : 水蒸気の熱伝達率 (約 $0.034 (W / (m^2 \cdot K))$)

d : 水力等価直径 (m)

ここで、 Nu を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した (式(3))。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \quad \dots \text{式(3)}$$

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170°Cの飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu$$

v : 流速 (約13.0 (m/s) : 質量流量から換算)

ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 $3.6 \times 10^{-6} (m^2 / s)$)

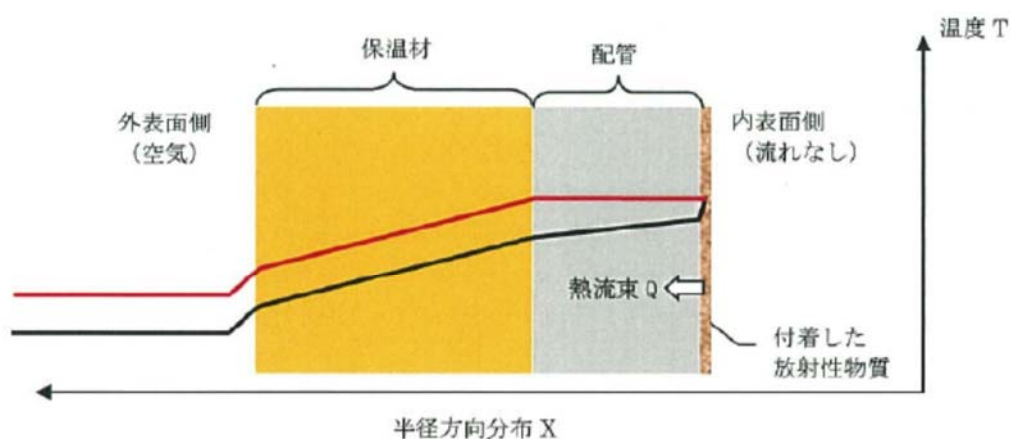
これにより、配管内面の温度上昇は0.09°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は170°C程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200°Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内

面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は14.3mmであり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」を想定する。



※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものし、全ての熱流束が配管（保温材）外表面側に移行すると評価した。

第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率*1)
環境温度	100℃

*1 : JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL / \lambda) + T_l \quad \dots \text{式(5)}$$

T_h : 配管外表面温度 (℃)

T_l : 保温材表面温度 (℃)

q : 配管熱流束 (W/m²)

L : 保温材厚さ (0.03m)

λ : 保温材熱伝導率 ($2.103 \times 10^{-2} \text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$)

$$T_l = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(6)}$$

この式(6)における、 q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

上記の式(6)における、 q と h_{se} は以下の式で表される。

Q : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

S : 単位長さ当たりの配管外面表面積 (m²)

h_r : 放射による配管外表面熱伝達率 (W / (m²・K))

h_{cv} : 対流による配管外表面熱伝達率 (W / (m²・K))

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$$

ε : 配管外表面放射率 (0.22)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10^{-8} (W / (m²・K⁴)))

h_{cv} については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる h_{cv} を比較し、小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式(11)}$$

$$h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left(\frac{T - T_{\text{atm}}}{D_0} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

D_0 : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約124.2℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

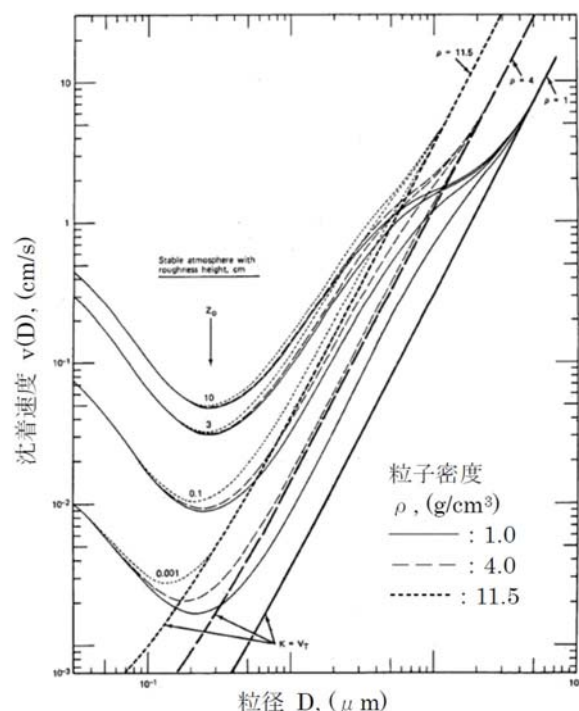
なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501において、適用範囲が $-180^{\circ}\text{C} \sim 1,000^{\circ}\text{C}$ となっており、適用に対して問題がないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては、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検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” ※は、環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算）についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。

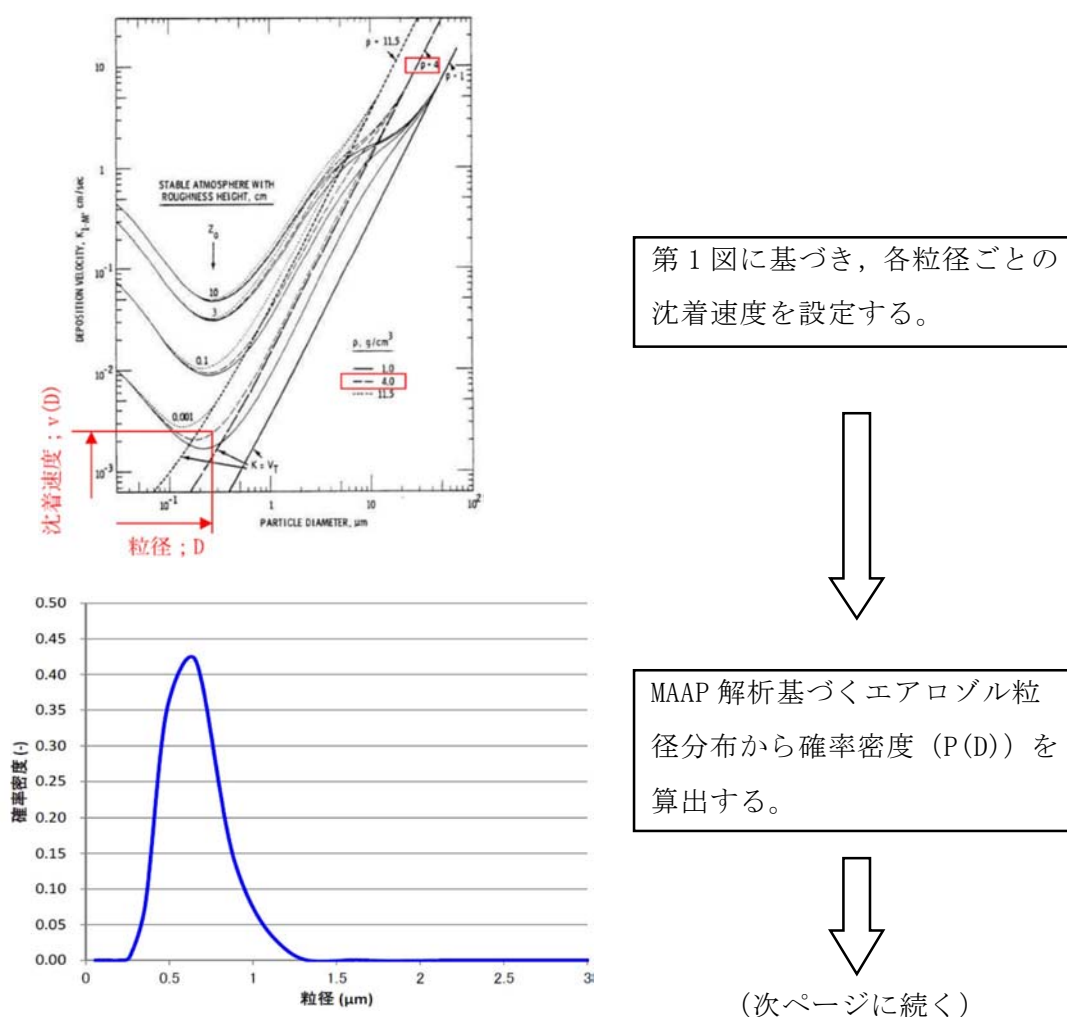
このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ 0.001cm ($10\ \mu\text{m}$) と粒子密度 $4\text{g}/\text{cm}^3$ を想定した、格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第1図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。



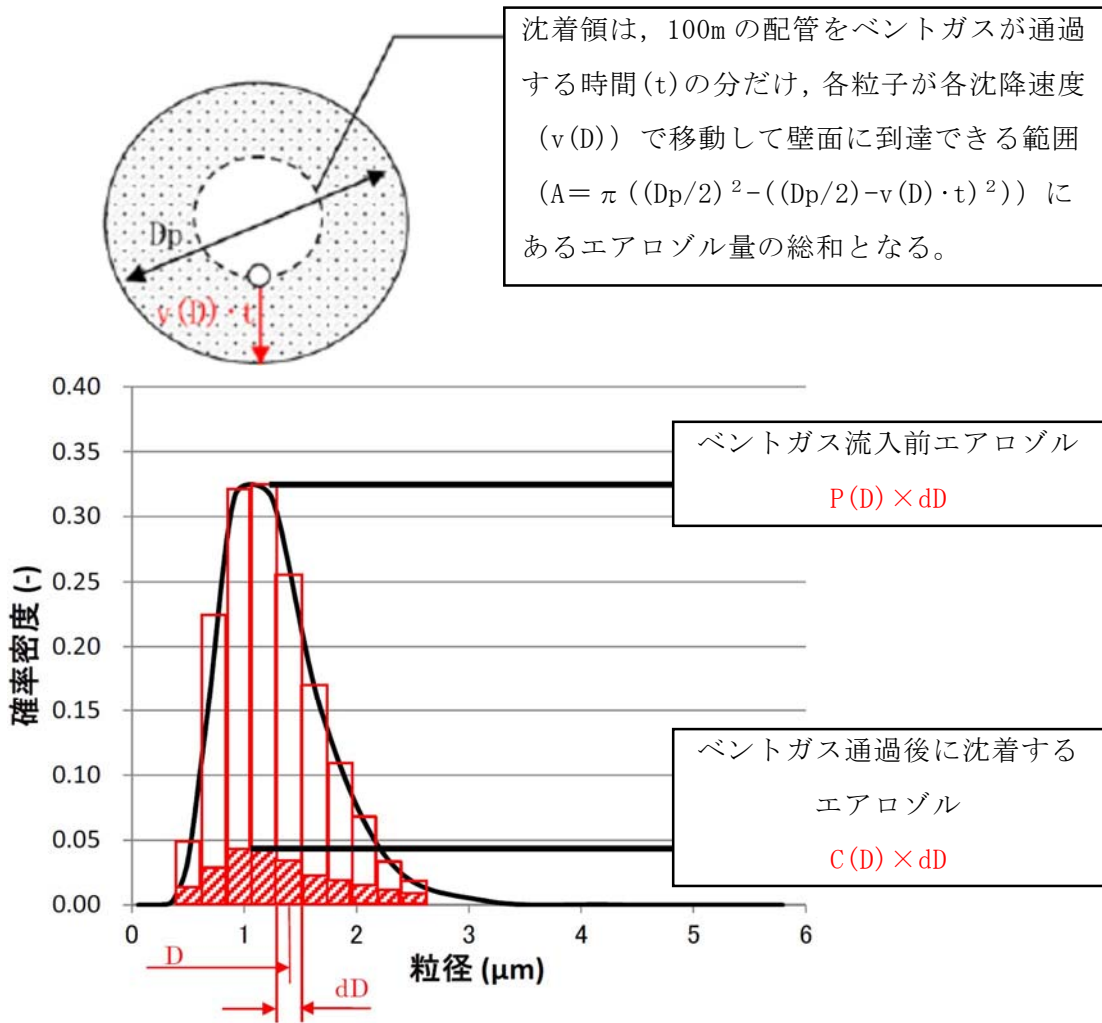
第1図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100m、配管内径600mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に、評価結果を第1表に示す。



第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



第 2 図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\sum \text{Red Boxes}}{\sum \text{Black Boxes}} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum(C(D) \times dD)}{\sum(P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum(C(D))}{\sum(P(D))} \right) \times 100$$

ここで、 $C(D)$ は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left(\frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \left(\frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa [gage] ※1	69kPa [gage] ※2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力（2Pd）

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より、最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

* ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” , NUREG / CR - 4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

1. 配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器圧力逃がし装置は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力(200℃, 2Pd)における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における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に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して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が損なわれるおそれがないものであることが求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を 含む)	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力		
D + P _d + M _b	1.5 · S _h	S _a (c)	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + M _b	1.8 · S _h	S _a (d)	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + S _s	0.9 · S _u	S _s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2 · S _y 以下であれば疲労解析は不要。		IV _A S	JEAG4601 第3種管の許容 応力/第3種管 の許容応力の解 説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- P_d : 内圧応力
- M_a : その他の短期的機械的荷重による応力(当該設備においては対象外)
- M_b : 二次応力(熱応力)
- S_a (c) : 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含まない場合)
- S_a (d) : 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含む場合)
- S_h : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- S_u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値

なお、当該設計における荷重の組合せと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編 J E A G 4601・補－1984, J E A G 4601－1987及び J E A G 4601－1991追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月, 昭和62年8月及び平成3年6月）（以下「J E A G 4601」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1－2005（2007追補版含む）（日本機械学会 2005年9月, 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。））に準拠したものである。

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下格納槽内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、地滑り、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行い, 凍結し難い設計とする。また, 適宜ドレン水を排出することから, フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	フィルタ装置は, 格納槽内に設置し, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪), 閉塞	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類(ネズミ等)によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	地下格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度(輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等	温度(熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
	電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格(JIS)等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

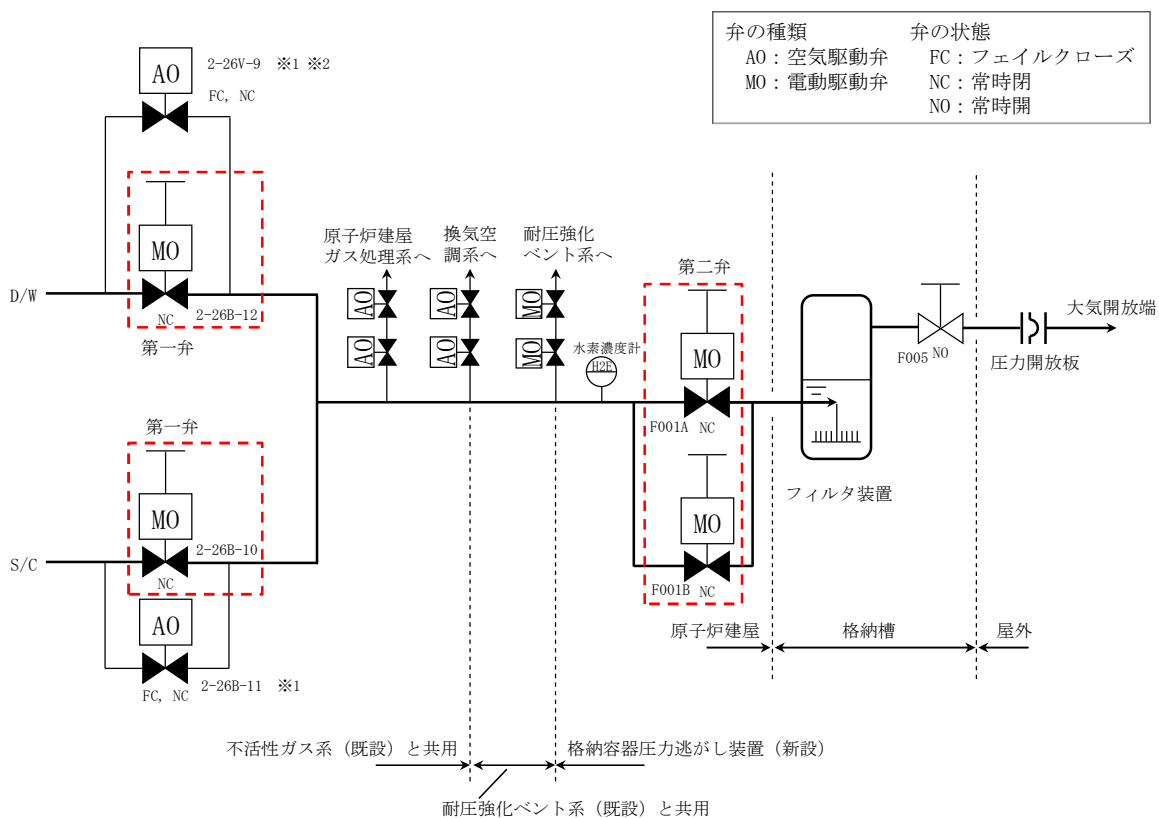
外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第 1 図に示す。



- ※1 : 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50A) の弁であり、格納容器圧力逃がし装置の経路としては十分ではない。
- ※2 : 2-26V-9 は、現在バタフライ弁であるが、高温時における弁のシール性向上のためグローブ弁に交換する。

第 1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

1.2 設計の意図

東海第二発電所では、格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

(1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S/C）からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル（D/W）上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3. 参照）。

(2) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁の設置要求（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の解釈）に基づき、S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。

(3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離す

るために設置している。

1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置，他からの悪影響）

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S/C側第一弁，D/W側第一弁及び第二弁）の設置位置は，弁の設置スペース，人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また，事故後の環境条件を考慮した設計としているため，ベント時においても弁の健全性は確保され，主ラインの隔離弁は，電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため，現場において弁本体を直接操作することはできないが，遠隔人力操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。

なお，遠隔人力操作機構の操作場所は，遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし，さらに，必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し，作業員の被ばく低減に配慮している。

遠隔人力操作機構は，フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量，高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため，これらの耐性を確認した。

（1）耐放射線性について

フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は，有効性評価で確認している19時間ベントで約19kGy/7日と評価している。これに対し，配管と同エリアにある機器の積算線量は36kGy/7日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち，フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム）及び摺動部に使用される潤滑油は，長期的には放射線による劣化が考えられる。

ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。

また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。

（2）耐熱性について

ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を 170℃程度（別紙 30）と評価しているが、周囲の温度が 60℃程度になるように保温を施工する設計としている。

フレキシブルシャフト被覆（シリコンゴム）の耐熱温度は 200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。

よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。

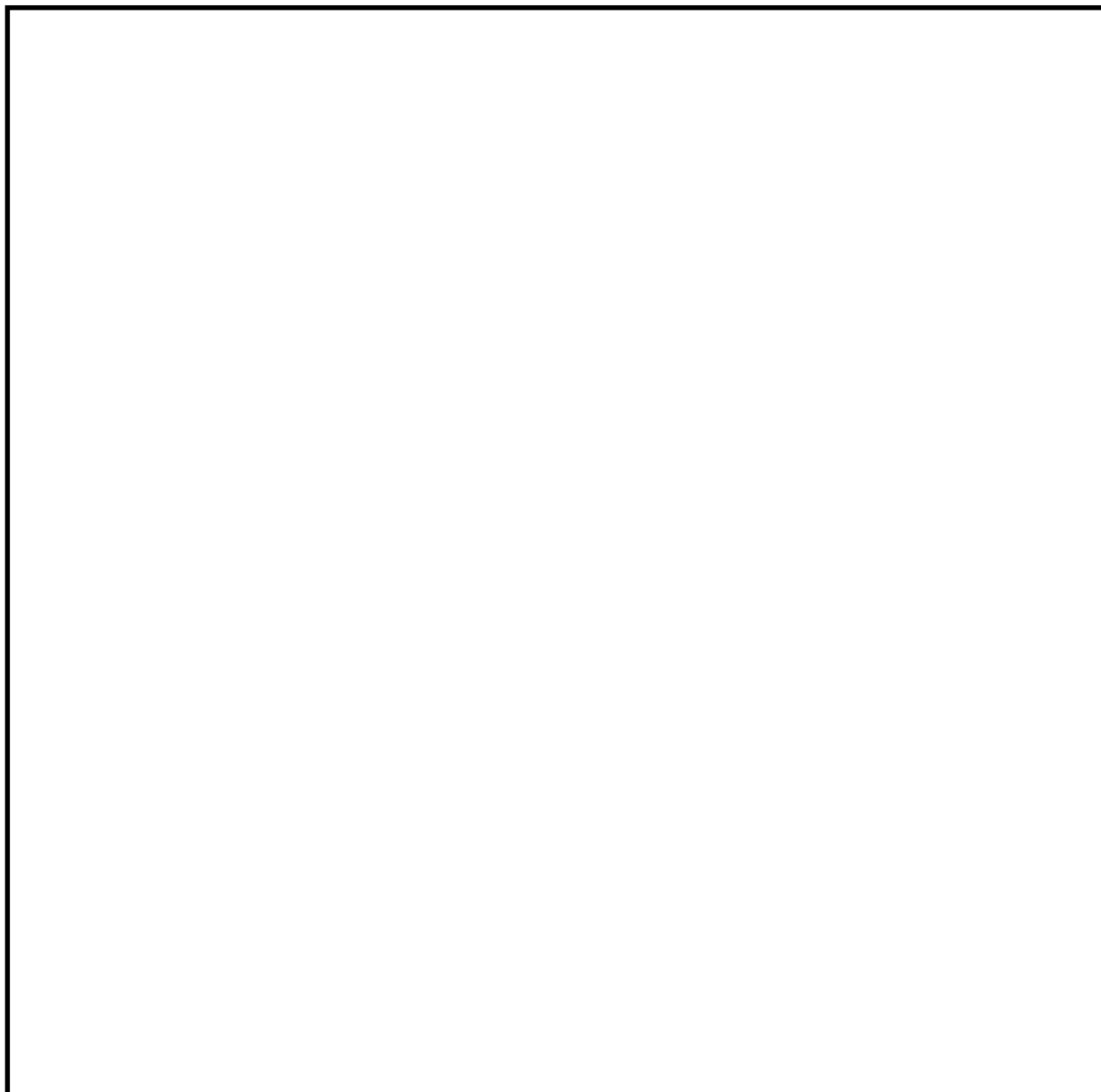
遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造を第 2 図に、主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第 3 図～第 5 図に示す。



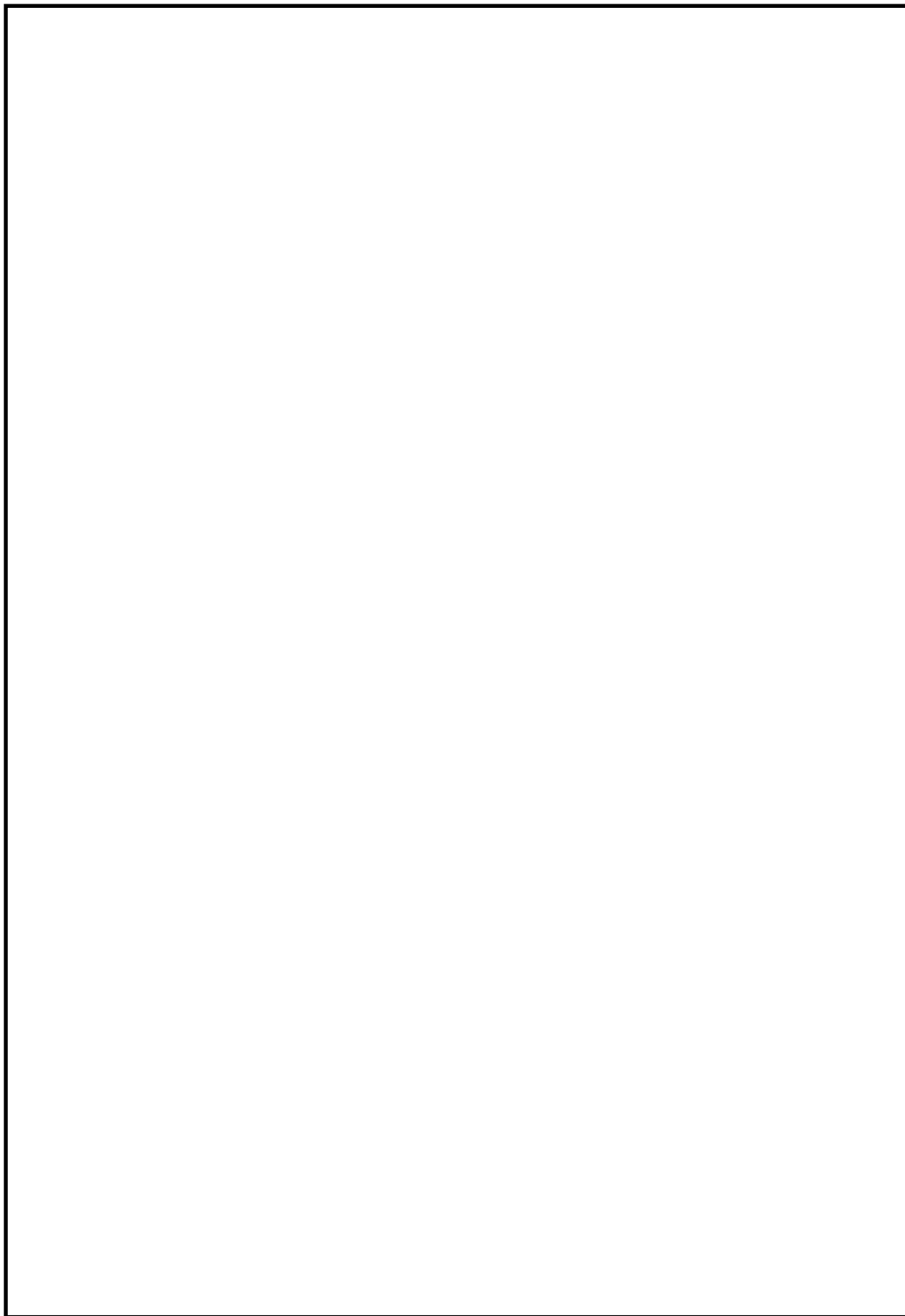
第 2 図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造



第 3 図 第一弁（S / C 側）配置図



第 4 図 第一弁（D/W側）及び第二弁配置図



第 5 図 第二弁配置図

1.4 開の確実性，隔離の確実性

(1) 開の確実性

ベント実施時は，第一弁，第二弁の順に開弁する。第一弁，第二弁とも交流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

駆動源となる電源は，通常時には非常用母線より給電しているが，重大事故等で非常用母線が喪失した場合には，重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし，高い信頼性を確保している。

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔人力操作機構により，放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

(2) 隔離の確実性

a. ベント実施前

ベント実施前は，格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

b. ベント実施後

ベント実施後は，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。さらに，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離する。

格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離について、格納容器からの除熱機能が復旧し、格納容器及び格納容器圧力逃がし装置の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同等に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け、遠隔人力操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（A0 弁）は，駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（M0 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また，M0 弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は，中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること，駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から，M0 弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 1 表に示す。

第 1 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ M0 弁に対して必要な電源容量が小さい 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて，空気（圧縮空気設備）が必要 ・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が困難
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源喪失時は，その状態を維持（フェイルアズイズ）する ・ 電源以外のサポート系が不要 ・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が可能 ・ 開度調整が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ A0 弁に対して必要な電源容量が大きい

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第 2 表に示す。

第 2 表 主ラインの弁の仕様

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005
型式	バタフライ弁			
口径	600A	600A	450A	600A
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動
遠隔人力 操作機構	有			
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)
フェイルク ローズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア)
操作場所	通常時	中央制御室		格納槽内 (フィルタ装置 設置エリア外)
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟 1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	

2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイズ）する必要があることから、MO 弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリの維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

なお、第一弁（S/C側，D/W側）に並列して設置されているバイパス弁（2-26V-9, 2-26B-11）は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ（FC）機能を設ける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉（NC）運用としている。

3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

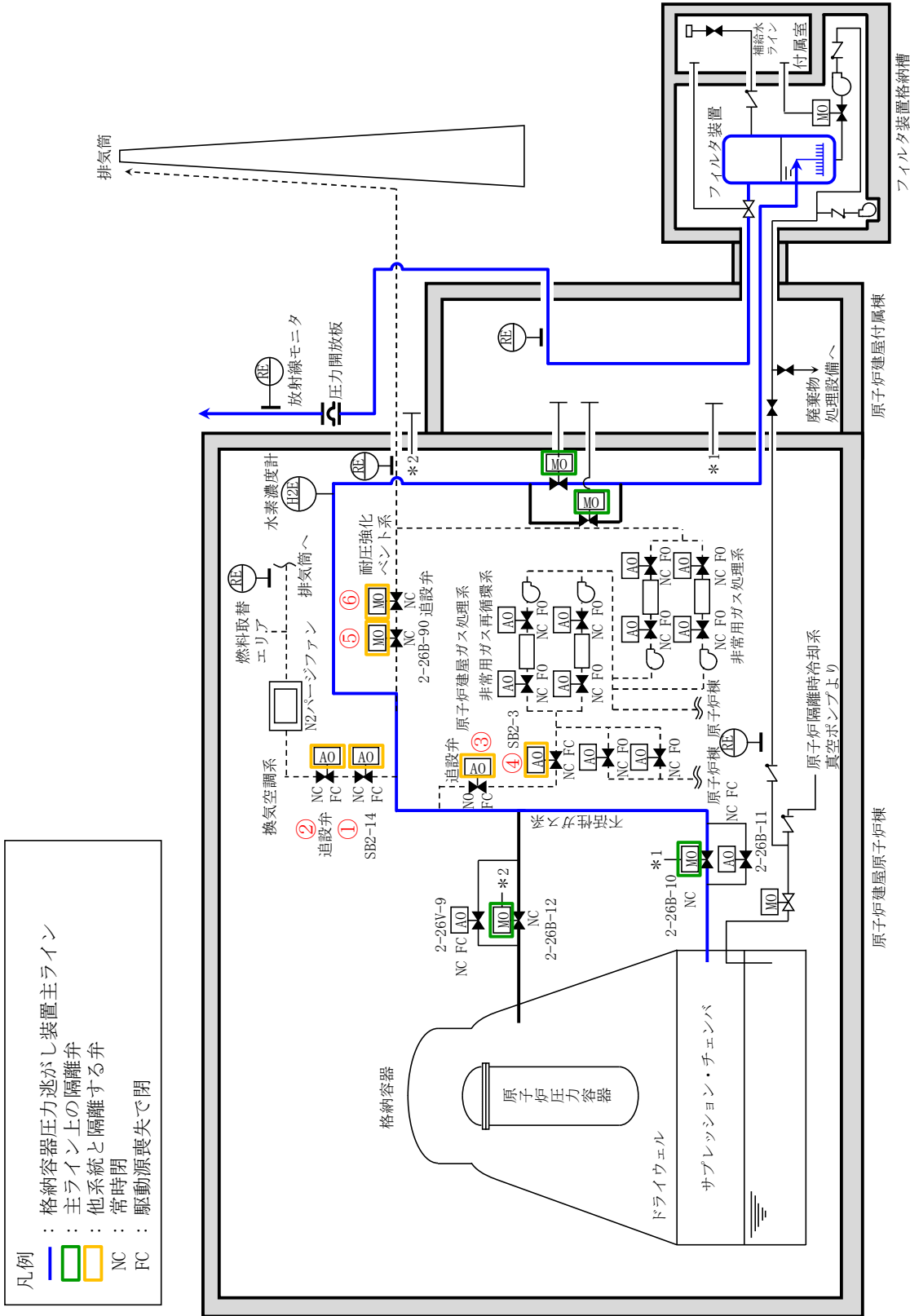
3.1 各系統の隔離弁の数と種類

格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第 3 表に、系統概略図を第 5 図に示す。

第 3 表 他系統隔離弁（格納容器隔離弁）の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号 (第 5 図中の 表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	追設	SB2-3	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動				電動駆動	
口径	600A				300A	
弁の状態	常時閉 (NC) ※		常時開 (NO)	常時閉 (NC)		
フェイル クローズ (FC) 機能	有				無 (フェイルアズイズ)	

※：通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。



第 5 図 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統概要図

3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第3表及び第5図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第5図中①SB2-14及び②追設弁の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉止が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-14については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第5図中③追設弁及び④SB2-3の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、SB2-3については通常運転時に開弁することはなく、また、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な

隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

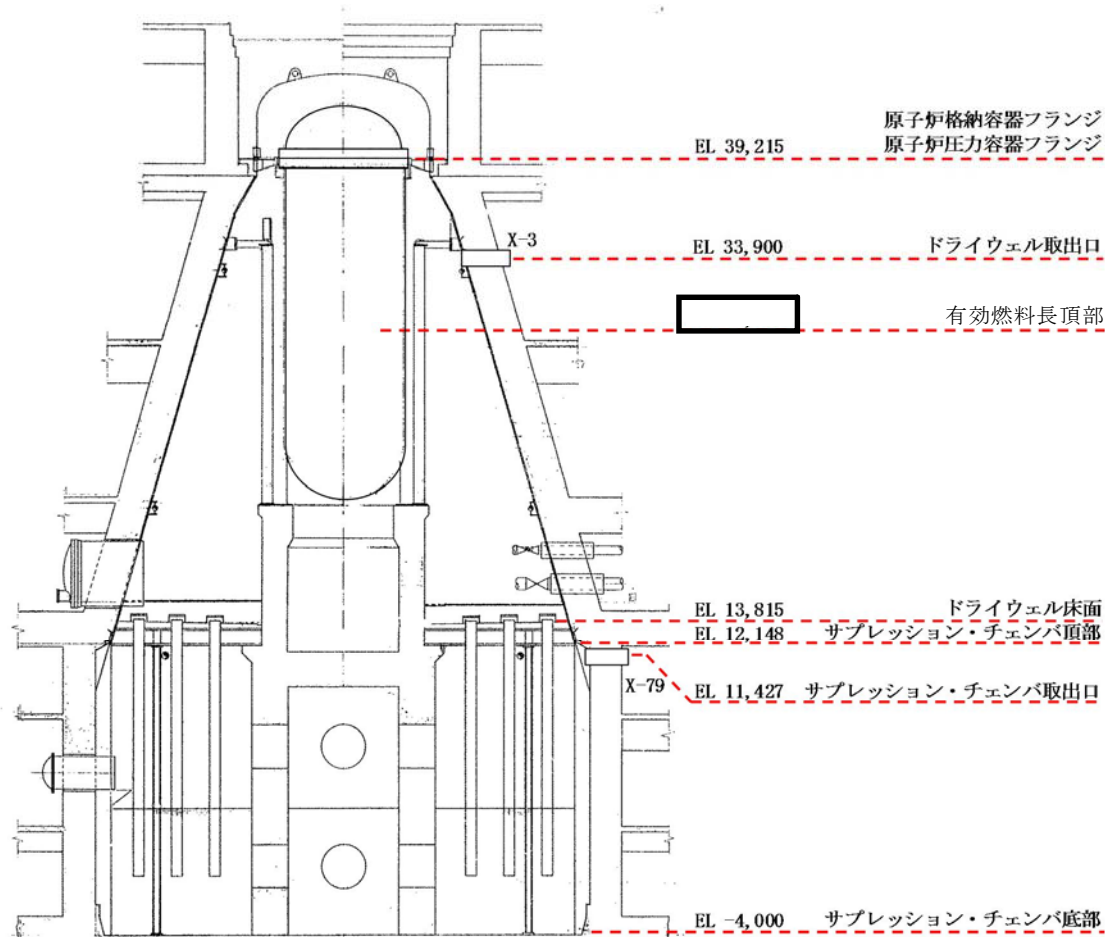
耐圧強化ベントラインとの隔離は、第 5 図中⑤2-26B-90 及び⑥追設弁の 2 弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

格納容器からの取り出し高さ

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第 4.1 図に示す。



第 4.1 図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-3）を選定している。

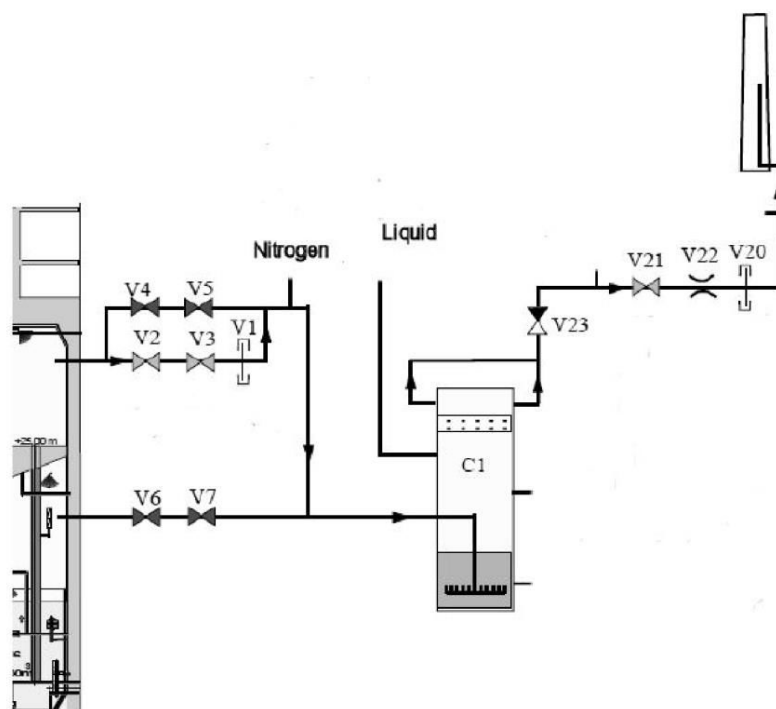
また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔（X-79）を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

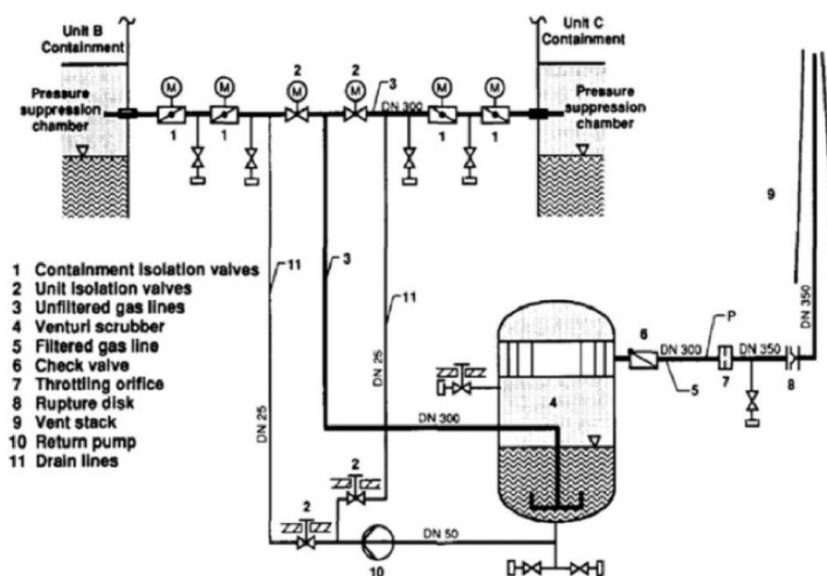
フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。



第1図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（フィンランド）

(2) ドイツ

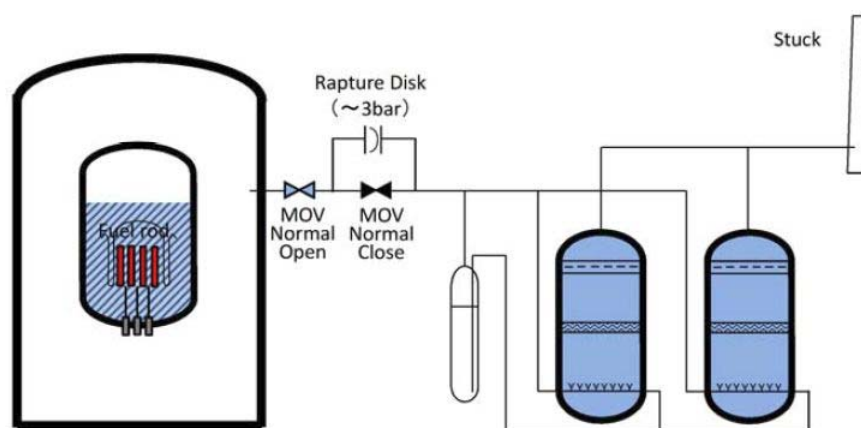
ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第2図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動駆動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動駆動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（ドイツ）

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、格納容器から2つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すればベントは自動的に開始される。



第3図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（スイス）

<参考図書>

- [1] NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.

(参考) 耐圧強化ベント系の駆動源喪失時の現場における弁操作について

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要であるため、以下のとおり、操作の成立性を確認した。

炉心損傷前の耐圧強化ベント系との隔離時の作業員の被ばくは、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質による被ばく及び操作場所付近の耐圧強化ベント系配管、非常用ガス処理系フィルタ等からの直接線による被ばくを考慮する。放出量評価条件、線量評価条件等を第4表～第7表に示す。線量率の評価結果は第8表に示すとおり約7.3mSv/hである。

室温については、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、通常時と同等で夏季でも約30℃程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて手動操作が必要な4個の弁の操作時間は作業時間(10分/個)である。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

以上のことから、耐圧強化ベント系の駆動源喪失時にも、現場において弁の操作が可能である。

第 4 表 放出量評価条件

項 目	評価条件	備 考
原子炉熱出力 (MW)	3,293	東海第二発電所定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 4.6×10^3	I-131 の冷却材中濃度に応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮
追加放出量 (I-131) (Bq)	2.22×10^{14}	I-131 の追加放出量に応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮, 希ガスについてはよう素の 2 倍の値
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	1.68×10^4	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	1.79×10^6	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
追加放出されたよう素の割合 (%)	有機よう素 : 96 無機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
原子炉圧力容器気相部への移行割合 (%)	希ガス : 100 有機よう素 : 10 無機よう素 : 約 8.1	残り 90% の有機よう素は原子炉冷却材中で分解され, 無機よう素と同様の割合で気相に移行する。
スクラビングの除去効果	考慮しない	
耐圧強化ベント開始時間	事象発生 28 時間後	事象発生 28 時間後までの自然減衰を考慮

第 5 表 換気系の評価条件

項 目	評価条件	備 考
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 : 90% 再循環率 : 4.8 回/日	非常用ガス処理系等の起動を考慮し保守的に評価
非常用ガス処理系	よう素除去効率 : 97% 換気率 : 1 回/日	
原子炉建屋漏えい	考慮しない	原子炉建屋内の放射性物質による線量率を保守的に評価

第 6 表 建屋内に漏えいした放射性物質による外部被ばく条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージオンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) 6.2×10^{-14} : サブマージオンによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$) Q_{γ} : 原子炉建屋内の放射性物質濃度 (Bq/m³) (0.5MeV 換算値) E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 操作場所の空間体積 (m³) </p>	
操作場所の空間体積 (m ³)	2,200m ³	原子炉建屋ガス処理系フィルタ室の空間体積

第 7 表 線量換算係数, 呼吸率等

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を使用 $I-131$: 2.0×10^{-8} Sv/Bq $I-132$: 3.1×10^{-10} Sv/Bq $I-133$: 4.0×10^{-9} Sv/Bq $I-134$: 1.5×10^{-10} Sv/Bq $I-135$: 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
耐圧強化ベント系配管から評価点までの距離	配管表面から 30cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタ等から評価点までの距離	非常用ガス再循環系フィルタ : 2.0m 非常用ガス処理系フィルタ : 2.7m	操作場所を考慮して設定

第 8 表 線量率の評価結果

被ばく経路		線量率 (mSv/h)
建屋内の放射性物質 による線量率	外部被ばく	約 4.6×10^{-2}
	内部被ばく	約 4.9×10^0
非常用ガス処理系 フィルタ等からの 線量率	非常用ガス処理系 フィルタ	約 4.3×10^{-2}
	非常用ガス再循環 系フィルタ	約 2.6×10^{-1}
配管からの線量率		約 2.1×10^0
合計線量率		約 7.3×10^0
作業線量 (10 分/個)		約 1.2×10^0 mSv

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第 9 表に示す。また、評価モデルを第 4 図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 19kGy であり、設計値の 36kGy を超えないことを確認した。

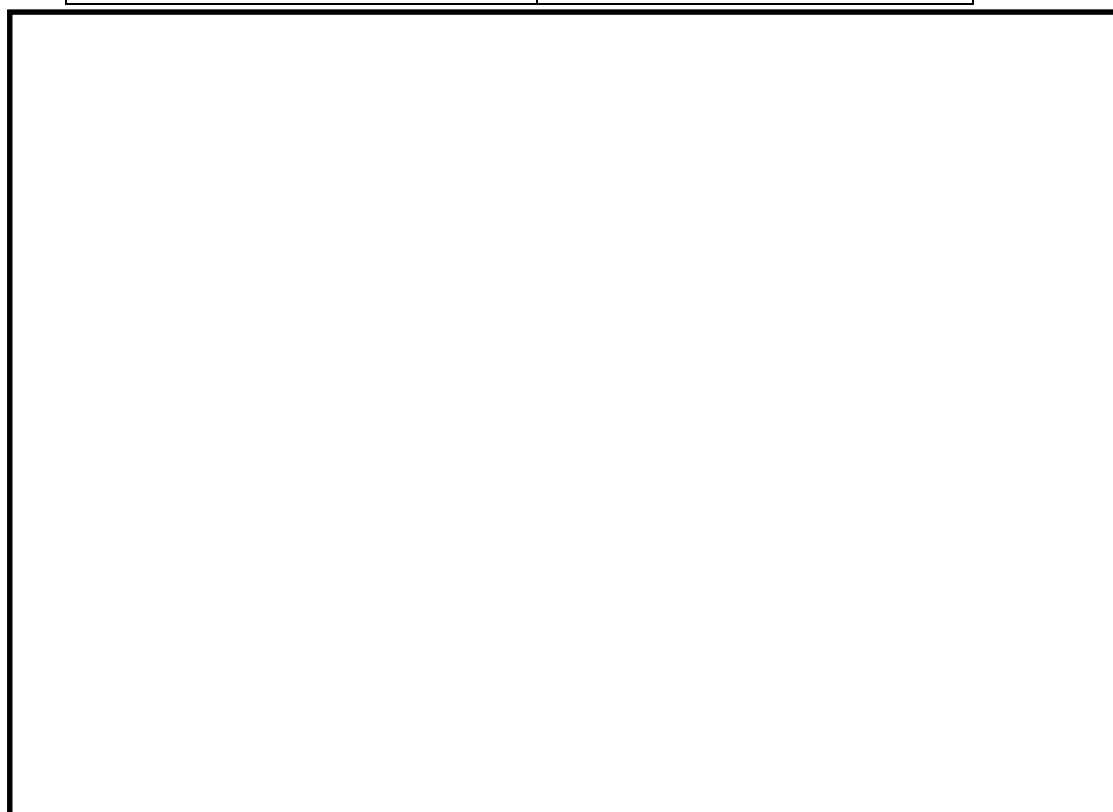
なお、配管内に浮遊した放射性物質（希ガスを含む）からの直接ガンマ線は、評価結果の約 19kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

第 9 表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から 19 時間ベント（D/Wベント）	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に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の 10%の放射性物質（希ガスを除く）が均一に付着	別紙 30 参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第 10 表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は 100m と設定
評価位置	配管表面から 25cm 地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。（配管から 25cm 以上離して敷設する設計）
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第 10 表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 (cm^{-3})
0.01	1.508×10^{15}
0.025	2.468×10^{15}
0.0375	5.970×10^{14}
0.0575	3.101×10^{14}
0.085	1.015×10^{15}
0.125	2.659×10^{14}
0.225	4.315×10^{15}
0.375	2.861×10^{16}
0.575	6.549×10^{16}
0.85	3.620×10^{16}
1.25	8.533×10^{15}
1.75	8.737×10^{14}
2.25	5.644×10^{14}
2.75	1.334×10^{13}
3.5	1.149×10^9
5.0	2.541×10^3
7.0	2.924×10^2
9.5	3.366×10^1



第 4 図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約 0.2%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約 0.02%と評価される。一方、出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約 0.2%と評価され、窒素供給を考慮することで更に低減される。

出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。

一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。

以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。

(参考) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

1. 系統待機時

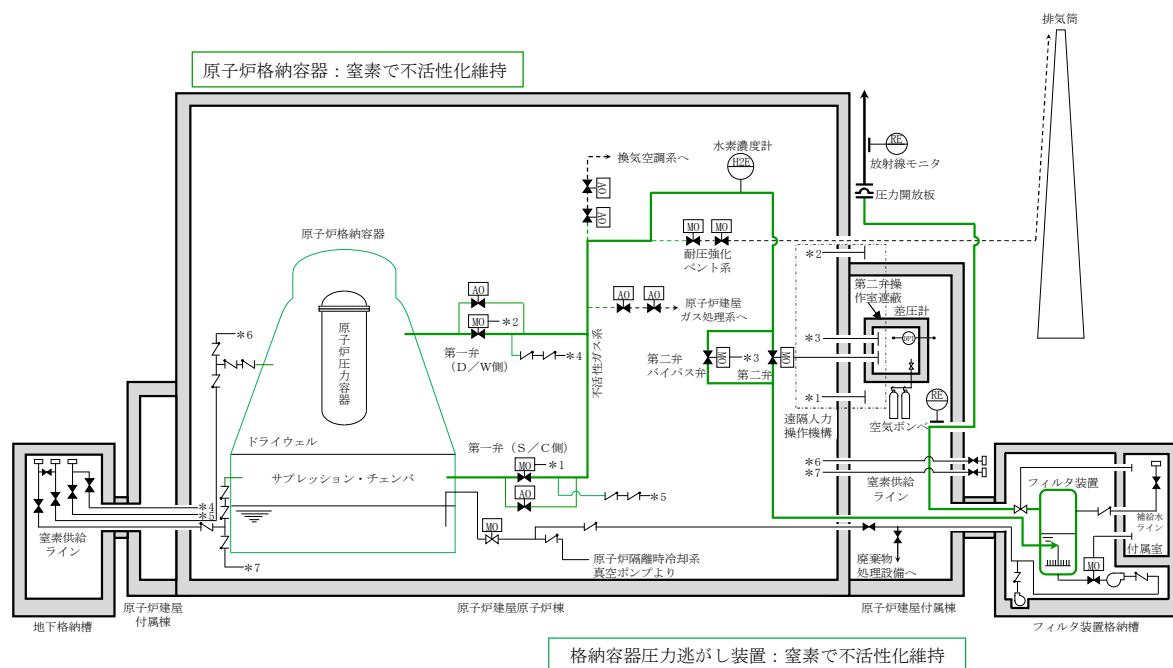
(1) 系統状態

系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の状態を第 1 図に示す。

(2) 水素濃度

系統待機状態においては，系統内への水素流入はなく，また，系統内における水素発生はない。



第1図 系統待機時の状態概要図

2. ベント実施時

(1) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

(2) 水素濃度（ベント実施時）

格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約0.2%となる。

$$\begin{aligned}
 \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1,000 / \left(\text{飽和蒸気比エンタルピー} \right. \\
 &\quad \left. - \text{飽和水比エンタルピー} \right) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\
 \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \left(\frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100 / \left(1.602 \times 10^{-19} \right) \quad (\ast 1) \\
 &\quad / \left(6.022 \times 10^{23} \right) \quad (\ast 2) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times \text{放射線吸収割合} \\
 \text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / \left(\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量} \right) \times 100
 \end{aligned}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

※1 : $1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} [\text{J}]$

※2 : アボガドロ数 6.022×10^{23}

以上の式に事故発生 7 日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

- ・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として 200kPa[abs]とする。
- ・ 格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・ 放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・ 事故発生 7 日後を想定するため、崩壊熱は約 10MW とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 10 \times 1,000 / (2706.24 - 251.15^*) \times 1,000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 18247.8 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

※ : 飽和水比エンタルピは 60°C 条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 10 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1.0 = 33.44 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 33.44 / (18247.8 + 33.44) \times 100 = \text{約} 0.2\%$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。

その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約 0.2% となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する（設計条件）。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

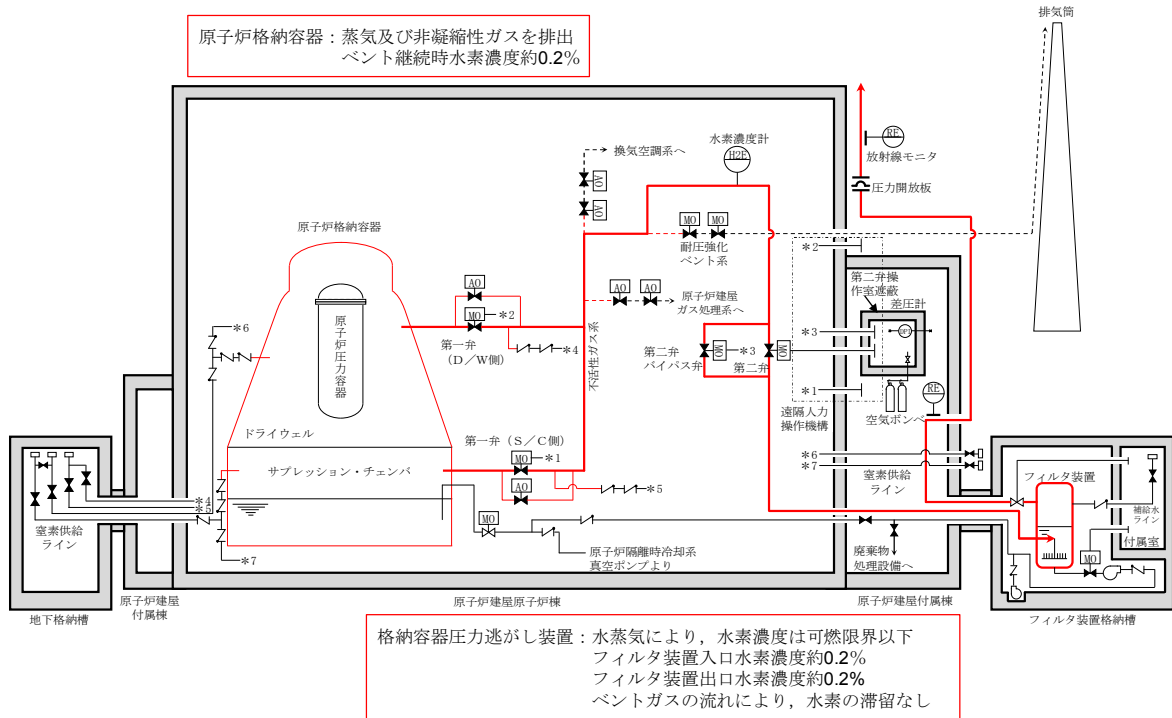
$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 0.5 \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 992.65 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

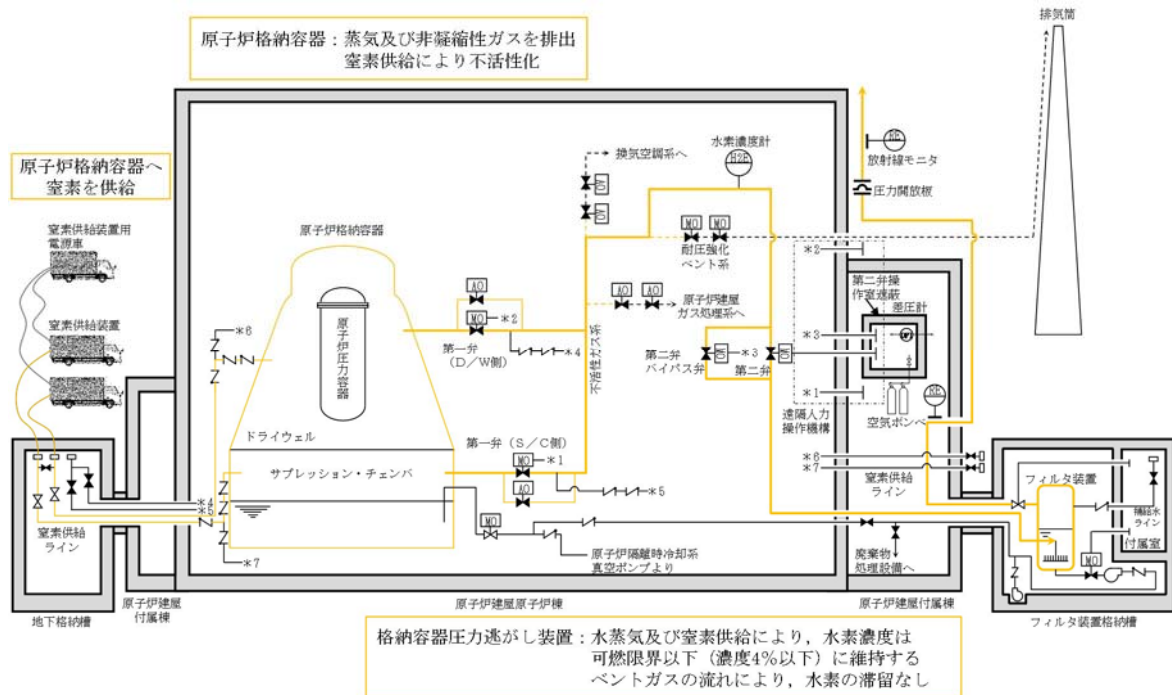
$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 1.67 / (992.65 + 1.67) \times 100 \\ &= \text{約} 0.2\% \end{aligned}$$

(3) 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値より更に水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は約 0.2%を上回ることはない。



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図

3. ベント停止後

(1) 系統状態

ベント停止後、可搬型窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで、系統内の水素を希釈、掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため、フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない。スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側については、スクラビング水が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

(2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.02%となる。

なお、フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \left(\frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100 \\ &= \frac{1.602 \times 10^{-19}}{3600} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times \end{aligned}$$

入口配管内への水素流量 = フィルタ装置内水素発生量

× ガス入口配管断面積 / フィルタ装置断面積

水素濃度 = 入口配管への水素流入量

／ (入口配管への水素流入量 + 窒素供給量) × 100

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する。（格納容器圧力逃がし装置設計条件）
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・窒素供給量は $200\text{m}^3[\text{N}]/\text{h}$ ，不純物濃度は1%未満のため無視する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ & / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ & = 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{入口配管内への水素流量} &= 1.67 \times 0.144 / 9.1 \\ & = 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 0.026 / (0.026 + 200) \times 100 \\ & = \text{約}0.02\% \end{aligned}$$

(3) 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については，窒素供給量，水素発生量の割合から求める。その結果，水素濃度は約0.2%以下となる。

なお，ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は2.(2)に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため，フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。

4. 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。

G値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 0.40 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 0.27 分子/100eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。

水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考えられる。

ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、災害対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

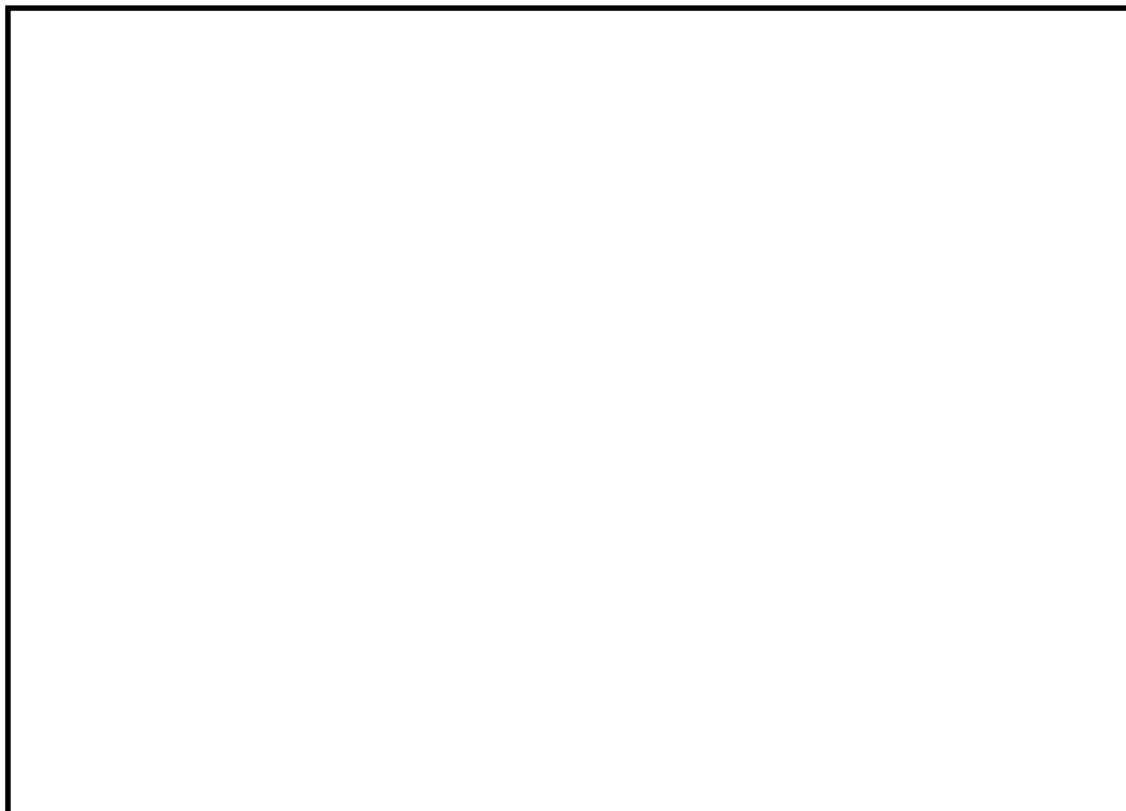
(2) 必要要員数

災害対策本部（全体体制）の要員は 110 名であるが、8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は 102 名である。プルーム通過時の必要要員である 70 名は緊急時対策所、中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は、発電所から 10km～20km の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 6 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（放水口）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は約 24 分である。



第 1 図 放水口から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に示す。

第 1 表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後

第1表に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約6.5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約3時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。

第2表及び第2図に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間（評価上5時間）において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。

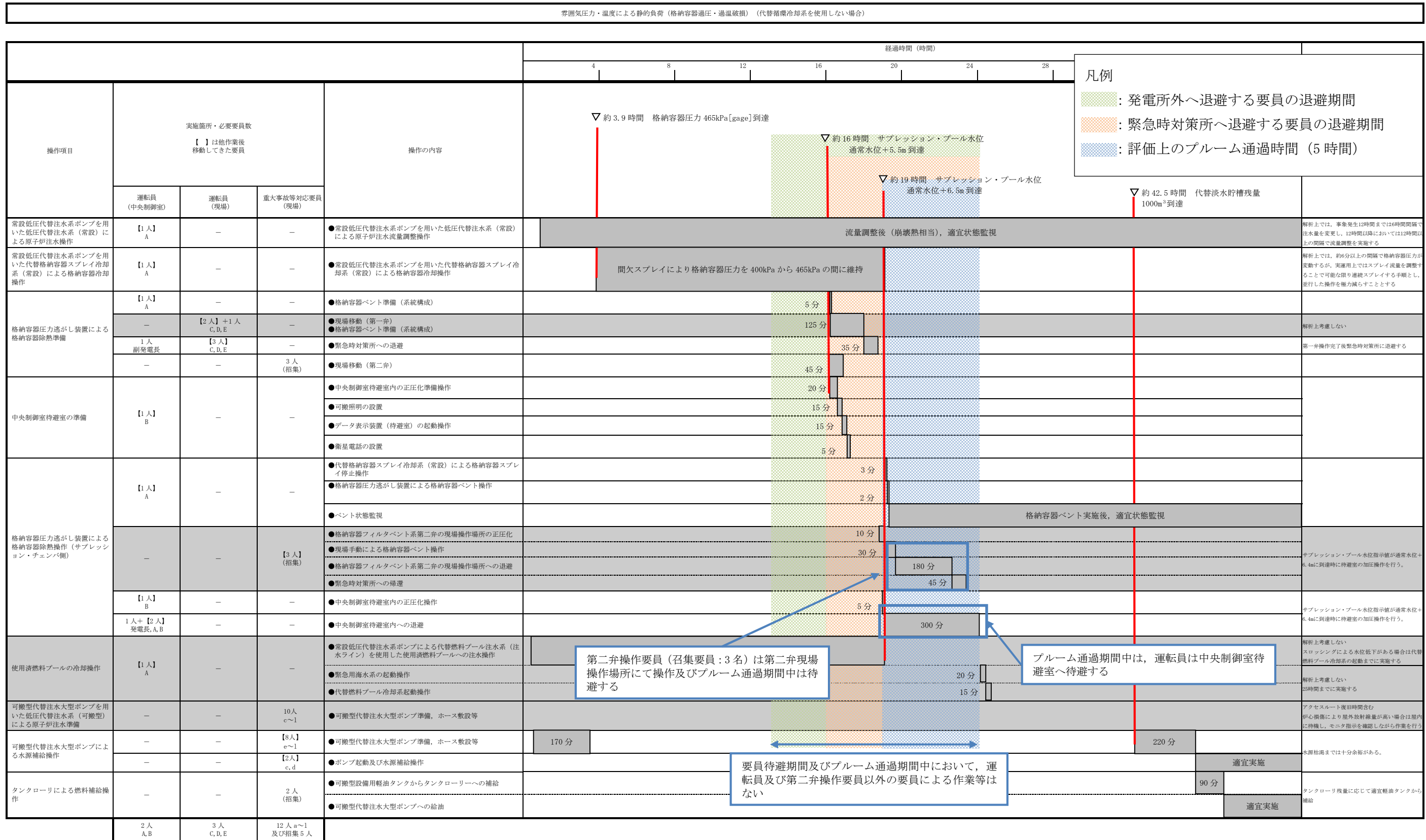
第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

b. 格納容器酸素濃度 4.3vol%到達によるベント

炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）においては，水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）の不確かさが大きく，予め待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度から 4.3vol%到達時間を予測し，退避を実施する。また，退避開始からプルーム通過時の退避時において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。



第2図 待避時及びプルーム通過時における要員の整理
 （「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間」抜粋）

エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について

格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては、エアロゾル移行量を 400kg に設定している。(別紙 2)

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器圧力逃がし装置に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す M A A P 解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL 部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL 部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価

となる。

- (c) 東海第二発電所では、M C C I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも熔融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。(別紙38)

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではS/Cベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。第1表より、エアロゾル移行量はS/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く5kgであるが、格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る400kgである。

第1表 静的負荷シーケンスにおけるF Pエアロゾル移行量

放出する系統	F Pエアロゾル移行量 (kg)
S/Cベント	0.001
D/Wベント	5

希ガスの減衰効果に期待したドライウエルベント実施時の影響評価

- (1) 格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。

そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チャンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。

この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」においては、事象発生後約 19 時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。

ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から 19 時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウエル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となる Cs-137 放出量を対象に、事象発生後約 19 時間後にサプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。

(2) 評価ケース

a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19 時間ベント）

格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+

6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サブプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第 1 図に示す。

b. ドライウェル側からのベントケース (34 時間ベント)

a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第 2 図に示す。

MAAP 解析の結果、ドライウェル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約 34 時間時点で格納容器圧力が限界圧力を下回る 620kPa[gage] に到達する結果となったことから、約 34 時間後にドライウェルベントを実施した。

(3) 評価結果

サブプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を 1 として規格化した場合のドライウェル側からのベントケースの放出量の相対値を第 1 表に示す。

第 1 表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及び Cs-137 放出量

評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サブプレッション・チェンバ側からのベント	約 19 時間	1	1
ドライウェル側からのベント	約 34 時間	約 0.80	約 1.76×10^4

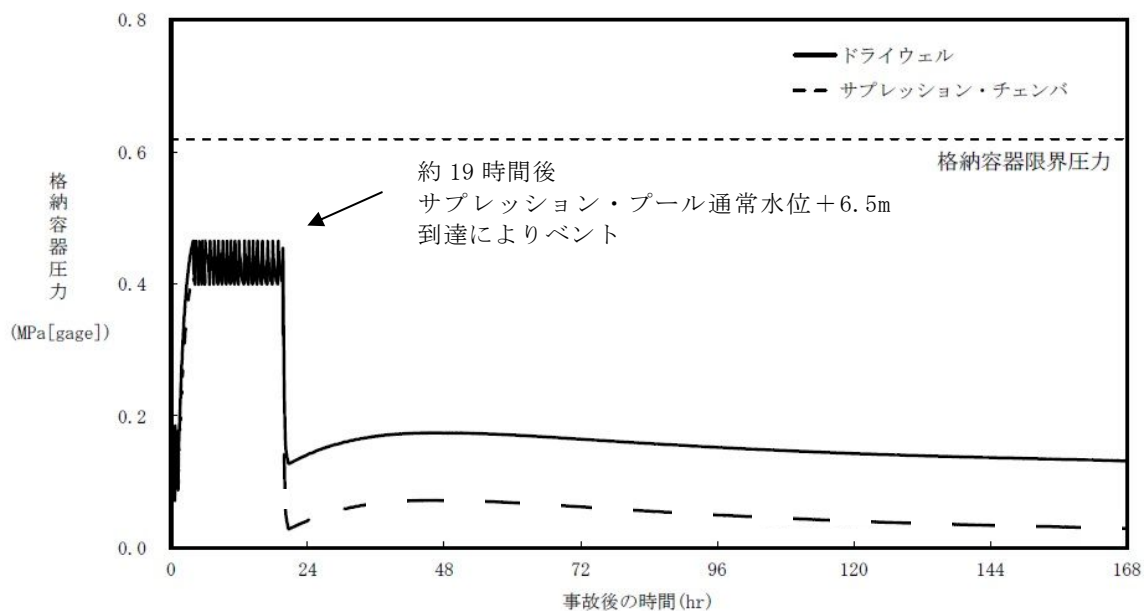
希ガスの放出量はサブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントケースは約 0.8 倍であり、希ガスの減衰効果は限定

的となっている。これは、第3図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から12時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生19時間後から34時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

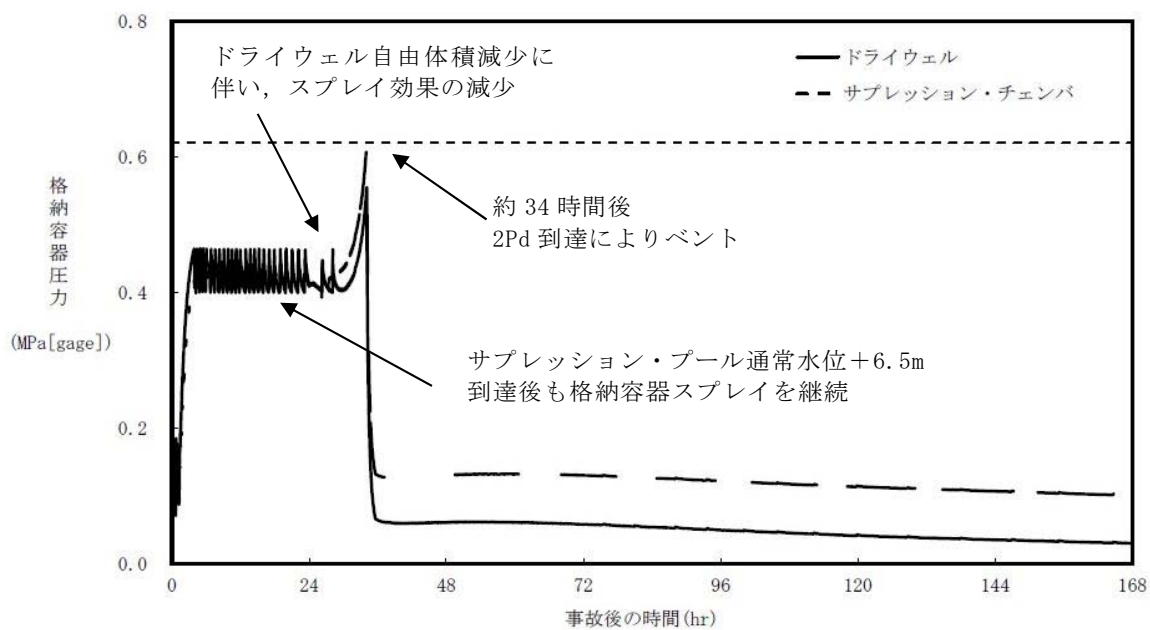
Cs-137の放出量に関しては、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントは約 1.76×10^4 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウェル側からのベントの場合、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してサブプレッション・プールでのスクラビング効果が得られなくなるためである。

(4) まとめ

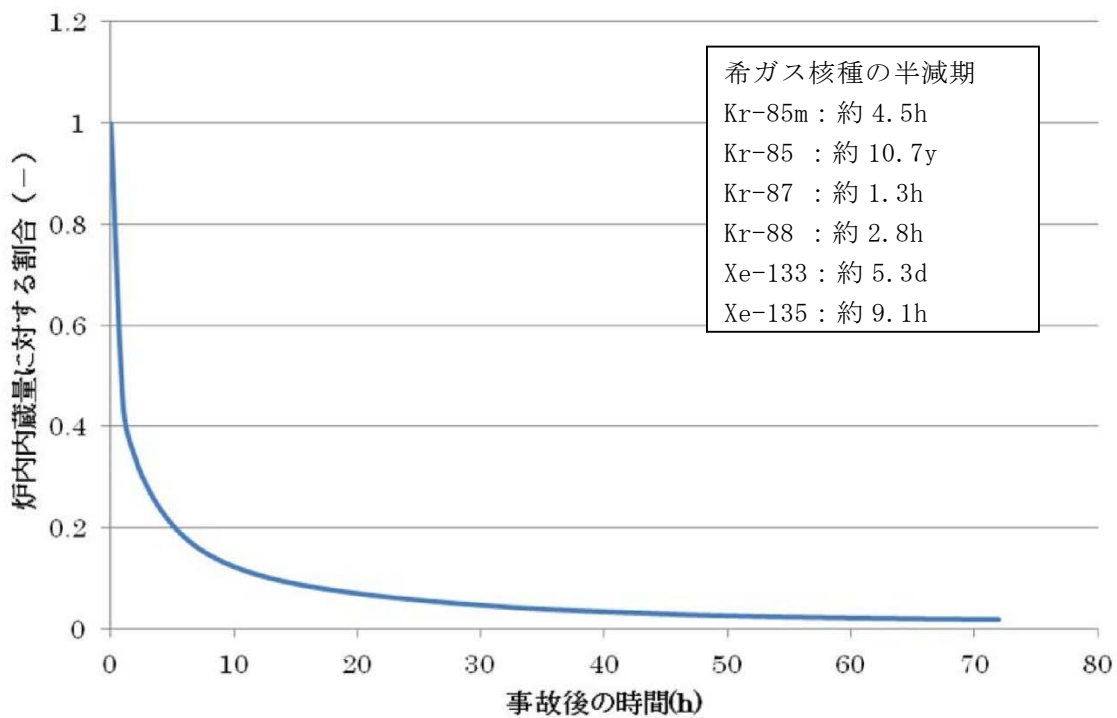
上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウェル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サブプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサブプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。



第 1 図 サプレッション・チェンバ側からのベント (19 時間ベント)
の格納容器圧力推移



第 2 図 ドライウエル側からのベント (34 時間ベント)
の格納容器圧力推移



第 3 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化 (核種合計)

コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について

MCCI発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO₂が発生する。また、この水蒸気やCO₂が、熔融炉心中のZrと反応し、H₂及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり熔融炉心内を上昇する間に、熔融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、熔融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する*。

これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO₂の他に微量の[] []が含まれているが、水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に熔融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も発生しない。

* D. A. Powers, J. E. Brockmann, A. W. Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.

格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を格納容器へ移送し、気中保管する。

なお、「別紙 10」に記載のとおり、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。

また、「別紙 9」に記載のとおり、金属フィルタに捕集した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れがない状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 11」に記載のとおり、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が起こるが、スクラビング水を格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置出口配管に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。

ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について

格納容器圧力逃がし装置の放出高さ（原子炉建屋屋上放出，排気筒放出）の違い（補足 1 参照）による被ばくへの影響を評価した結果，以下に述べるとおり有意な影響はないことを確認した。

(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷前のベント実施時における，非居住区域境界外の実効線量は，原子炉建屋屋上放出（地上放出）では約 0.15mSv，排気筒放出では約 0.018mSv であり，判断基準（5mSv）に対して十分余裕がある値となっている（補足 2 参照）。

(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷後のベント実施時における $Cs-137$ の放出量は，判断基準である 100TBq を十分下回る値となっているが，セシウムによる長期土壌汚染の観点から，遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評価した。その結果，排気筒放出に比べ，風下距離 5km～30km で約 1.1 倍～約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した（補足 3 参照）。

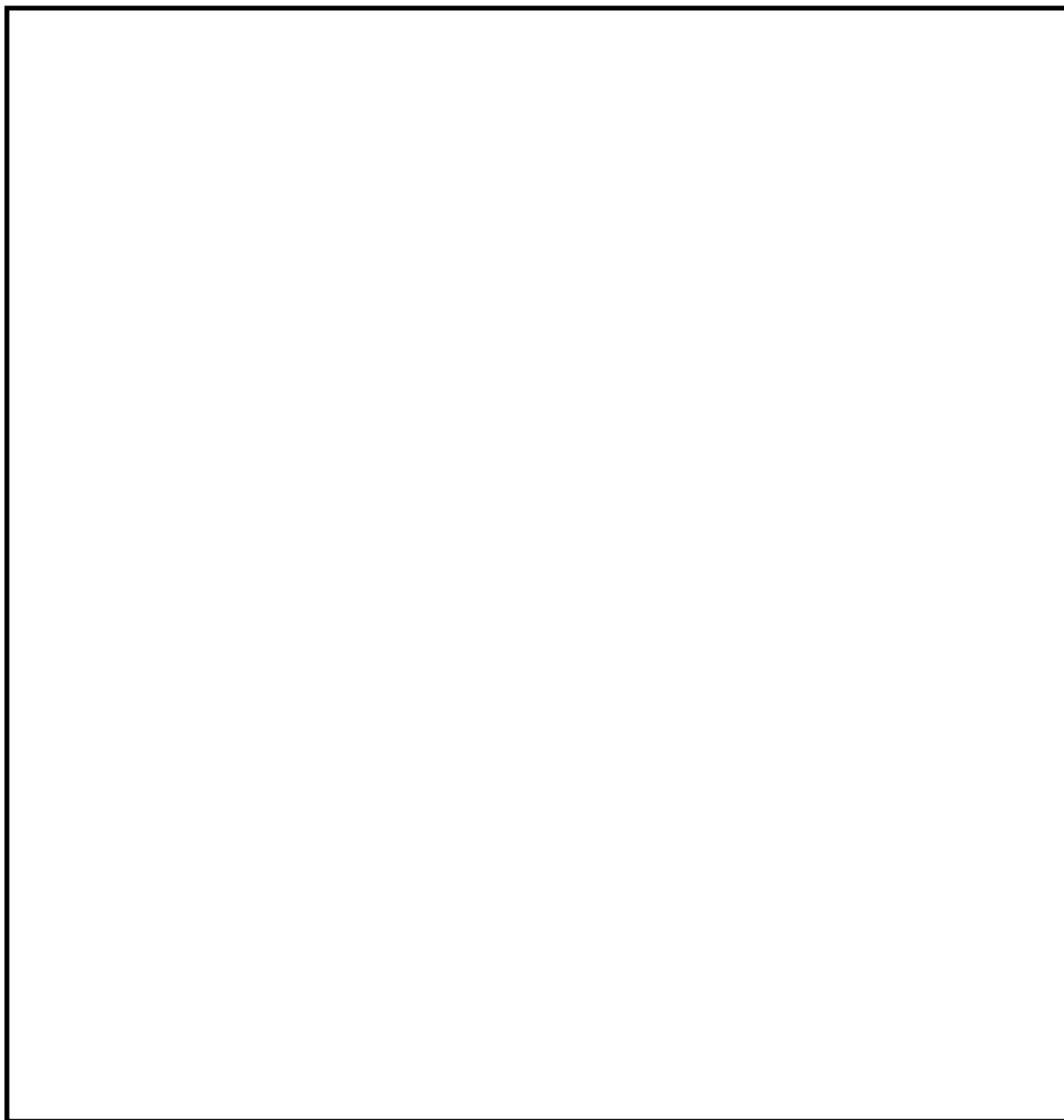
さらに，発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる 3次元移流拡散コードによる評価においても，同等の結果が得られた（補足 4 参照）。

また，ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建屋屋上放出，排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い，放出高さの違いによる影響は小さいことを確認した（補足 5 参照）。

補足 1 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係 について

格納容器圧力逃がし装置は、耐圧強化ベントと共に、格納容器からの除熱機能を有する設備であるため、格納容器圧力逃がし装置の屋外配管は原子炉建屋の南面に設置することで、原子炉建屋の北面から東面に設置されている既設の耐圧強化ベント系の屋外配管から極力位置的分散を図った設計としている。このように位置的分散を図ることで、大規模な自然災害等の共通要因による機能喪失を回避できる可能性が高まる。

格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び耐圧強化ベント系の屋外配管（非常用ガス処理系排気筒）の位置関係を第 1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置排気口は原子炉建屋南側屋上（地上約 55m）付近に設置しており、非常用ガス処理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140m の位置にある。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

補足 2 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響

(非居住区域境界周辺への影響)

格納容器圧力逃がし装置によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器圧力逃がし装置の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第 1 表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。

放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約 0.15mSv、排気筒放出とした場合約 0.018mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕がある。

また、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム（以下「AREDES」という。）を用い、格納容器圧力逃がし装置からの放出（原子炉建屋屋上放出）を想定した大気拡散評価から実効線量を計算した結果を第 1 表に示す。また、AREDESの入力条件、評価位置等は、第 2 表及び第 2 図に示す。なお、AREDESの詳細については補足 4 に示す。

AREDESによるシミュレーションの結果においても、実効線量は約 0.07mSv であり、5mSv に対して十分余裕がある。

第 1 表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較

項目	建屋屋上放出 ^{※1}	排気筒放出	AREDESによる評価 ^{※3}
放出高さ (m)	0 (地上)	95~115 (排気筒)	57 (原子炉建屋屋上)
風向風速 データ	地上風 (地上高 10m)	排気筒風 (地上高 140m)	2005 年度の平均風速 から気流計算
評価方位	NW	W	W
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}
相対濃度 (s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}
実効線量 ^{※4} (mSv)	約 0.15 ^{※2}	約 0.018	約 0.07

※1 申請書ではベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。

※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量

※3 AREDESを用いて、原子炉建屋屋上のベント放出位置（地上 57m）からの放出を評価

※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約 1.4×10^{14} Bq (ガンマ線 0.5MeV 換算値),
よう素の放出量は約 2.3×10^{11} Bq (I-131 等価量)

第 2 表 AREDES への主な入力条件(周辺監視区域境界)

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向	排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	周辺監視区域境界を評価点として設定



第 2 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図(周辺監視区域境界)

補足 3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響

(遠距離地点への影響)

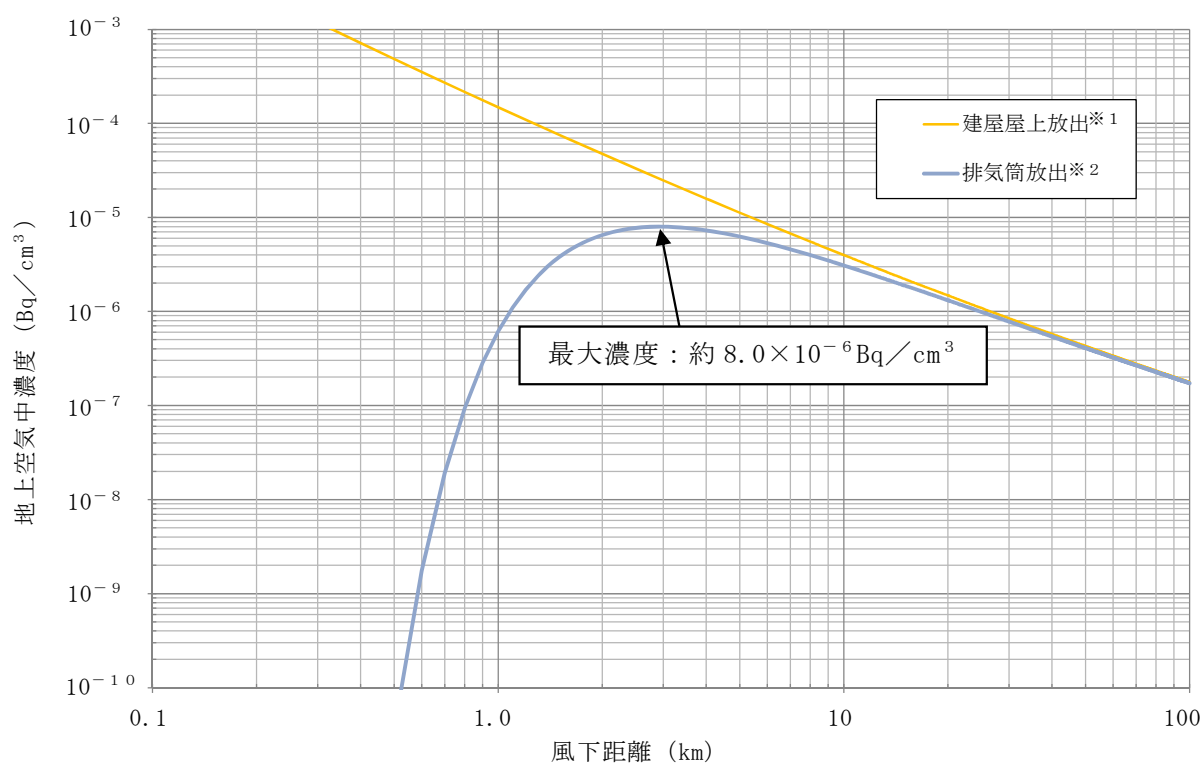
格納容器圧力逃がし装置は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で 5km, 10km, 20km, 30km 地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。

土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第 3 表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第 3 図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向毎に求めた値の平均値 (105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上 (0m) とし、大気安定度は中立、風速は 1m/s 、放出率は 1Bq/s とした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離 5km では約 1.7 倍、10km では約 1.3 倍、20km では約 1.2 倍、30km では約 1.1 倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。

なお、格納容器圧力逃がし装置での放射性物質の低減効果 (粒子状物質で $1/1000$) を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。

第 3 表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

風下距離	建屋屋上 (Bq/cm^3)	排気筒 (Bq/cm^3)	備 考 (屋上：排気筒)
5km	約 1.1×10^{-5}	約 6.3×10^{-6}	1.7 : 1
10km	約 4.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	1.3 : 1
20km	約 1.5×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}	1.2 : 1
30km	約 8.4×10^{-7}	約 7.8×10^{-7}	1.1 : 1



第 3 図 風下距離による地上空气中濃度の変化

※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m

補足 4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

a. AREDESについて

放出高さの違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードであるAREDESを用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数（相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ））を評価し、放出高さの違いによる拡散効果への影響を評価した。

b. AREDESへの入力条件について

東海第二発電所における放出高さの違いによる拡散効果の影響を確認するために、原子炉建屋屋上（格納容器圧力逃がし装置排気口）及び排気筒の2つの放出高さを設定した。

拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件（風向、風速、大気安定度）を入力条件として評価を行った。なお、AREDESは地形影響を考慮できるため、放出高さは実際の放出位置を設定した。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第4図に示す。

第 4 表 AREDES への主な入力条件（放出点から 5km 地点）

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間（2005 年度）の平均風速から設定
風向	E 方向, SE 方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型（中立）	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間（2005 年度）で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
	排気筒放出 : 地上 140m	耐圧強化ベント系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 5km	放出点から W 方向の遠距離地点（5km）に設定
	NW 方向 : 5km	放出点から NW 方向の遠距離地点（5km）に設定



第 4 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図（放出点から 5km 地点）

c. A R E D E S による評価結果

A R E D E S によるシミュレーション結果を第 5 表に示す。

気象指針に基づいた評価と同様、遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく、その差は約 2~3 倍となった。

第 5 表 遠距離地点の χ/Q 及び D/Q の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上 : 排気筒
W 方位 5km	χ/Q (s/m^3)	2.1×10^{-6}	9.0×10^{-7}	2.3 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	9.1×10^{-20}	5.6×10^{-20}	1.6 : 1
N W 方位 5km	χ/Q (s/m^3)	1.7×10^{-6}	6.4×10^{-7}	2.7 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	1.0×10^{-19}	5.2×10^{-20}	1.9 : 1

d. A R E D E S の評価結果の妥当性について

A R E D E S による大気拡散評価結果の妥当性について、気象指針の基本拡散式に基づく大気拡散評価結果との比較を行い確認した。評価条件は、第 6 表に示すとおりとし、排気筒放出における W 方向の周辺監視区域境界を評価点における相対濃度の評価を行った。その結果、第 7 表に示すとおり A R E D E S による評価結果が気象指針に基づく評価結果と同等であり、A R E D E S の評価結果が妥当であることを確認した。

また、A R E D E S については、以下の参考図書にトレーサ拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証結果が示されている。参考図書 1 には、米国にて実施された屋外におけるトレーサ拡散実験との比較が行われており、風下距離 10km 以内において非常に良い相関となっていることが記載されている。また、参考図書 2 には、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム (S P E E D I) との比較検証を実施した結果、A R E D E S は S P E E

D I の評価結果に対して外部線量は 0.8～3.1 倍，甲状腺線量は 0.4～1.3 倍と記載されている。

参考図書 1： N.Suzuki, K.Sugai, K.Hayashi, M.Suzuki, H.Suwa, Y.Kato, F.H.Liu, and S.Kodama : Construction of System for Environmental Emergency Dose

(注) 本参考図書 1 は D I A N A コードに関するものであるが， D I A N A, A R E D E S とともに電力共通研究の成果を用いており同一のコードである。よって，本参考図書 1 は A R E D E S にも適用可能である。

参考図書 2： Masatoki Suzuki and Yoshitaka Yoshida : Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents

第 6 表 評価条件

項目	A R E D E S	気象指針	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向	E 方向	地上放出時，排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち，年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	地上 140m (排気筒高さ)	115m* (放出源有効高さ)	非常用ガス処理系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	W 方向 : 530m	放出点から W 方向の周辺監視区域境界までの距離

※風洞実験結果に基づく放出源有効高さ

第 7 表 排気筒放出における大気拡散評価結果

相対濃度	A R E D E S	気象指針
χ / Q (s / m^3)	約 1.8×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}

補足 5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いによる影響

ベント実施に伴う敷地内作業（S/Cからのベント実施時の第一弁開操作、第二弁開操作、スクラビング水補給及び窒素供給作業）の作業員被ばくについて、格納容器圧力逃がし装置の放出位置を原子炉建屋屋上放出、排気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い、放出高さの違いによる影響を確認した。評価結果を第8表に示す。

ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては、非常用ガス処理系が起動する前（事象発生～2時間後）までに、炉心損傷に伴い原子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を占めている。このことから、格納容器圧力逃がし装置の放出位置の違いによる、ベント（事象発生19時間後）に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの影響は小さい。

なお、被ばく評価に当たっては、気象指針に基づき保守的な気象条件で評価を行っているが、現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなると考えられる（参考参照）。

第8表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果

（S/Cからのベント実施時）

作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考
弁開 操作時	第一弁操作	約 19mSv	約 19mSv	ベント実施前作業
	第二弁操作	約 25mSv	約 23mSv	ベント実施時作業
スクラビング水補給		約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業
窒素供給作業		約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業

参 考

現実的な気象条件における評価について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式(相対濃度の場合)により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき $\delta_i = 1$
時刻 i において風向が海に向う方位にあるとき $\delta_i = 0$

気象指針に基づいた保守的な気象条件(97%相当値)と現実的な気象条件(中央値)で評価した相対濃度、相対線量を第9表に示す。保守的な評価結果に比べ現実的な評価結果は1/2程度となった。

第9表 保守的及び現実的な評価結果

	気象指針に基づく 保守的な評価	現実的な評価
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 2.3×10^{-19}
相対濃度 (s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}

スクラビング水のpHについて

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7以上）に維持する必要があるが、重大事故等時には、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素(HCl)等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置（スクラビング水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pH計を設置し、pHがアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	-	五ほう酸ナトリウム（Na ₂ B ₁₀ O ₁₆ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）	-	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	-	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）	-	
格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）	アンモニア（NH ₃ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。

a．格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNURREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（参考）。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」において、ベント時（事象発生から約19時間後）には[]mol、7日後には[]mol、60日後には[]

□molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境(200℃以下)ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量□kgの全量が放出されるものとして、□の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

なお、格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラビング水に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、格納容器内に放出された放射性よう素を全てエアロゾル(CsI)とし、サプレッション・プール内に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響は保守的に評価されている。

NUR EG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUR EG/CR-5950に基づ

き、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時（事象発生から約19時間後）には mol, 7日後には mol, 60日後には molとなる。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで,

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

$E(t)^\gamma, E(t)^\beta$: γ 線と β 線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC I により発生する二酸化炭素の発生量

MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC I により発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと見込み、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保

守的にスクラビング水の pH に影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心 (A BWR) の平衡炉心末期を対象とした O R I G E N 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3, 293MW) を考慮して算出した結果、約 24. 4kg とする。

- ・ 格納容器への放出割合

N U R E G - 1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1. 195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253. 8g/mol) の量は約 13. 6kg (約 53. 6mol) となる。

(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)

$$24. 4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13. 6[\text{kg}]$$

$$13. 6 \times 10^3 [\text{g}] / 253. 8 [\text{g/mol}] = 53. 6 [\text{mol}]$$

(1) 式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 () との反応により捕集される。

..... (1)

この反応によって消費される塩基の量は mol となる。なお、この反応において mol 消費される。

f. の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される の量を見込まず、スクラビング水に含まれる 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果 の分解により消費される塩基の量は molとなる。

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 mol)】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 (mol) を考慮する。

消費される mol の塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に wt% (= $9,970 \times 40 / (35 \times 10^6)$) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度は、待機時最低水位 時に wt% とする。

この場合、初期の pH は []、60日後のスクラビング水の pH は [] であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 ([] mol) が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の塩基の消費量は [] [] であり、待機時にスクラビング水に含まれる [] [] の量は十分である。この場合、スクラビング水の pH は [] となる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する [] の水系の相平衡については、「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である [] 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。フィルタ装置は格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中は [] が析出することはない。

また、[] は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、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、ベンチュリ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、[] は均一に拡散されると考えられる。

第1図 の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり,スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで,ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても,スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ,スクラビング水の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。
- ・系統待機時にフィルタ装置スクラビング水pH計により,水質が管理基準内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し,水位低に至る場合には,水を補給する。

c. ベント停止後(隔離弁閉止後)

- ・ベント停止後において,フィルタ装置に異常がないことを確認するた

め、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)を確認する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992

(参考) 東海第二発電所 格納容器内ケーブル量調査

pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。

格納容器内のケーブル量調査フロー

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種、サイズ毎に本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替、敷設実績を調査・反映



③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計

(ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



④ケーブル被覆材ごとに表面積、塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し、保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を第1表に示す。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m^2)	酸の量 (mol)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m^2)	酸の量 (mol)

計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

(1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

(2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第1表に，計装設備概略構成図を第1図に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

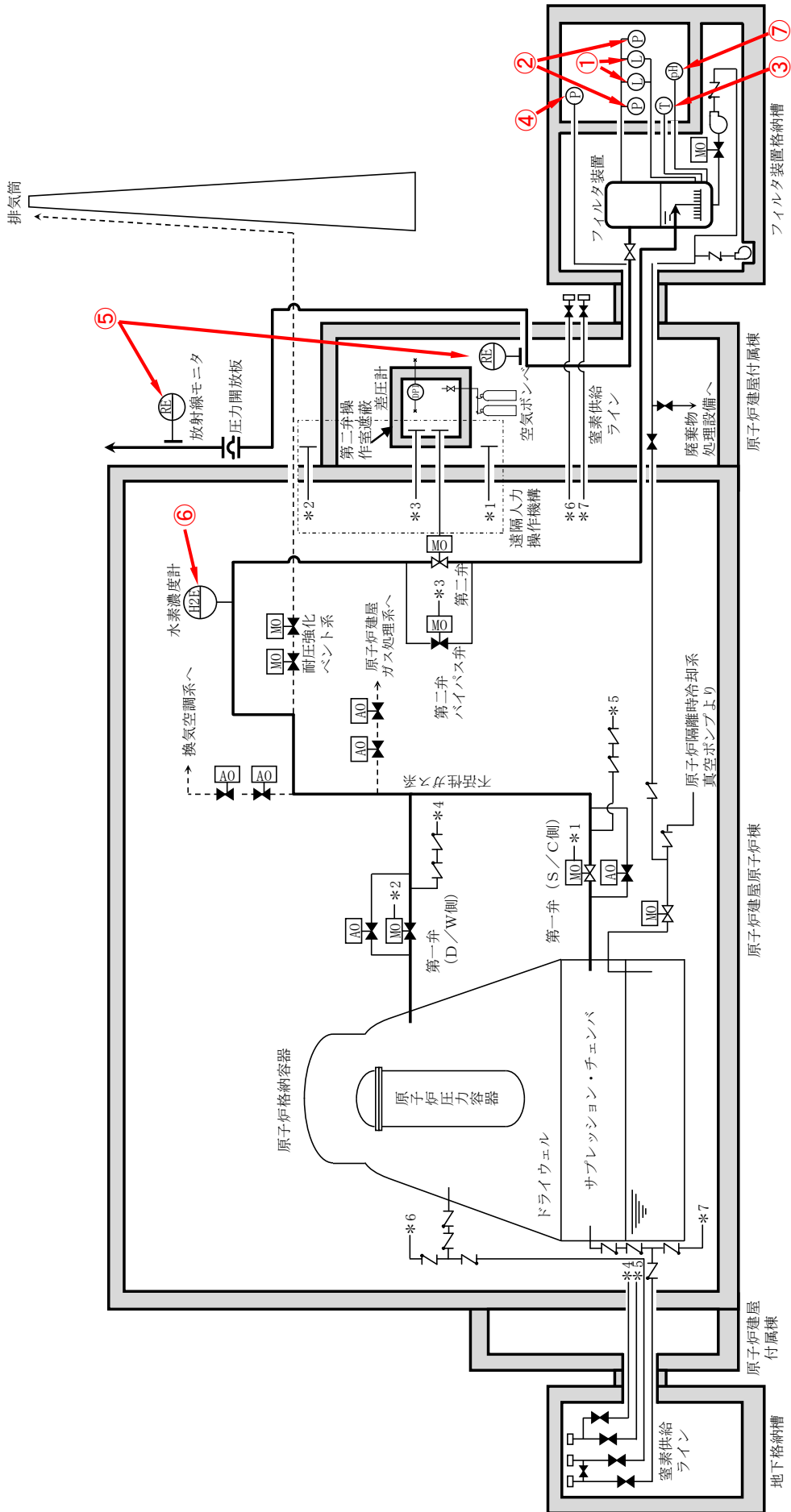
格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，フィルタ装置水位とフィルタ装置圧力は，スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する計画である。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1 ^{※3}	現場			— ^{※4}	— ^{※4}
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～1.0MPa[gage]	系統運転中に格納容器閉塞ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため, スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1 ^{※3}	現場			— ^{※4}	— ^{※4}
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1 ^{※1}	中央制御室, 緊急時対策所	0～300℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度 (予備側検出素子使用) ② フィルタ装置圧力	① 常用側検出素子が故障した場合は, 予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため, フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
④ フィルタ装置排気ライン圧力 ^{※3}	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～100kPa[gage]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	— ^{※4}	— ^{※4}
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ ^{※2}	① フィルタ装置出口放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。 ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト
	1	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h			
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① フィルタ装置入口水素濃度	① フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH ^{※3}	1	中央制御室, 緊急時対策所	pH0～14	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	— ^{※4}	— ^{※4}

※1: 温度検出器の検出素子は 2 重化 (ダブルエレメント) している。 ※2: フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) のみ他チャンネルにより計測する。

※3: 自主対策設備 ※4: 自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

第 1 表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第 1 表 スクラビング水接液部の材質

	部位	材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP (計装配管，ドレン配管，給水配管)
内部構造物	多孔板，支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	XXXXXXXXXX
	金属フィルタ	ドレン配管：SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材：SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水は pH XXXXXX の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

(1) ステンレス鋼の腐食評価

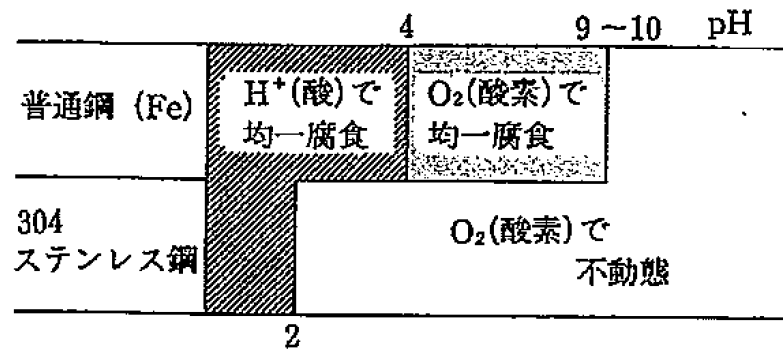
a. 全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304 は第 1 図に示すとおり，pH 2 以上で不動態化するため，強アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある（参考図書 1）。

系統待機時は pH XXXXXX で水質が維持されることから，不動態化が保て

ることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから、全面腐食の発生は考え難い。



第1図 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態と pH の関係

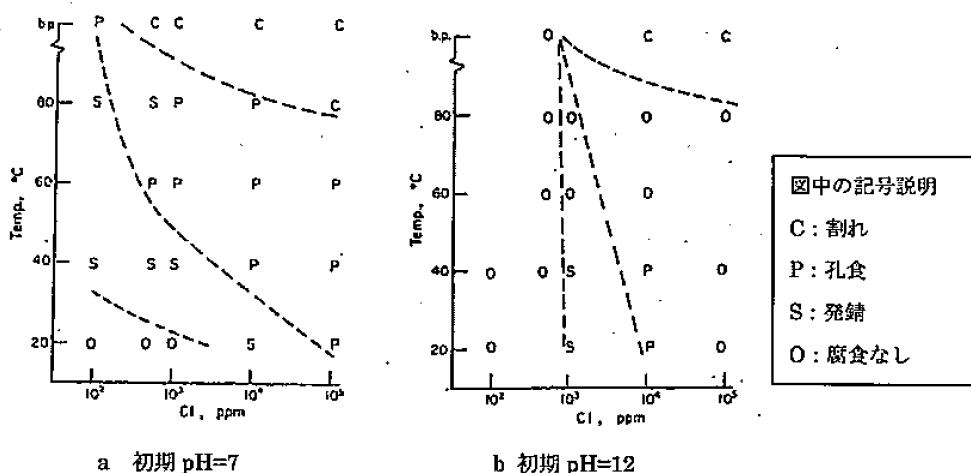
b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

第2図に SUS304 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す（参考図書 2）。孔食発生の領域は pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時は pH であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



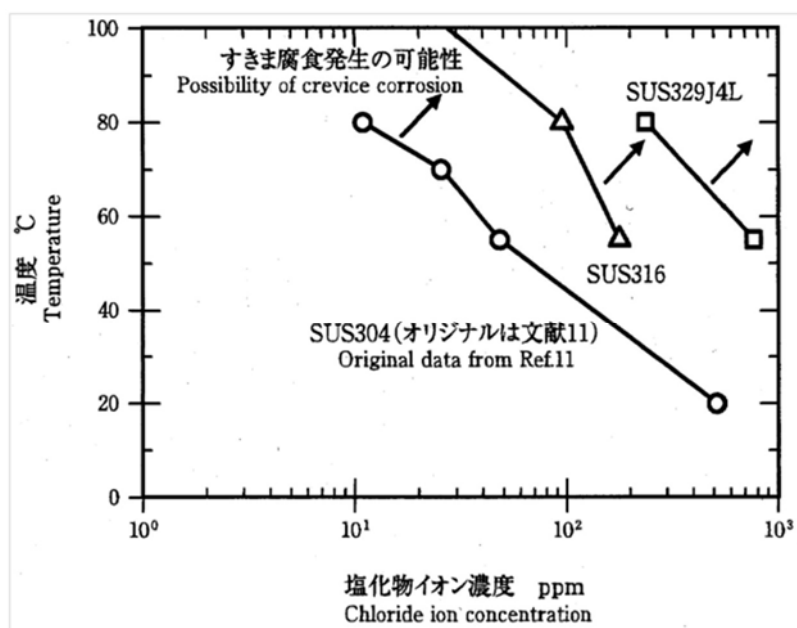
第 2 図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

すきま腐食は、ステンレス鋼表面の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。第3図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す（参考図書3）。

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。



第3図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

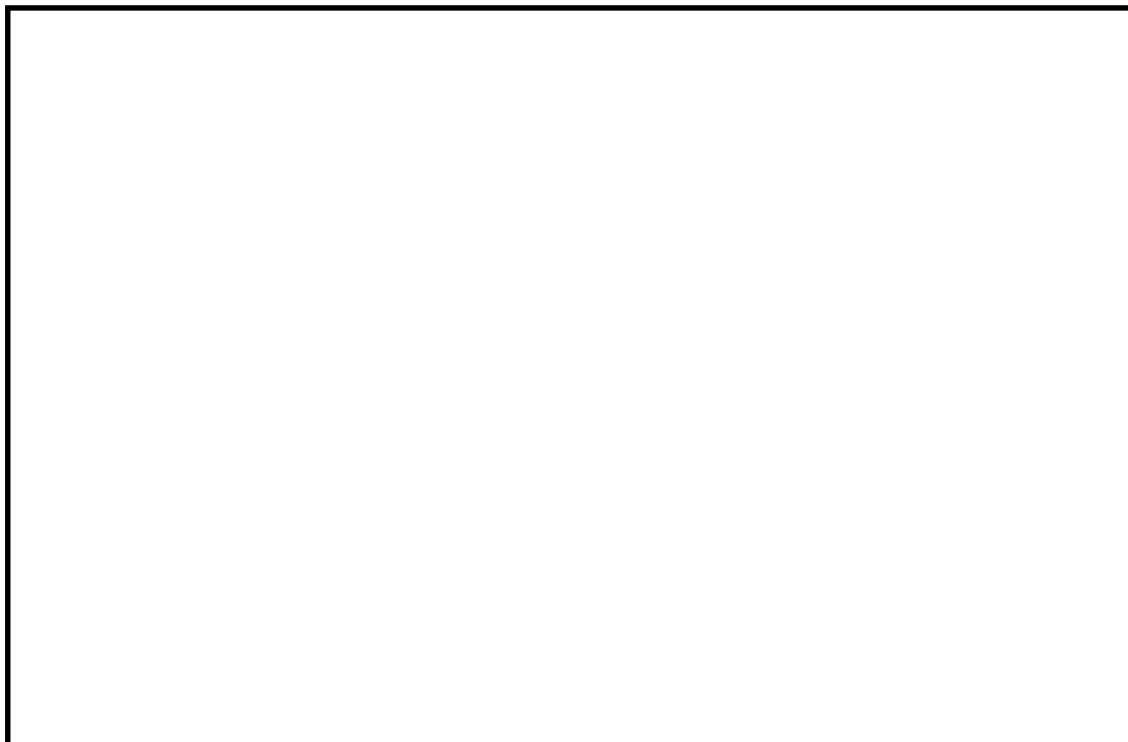
d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（以下，SCC という）は，腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [] 環境における SCC 発生に関する評価結果を示す。

・アルカリ環境におけるSCC

第 4 図に SUS304, SUS316 の [] 濃度に対する SCC 発生限界を示す（参考図書 4）。フィルタ装置の使用環境は， [] となる。また，ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [] となる。いずれの場合においても SCC の発生領域から外れており問題のないことがわかる。

使用する材料である SUS316L や [] 等については，耐 SCC 性に優れた材料であることから，更に信頼性が高いものと評価する。



第 4 図 SUS304, SUS316 の [] 溶液中の耐食性

・ [] 環境下における SCC

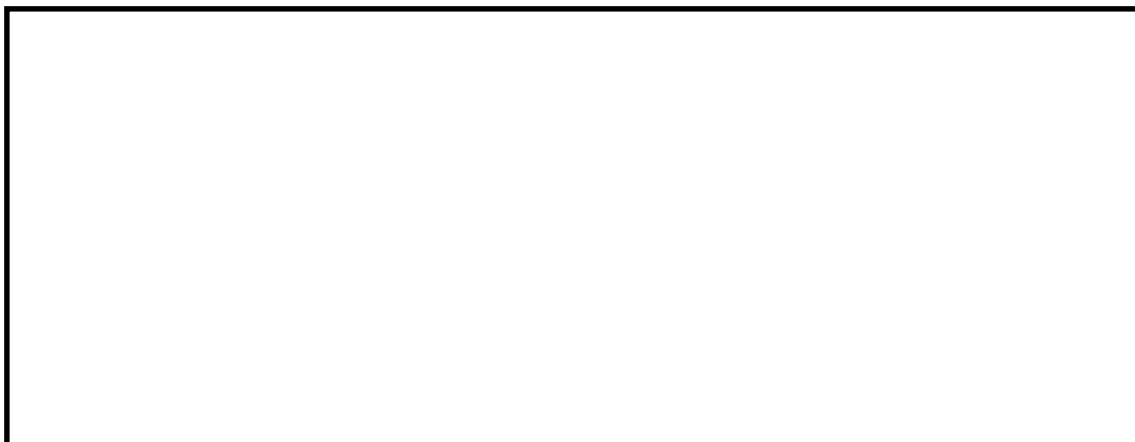
第 5 図は [] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [] 濃度も同等であり、SUS316L や [] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



第 5 図 [] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果

(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認



第 6 図に示すとおり,

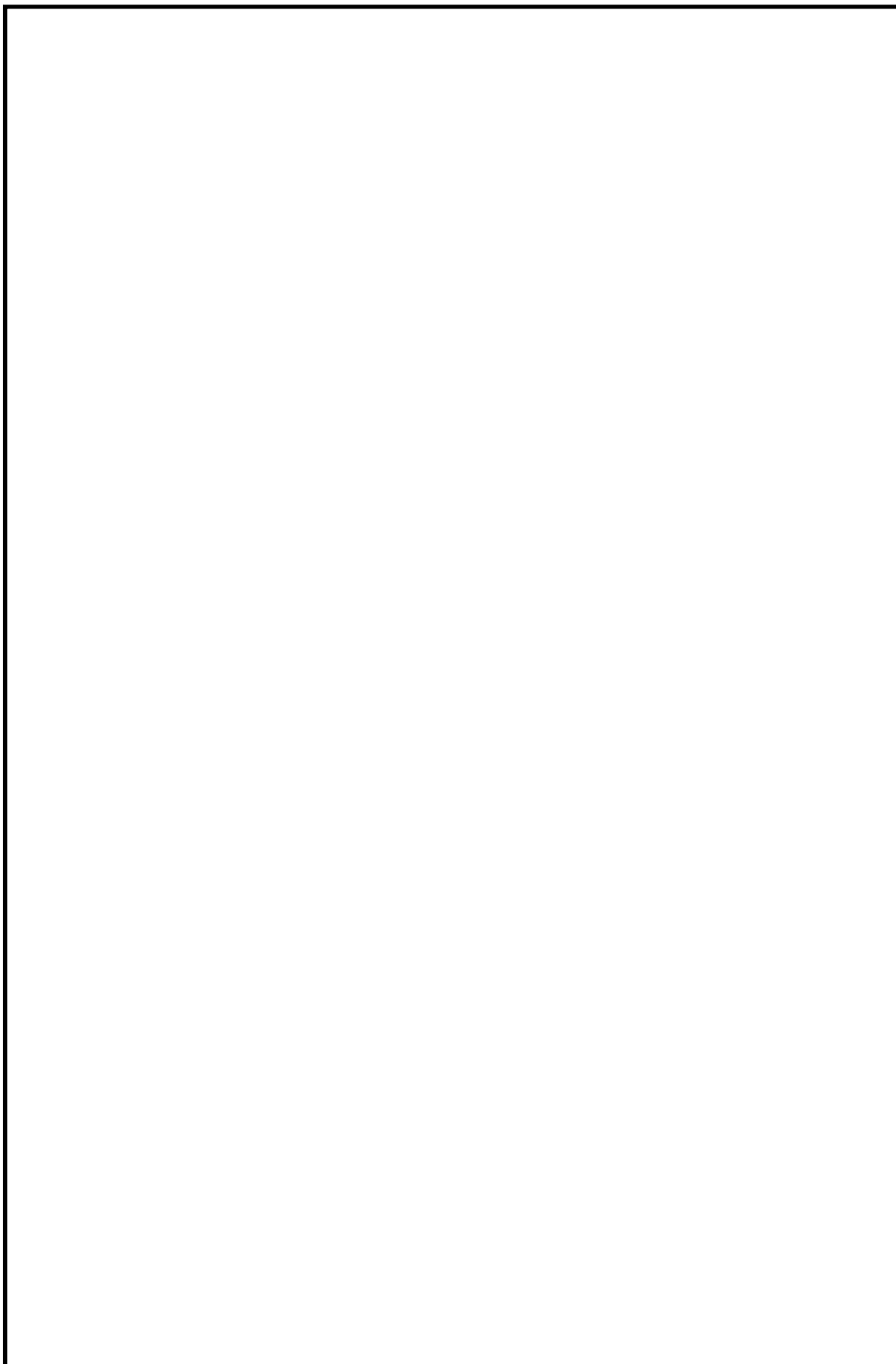


第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

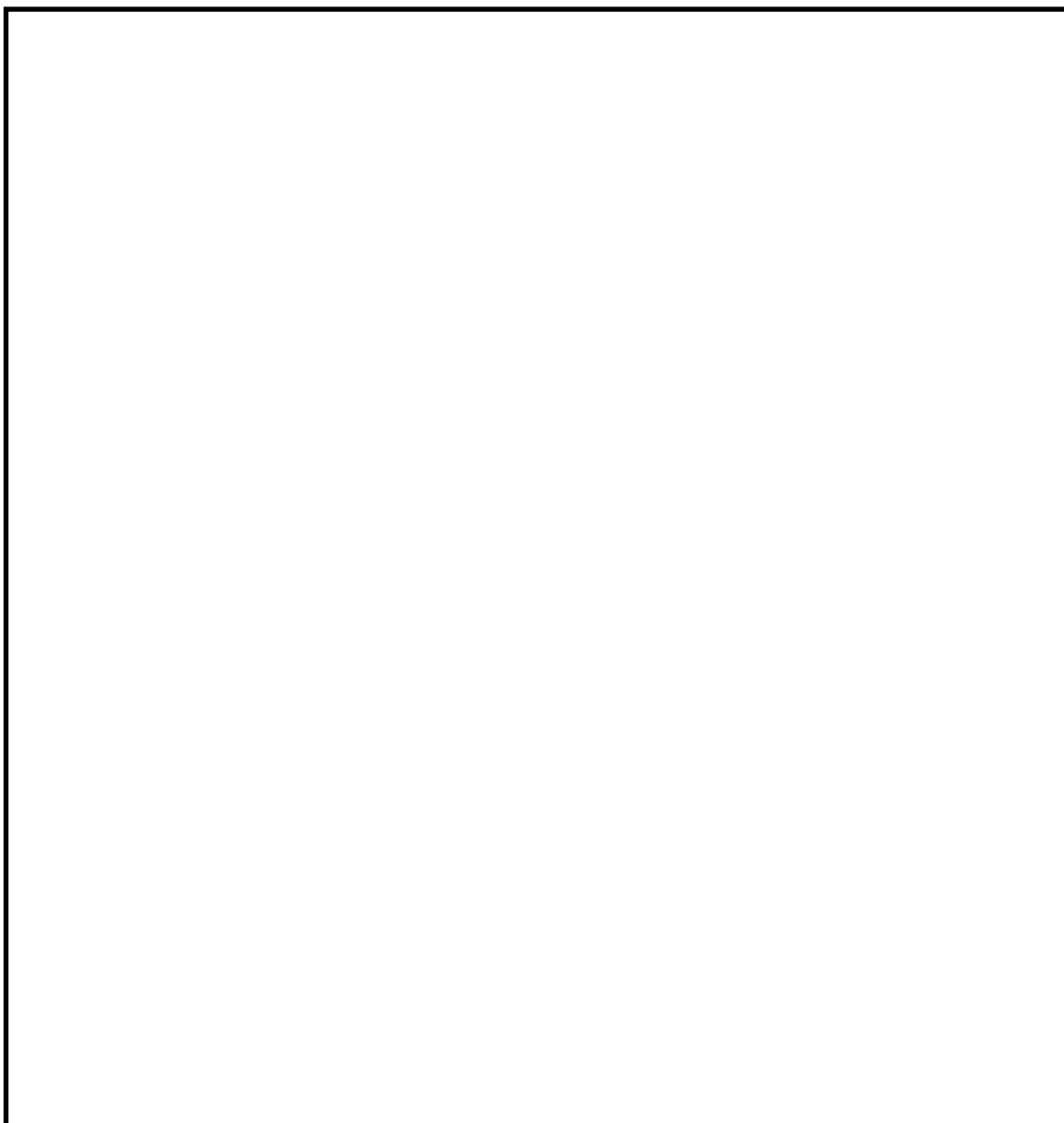
第 7 図及び第 8 図に

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第 7 図及び第 8 図に示す

ものと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。



第 7 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)



第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

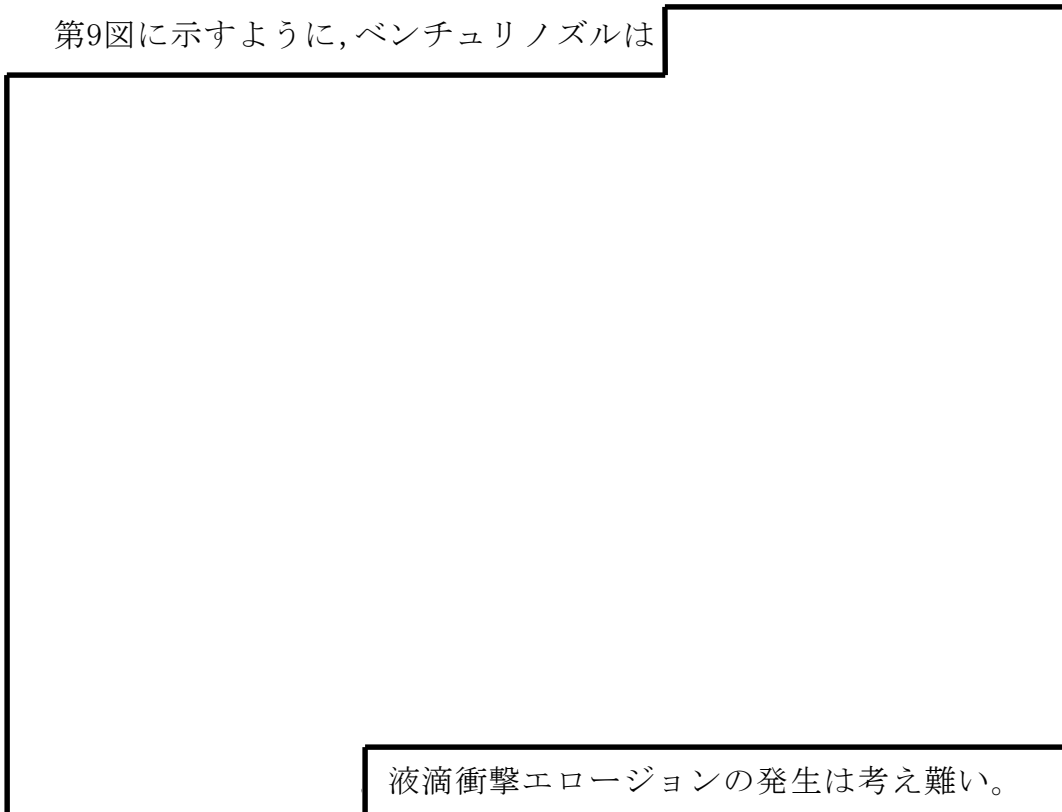
(a) 評価部位

ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、



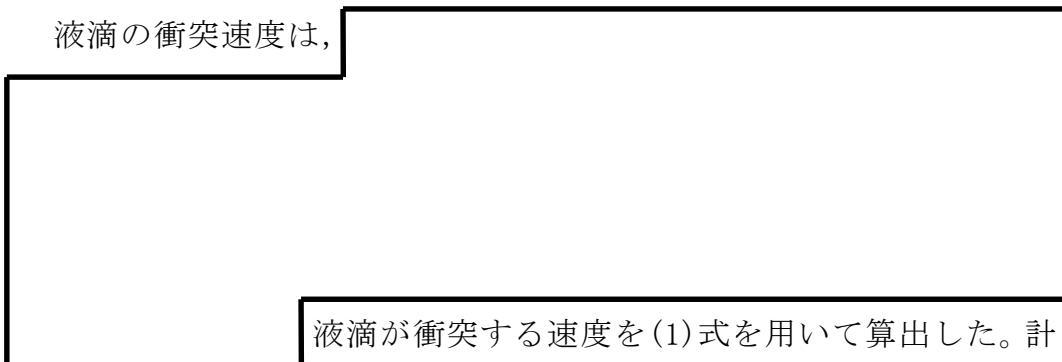
液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

第9図に示すように、ベンチュリノズルは



(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、



算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である [redacted] とした。

[] (1)

ここで、

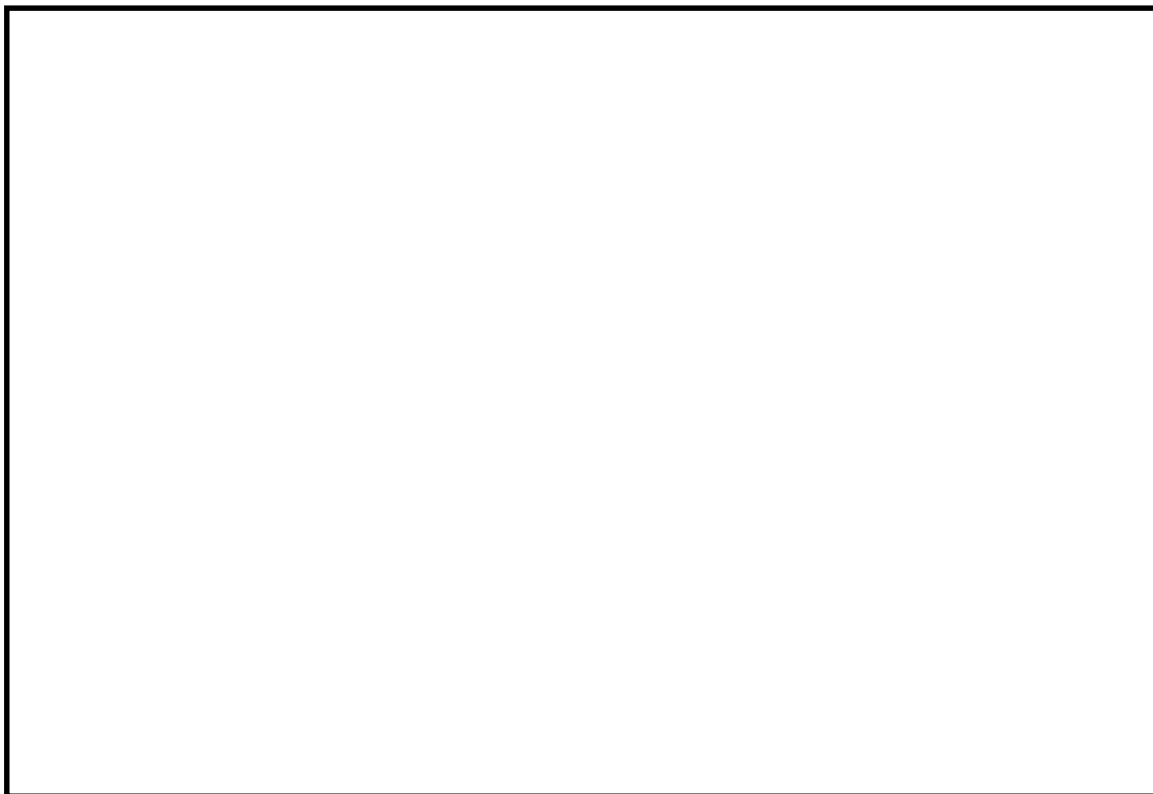
[]

計算の結果、 [] に

衝突する液滴の速度は [] となる。

(c) 評価結果

[] に衝突する液滴の速度 ([]) は、
「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版)
J S M E S C A 1 - 2 0 0 5」によるステンレス鋼のエロージョン限界
流速である70m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント
時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器圧力逃がし装置に使用する弁等には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン、ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃について満足する仕様のもを使用する。

また、メーカーの試験実績より の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器圧力逃がし装置を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

<参考図書>

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
3. 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術(第5報), No. 224, 2009年
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告: 280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所, 昭和56年10月
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版) JSME S CA1-2005

エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード（MAAPコード）より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能（DF1,000以上）が適用可能であることを確認した。

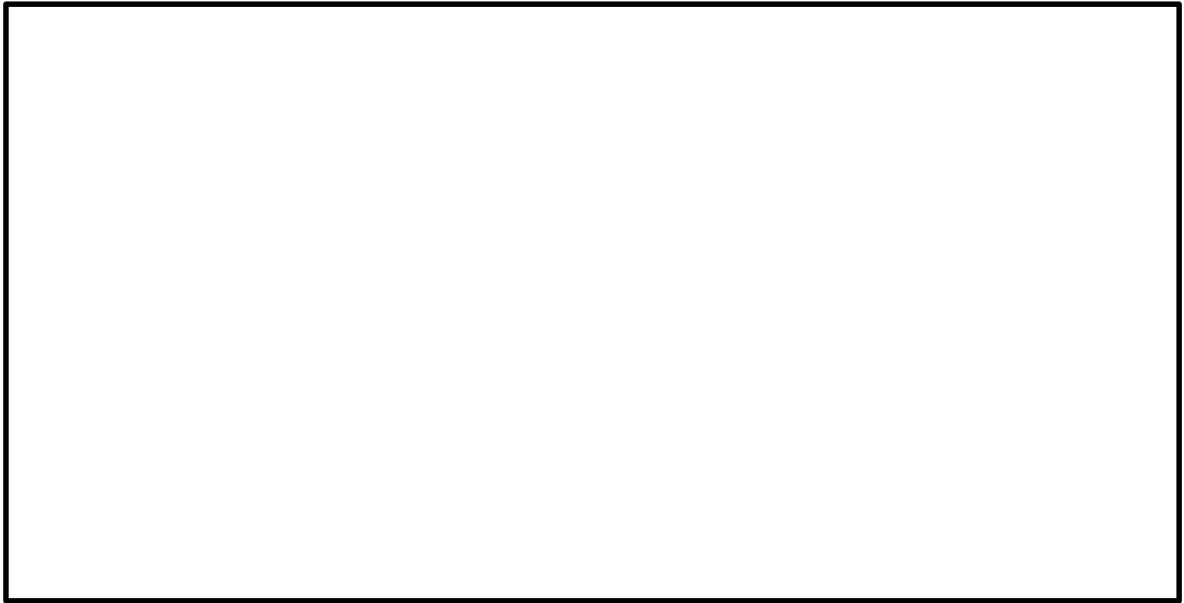
(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、
を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径（以下、「MMD」という。）を以下に示す。



これらの試験用エアロゾルの粒径分布はを使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子をエアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。



第 1 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 2 図 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

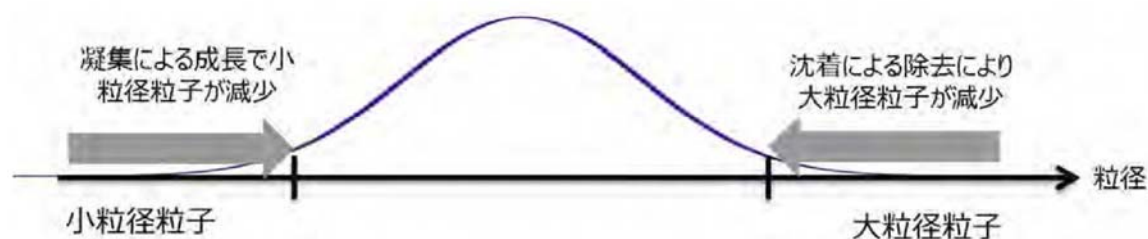
重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサブレッション・プールのスクラ

ビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 粒径分布の収束効果

1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される（参考図書1）。第3図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。

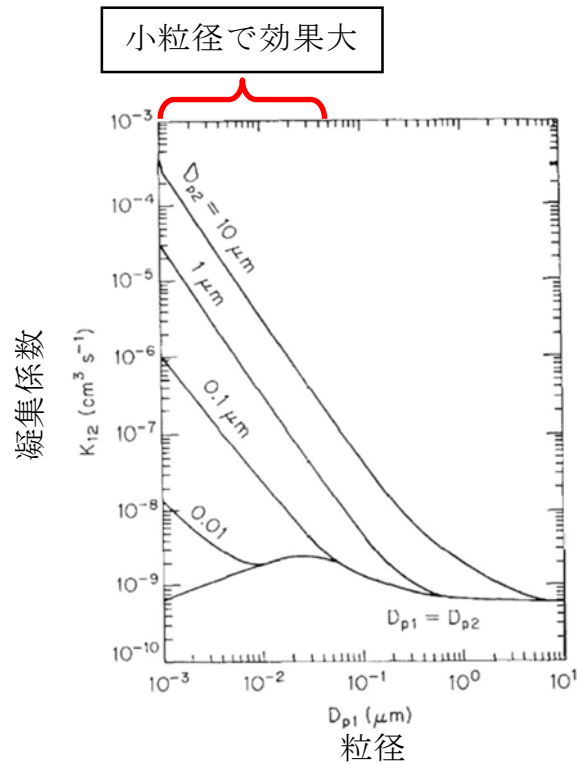


第3図 エアロゾル分布形成のイメージ

(a) 凝集による成長

小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第4図に示す。

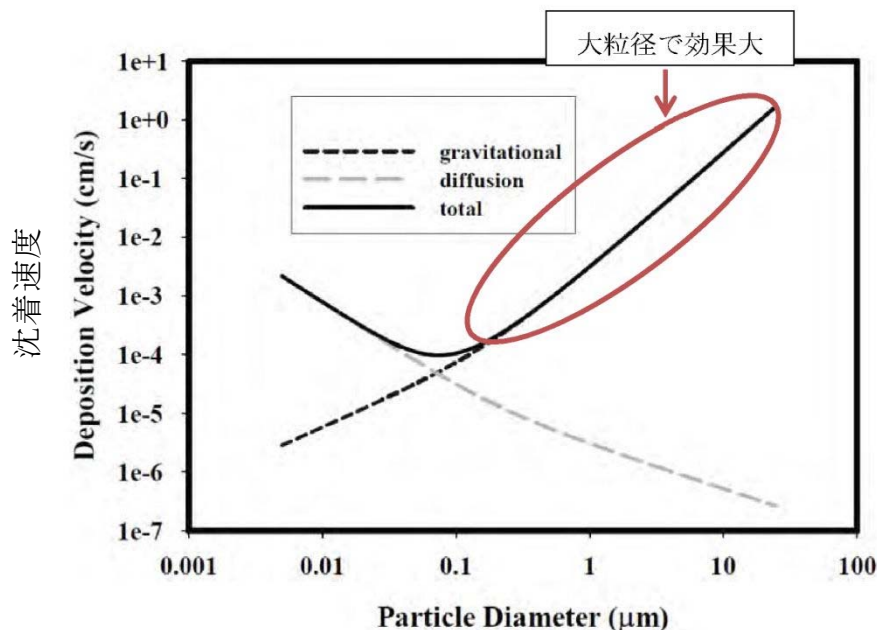
第4図の横軸は粒径 (D_{p1}) で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 (D_{p2}) により変化するため、 D_{p2} を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第 4 図 凝集効果の例 (参考図書 2)

(b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第 5 図に示す。



第 5 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

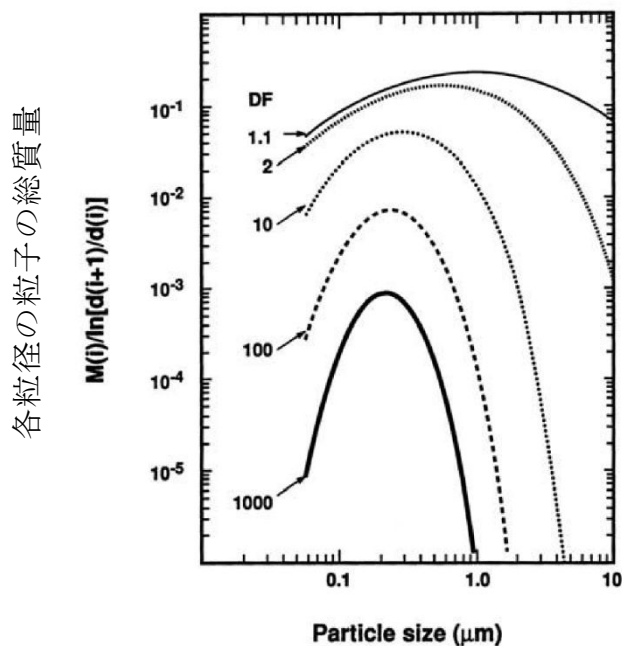
2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサブプレッション・プールのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサブプレッション・プールのスクラビング効果を示す。

(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

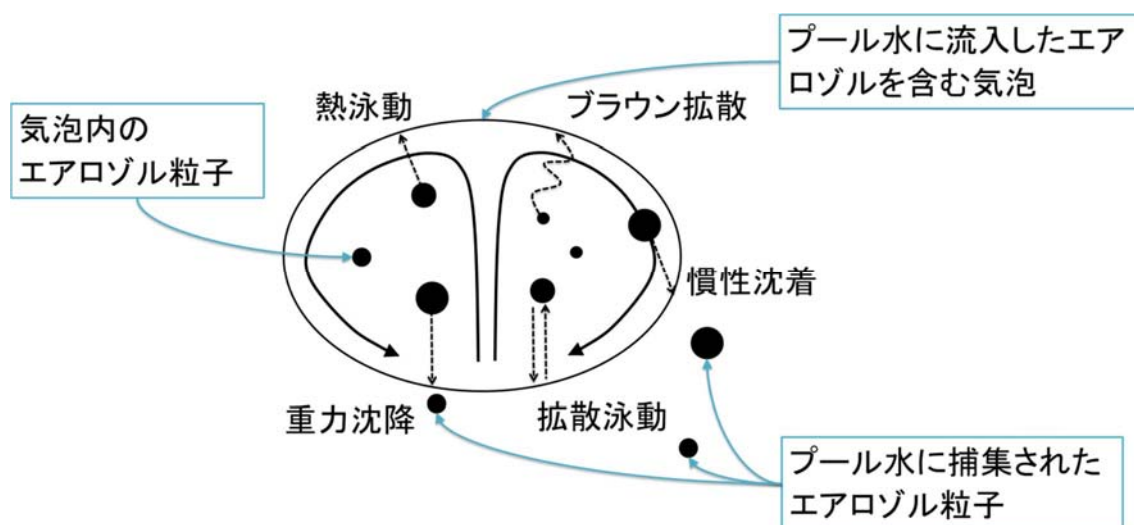
第 6 図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階 (**DF** : 1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



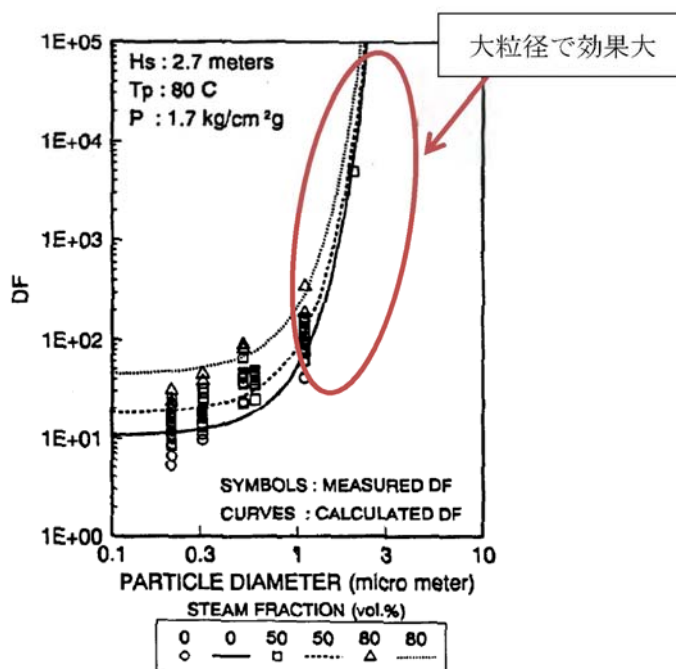
第 6 図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化 (参考図書 1)

(b) プールスクラビング効果

サプレッション・プールにおけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第 7 図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第 8 図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第 7 図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例（参考図書 3）

3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記 1), 2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1 から $1\mu\text{m}$ 程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を $0.5\mu\text{m}$ にもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、 μm (MAAP コードで得られた μm を丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは μm 程度に質量中央径を持つ分布となる。第 1 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間[h]	ベント 位置	質量中央径 (MMD) [μm]	幾何標準 偏差 σ g[-]	エアロゾル 量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	19	W/W		0.32	1
		D/W		0.36	5,000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プールにおけるプールスクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較して MMD が大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高い DF を期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水のスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置の DF が低くなることが考えられる。

このため、JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ [] を試験用エアロゾルとして DF を確認している。これらの試験用エアロゾルと MAA P コードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第 9 図に示す。

第9図に示すとおり，JAVA 試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布はMAAPコードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから，これらの試験エアロゾルで試験を行うことで，想定粒径全体の性能を確認することができる。



第9図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

< 参考図書 >

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE / NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)
4. A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUR EG / CR - 5966)
5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Supprssion Pools (NUR EG / CR - 6153 SAND93-2588)
6. Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせてエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書 1）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \quad \dots \quad (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \quad (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \quad \dots \quad (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \quad (4)$$

ここで、

P_t : 透過率

V^*	: 液滴通過ガス体積	τ_p	: 緩和時間
V_g	: ガス体積	A_d	: 液滴断面積
V_L	: 液滴体積	K	: 慣性パラメータ
Q_g	: ガス体積流量	C	: すべり補正係数
Q_L	: 液滴体積流量	μ	: ガス粘性係数
η_d	: 捕集効率係数	ρ_p	: エアロゾル密度
u_g	: ガス速度	d_p	: エアロゾル粒径
u_d	: 液滴速度	d_d	: 液滴径

これらから、透過率 P_t (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙 2 の第 5 表に示す化合物について、NUR EG-1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第 1 表のとおり となる。

第 1 表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb [※]		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO [※]		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)						

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI	: 4.5 g/cm ³ (参考図書 2)	SrO	: 5.1 g/cm ³ (参考図書 2)
CsOH	: 3.7 g/cm ³ (参考図書 4)	MoO ₂	: 6.4 g/cm ³ (参考図書 2)
TeO ₂	: 5.7 g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂	: 7.3 g/cm ³ (参考図書 2)
Sb	: 6.7 g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃	: 6.2 g/cm ³ (参考図書 2)
BaO	: 6.0 g/cm ³ (参考図書 5)		

c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり \square g/cm³ 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が \square g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が \square g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \square$$

$$K_1 = \square, \quad K_2 = \square$$

ここでは、

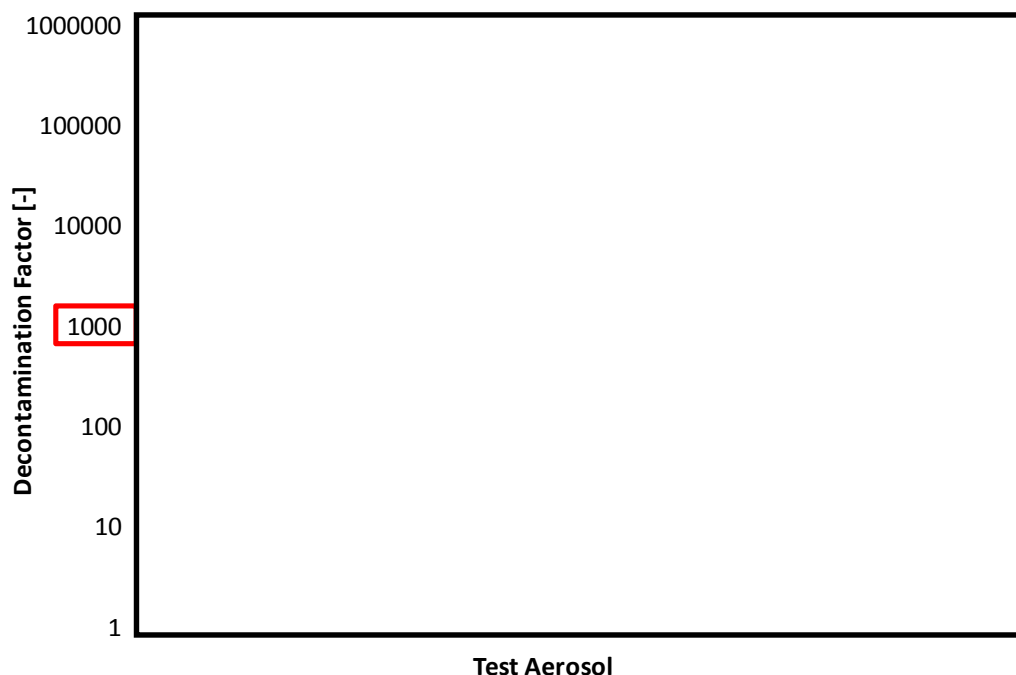
とした。この結果から、密度の変化 \square に対して捕集効率係数変化 \square は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した \square の質量中央径 (MMD) の範囲は \square となっているが、これら複数の種類のエアロ

ゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第 1 図に示す。



第 1 図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度 $1\text{g}/\text{cm}^3$ の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。

空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho}\text{MMD}$$

重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 2 表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 3 表示す。重大事故等発生時に想定される主要なエアロ

ゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] であり，JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) [] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [] であるが，JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より，AREVA 社製のベントフィルタでは，重大事故等時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため，重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 [] の範囲では，フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく，その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)，空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

第 2 表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI	[]	約4.5 g/cm ³	[]
CsOH		約3.7 g/cm ³	
TeO ₂		約5.7 g/cm ³	
Te ₂		約6.2 g/cm ³ (参考図書2)	

第 3 表 JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

《参考図書》

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009)
2. 理化学辞典第 4 版
3. 理化学辞典第 4 版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第 3 版増補版
6. Aerosol Measurement : Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P.A. Baron, and K. Willeke (2011)

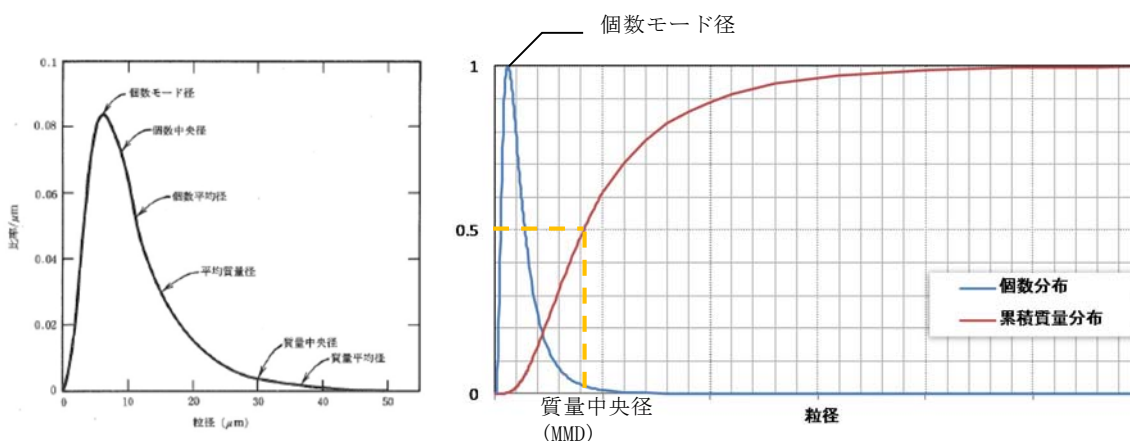
エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数（以下、「**DF**」という。）は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、**DF**はフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図 1 に示す。



別添図 1 個数分布と累積質量分布

（左図出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，（株）井上書院（1985））

ここで、

個数モード径

最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図 1 のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルが **DF** に与える影響は小さい。

(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果による **DF** への影響は小さいと評価している。また、AREVA 社製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA 試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。

(参考) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合があるが、カスケードインパクトのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。AREVA 社製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

AREVA 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

一方、米国 EPRI（電力研究所）が中心となって行った ACE 試験については、AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [] を内蔵している。

また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ [] mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（銀ゼオライト）の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(3) ACE試験の概要

AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。

ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ□m、直径□mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル（□）及び実機と同構造（同一金属メッシュ構造、同一充填率）の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(4) スケール性の確認

JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機とJAVA試験装置（JAVA PLUS試験でも同一の容器を使用）及び参考にACE試験装置の主要寸法の比較を示す。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約10m、直径約5mであり、JAVA試験及びJAVA PLUS試験のフィルタ装置よりも大きい。フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性からJAVA試験及びJAVA PLUS試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。

JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル（個数：□個）と金属フィルタ（表面積：□

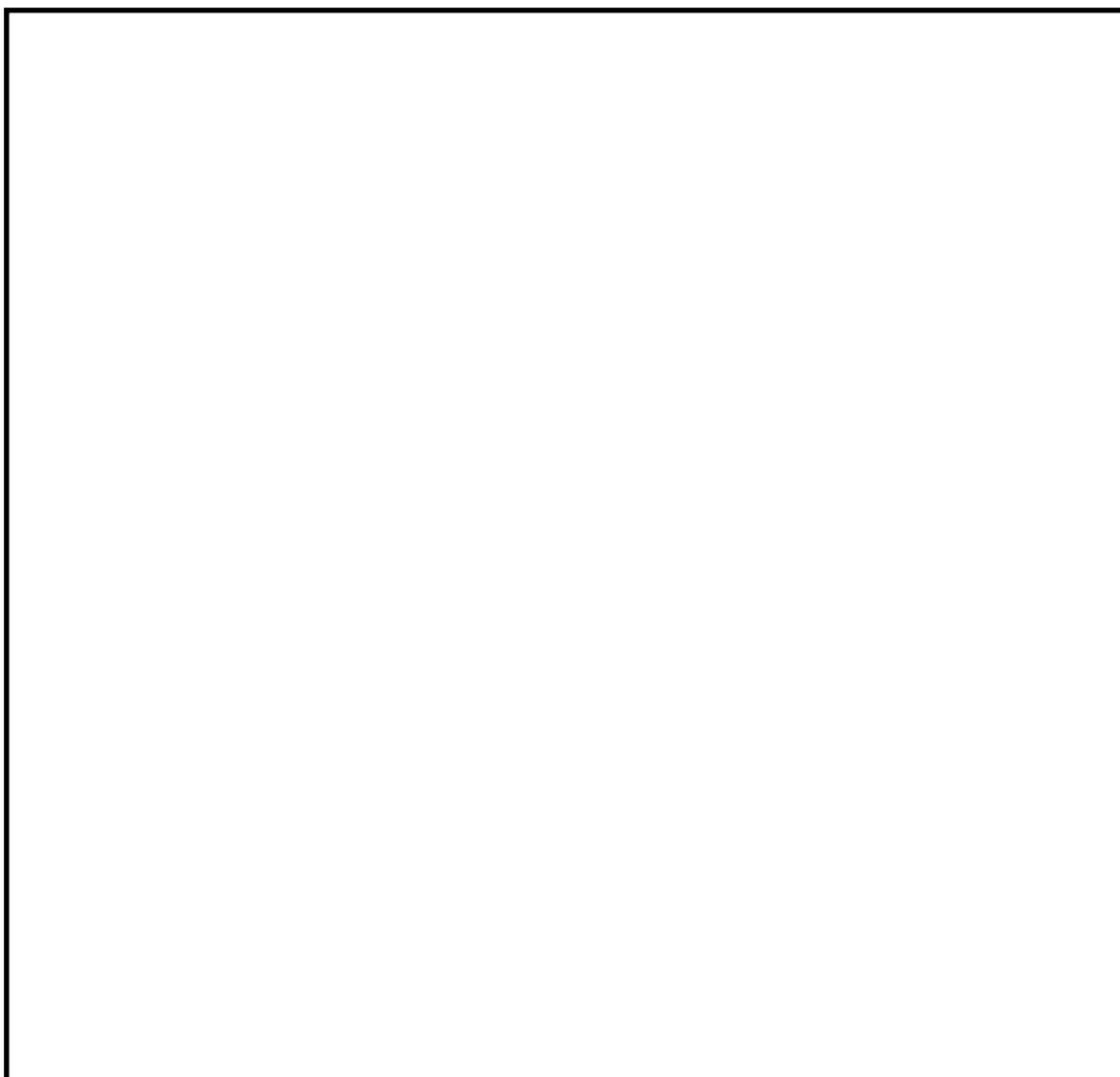
□m²) を内蔵しており、重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第 3 図、金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第 4 図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において、ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

また、JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは□mm であり、実機 (□mm) に対して薄いですが、これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから、JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第 3 表に示す。

(5) 評価

以上より、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できており、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考えられる。

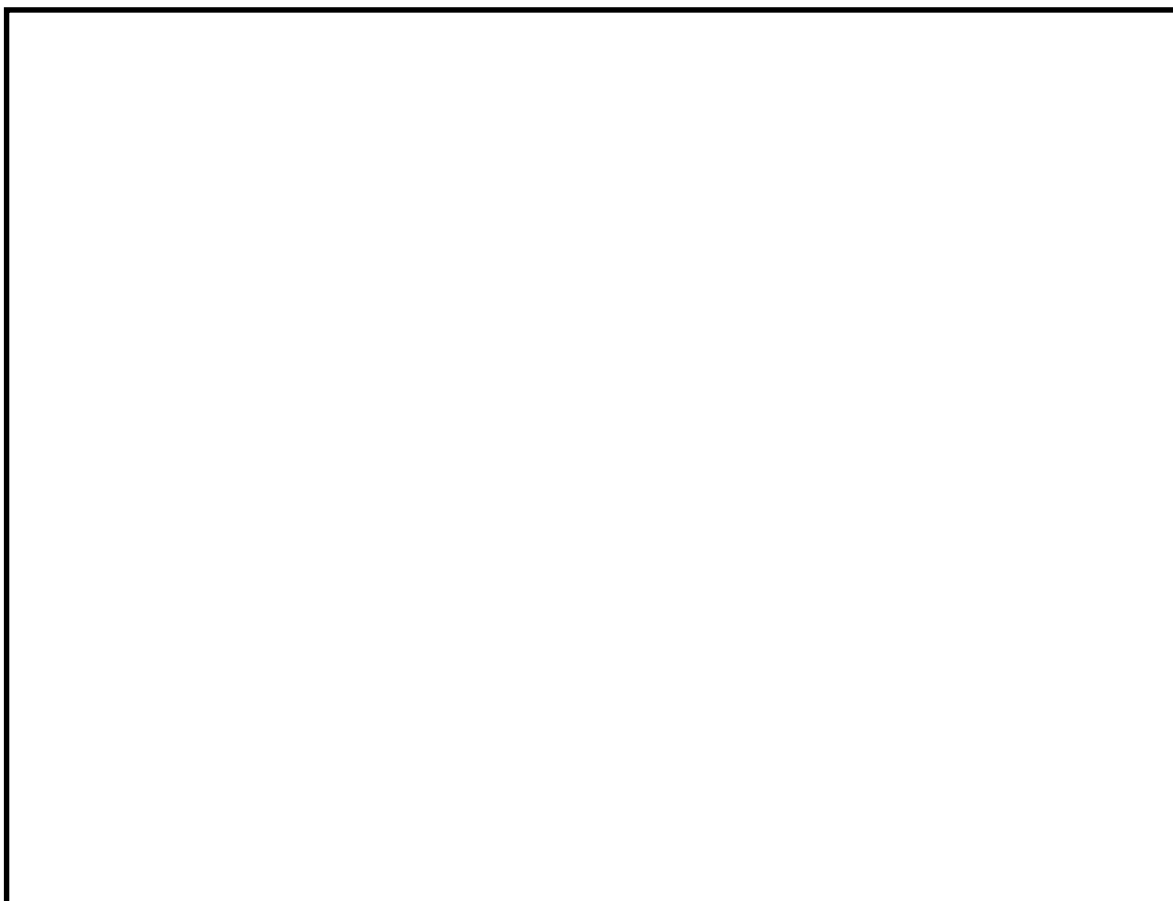


第1図 ACE試験の設備概要

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)



第 2 図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa[gage])			
温度(°C)			
ベンチュリノズルスロート部 流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※概算評価値を示す。



第 3 図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数



第 4 図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有	□	約 10m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ□、□、高さや直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有	□	約 5m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有	□	□	実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数を設定している。
金属フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用（□）の金属フィルタを使用している。
	表面積（個数）	有	□	□	実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビング水	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。JAVA 試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有	□	□	JAVA PLUS 試験ではベッド厚さが実機に比べて薄いですが、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS 試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS 試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせるにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF 1,000以上を満足していることを確認している。JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF 1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。

第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。

(1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験（JAVA試験、JAVA PLUS試験）で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。

(2) AREVA社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

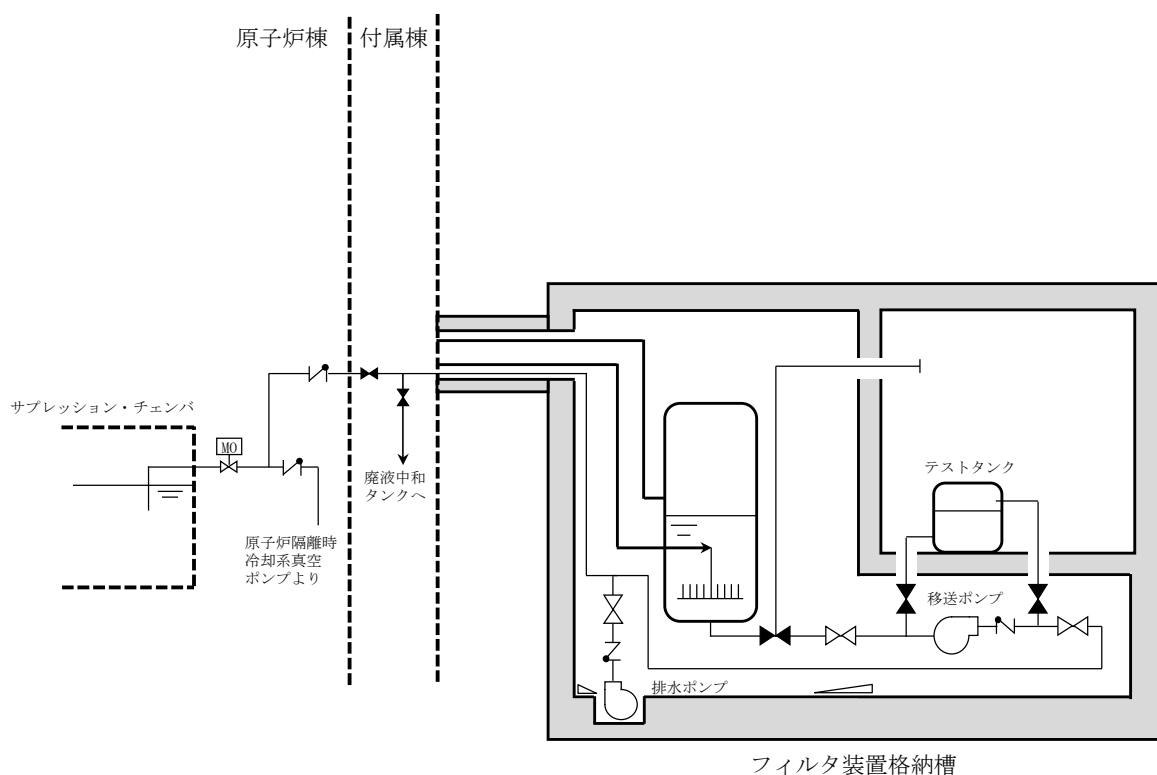
- ・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。
- ・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界

レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。

フィルタ装置格納槽内における漏えい対策について

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。

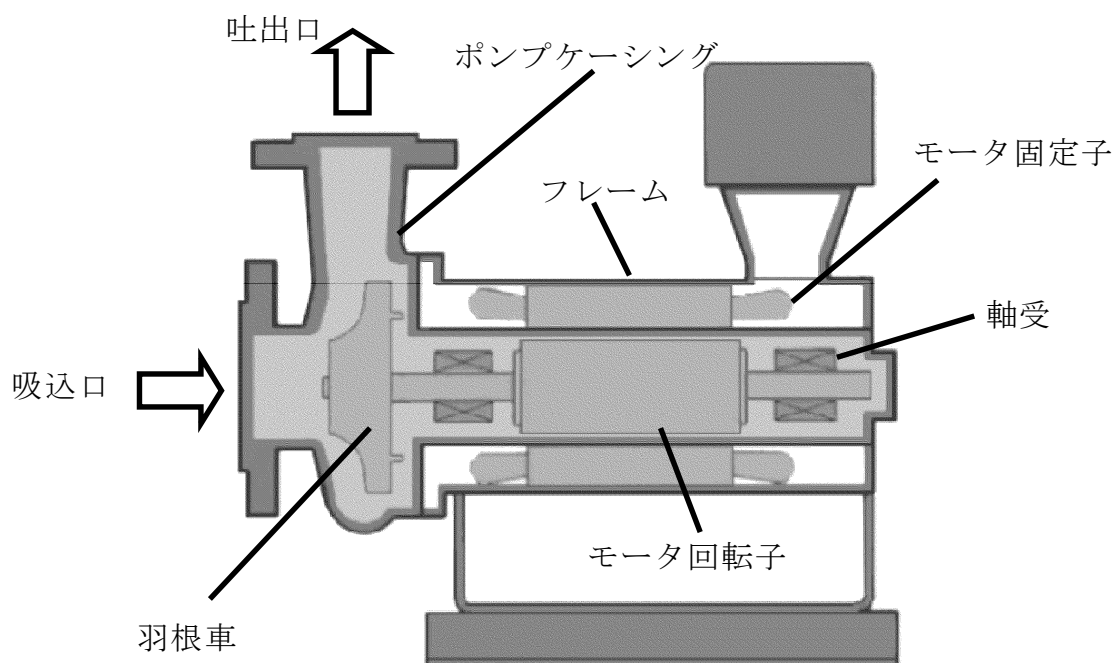


注) 系統構成は現在の計画

第 1 図 排水設備の構成

第 1 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする（第 2 図参照）。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 S_s に対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。



第 2 図 一般的なキャンドポンプの構造

(2) 格納槽の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動 S_s に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、地下格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

(3) 漏えい時等の対応

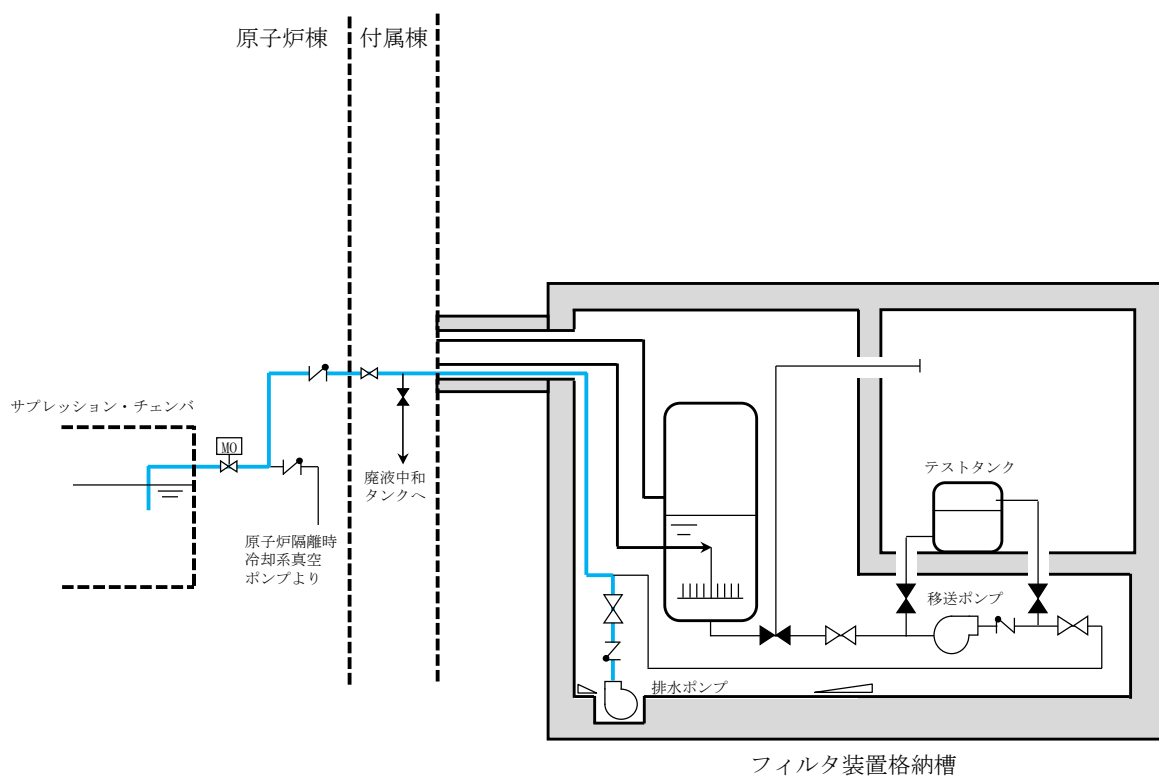
格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。

格納槽内における漏えい水は、格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納槽から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・プールのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・プールにそれぞれ移送する。

第 2 表に排水ポンプの仕様を、第 3 図に排水設備系統概略図を、第 4 図に格納槽断面図を示す。

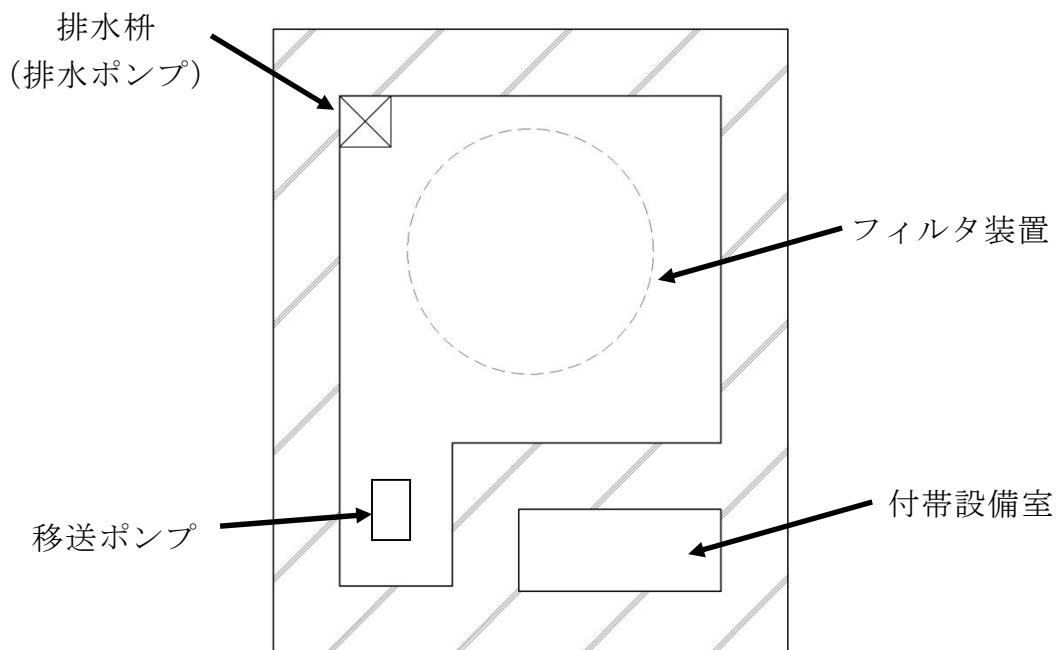
第 2 表 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ
 容量：約 10m³/h
 揚程：約 40m
 台数：1
 駆動源：電動駆動（交流）



注) 系統構成は現在の計画

第 3 図 排水設備系統概略図



第 4 図 格納槽断面図

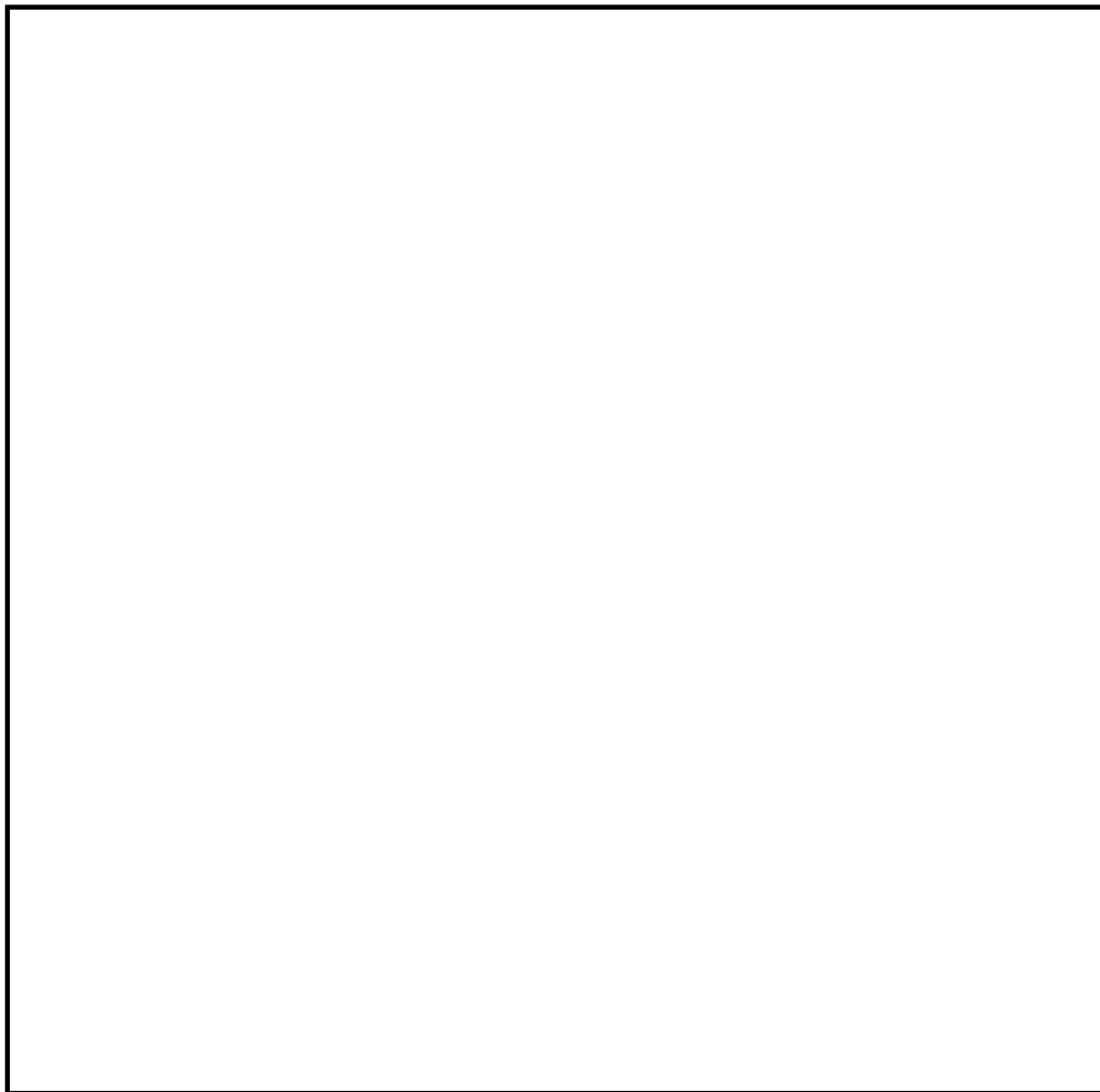
格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について

格納容器フィルタベント設備の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図～第3図に示す。

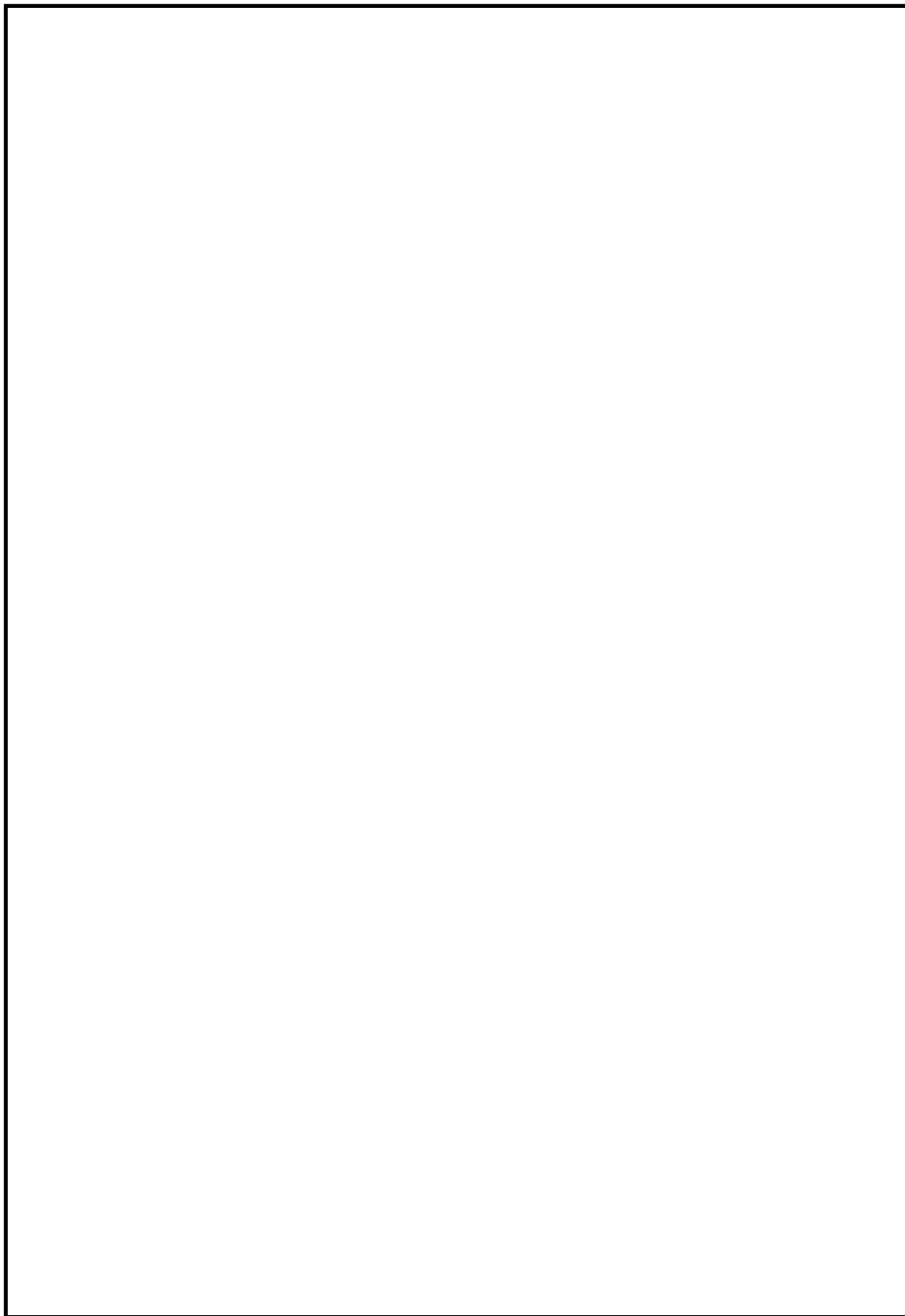
ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。



第 1 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



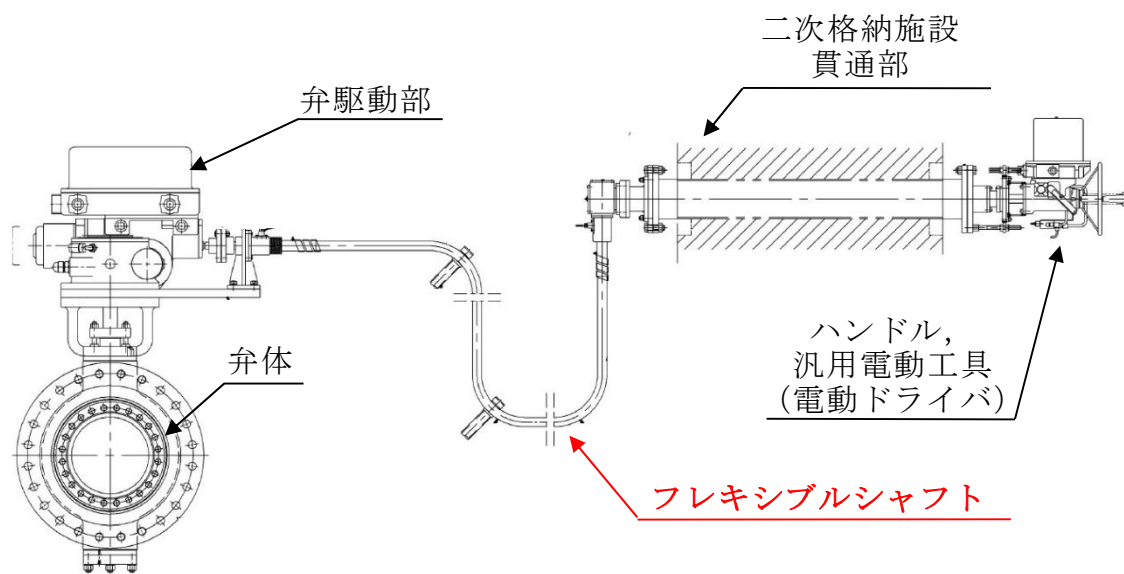
第 3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるように設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第4図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第4図 遠隔人力操作機構の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (S/C側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2,940 回	約 2,940 回	約 1,989 回

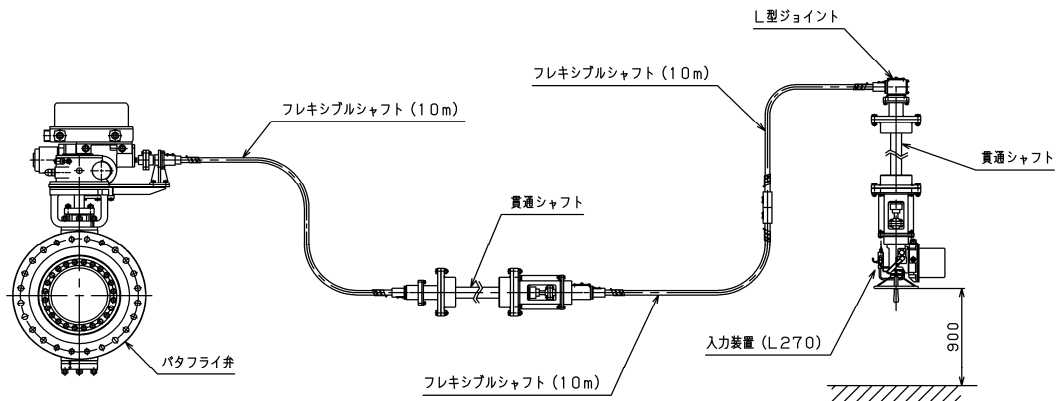
(2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を 500A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 5 図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力 2Pd に相当する圧力 (620kPa[gage]) が加かった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能であることを確認した。また、弁の操作要員は 3 名で約 82 回/分の速度にてハンドル操作が可能であることを確認した。モックアップ試験の結果を第 2 表に示す。

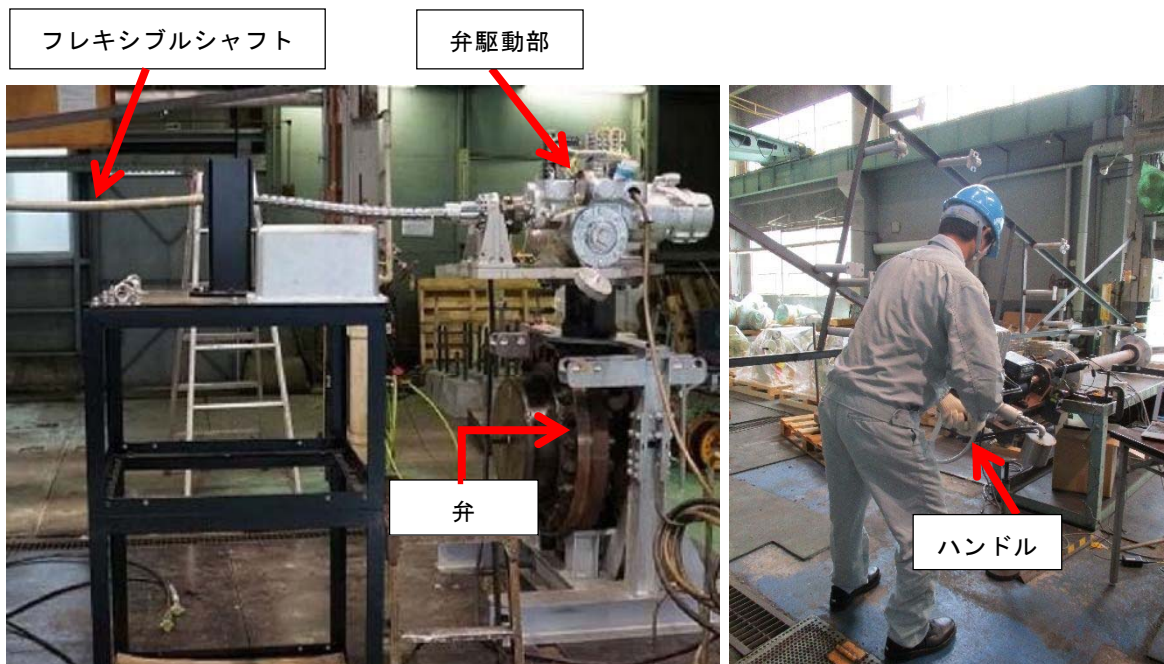
試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成 (他系統との隔離及びベント操作) において、A0 弁の遠隔手動操作をすることはない。



弁型式：500A バタフライ弁（電動駆動）
 シャフト長さ：約 30m
 上流側圧力：620kPa [gage] 以上

第 5 図 モックアップ試験の概要 (1/2)



第 5 図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第 2 表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5%	2分03秒	144	650	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0kPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

(3) 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

(4) 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等時の室内の温度を高め、50℃、隣接区画を外気的设计最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり、以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-12.7^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度 } [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度} \\ &\quad [\text{kg}/\text{m}^3]) \} \times \text{天井高さ } [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\simeq 10.4 [\text{Pa}] \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

(5) 第二弁操作室

第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操

作業室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。

また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。

中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に

①収容人数

第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より3名であることから、第二弁操作室には3名を収容できる設計とする。

②設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁は遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。第二弁操作室の設置位置を第3図に示す。

③遮蔽設備

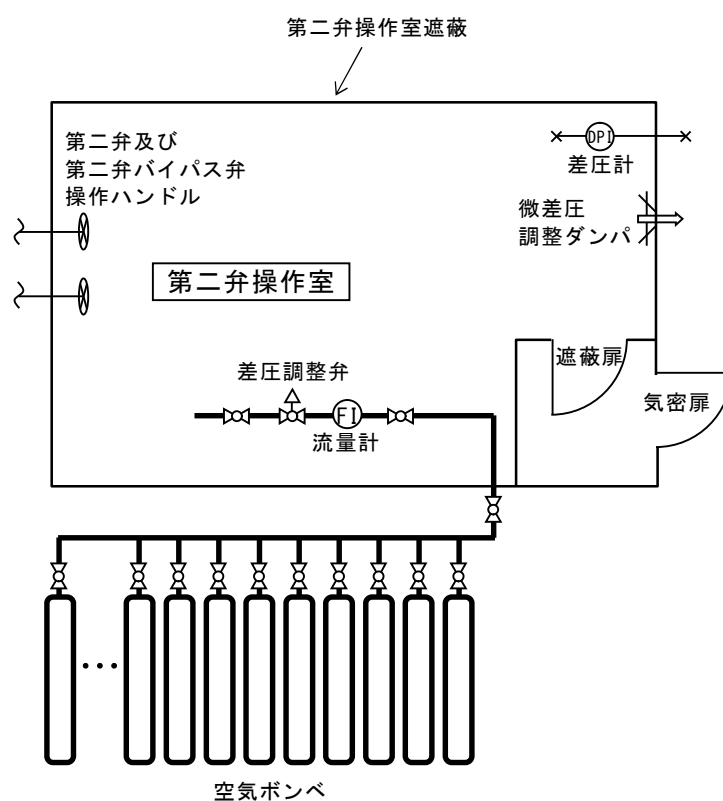
第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント開始から4時間滞在可能なように鉄筋コンクリート40cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120cmとし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。（別紙17）

なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

④第二弁操作室空気ボンベユニット

a. 系統構成

第二弁操作室空気ボンベユニットの概要図を第7図に示す。空気ボンベユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第7図 第二弁操作室空気ボンベユニット概要図

b. 必要空気量

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数： $n=3$ (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$ (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0=0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量： M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m ³ /h/人)	空気調和・衛生工学便覧 の作業程度区分
弁操作 (1時間) ※	0.074	重作業
待機 (4時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

・必要換気量： $Q = M \times n / (C - C_0)$

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

・必要空気量： $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$

$$\begin{aligned} &= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4 \\ &= 104.4 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数： $n = 3$ (名)
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ (標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度： $b = 19.0\%$ (鉱山保安法施工規則)
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a - d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量：c (m ³ /h/人)	呼吸量 (L/min)	空気調和・衛生工 学便覧の作業区分
弁操作 (1時間) ※	0.273	100	歩行(300m/min)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

・必要換気量： $Q = c \times n / (a - b)$

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時} \quad Q_2 &= 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 3.36 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \cdot \text{必要空気量} : V &= Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4 \\ &= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 4 \\ &= 55.44 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

(c) 必要ポンベ本数

(a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 104.4 m^3 とする。

空気ポンベの仕様は以下のとおり。

- ・容量 : 46.7L / 本
- ・初期充填圧力 : 14.7MPa [gage]

したがって, 1気圧でのポンベの空気量は約 $6.8 \text{ m}^3 / \text{本}$ であるが, 残圧及び使用温度補正を考慮し, 空気供給量は $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}$ とすると, 空気ポンベの必要本数は下記の計算により 19 本となる。

$$104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19 \text{ 本}$$

⑤通信設備

第二弁操作室には, 中央制御室と通信するための携行型有線通話装置(図8) を設ける。



第8図 携行型有線通話装置

(参考) 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について

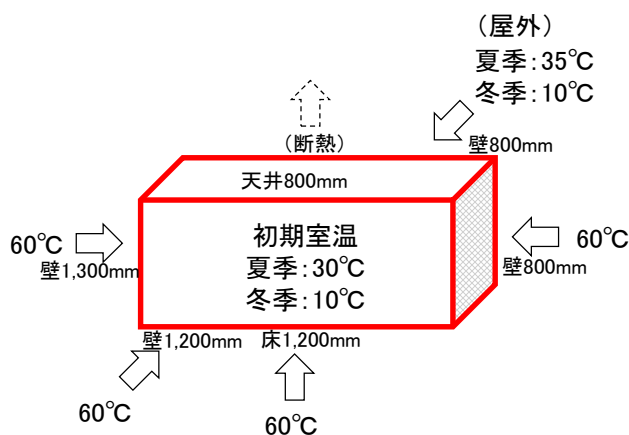
重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

第二弁操作室内は、空気ポンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。

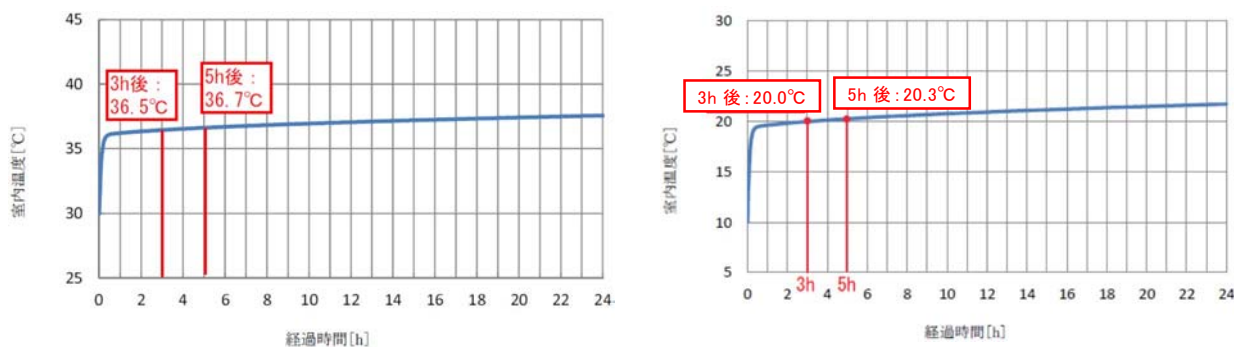
さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。

この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約25mSv、ドライウェルベントの場合で40mSvと評価している。(別紙17)

また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季:約37℃(外気温+2℃)、冬季:約20℃(外気温+10℃)と評価した。(第9図)



- ・ 初期室温は夏季：30°C，冬季：10°Cとし，外気温は夏季：35°C，冬季：10°Cとする。
- ・ 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を60°Cとする。
(保温材の効果により60°Cとなる)
- ・ 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は，保守的に断熱とする。



室温は，格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で60°Cと保守的に設定しても3時間～5時間後で夏季：約37°C（外気温+2°C），冬季：約20°C（外気温+10°C）と評価。

第9図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について

(1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の非常時運転手順書では、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は 279kPa[gage] (0.9Pd) - 217kPa[gage] (0.7Pd), 炉心損傷後は 465kPa[gage] (1.5Pd) - 400kPa[gage] (1.3Pd) の範囲において、可能な限り高い圧力で維持するよう格納容器スプレイ流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ - $102\text{m}^3/\text{h}$ (補足 1) の範囲で調整することとしている。これは、間欠スプレイを実施する場合に対して、運転員の負担の軽減及びスプレイ弁故障のリスク軽減し、さらに、格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定している。

一方で、有効性評価においては、上記圧力制御範囲において、スプレイ流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ を一定として、スプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。これは、被ばく評価に与える影響を厳しく評価する観点から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である $130\text{m}^3/\text{h}$ を設定している。

(2) 影響評価

可能な限り連続スプレイを実施することとしている非常時運転手順書と有効性評価解析には、第 1 表に整理する相違点があり、非常時運転手順書に基づいて連続スプレイとした場合に、有効性評価解析に与える影響を確認する。

第 1 表 有効性評価との相違点と影響評価について

相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレイ停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイを連続スプレイとした場合、有効性評価において実施している $130\text{m}^3/\text{h}$ から流量を低下させることとなるため、格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する。また、有効性評価ではサプレッション・プール水位上昇を抑制するために間欠での代替格納容器スプレイを実施しているが、連続スプレイとした場合には、サプレッション・プール水位上昇が早くなるおそれがあるため、ベント開始時間に与える影響を確認する。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイ流量範囲の下限である $102\text{m}^3/\text{h}$ で一定とした条件での感度解析「 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケース」を実施した。また、その他の条件は有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」（以下「ベースケース」という。）と同じとした。

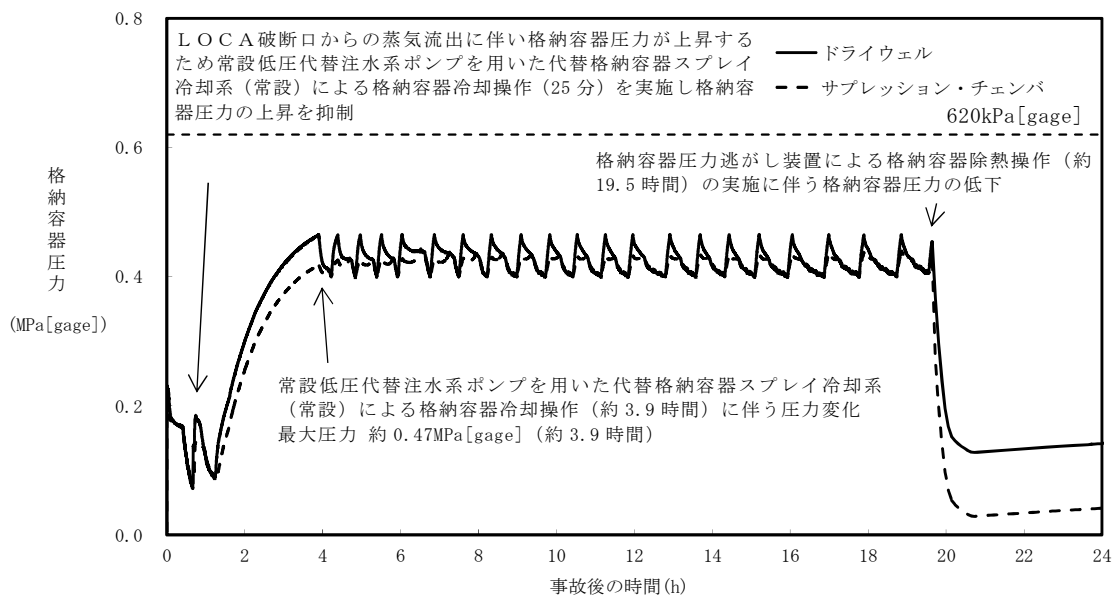
ベースケースと $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースを対比し、連続スプレイとした場合の影響について確認する。

(b) 評価結果

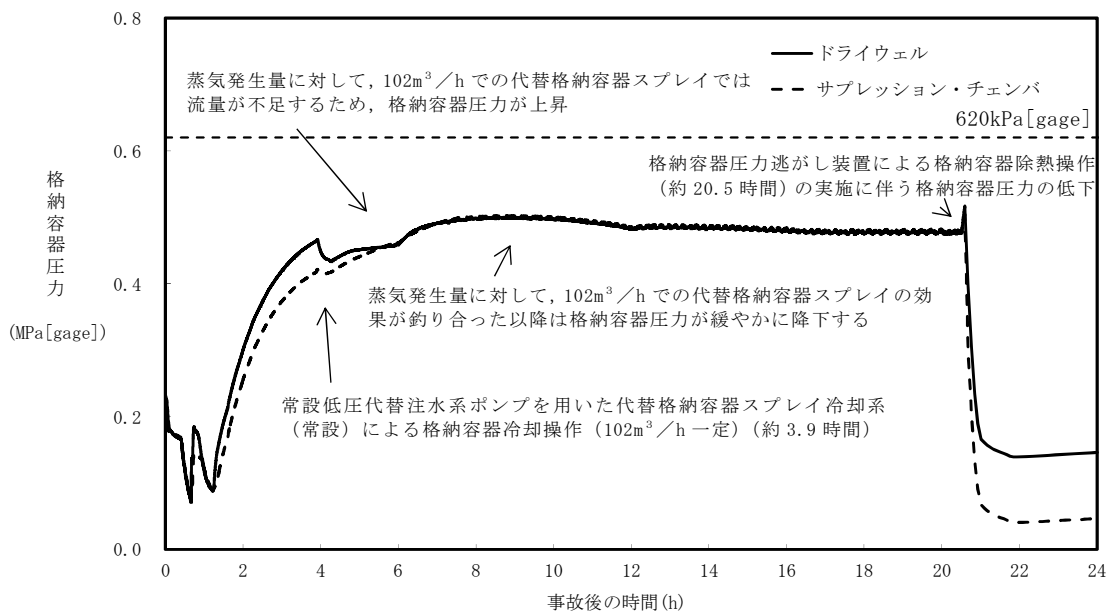
ベースケースにおける格納容器圧力の推移を第 1 図に、格納容器温度の推移を第 3 図に示す。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースにおける格納容器圧力の推移を第 2 図に、格納容器温度の推移を第 4 図に示す。

$102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースでは、約 4 時間後から約 9 時間後まで、蒸気発生量に対してスプレイ流量が不足し、格納容器圧力が上昇する結果となった。ただし、実運用では、スプレイ流量を調整することで圧力を $465\text{kPa}[\text{gage}]$ (1.5Pd) 以下に抑制することが可能である。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースにおけるベント開始時間は約 20.5 時間であり、ベースケースの約 19.5 時間よりも遅くなる結果となった。

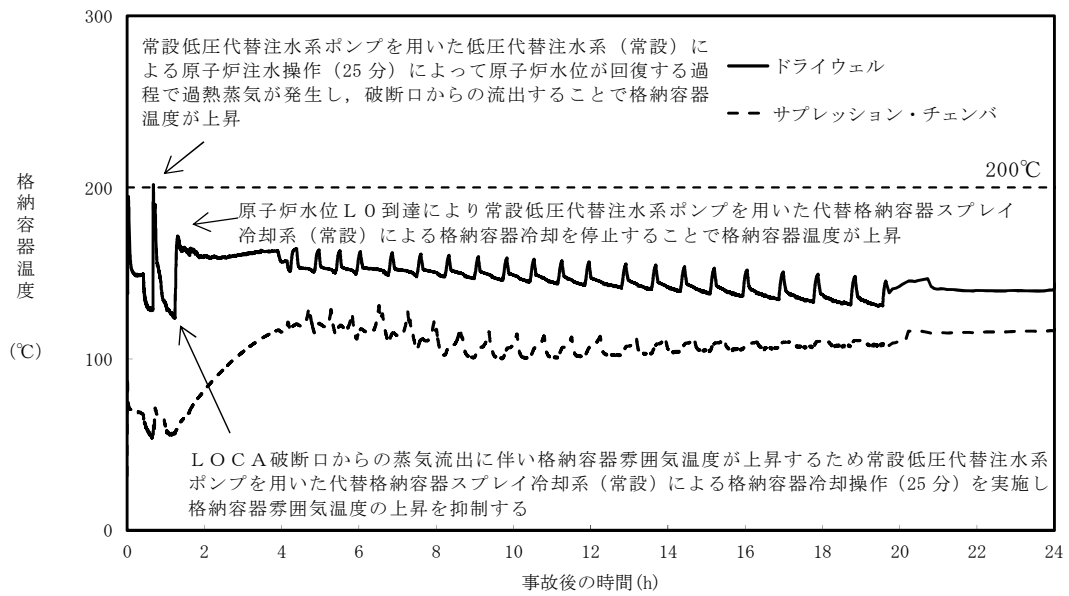
以上のことから、連続スプレイを実施することによる格納容器圧力及び格納容器温度に与える影響はなく、ベント開始時間が早まることによる被ばく評価への影響もない。



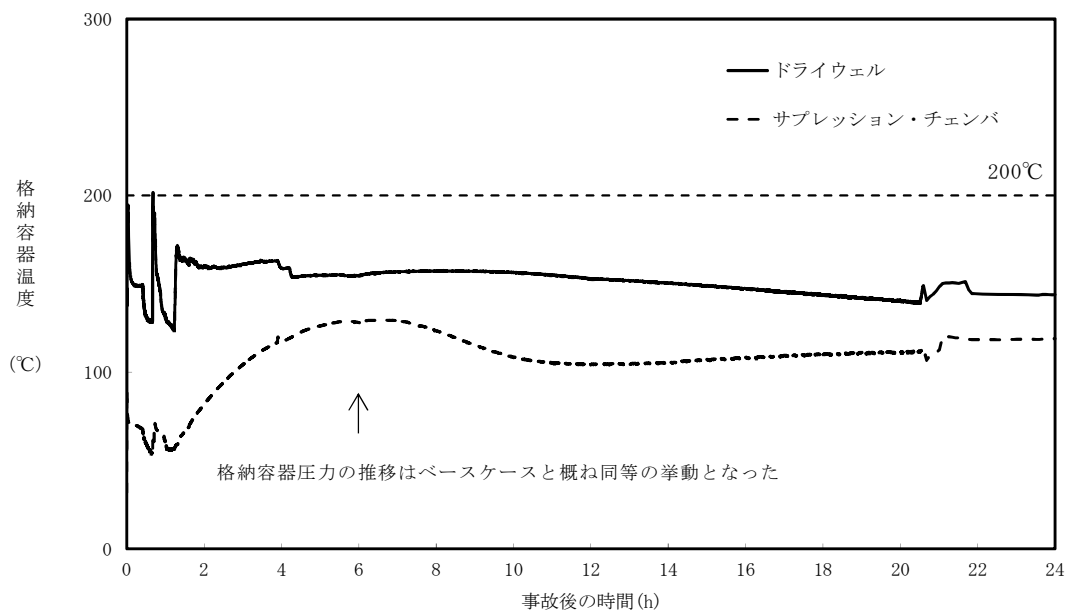
第1図 ベースケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第2図 102m³/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第3図 ベースケースにおける格納容器温度の推移（24時間）



第4図 102m³/h一定ケースにおける格納容器温度の推移（24時間）

b. 影響評価②

格納容器スプレイに期待しているエアロゾル除去効果について、スプレイ流量が低下した場合には、液滴数が減少することで除去効率が下がり、ベースケースよりも格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

ベースケースにおいて、ベント直前の 19.5 時間後時点でのベースケース及び 102m³/h 一定ケースの格納容器気相部のエアロゾルの濃度を対比する。

(b) 評価結果

19.5 時間後におけるベースケースと 102m³/h 一定ケースにおける格納容器気相部のエアロゾルを第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m ³)		ベースケースとの比較
	ベースケース	102m ³ /h 一定ケース	
1 C s I 類	1.62E-07	1.26E-07	7.78E-01
2 C s O H 類	4.39E-07	3.16E-07	7.20E-01
3 S b 類	1.13E-07	7.22E-08	6.39E-01
4 T e O ₂ 類	8.38E-08	4.43E-08	5.29E-01
5 S r O 類	6.63E-05	4.35E-05	6.56E-01
6 B a O 類	8.53E-05	5.55E-05	6.51E-01
7 M o O ₂ 類	1.09E-04	7.00E-05	6.42E-01
8 C e O ₂ 類	5.74E-05	3.77E-05	6.57E-01
9 L a ₂ O ₃ 類	6.64E-05	4.36E-05	6.57E-01
合計	3.85E-04	2.51E-04	6.51E-01

(b) 評価結果

評価の結果、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースではベースケースと比較して、格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少する結果となった。これは、間欠スプレイを実施する場合には、スプレイ停止期間中に格納容器内の温度が上昇し、沈着したエアロゾルが再浮遊することで濃度が上昇することに対して、連続スプレイを実施する場合は格納容器温度が相対的に低く抑えられたためと考えられる。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ベースケースの方がより保守的な結果であり、被ばく評価に与える影響はない。

c. 影響評価③

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素については、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において、可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため、格納容器圧力を $465\text{kPa}[\text{gage}]$ (1.5Pd) でほぼ一定とした感度解析「1.5Pd 制御ケース」を実施した。 $465\text{kPa}[\text{gage}]$ (1.5Pd) でほぼ一定の格納容器圧力となるよう、 $465\text{kPa}[\text{gage}]$ (1.5Pd) から $462\text{kPa}[\text{gage}]$ (1.49Pd) の圧力範囲で間欠スプレイを実施する条件とした。また、その他の条件はベースケースと同じとした。

ベースケースと 1.5Pd 制御ケースを対比し、連続スプレイとした場

合の希ガス、エアロゾル及び有機よう素の漏えいによる放出割合の影響について確認する。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第 3 表に示す。

第 3 表 原子炉建屋への放出割合の比較

核種グループ		放射エネルギー (0.5MeV 換算値)		ベースケースとの比較
		ベースケース	1.5Pd 制御ケース	
1	希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2'	有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2	C s I 類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3	C s O H 類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4	S b 類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5	T e O ₂ 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6	S r O 類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7	B a O 類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8	M o O ₂ 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9	C e O ₂ 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10	L a ₂ O ₃ 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
合計		6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

第 3 表に示すとおり、エアロゾルは 2%程度増加する結果となったが、希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは、ベースケースにおいて、間欠スプレイを実施することで急激にドライウェル圧力が低下し、サプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し、漏えい面積のより大きいドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し、1.5Pd

制御ケースの場合、ドライウェルとサプレッション・チェンバ間の急激な差圧が生じず、ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相対的に低くなったためである。

また、ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいする希ガス、有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は、第 4 表に示すとおり、希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めている。1.5Pd 制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であることに加え、寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることから、間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価となる。

第 4 表 核種グループごとの被ばく寄与率（ベースケース）

	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グラウンドシャイン
希ガス	約 56%	—	—
有機よう素	約 22%	約 54%	約 96%
無機よう素	約 20%	約 34%	
粒子状よう素	約 1%	約 2%	
エアロゾル	約 1%	約 9%	約 4%

さらに、a. にて示したように、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースでは、ベースケースと比較し、ベント開始時間が遅くなることで被ばく評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため、より被ばく線量は低くなる。

なお、無機よう素については、有効性評価における格納容器圧力の制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため、影響はない。

以上のことから、被ばく評価において、ベースケースの方がより保守的な結果となるため、被ばく評価に対する影響はない。

補足 1 スプレー流量制御の下限值の設定について

格納容器スプレーによるエアロゾル除去効果については、MAAPコードにおいて取扱っており、スプレー液滴径と相関があるため、スプレー流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがある。そのため、連続スプレー流量制御の下限值は、MAAP解析にて有効性を確認している粒径である 2mm が確保される流量を設定する。流量制御の下限值の設定に当たっては、実験^[1]による知見に基づき、代替格納容器スプレー流量の下限值を設定する。

1. 実験の知見及び考察

実験の結果を第 1 表に示す。実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが、第 1 図に示すノズル当たりの流量が L/min 以上の場合、最大の液滴径は 2 mm 以下となる。そのため、ノズル当たりの流量が L/min 以上確保される流量を代替格納容器スプレー流量制御の下限值として設定する。



第 1 図 スpray液滴径の実験結果

(ノズル当たりの流量 L/min)

2. 流量制御の下限值の設定

東海第二発電所における Sprayヘッダのノズル数は 個であることから、下式に示すとおり、 Spray流量 $102\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保することで、 Sprayノズル当たりの流量は L/min 以上確保される。

$$\begin{aligned}
 \text{○系統流量} &= \text{ (L/min/ノズル)} \times \text{ (ノズル)} \\
 &= \text{ (L/min)} \\
 &= 102 (\text{m}^3/\text{h})
 \end{aligned}$$

- [1] 共同研究報告書, 放射能放出低減装置に関する開発研究 (PHASE2) (平成 5 年 3 月)

フィルタ装置における化学反応熱について

重大事故等時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム (NaI)、硫酸ナトリウム (Na₂SO₄)）であり、スクラビング水の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量（500kW（別紙 2））とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約 1/30 であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、よう素除去部において有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003vol% と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素除去部にて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部の温度変化が十分小さいことを確認した。

1. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙 2 に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素 (Si, Ca, Mg, Al, K 等) で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1mol 当たりの発熱量が最も大きいのは であることから、ここでは で代表し、設計条件である 400kg 全量が としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる (参考図書 1)。

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 となる。

以上より、1mol の の反応には の発熱量を伴うこととなる。

400kg は に当たることから、発熱量は となる。

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラビング水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の無機よう素の反応にはの発熱量を伴うこととなる。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水には
wt%含有していることから、 $S_2O_3^{2-}$ の量はとなる。

一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内内蔵量（約 24.4kg）

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発

電所の熱出力 (3, 293MW) を考慮して算出した結果, 約 24. 4kg とする。

b. 格納容器へのよう素放出割合 (61%)

NUREG-1465 に基づき, 格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

c. 格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)

Regulatory Guide 1.195 に基づき, よう化セシウム 5%, 無機よう素 91%, 有機よう素 4% とする。

以上より, ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253. 8) 約 13. 6kg ($=24. 4\text{kg} \times 61\% \times 91\%$) の量は約 53. 6mol ($=13, 600\text{g} / 253. 8\text{g} / \text{mol}$) となる。無機よう素と [] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と [] の反応により生じる全発熱量は [] となる。
[]

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価



以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

2. よう素除去部における化学反応による発熱

(1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の有機よう素 CH_3I の反応には の発熱量を伴うこととなる。

ここで、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙 11 に記載のとおり となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は となる。

有機よう素の全量が 10 分間（600 秒）でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は となる。

(2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素 I_2 の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の無機よう素 (I_2) の反応には の吸熱量を伴うこととなる。

ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。

(3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価





以上より，よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため，影響はないと言える。

〈参考図書〉

1. 化学便覧基礎編改訂 5 版

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

ベントにより格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行する。スクラビング水の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DFへの影響がないことを確認した。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお、NUREG-1465では格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel 等）ごとに格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。（別紙2）

ベント後のスクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第1表に示す。

第 1 表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性
	合計		400

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10°C の場合は約 1.3 [mPa・s]、80°C の場合は約 0.3 [mPa・s] である（参考図書 1）。

a. 可溶性エアロゾルの影響

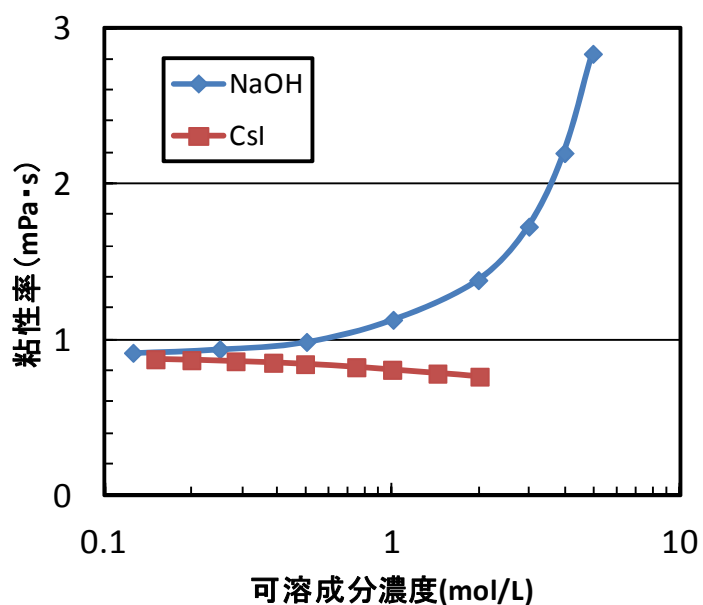
エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 2）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、Na⁺、K⁺、CS⁺ があり、陰イオンには OH⁻、Cl⁻、Br⁻、I⁻、CO₃²⁻、HCO₃⁻、SO₄²⁻ がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na⁺、陰イオンは OH⁻ であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは

Cs⁺, 陰イオンは I⁻ であると考えられる (参考図書 1, 3)。

このため, フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は, エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム (NaOH) として評価したとき最も大きく, よう化セシウム (CsI) として評価したときには小さくなる。

スクラビング水として低温 (粘性率が高い) の 25°C における水酸化ナトリウムとよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1 図に示す。



第 1 図 NaOH と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)

(NaOH : 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

スクラビング水に添加している化学薬剤の []
 [] であり、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa・s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（400kg = 10,000mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は [] mol/l 上昇し、[] となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より [] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて、わずかに（ [] mPa・s 大きくなる）と評価できる。

なお、JAVA 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、 []
 [] であり、これらのモル濃度はそれぞれ []
 [] となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa・s となる。

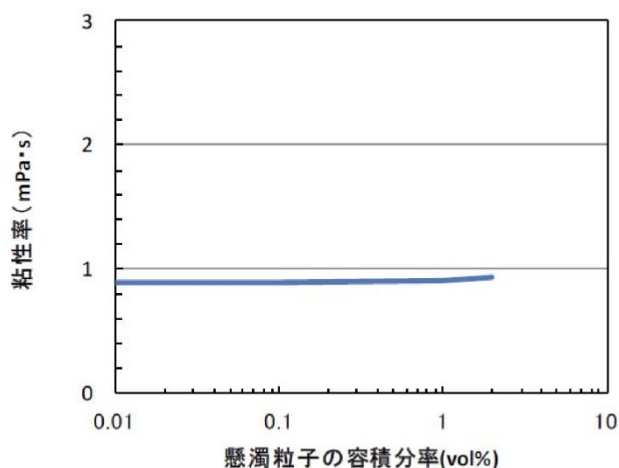
b. 不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（参考図書1）。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子

の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載）。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

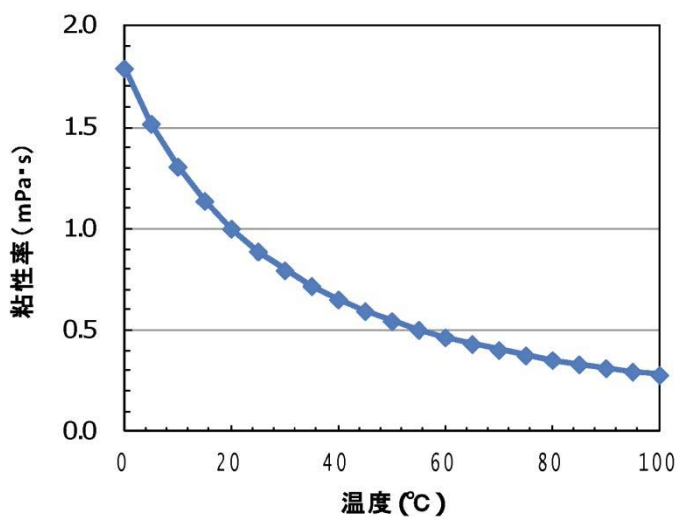
スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 \square g/cm³）とし、最低水量の \square t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 \square vol%（ $=400 \times 10^3 / 2.4 / (15.5 \times 10^6)$ ）となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm³ は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂（密度約 5.7g/cm³）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合は mPa・s 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

〈参考図書〉

1. 化学便覧改訂 3 版基礎編 II
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH₃)₄N+) at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)
6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
7. 日本機械学会 蒸気表 <1999>

窒素供給装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、
除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm ³ /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素及び酸素は、サブプレッション・プールに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」におけるMAAP解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。

$$\textcircled{1} \quad \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]}$$

$$= G \text{ 値 [分子/100eV]} / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

$$\textcircled{2} \quad \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]}$$

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}$$

$$\textcircled{3} \quad \text{水素（酸素）発生量 [m}^3\text{/h]}$$

$$= \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線	放射性物質移行量		発生量[m ³ /h]※	
	吸収割合	割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部（コリウム）※	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部（コリウム以外）	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W及びペDESTAL部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

- ※ ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。
- ※ 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。
- ※ 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることが考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

この結果より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量xを求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm³/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は200Nm³/hであることから、格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5%（水素を燃焼させる下限濃度）を超えないことから水素が燃焼

することはない。

(2) 格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は $1.67\text{m}^3/\text{h}$ 、酸素の発生量は $0.836\text{m}^3/\text{h}$ となる。

水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量 y を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$$

$$y > 17.8 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記より、必要窒素供給量は $17.8\text{Nm}^3/\text{h}$ となる。窒素供給装置の1台当たりの容量は $200\text{Nm}^3/\text{h}$ であることから、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

フィルタ装置入口配管の位置について

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。

(1) 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

(2) 悪影響の有無について

入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。

なお、強度や耐震性への影響は構造（入口配管の位置）を適切に反映して評価することから、問題はない。

a. フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。

したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、JAVA 試験設備においては、
 エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。

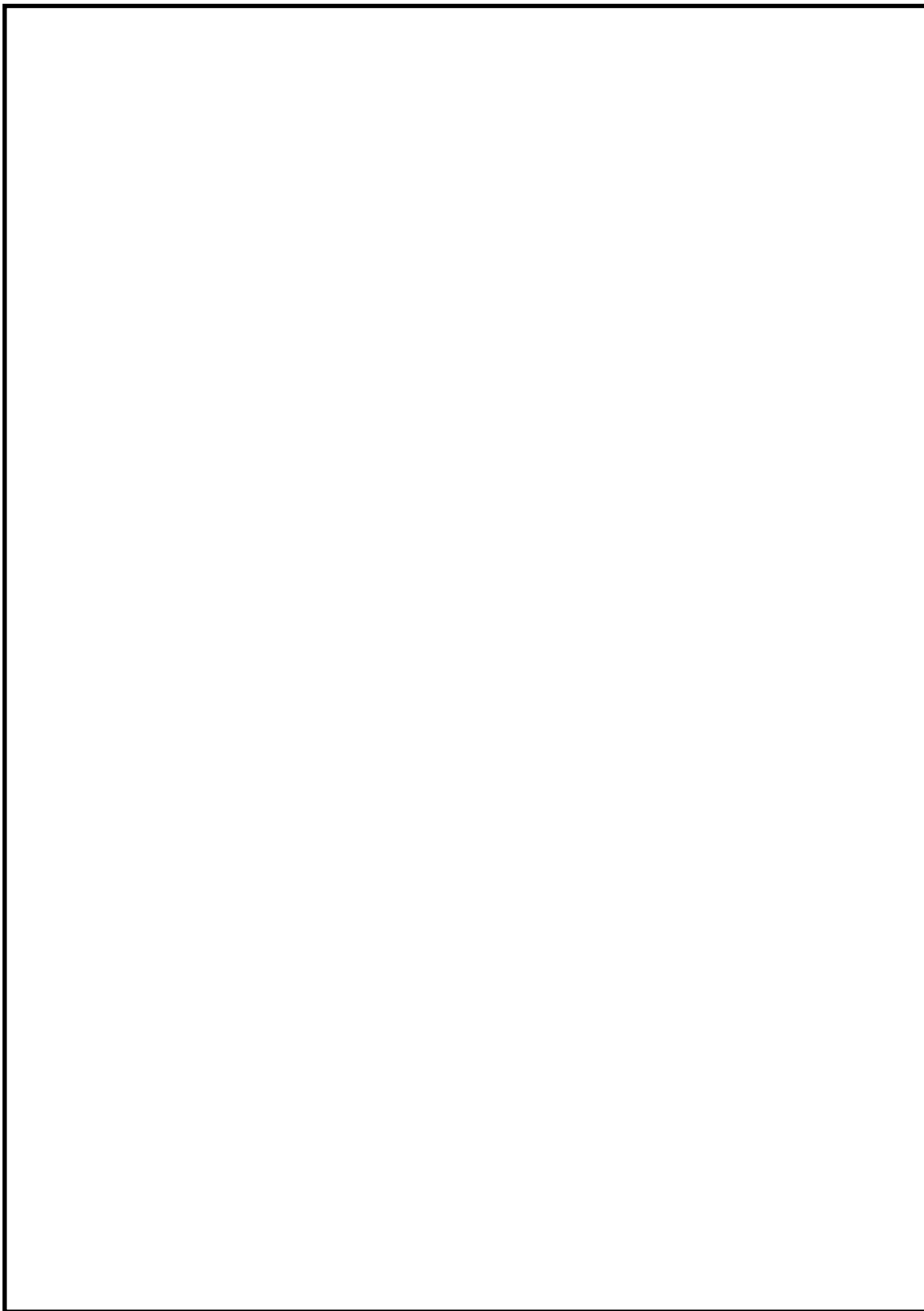
b. バウンダリへの影響

系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。

c. 放射線防護への影響

フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納槽の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはない。



第 1 図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較

50-12 代替循環冷却系の成立性について

目次

1. 代替循環冷却系設備の構成	50-12-3
1.1 設置目的	50-12-3
1.2 設備構成の概略	50-12-4
1.3 系統設計仕様	50-12-6
1.3.1 設計方針	50-12-6
1.3.2 注水先流量分配	50-12-6
1.3.3 他条文に対する位置づけ	50-12-8
2. 代替循環冷却系の成立性確認	50-12-9
2.1 代替循環冷却系の運用について	50-12-9
2.2 代替循環冷却系の有効性について	50-12-9
2.3 代替循環冷却系の操作性	50-12-10
3. 代替循環冷却系の健全性について	50-12-11
3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性	50-12-11
3.2 耐放射線に関する設計考慮について	50-12-15
3.3 水の放射線分解による水素影響について	50-12-15

<別紙 目次>

別紙 1 循環流量の確保について

別紙 2 系統のバウンダリに対する影響評価について

1. 代替循環冷却系設備の構成

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、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、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。

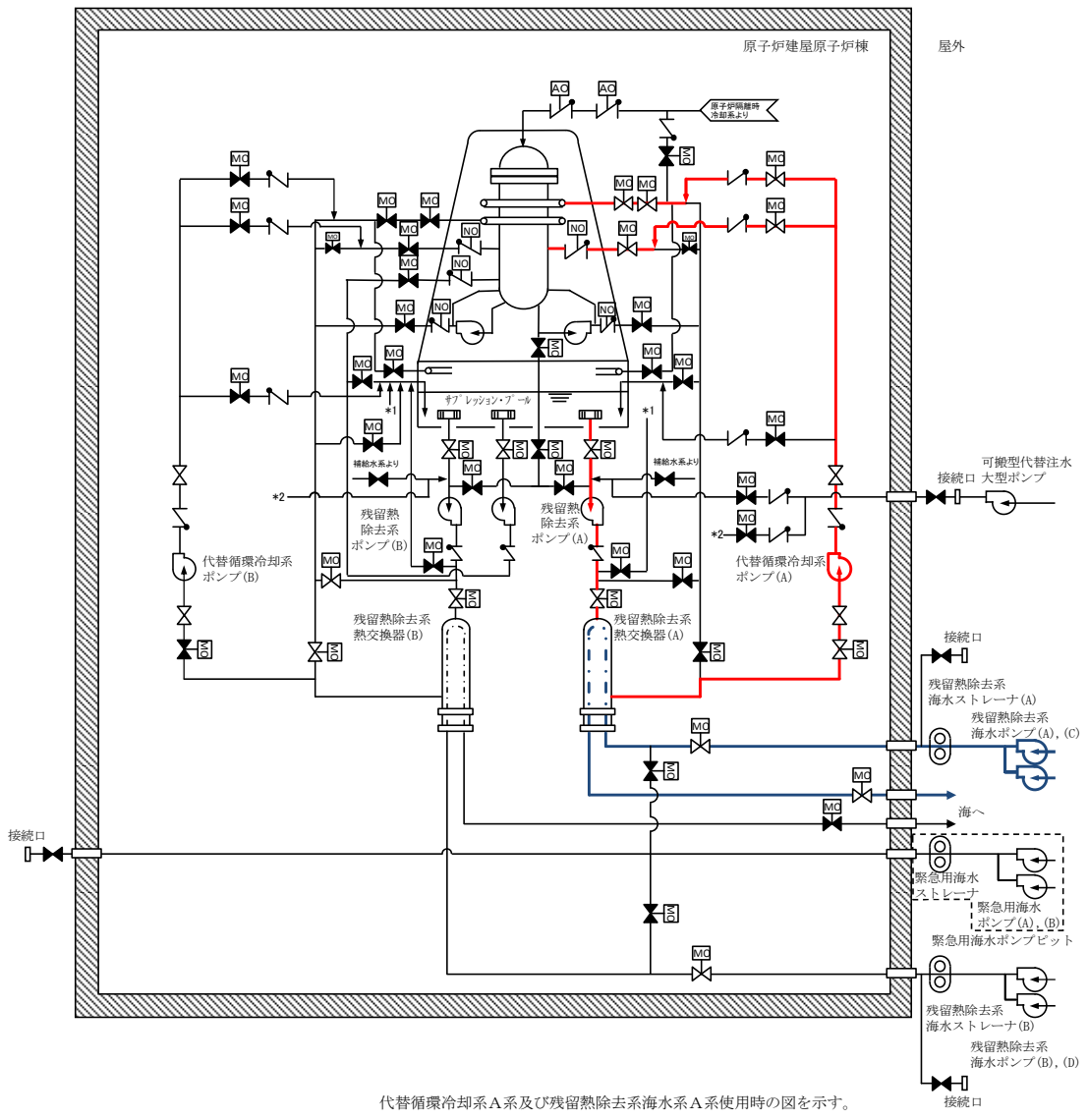
重大事故等においては、サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、代替循環冷却系を使用する場合、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・プールを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

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。（第 1.2-1 図）

- (1) 本系統は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系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。
- (2) 系統水は、サプレッション・プールから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給される。代替循環冷却系ポンプにより昇圧された系統水は、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。
- (3) 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及びベント管を經由し、サプレッション・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。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内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する。
- (5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・プールに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレイの水源として使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・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得る。このため、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水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。
- (6) 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。



第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

1.3 系統設計仕様

1.3.1 設計方針

代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。

<設計条件>

格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を 620kPa[gage] 以下及び格納容器温度 200℃以下に抑制できること。

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

代替循環冷却系統

系統流量：250m³/h

水 源：サブプレッション・プール

除熱手段：緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

1.3.2 注水先流量分配

代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。

第 1.3-1 表に注水先の流量分配パターンを示す。

第 1.3-1 表 代替循環冷却系の流量分配パターン

モード		注水先 (m ³ /h)			備考
		49 条/1.6	47 条/1.4	49 条/1.6	
		格納容器 スプレイ	原子炉注水	サブプレッショ ン・プール	
①	循環冷却	150	100	0	有効性評価で 期待
②	格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で 期待
③	原子炉注水	0	100	0	
④	原子炉注水/サブプレ ッション・プール冷却	0	100	150	
⑤	テスト	0	0	250	

①循環冷却モード

循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生 90 分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

②格納容器スプレイモード

格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、溶融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」, 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー

ト相互作用」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

③原子炉注水モード

原子炉注水モードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、原子炉への注水を実施する際に使用する流量分配パターンである。

④原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する際に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サブプレッション・プールの冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。

⑤テストモード

プラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サブプレッション・プールへの注水を実施し、機能の健全性を確認する。

1.3.3 他条文に対する位置づけ

(1) 原子炉注水機能（47 条／1.4）

炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、熔融が発生した場

合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(2) 格納容器スプレイ機能（49条／1.6）

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系）ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(3) サプレッション・プール冷却機能（49条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの機能喪失時に、サプレッション・プール水を冷却できる機能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおりサプレッション・プールを水源とした低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉注水に切り替える運用としている。

2.2 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、格納容器除熱の観点で厳しいシナリ

オである「東海第二発電所 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）」の「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」, 「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」, 「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」, 「3.4 水素燃焼」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、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又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期待した有効性評価を実施することも考えられるが、評価の仮定として、代替循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合、格納容器圧力及び格納容器温度はより低く推移する。

2.3 代替循環冷却系の操作性

代替循環冷却系の運転時において、確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。また、原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格納容器スプレイ流量にて監視する。代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサブプレッション・プール水温度により確認する。

また、代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水位により確認する。

3. 代替循環冷却系の健全性について

3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。

代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて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。残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合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。

第3.1-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサブプレッション・プールの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、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水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冷却水により温度上昇を抑える設計としている。（第3.1-2図）

ポンプ停止時に系統水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冷却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。

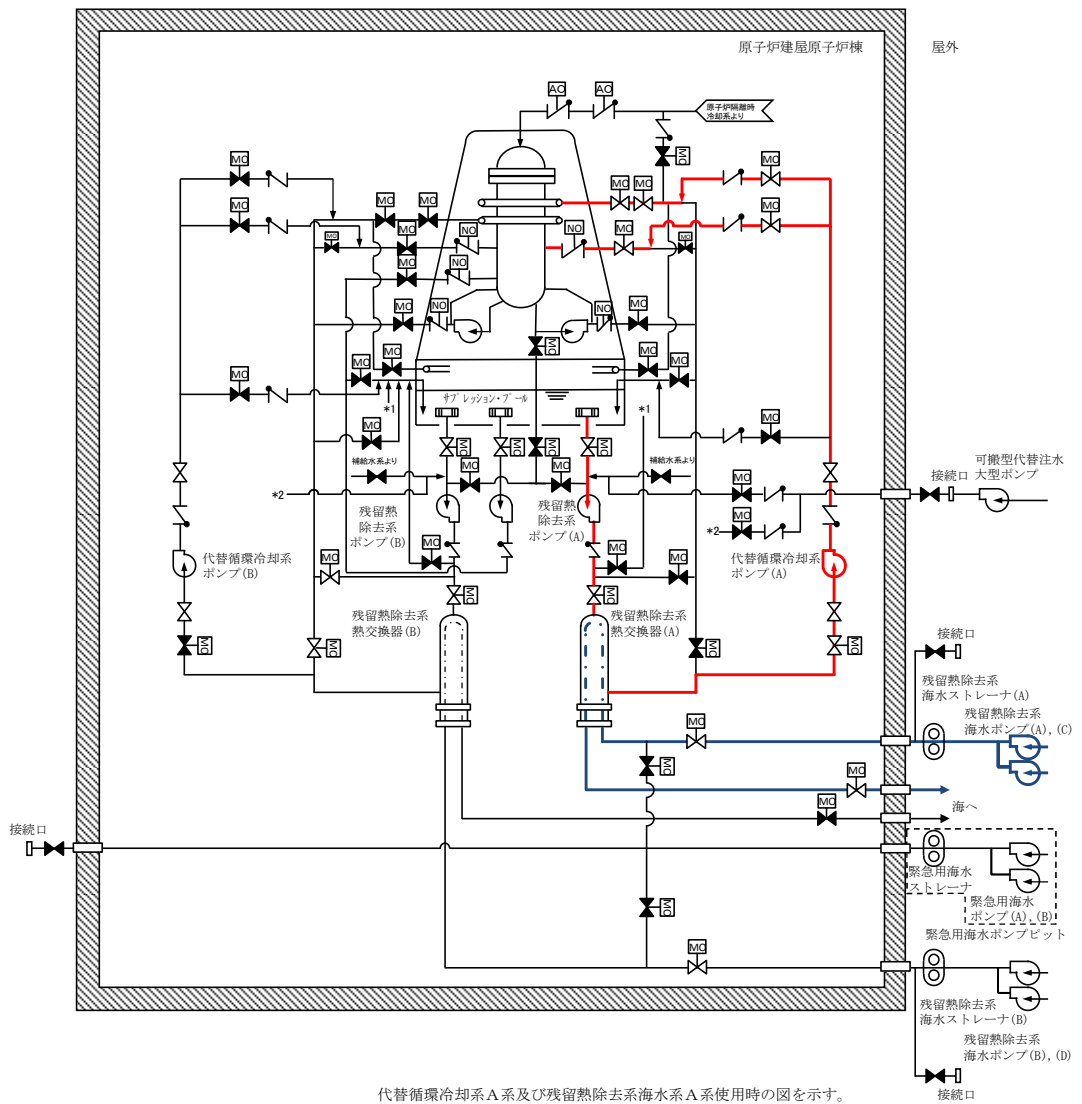
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部

を押さえつける形でシールする構造となっている。（第3.1-3図）

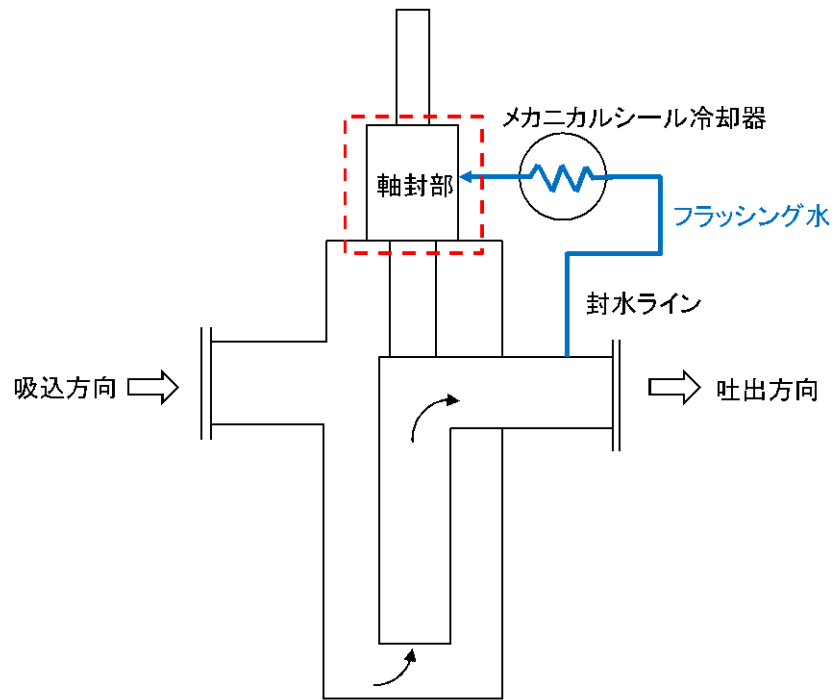
代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

なお、新設する代替循環冷却系ポンプについては、残留熱除去系熱交換器の下流側に配置し、温度が下がった系統水が流れるようにすることでメカニカルシールの健全性を維持できる設計としている。

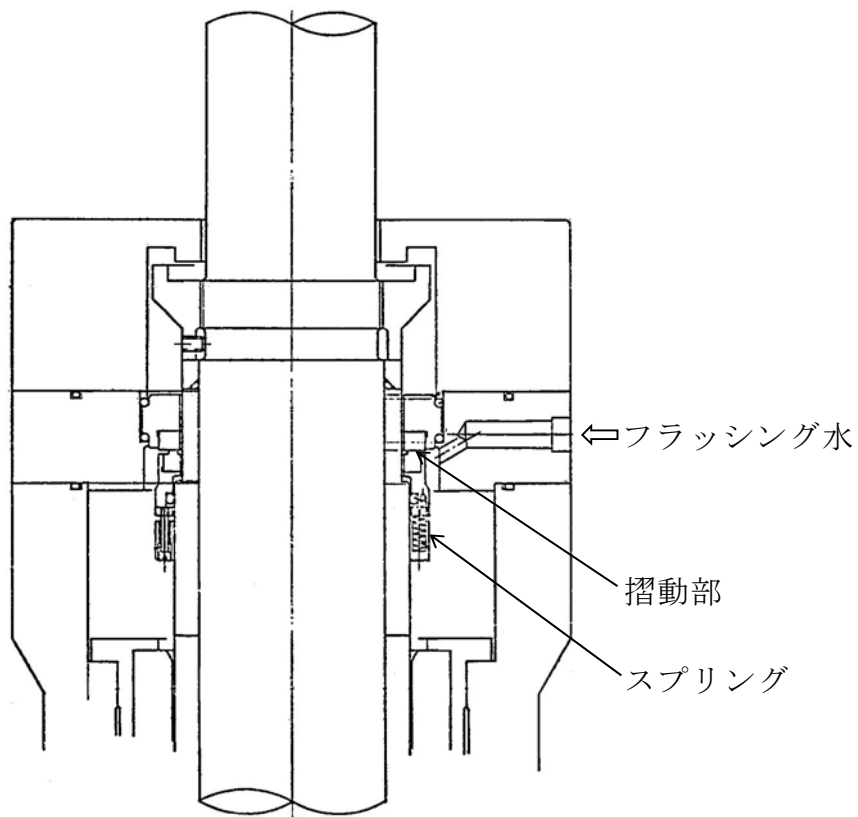
したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはないと考えられる。



第 3.1-1 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.1-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.1-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

3.2 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機器（電動機、ケーブル、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。

3.3 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、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系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、系統水を入れ替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 A 系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に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。

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価において有効性期待している流量 $250\text{m}^3/\text{h}^*$ を確保する。

※： 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），3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，3.4 水素燃焼，3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量

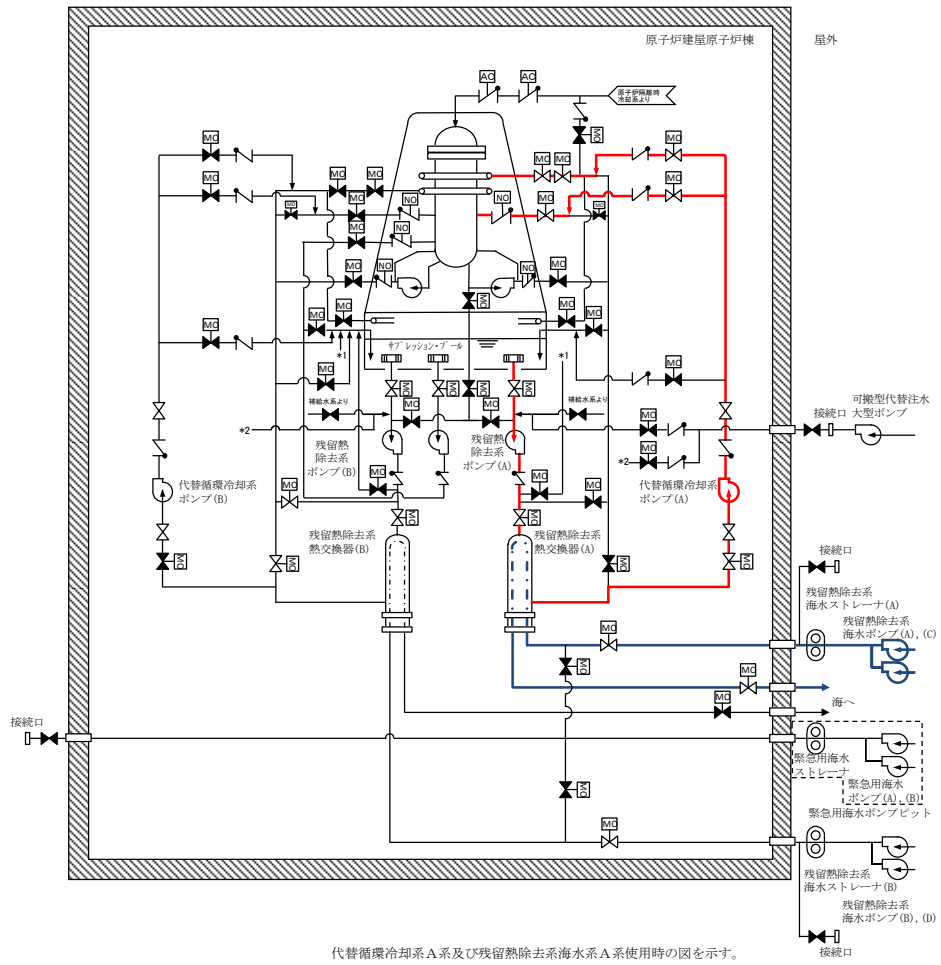
代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50-6 に示すとおり、循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。

代替循環冷却系ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) の評価を「(1) ポンプの NPSH 評価」に示す。

また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための対策を「(2) 系統の閉塞防止対策」に示す。

(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」以上（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）であることが必要であり、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。本評価では、第 1 図の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サプレッション・プール水位と代替循環冷却系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、代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。評価条件を第 1 表に示す。



第1図 代替循環冷却系 系統概要図

第1表 NPSH 評価条件

項目	設定値	単位	設定根拠
P_a	サプレッション・チェンバ空間圧力	m	保守的に大気圧と仮定
P_v	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭圧換算値）	m	50℃における飽和蒸気圧力
H	サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差	m	S/P 水位レベル(LWL): <input type="text"/> m とポンプ軸レベル: EL <input type="text"/> m の差
ΔH	吸込配管圧損（ストレーナ込）	m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	デブリ圧損	m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH	m	ポンプ予想性能曲線読み取り値 (@250m ³ /h)

第1表の条件を元に、（有効 NPSH） \geq （必要 NPSH）の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$ <div style="border: 2px solid black; width: 40%; margin: 0 auto; height: 15px;"></div>
--

上記の結果から、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

(2) 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、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、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（第2表）。

第2表 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
PCVスプレイ最小流路サイズ	

よって、以下に残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について記載する。

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

東海第二発電所では、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使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等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

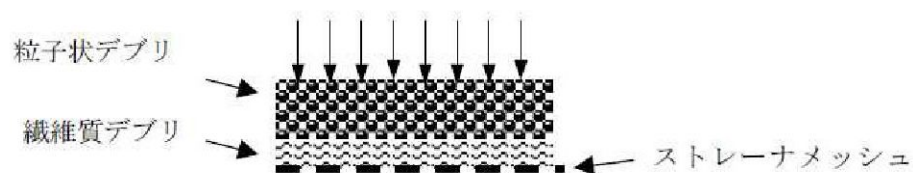
も、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウェル部）に蓄積することからサプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサプレッション・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^{※2}、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。

さら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^{※3}、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な設計としている。

※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。（第2図）



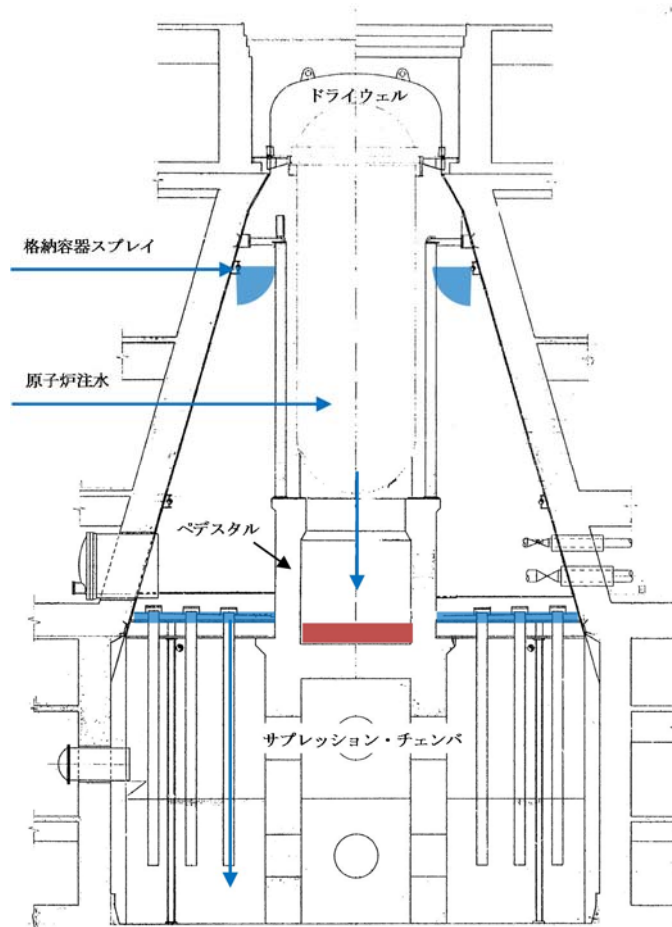
第2図 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、N E D O-32686 に対する N R C 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 0.11inch (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。故に、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、G S I -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。

※2：RPV破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL（ドライウェル部）であり，代替循環冷却系の水源となるサプレッション・プールへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL（ドライウェル部）へ落下し，ダイヤフラムフロア及びベント管を通じてサプレッション・プールへ流入することとなる。（第3図）

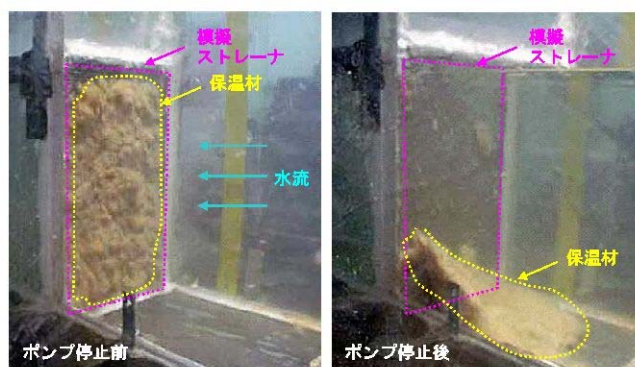
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



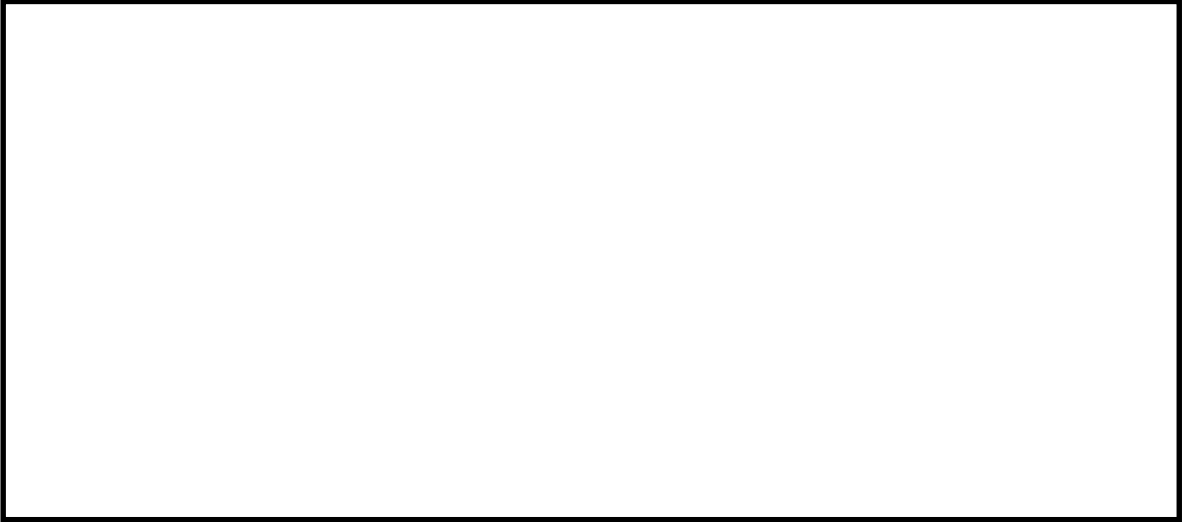
第3図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※3：G S I -191 における検討において、サンプ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（第4図）。

当該試験はPWRサンプスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり（第5図）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更には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、速やかに冷却を再開することが可能である。



第4図 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)

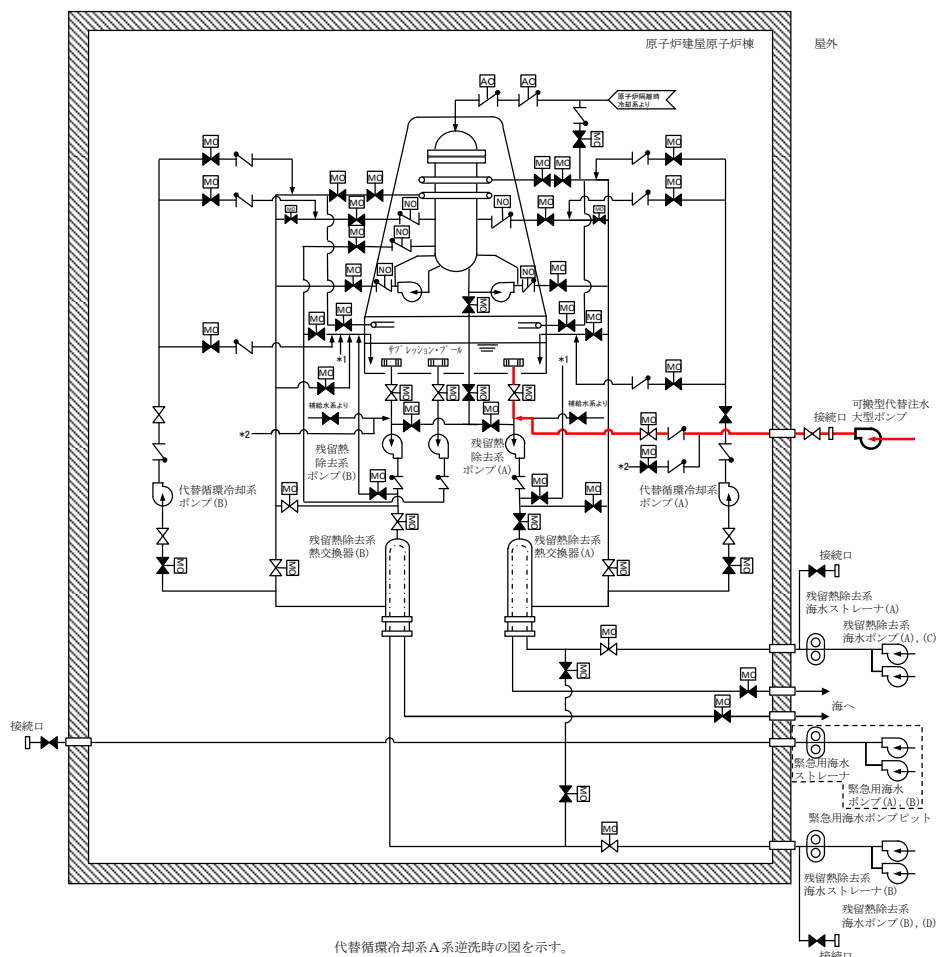


第 5 図 非常用炉心冷却系ストレナ

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、代替循環冷却系の運転中に、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場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第6図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第6図 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

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

代替循環冷却系を使用する場合に、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

代替循環冷却系を使用する場合に、サプレッション・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

代替循環冷却では、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、膨張黒鉛も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。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（EPDM）やフッ素ゴムが用いられており、放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、今後、必要により耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（改良EPDM）のシール材への取り替えを行うことにより、耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても耐放射線性に優れた材料を選定する。

(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おいて劣化の影響はなく、また、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改良EPDMについては、自社研究による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450mg/m³）よりも高濃度のヨウ素環境下（約1,000mg/m³）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての

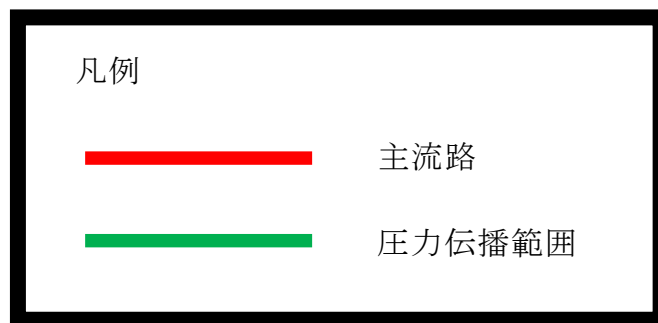
性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

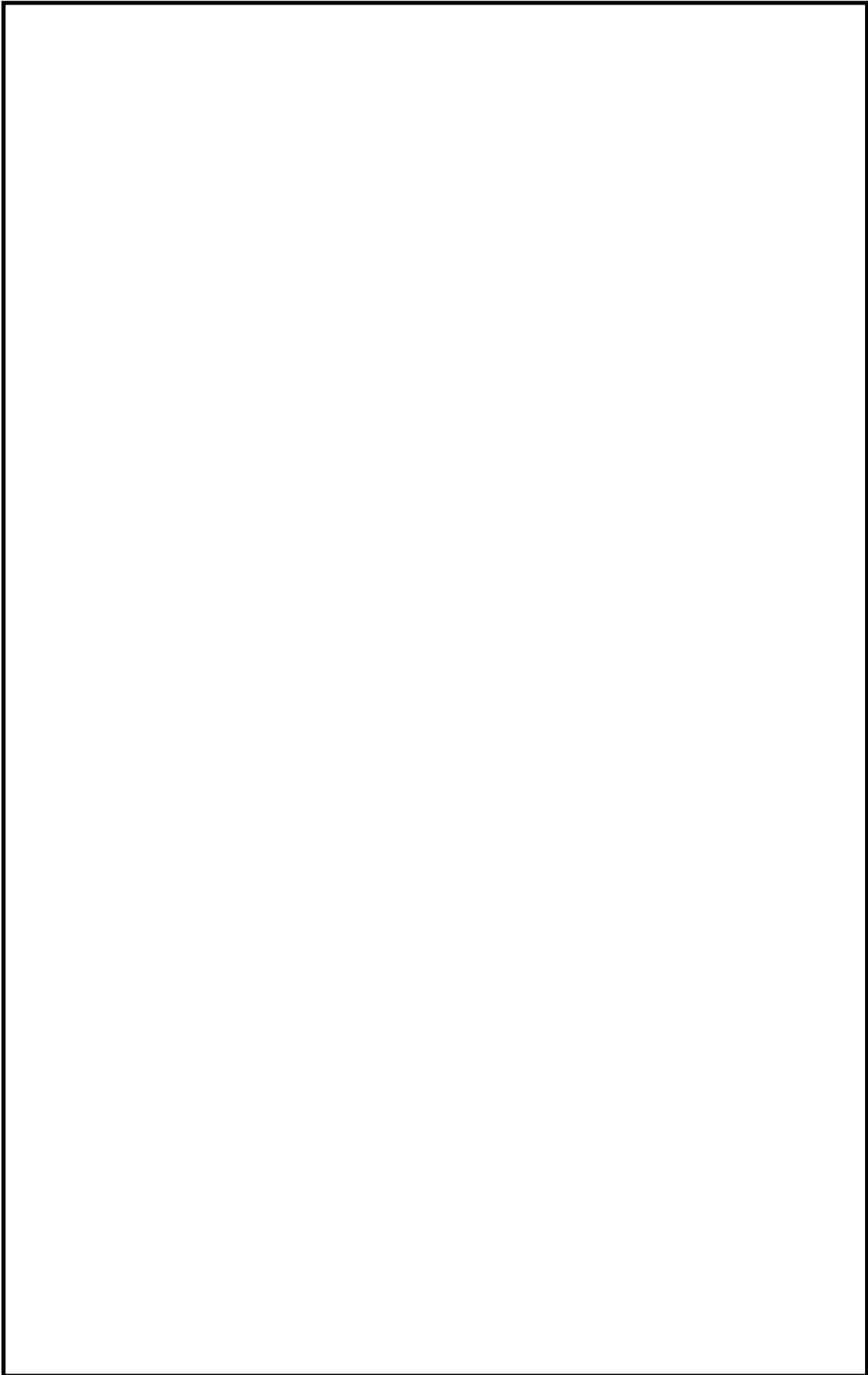
3. まとめ

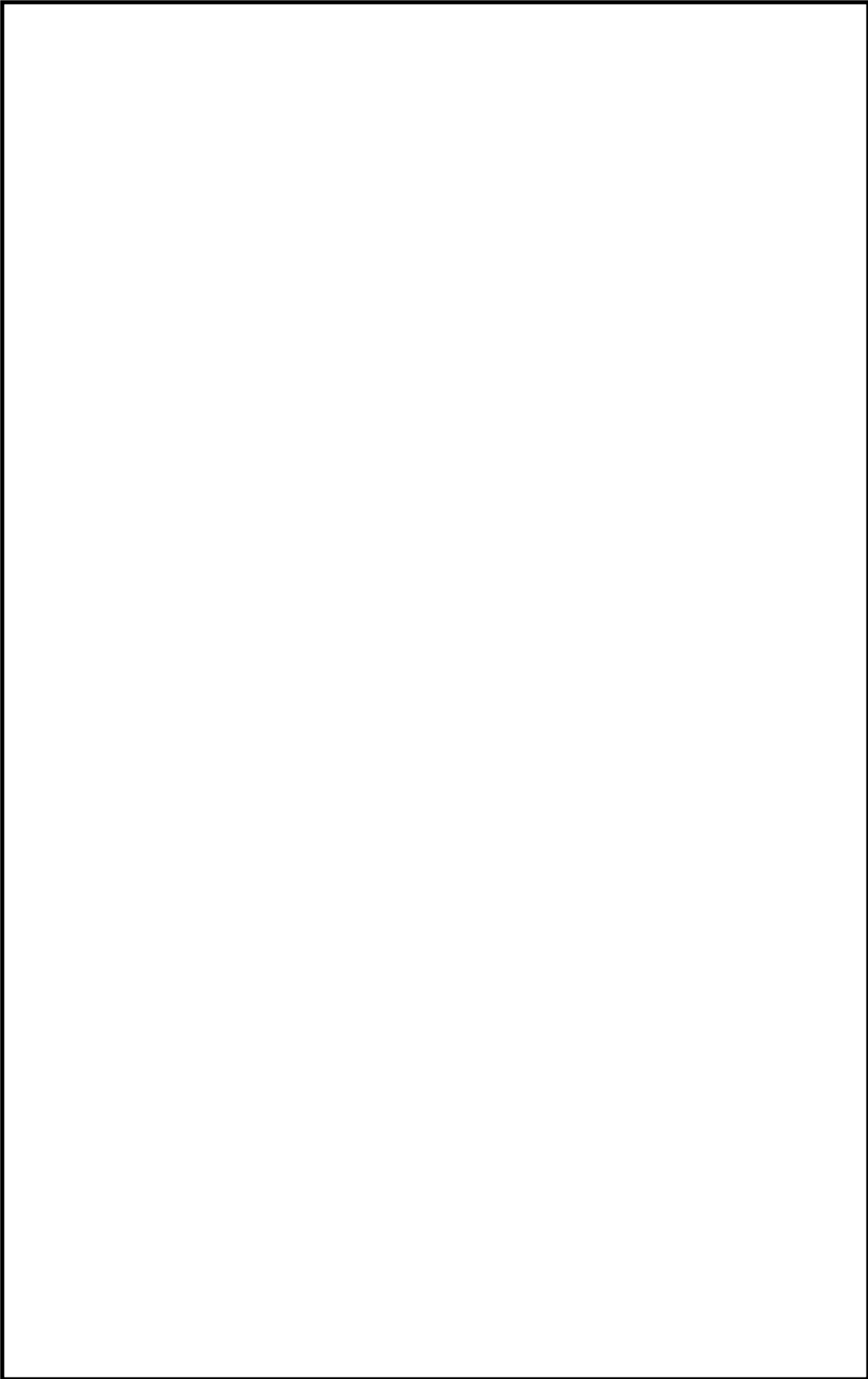
以上より、代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

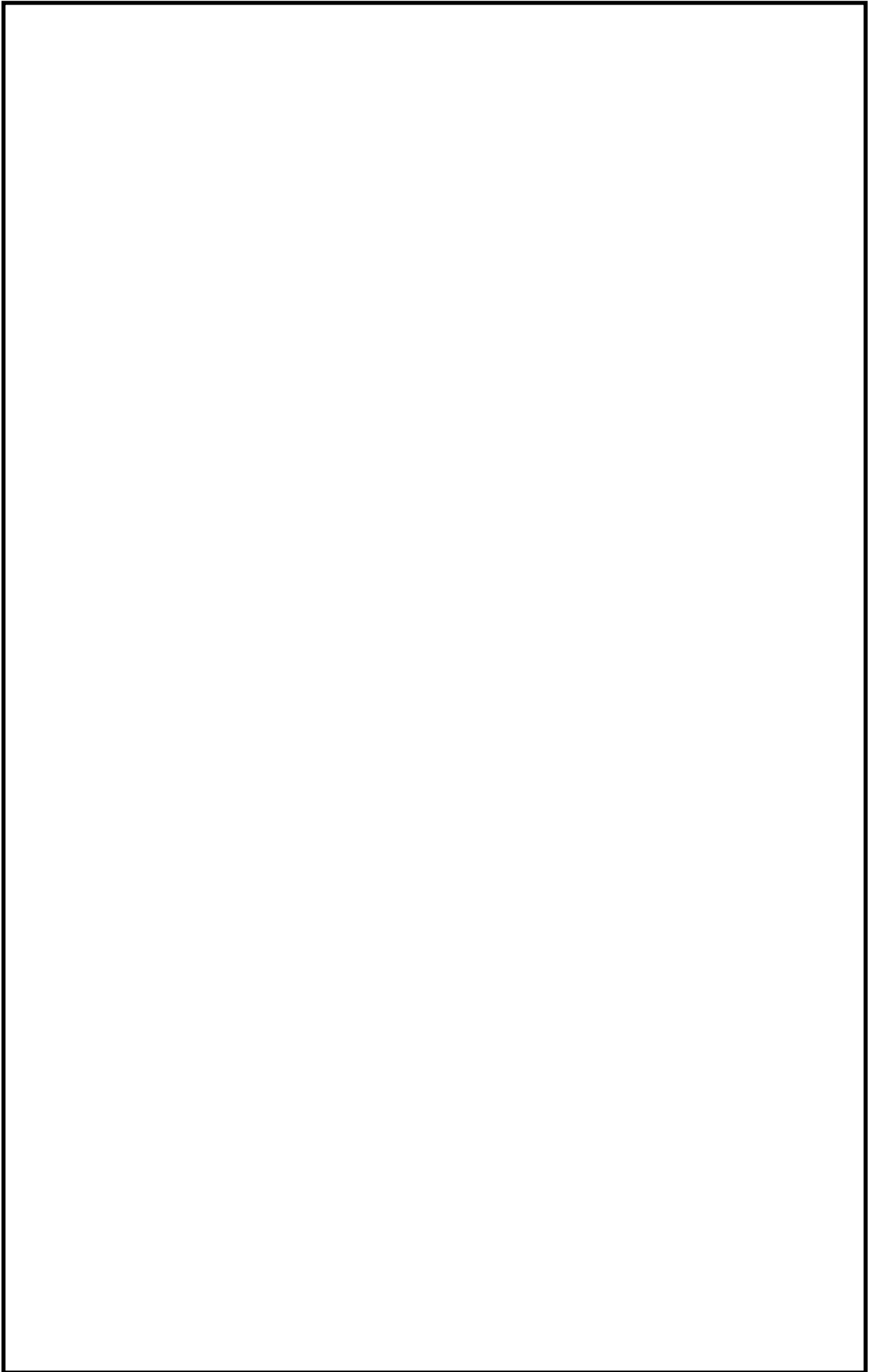
一方、ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）に用いられているエチレンプロピレンゴム（EPDM）、フッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

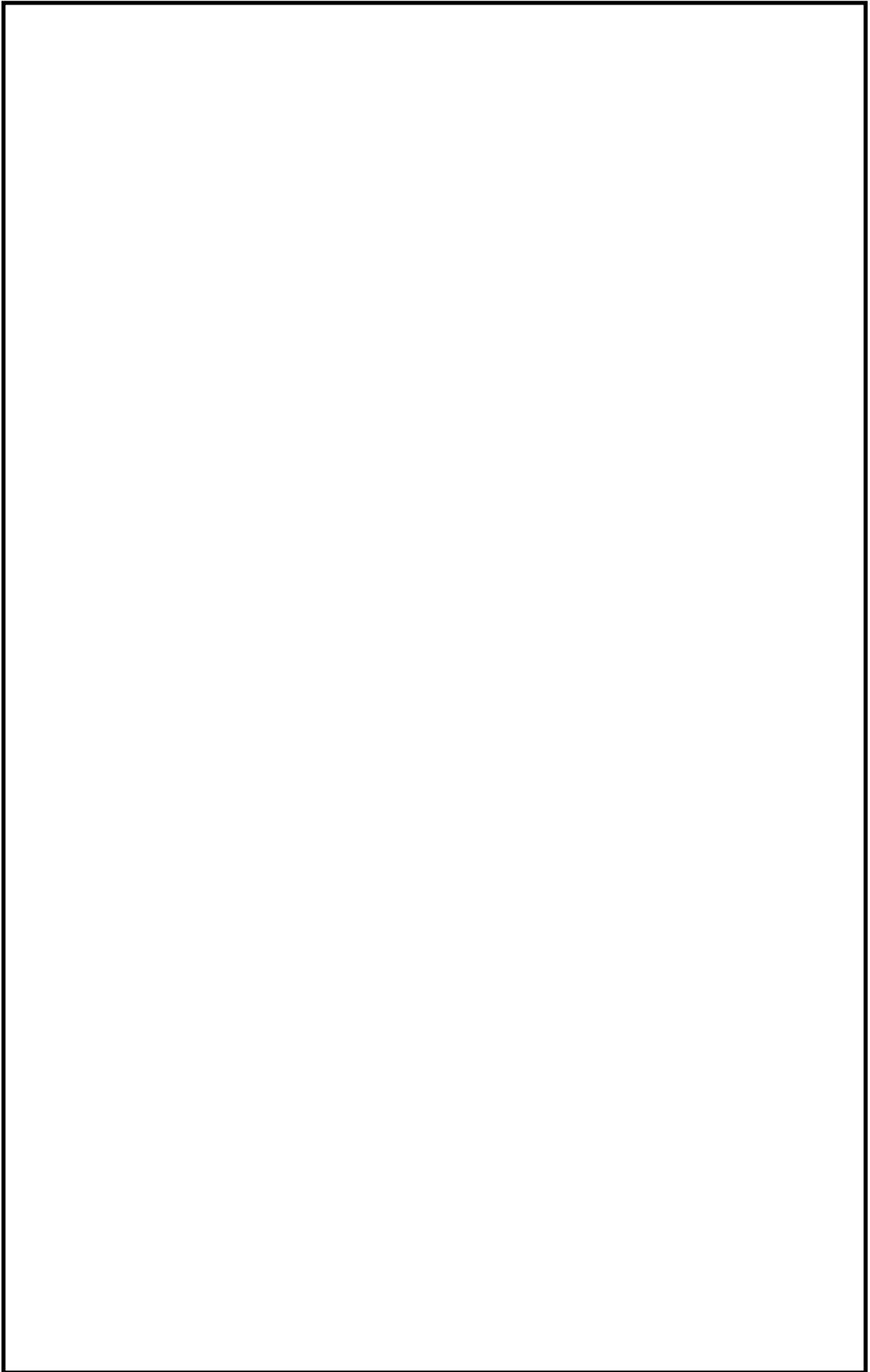
50-13 SAバウンダリ系統図 (参考図)











51-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	51-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	51-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	51-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	51-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	51-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	51-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	本文				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用		II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図		
	第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
		関連資料	51-5 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続		B
			関連資料	51-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	屋外		A b	
		関連資料	51-7 接続図			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—	
		関連資料	51-3 配置図, 51-7 接続図			
第5号		保管場所	屋外		A b	
		関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外		B	
		関連資料	51-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	本文				

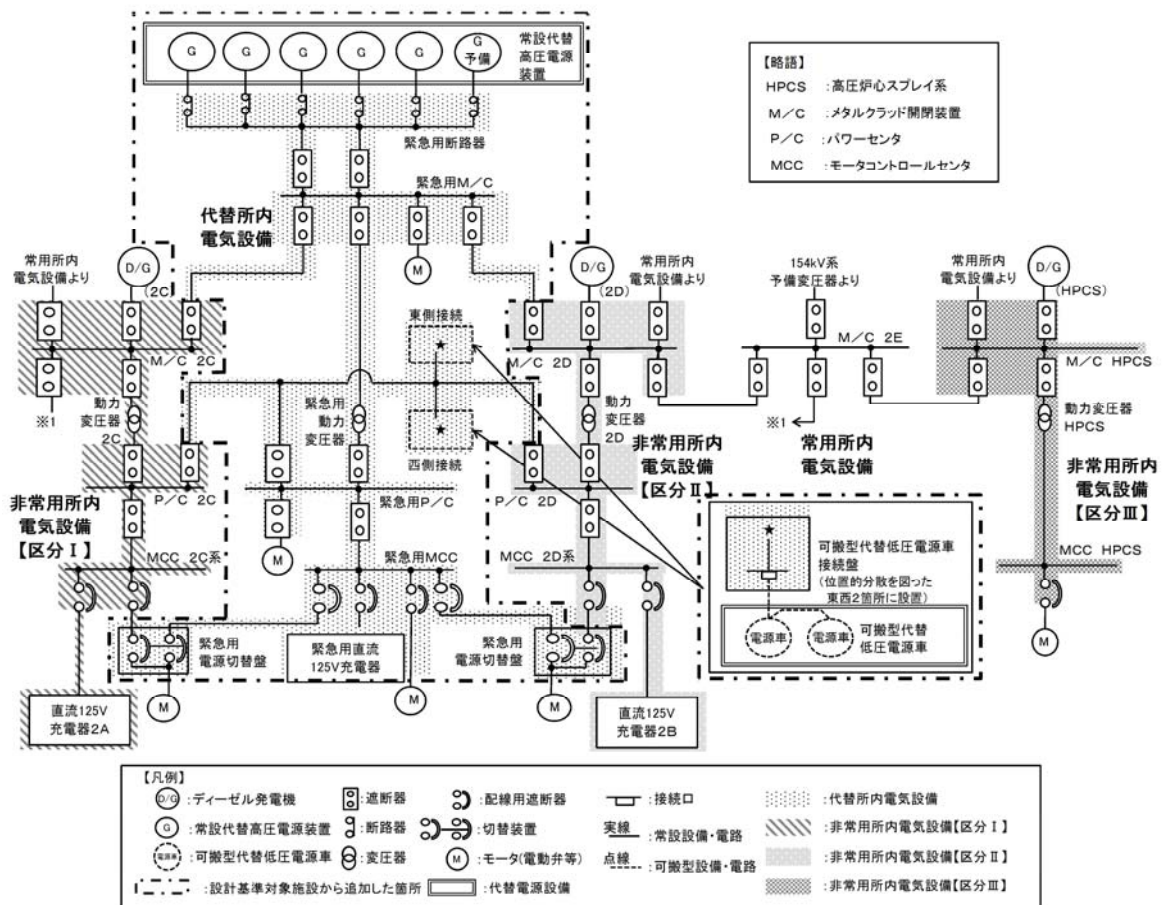
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水中型ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図	
	第2項	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	51-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	51-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
関連資料			51-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
		関連資料	51-7 接続図		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	51-3 配置図, 51-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	51-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	本文			

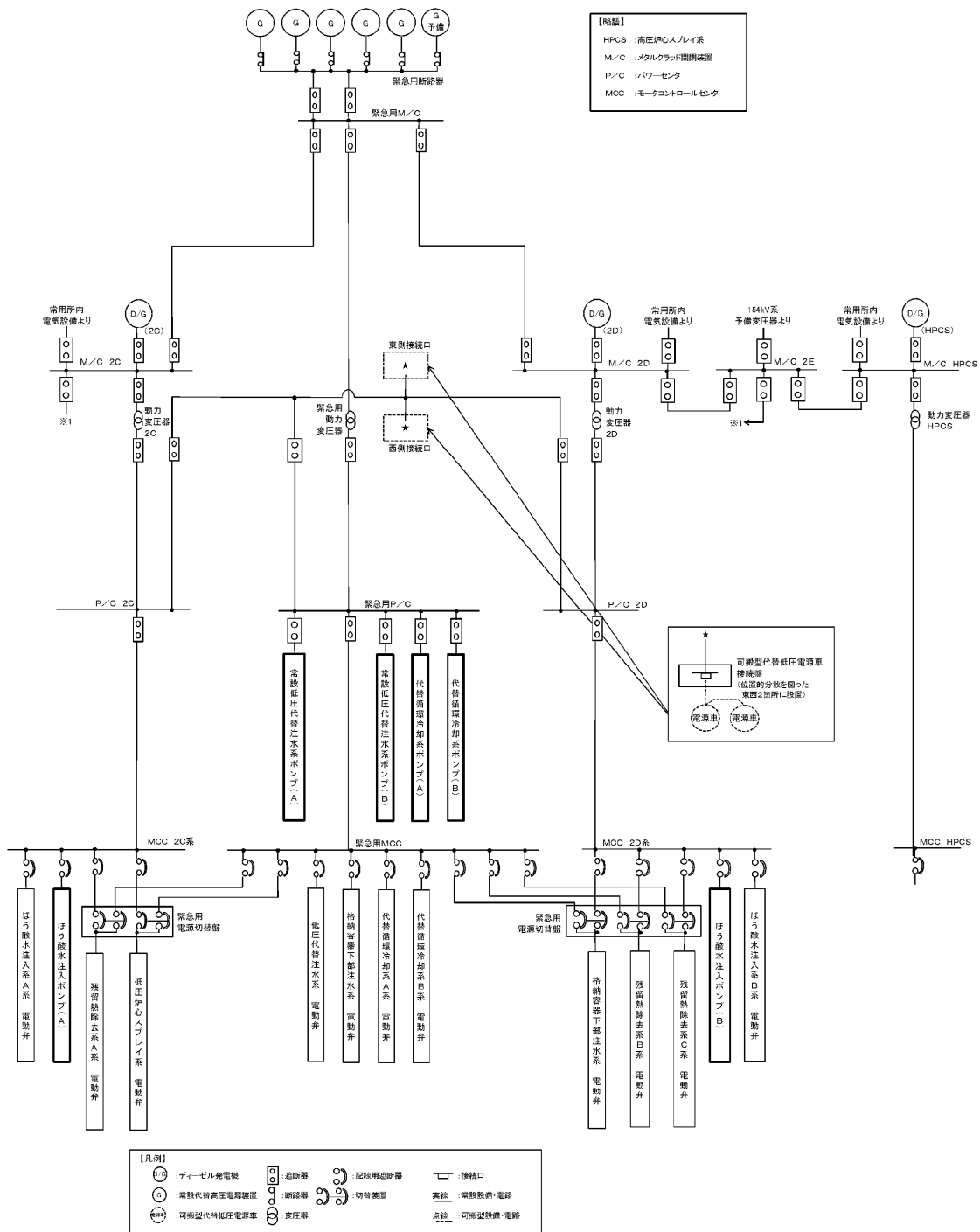
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	格納容器内設備	A	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-10 ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について, 51-11 その他設備		
	第2号	操作性	操作不要		対象外	
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C	
		関連資料	51-5 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	51-4系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内		A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源		B a
	関連資料		本文			

51-2 単線結線図

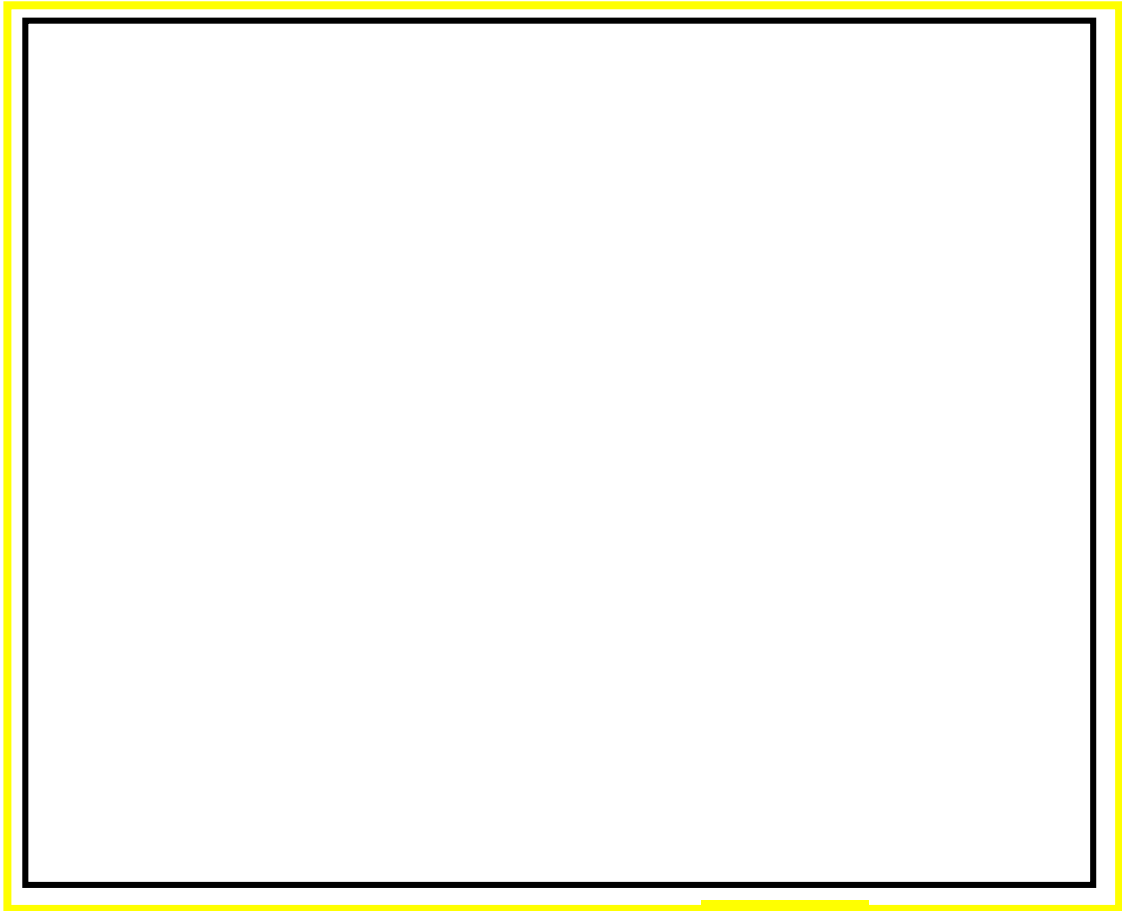


第 51-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/3)

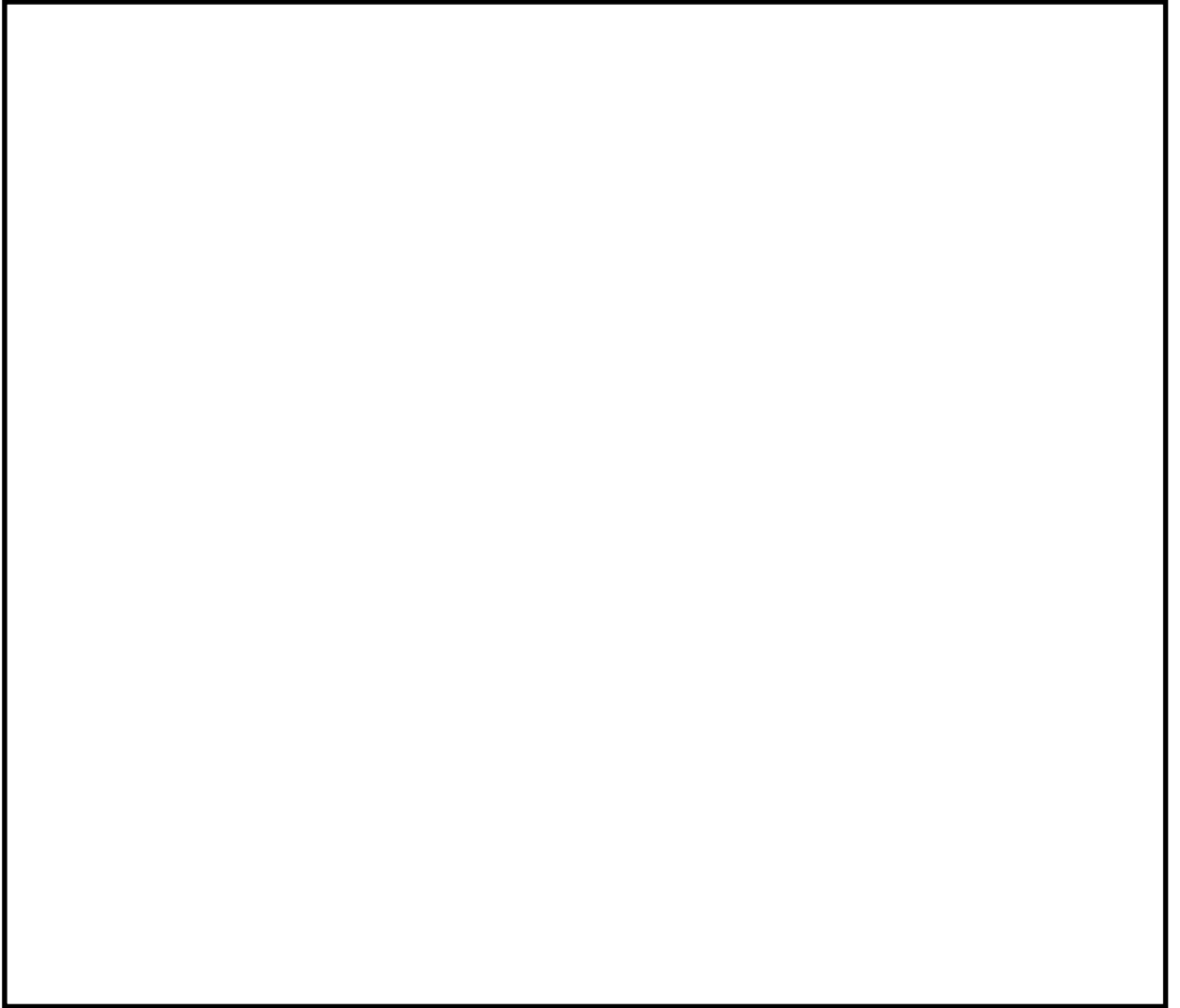


第 51-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/3）

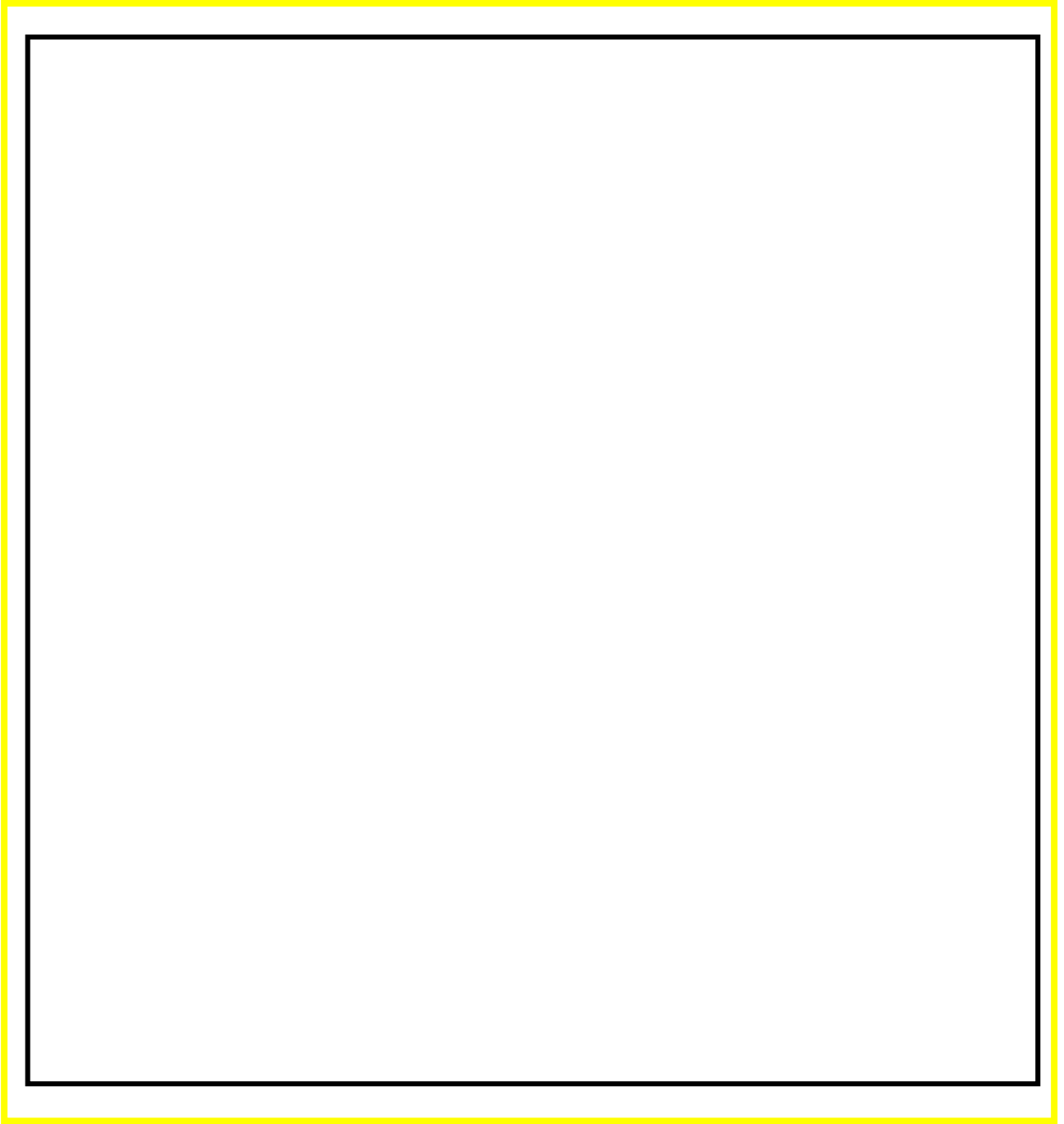
51-3 配置図



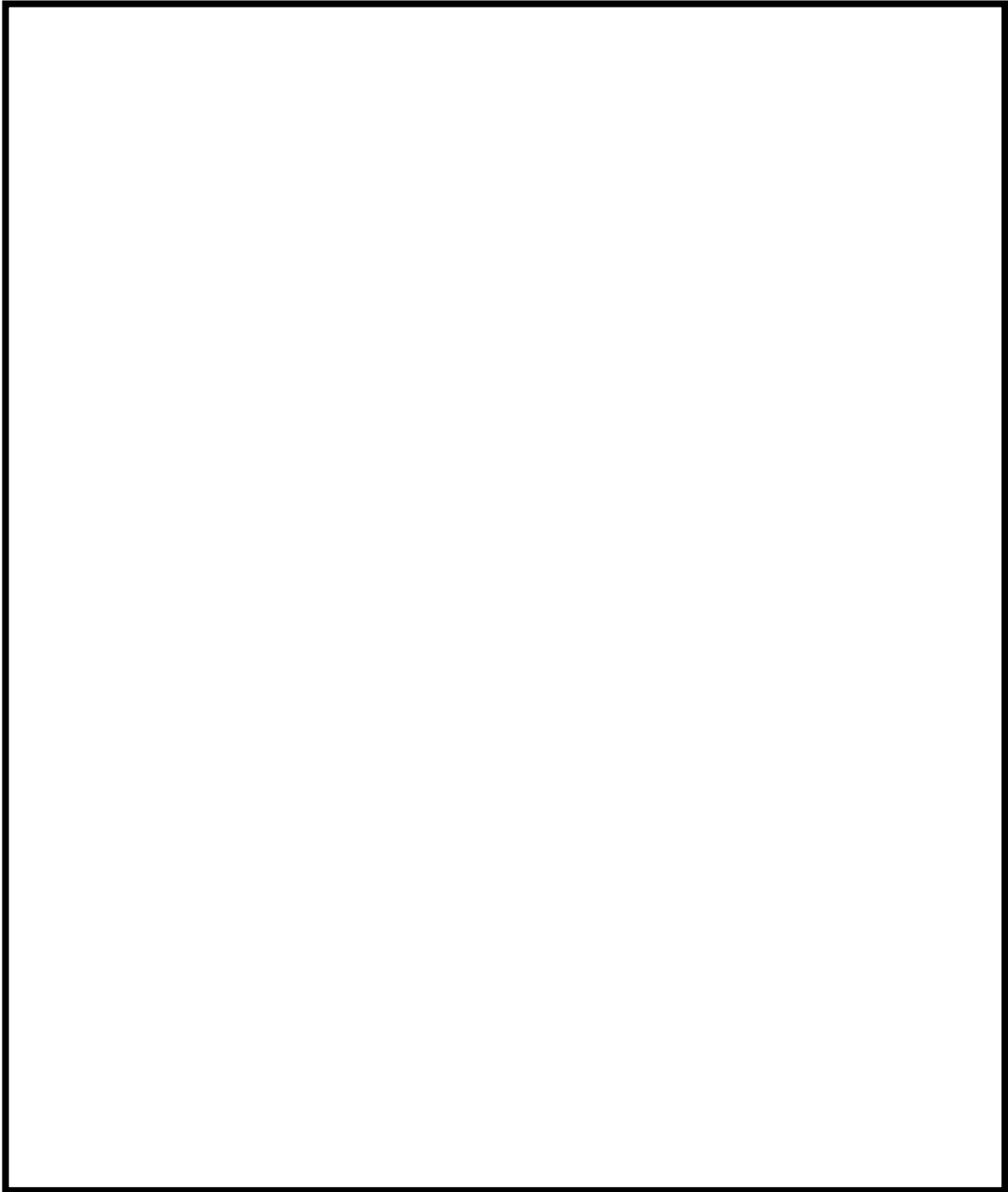
第 47-3-1 図 構内全体配置図 (1 / 2)



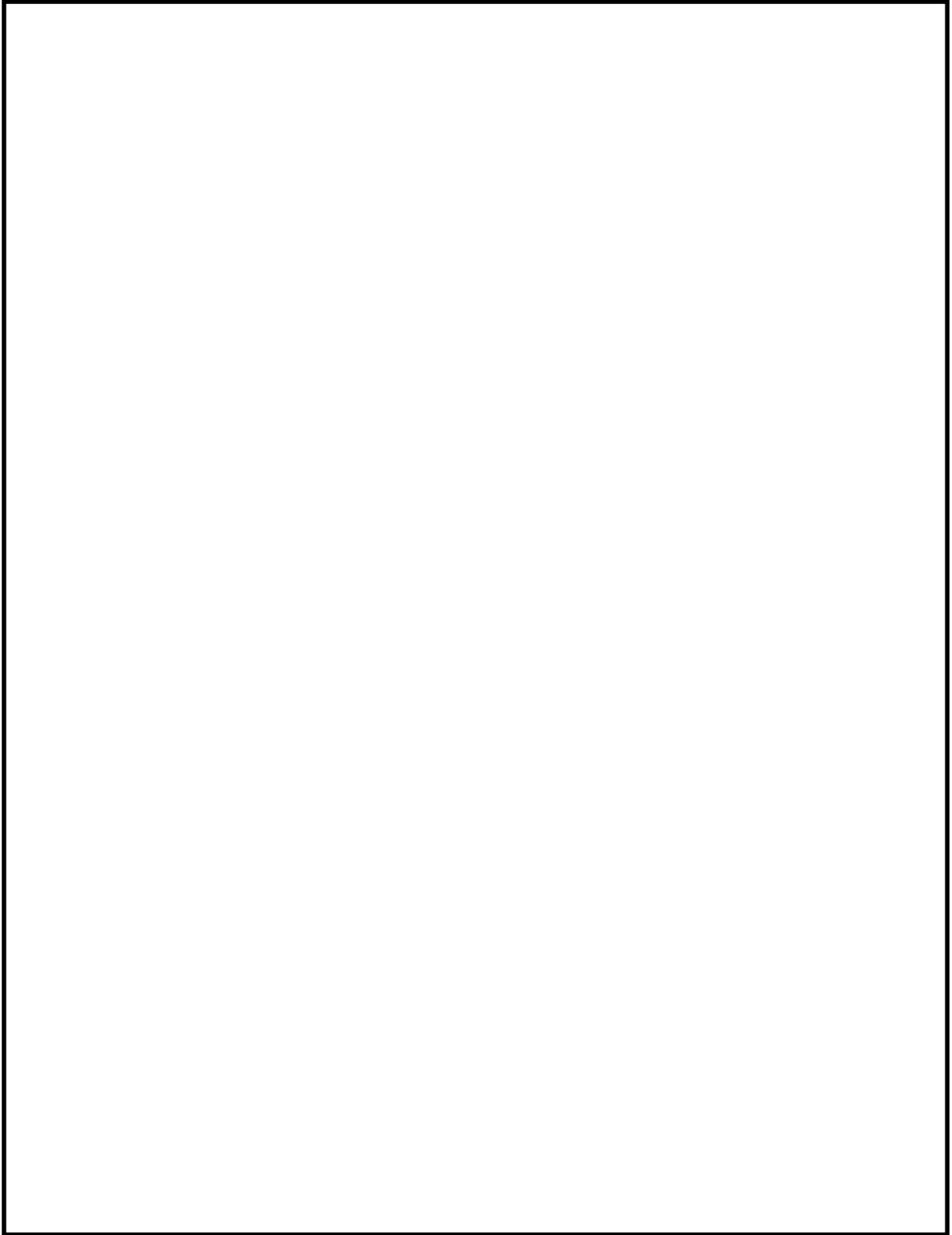
第 47-3-2 図 構内全体配置図 (2 / 2)



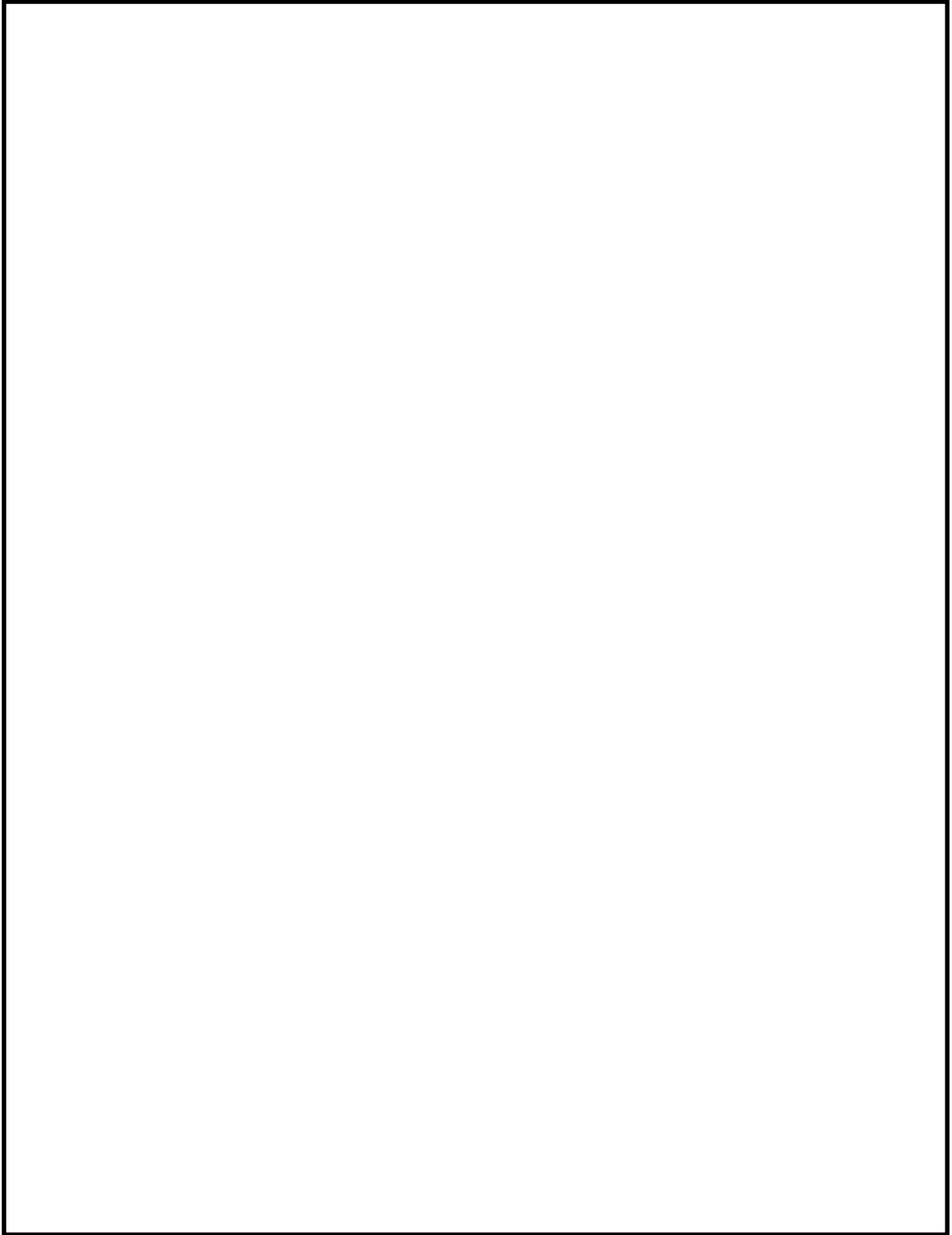
第47-3-3図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (1/2)



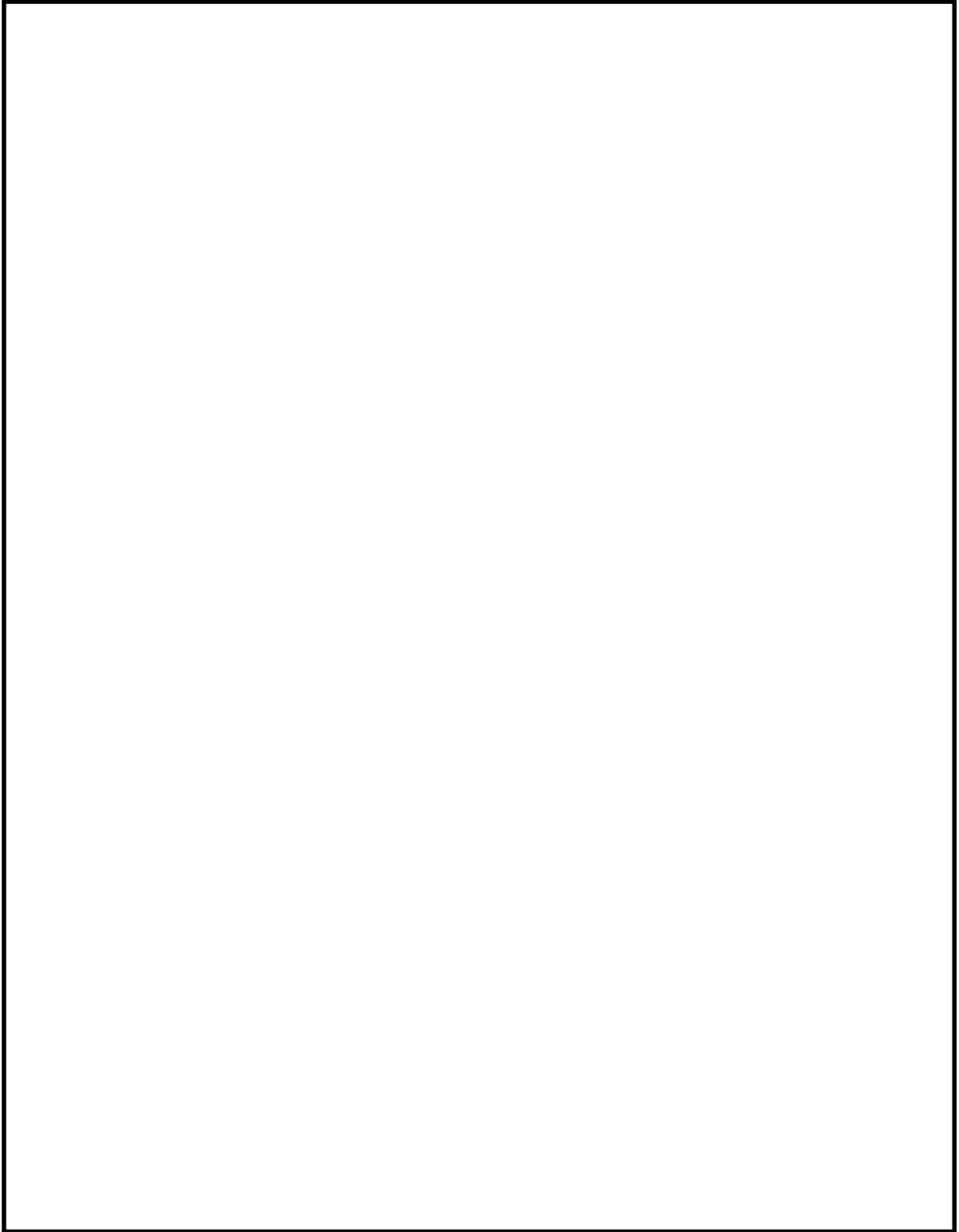
第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (2/2)



第 51-3-5 図 配置図 (原子炉建屋 3 階)

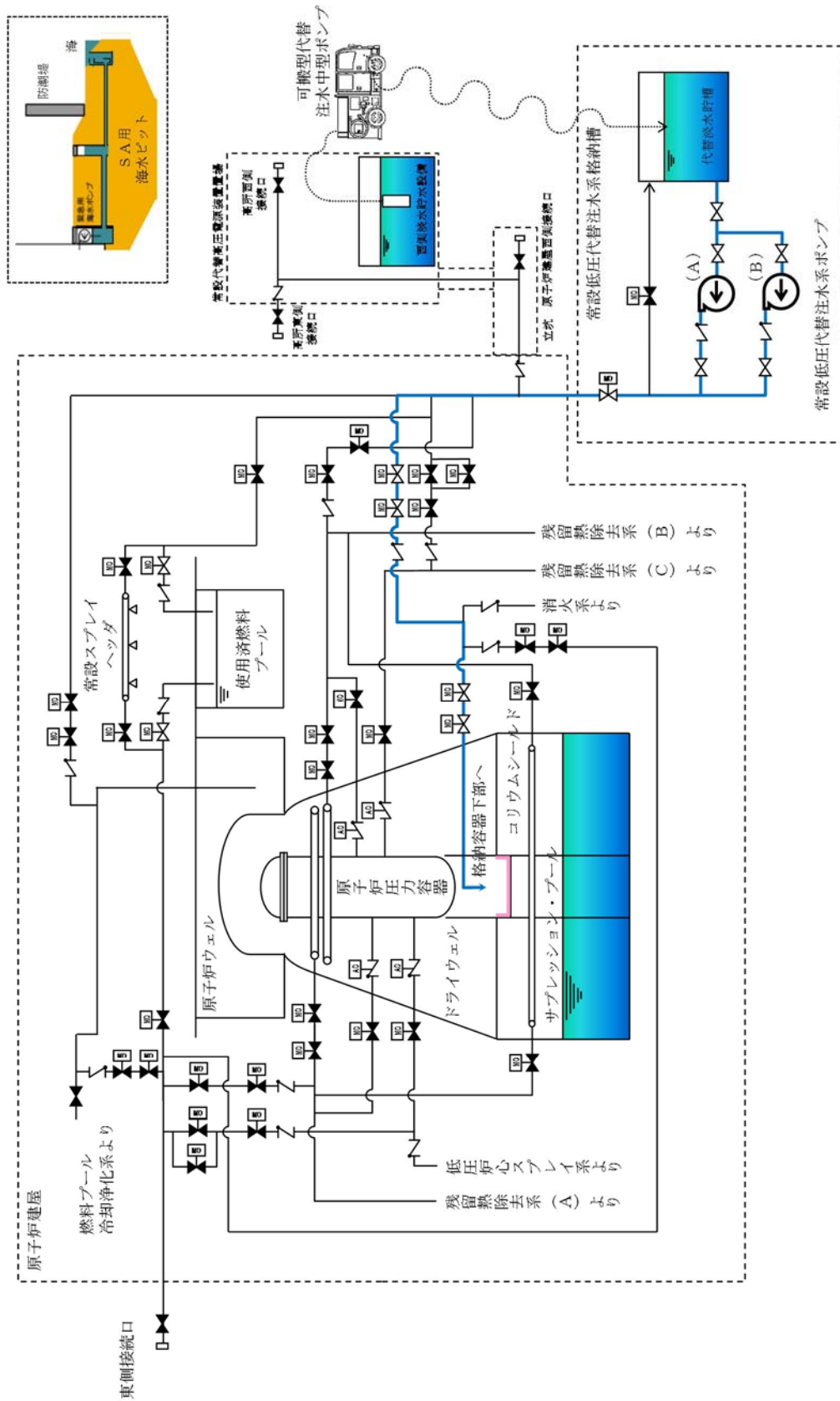


第 51-3-6 図 配置図 (原子炉建屋 4 階)

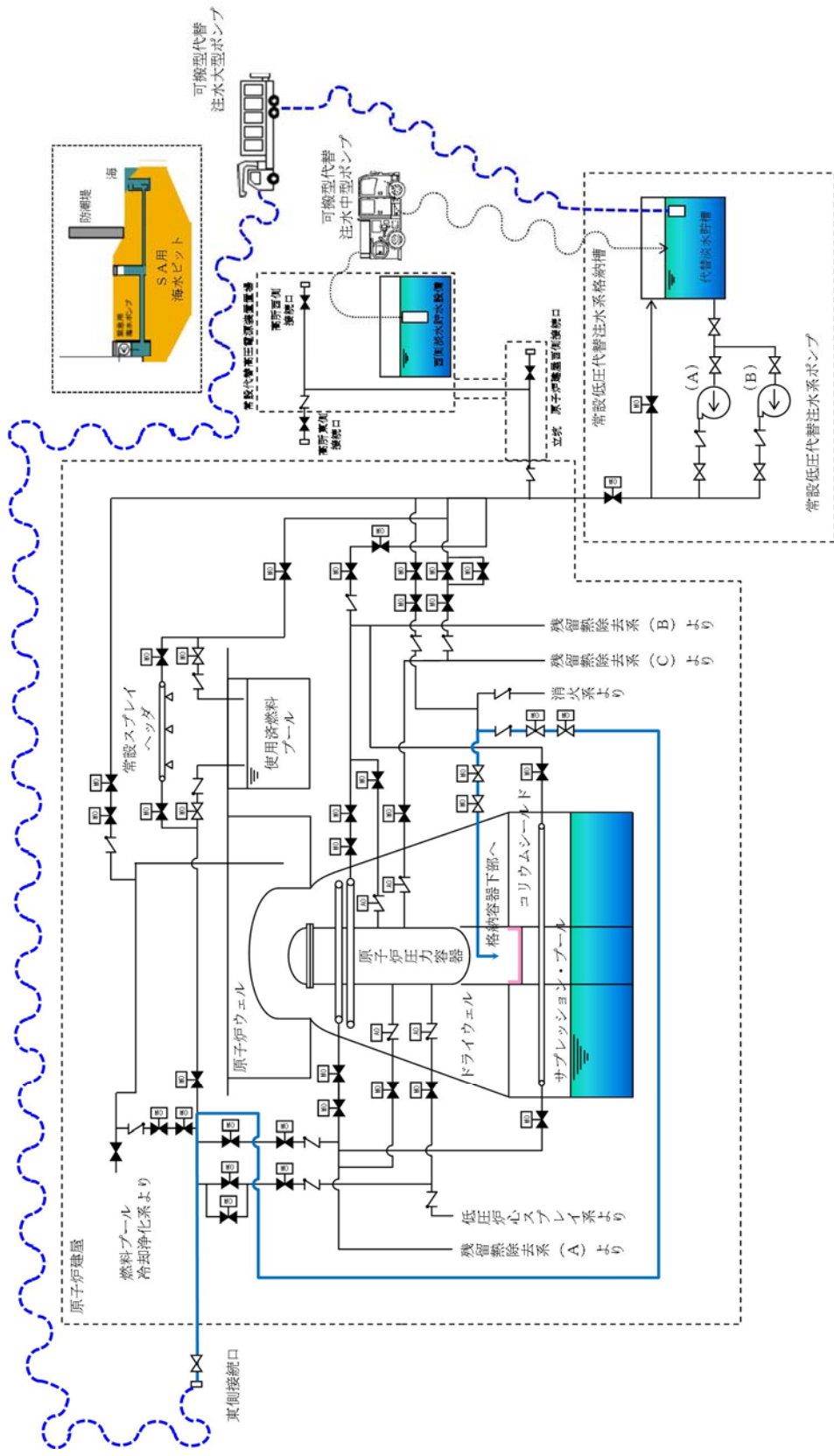


第 51-3-7 図 配置図（原子炉建屋付属棟 3 階（中央制御室））

51-4 系統図



第 51-4-1 図 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



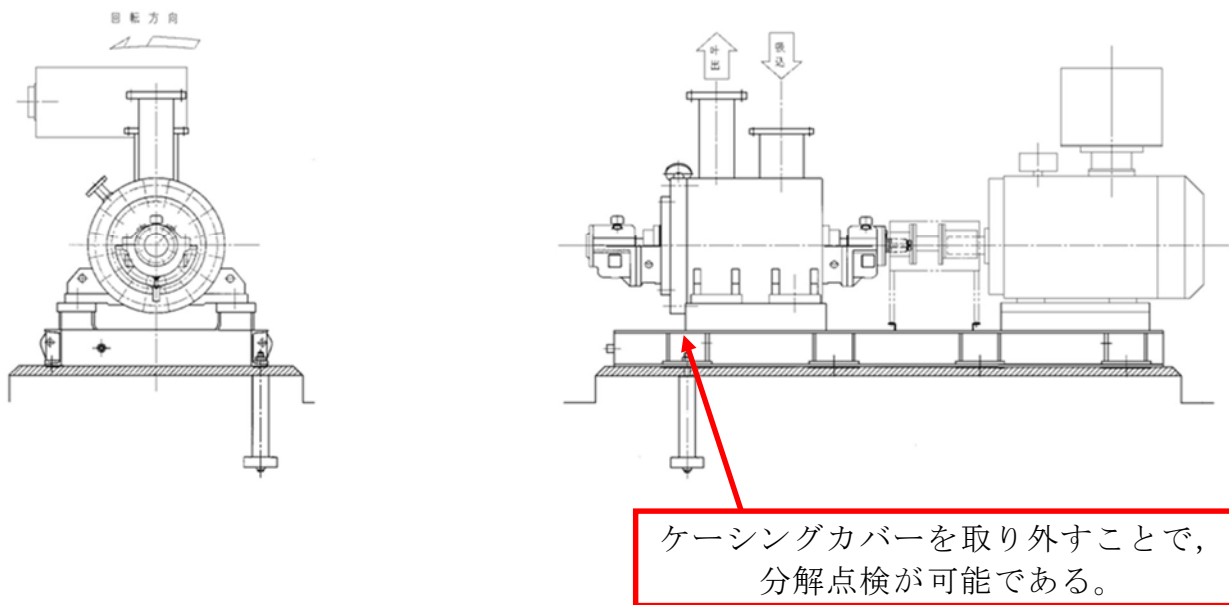
第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図

代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口

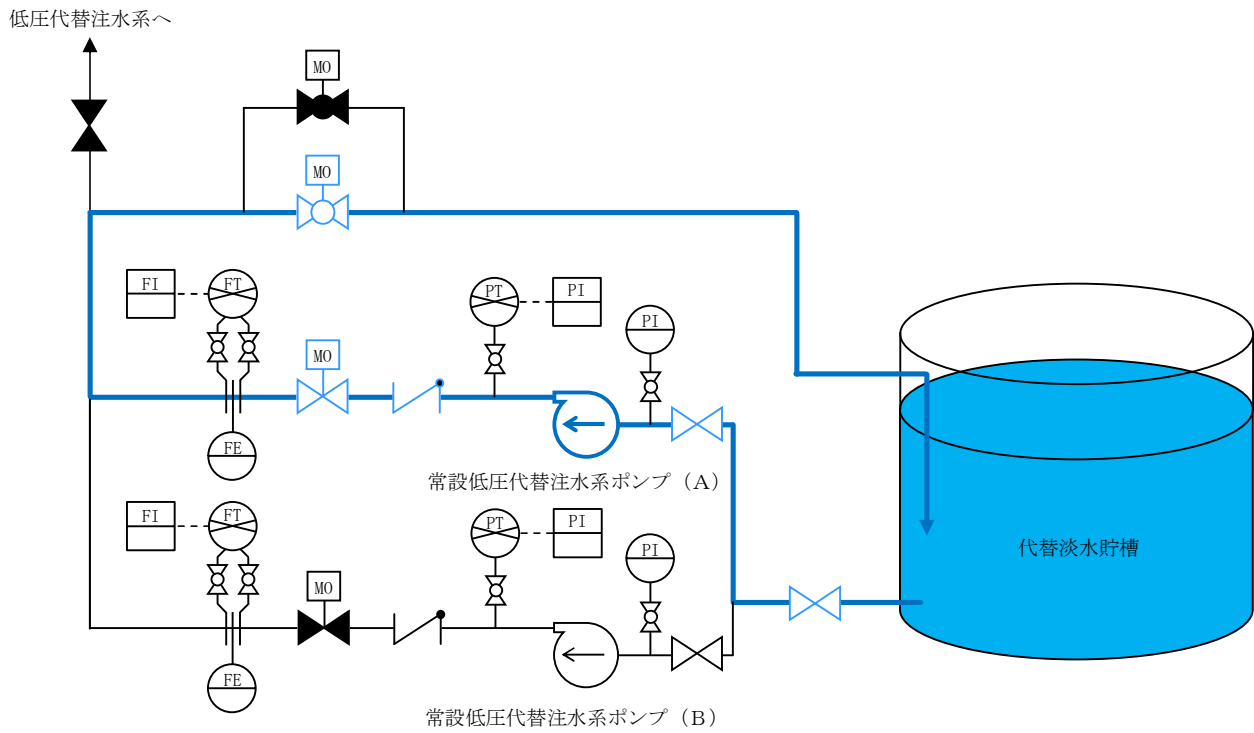
51-5 試験検査

第 51-5-1 表 格納容器下部注水系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
	外観検査	コリウムシールドの外観の確認



第 51-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）

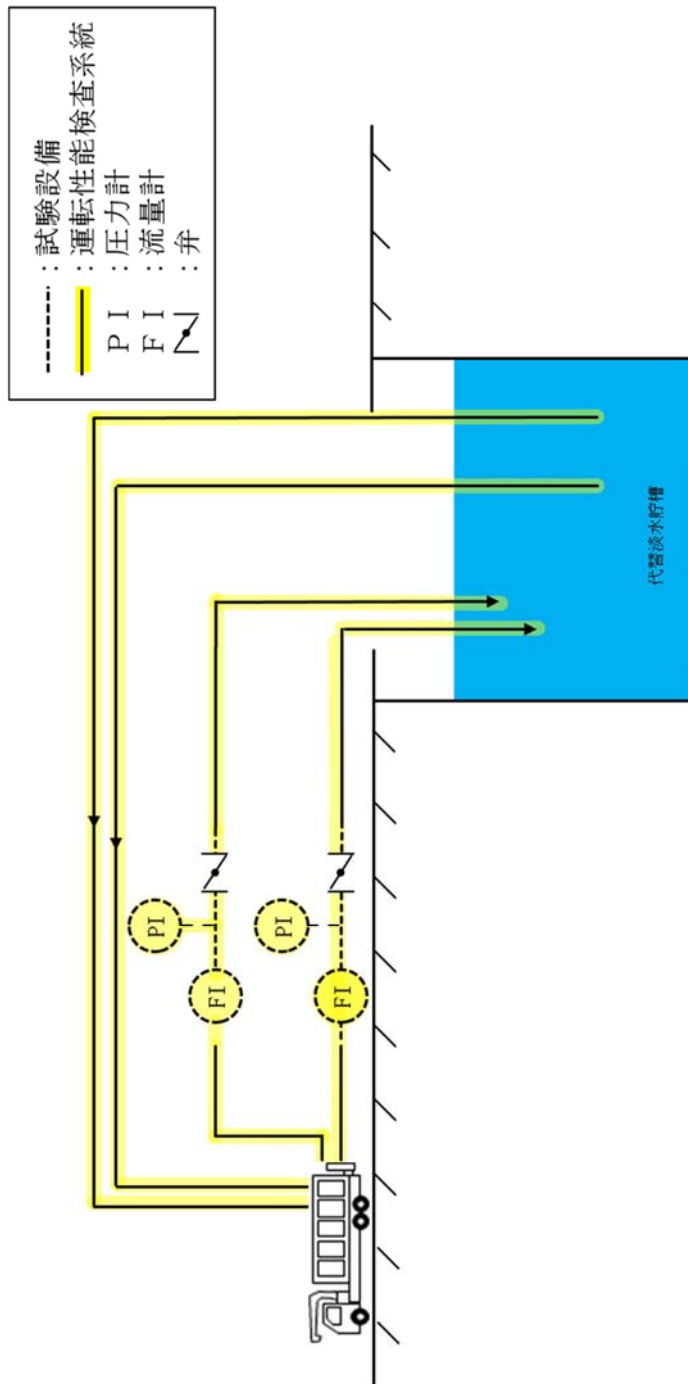


図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の機能・性能検査系統を示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。常設低圧代替注水系ポンプ（B）も同様。

第 51-5-2 図 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設））

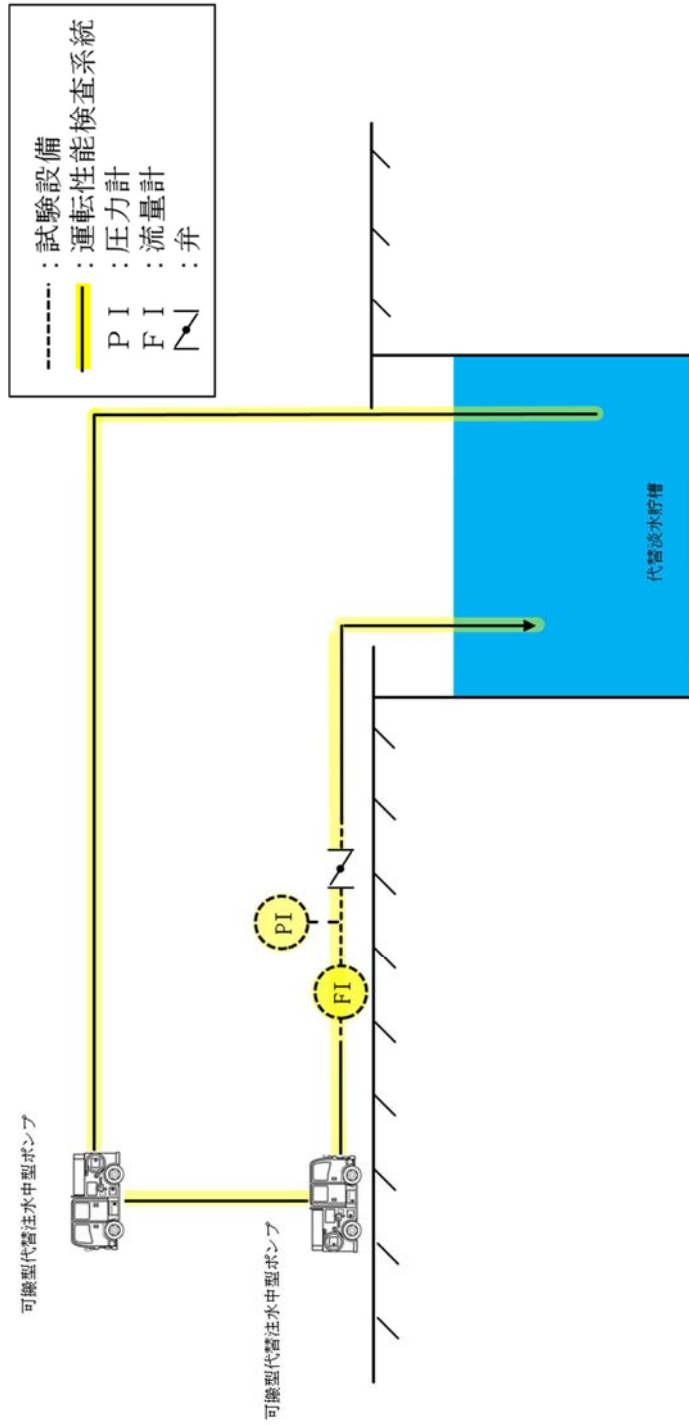
第51-5-2表 格納容器下部注水系（可搬型）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 51-5-3 図 機能・性能検査系統図
(可搬型代替注水大型ポンプ)



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
 機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯槽近傍
 に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運
 転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。
 仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 51-5-4 図 機能・性能検査系統
 （可搬型代替注水中型ポンプ）

51-6 容量設定根拠

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	40 以上（注 1）（約 200（注 2））
全揚程	m	141 以上（注 1）（約 200（注 2））
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/個	190
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは、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、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面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、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水ポンプより、ペDESTAL（ドライウェル部）に注水することにより格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは 2 個設置する。

1. 容 量 40m³/h/個以上

ペDESTAL（ドライウェル部）に注水する場合の常設低圧代替注水ポン

プの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2個で最大80m³/hとしていることから、ポンプ1個当たり40m³/hとし、公称値を約200m³/hとする。

なお、格納容器破損防止対策に係る有効性評価において、原子炉圧力容器が破損する前に、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を1.0mに調整する。

2. 全揚程 141m

ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約48.4m
静水頭	約32.3m
機器及び配管・弁類圧損	約59.7m
合計	約140.4m ≒ 141m

以上より、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプに必要な全揚程は141mとし、公称値を約200mとする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、低圧代替注水系（常設）又は代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため、同時

使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設代替低圧注水ポンプの同時注水について」で示す。

3. 最高使用圧力 3.14MPa [gage]

ペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 300m（約 2.94MPa [gage]）（設計確認値）に代替淡水貯槽の静水頭約 20.63m（約 0.20MPa [gage]）を加えた約 3.14MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度 66℃

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5. 原動機出力 kW 以上

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、全揚程200mのときの必要軸動力は、以下のとおり約kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left((Q/3,600) \times H \right) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left((200/3,600) \times 200 \right) / \left(\text{} / 100 \right) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

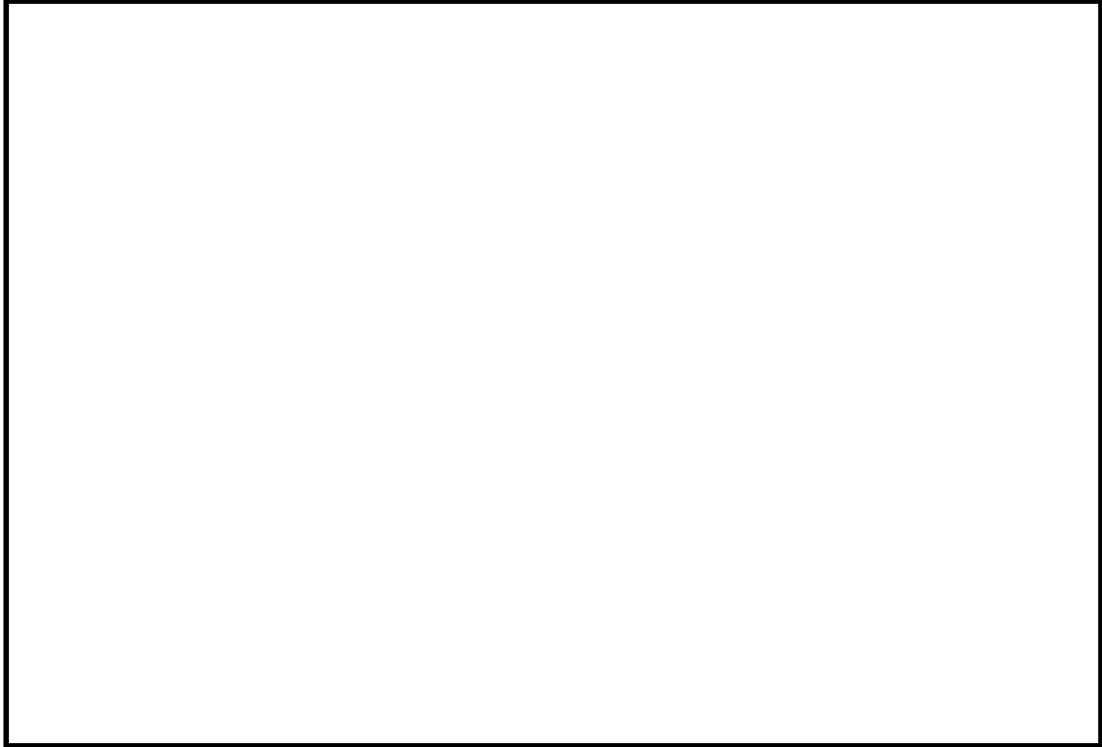
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) =200

H : ポンプ揚程 (m) =200

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = (第51-6-1図参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第51-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より、格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの必要動力は kW/個であり、格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの原動機出力は、190kW/個とする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	80 以上 (注 1) (約 1,320 (注 2))
全揚程	m	121 以上 (注 1) (約 140 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約 847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面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、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し、格納容器下部注水配管を経由してペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面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、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、格納容器下部注水系（可搬型）として必要な容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで2個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2個の合計4個を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

1. 容 量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2個で最大 $80\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水大型ポンプについても同様に $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1個あたり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されているペDESTAL（ドライウエル部）への注水流量（ $80\text{m}^3/\text{h}$ ）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（ペDESTAL（ドライウエル部））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、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約47.7m
静水頭	約 7.0m
ホース圧損	約 4.9m
機器及び配管・弁類圧損	約61.4m
合 計	約121m

以上より、可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、約121mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m³/hにおける吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度

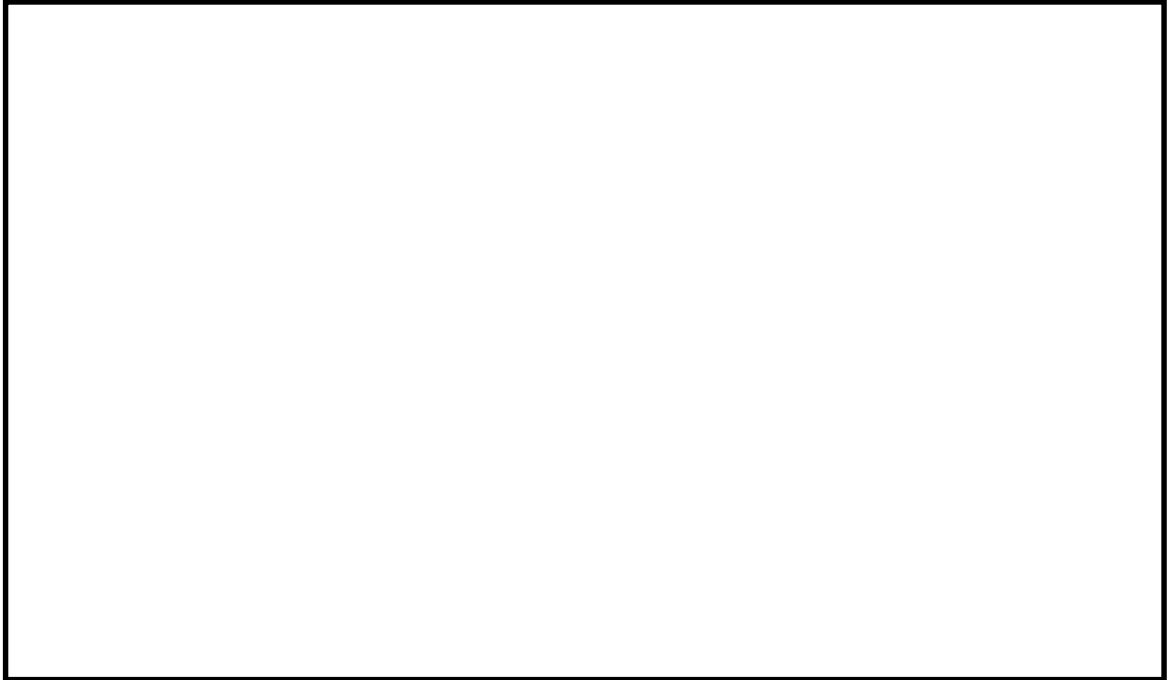
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は、メーカー設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



名 称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m ³ /h/個	80 以上 (注 1) (約 210 (注 2))
全揚程	m	93.9 以上 (注 1) (約 100 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW/個	約 147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは、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、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面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、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源として高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し、格納容器下部注水配管を經由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面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、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への</p>		

接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため2個のポンプを使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個の合計5個を保管する。

1. 容 量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2個で最大 $80\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水中型ポンプについても同様に $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を約 $210\text{m}^3/\text{h}$ とする。なお、可搬型代替注水中型ポンプ1個では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2個を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、ペDESTAL（ドライウエル部）への単独の注水流量を確保する。

2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されているペDESTAL（ドライウエル部）への注水流量（ $80\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保する設計とする。格納容器下部注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ2個を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉圧力容器）の圧

力差，静水頭，ホース圧損，配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ 2 台目（中型ポンプ 1 台目圧損評価）

水源と移送先の圧力差	約	0m
静水頭	約	29.0m
ホース圧損	約	1.9m
機器及び配管・弁類圧損	約	7.4m
合計	約	38.3m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約	47.7m
静水頭	約	8.0m
ホース圧損	約	0.2m
機器及び配管・弁類圧損	約	38.0m
合計	約	93.9m

以上より，可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，約 93.9m となる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $210\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は，供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから，その制限値である 1.4MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度

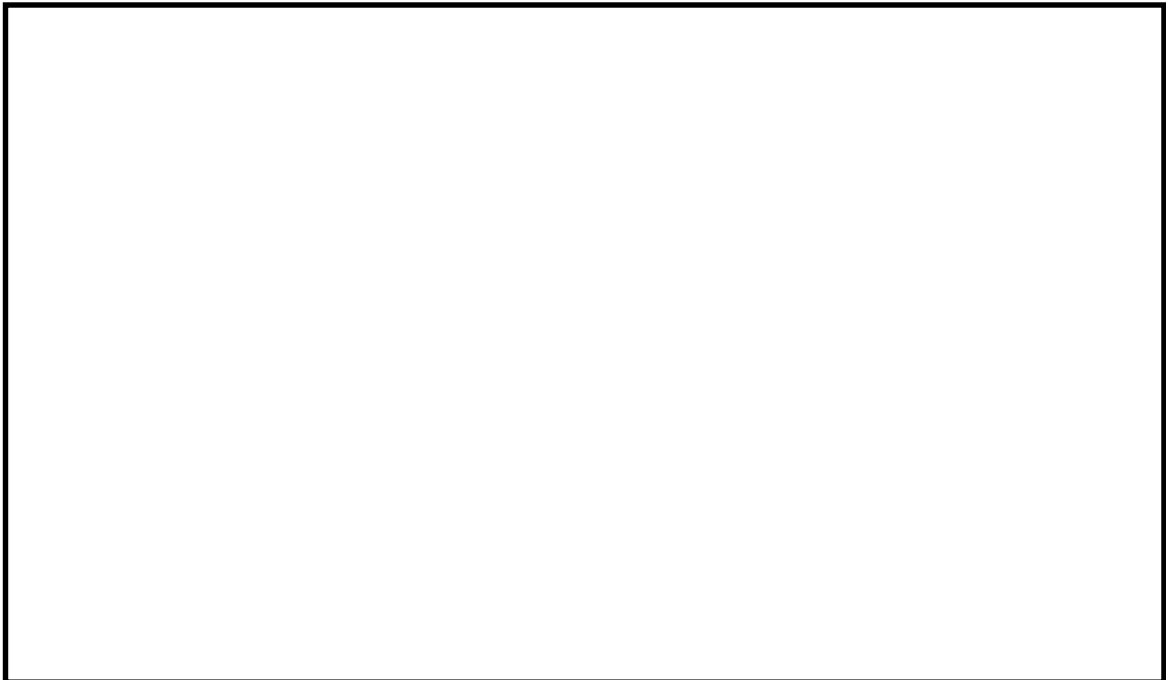
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は、メーカー設計値である約147kWとする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器，ペDESTAL（ドライウエル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH 特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施) 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階*	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能(残留熱除去系が故障した場合)のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階 [※]	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 [※]	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階 [※]	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m ³ /h	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象： 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンク

リート相互作用

名 称		コリウムシールド
高さ	m	<input type="text"/>
厚さ	m	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	2100
<p>【設定根拠】</p> <p>コリウムシールドは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>コリウムシールドは、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、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を保持することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。</p> <p>1. 高さ</p> <p>ペDESTAL内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため、デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合、ペDESTAL外へ流出するおそれがある。そのため、デブリをペDESTAL内に全量保有する観点から、デブリ堆積高さはデブリがペDESTAL外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペDESTAL床高さに対して最も低い位置となる経路は、ドライウェルからペDESTAL床ドレンサンプへのドレン配管である。当該配管の下端は、ペDESTAL床から約 <input type="text"/> の位置に存在することから、コリウムシールド設置高さの上限として <input type="text"/> を設定する。</p>		

2. 厚さ

ペDESTAL (ドライウェル部) 内の設備配置上, 設置高さに制限があり, これを考慮した上で, 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心 (以下「デブリ」という。) を全量保有でき, かつ, 溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう, その厚さを設定する。

・デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{debris} は, 式(1)及び式(2)で算定される。ここで, ポロシティは P U L i M S 実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$$H_{\text{debris}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$$

$$S_{fz} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m : 溶融物体積 [約 36m^3]

V_s : ペDESTAL内構造物体積 [約 4m^3]

Φ_{ent} : 粒子化割合 [0.171]

P : ポロシティ [0.5]

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m^2]

L_{PD} : ペDESTAL床直径 []

D_{CS} : コリウムシールド厚さ [m]

コリウムシールドの高さは, デブリ堆積高さと同様に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため, 式(1)において H_{debris} を $- D_{\text{CS}}$) m とし計算した結果, $D_{\text{CS}} =$ となる。よって, デブリ保有可能性を踏まえると, コリウムシールド厚さは となる。

・浸食の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付（2）にて確認している。

3. 最高使用温度

コリウムシールドの最高使用温度は、材料である ZrO_2 耐熱材の耐浸食性が確認されている $2,100^{\circ}C$ とする。

溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合におけるペDESTAL（ドライウェル部）侵食量評価を、シビアアクシデント解析コードMAAPにより実施している。以下にその内容を示す。

1. 評価条件

評価条件を第1表に示す。

第1表 侵食量評価条件

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定※1)
ペDESTAL（ドライウェル部）初期水位	1m	
ペDESTAL（ドライウェル部）注水	RPV破損7分後から 80m ³ /h	
コリウムシールド厚さ	<input type="text"/>	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※2	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定

2. 評価結果

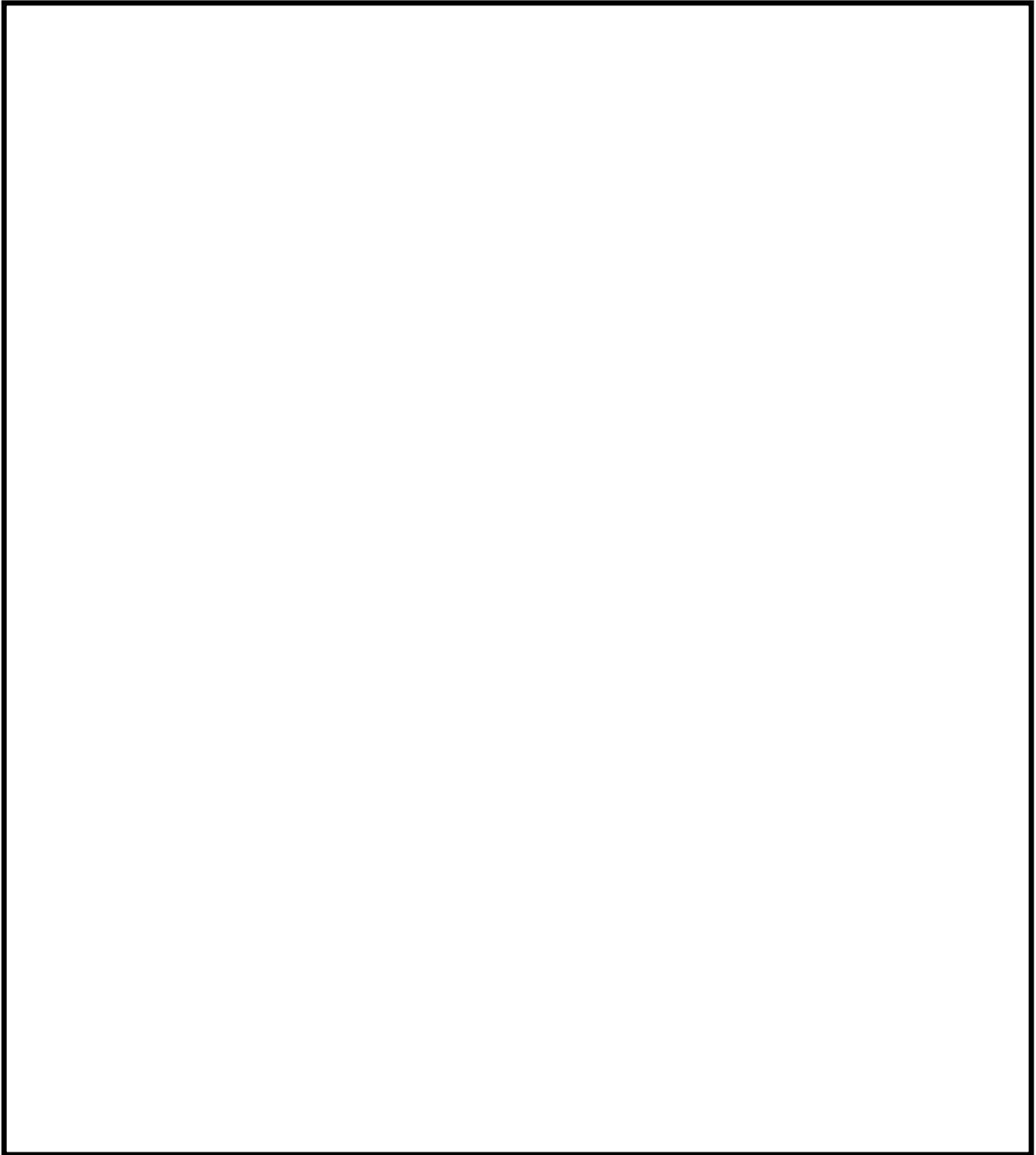
評価結果を第2表に示す。MAAP評価において、ペDESTAL（ドライウェル部）のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度

は 2,100°C未満であり，耐熱性及び耐侵食性に優れたZrO₂製コリウムシールドを敷設することにより，熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

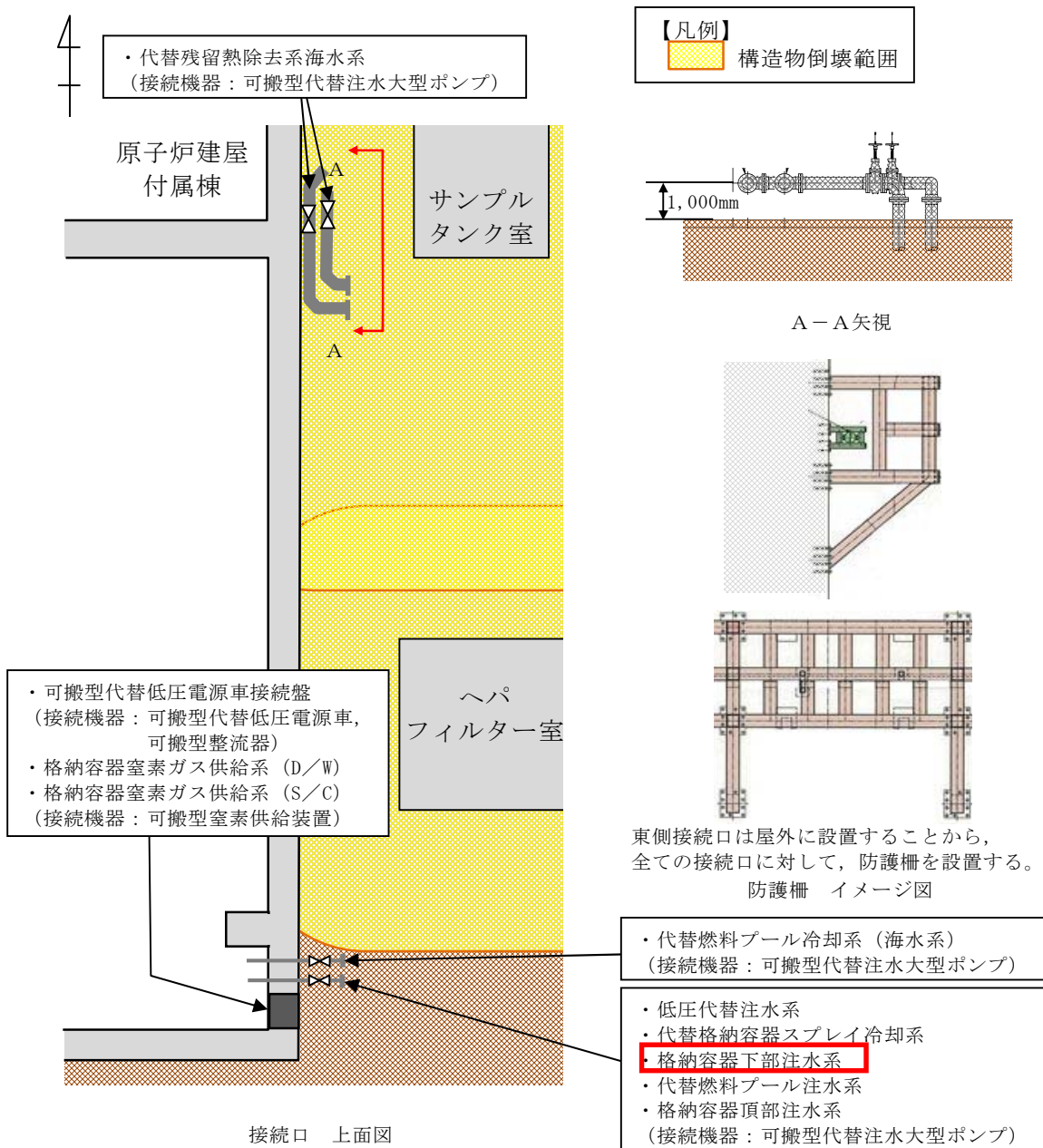
第2表 侵食量評価結果

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (側面)	0cm	0cm
コリウムシールド侵食量 (床面)	0cm	0cm

51-7 接続図



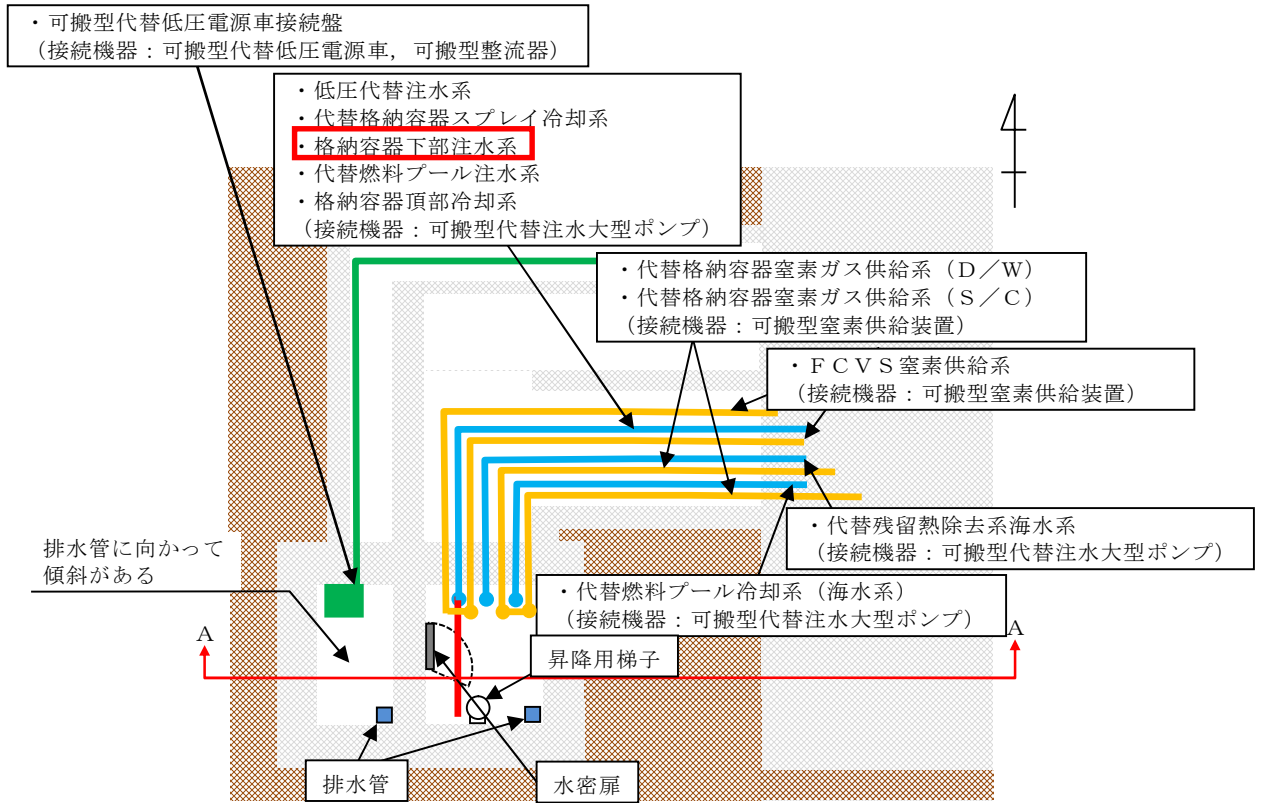
第 51-7-1 図 格納容器下部注水系接続図



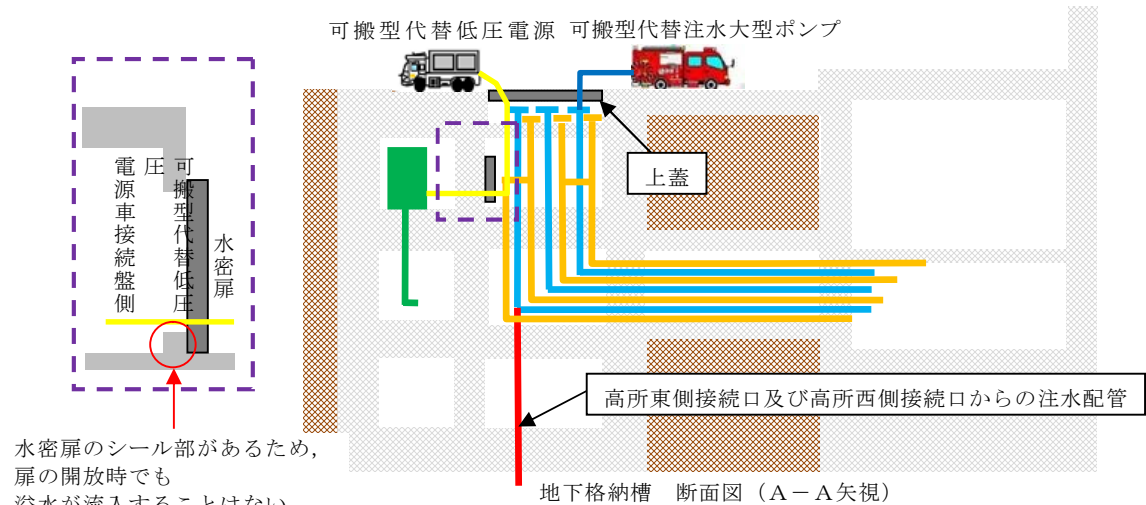
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

：第51条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 51-7-2 図 東側接続口の構造図



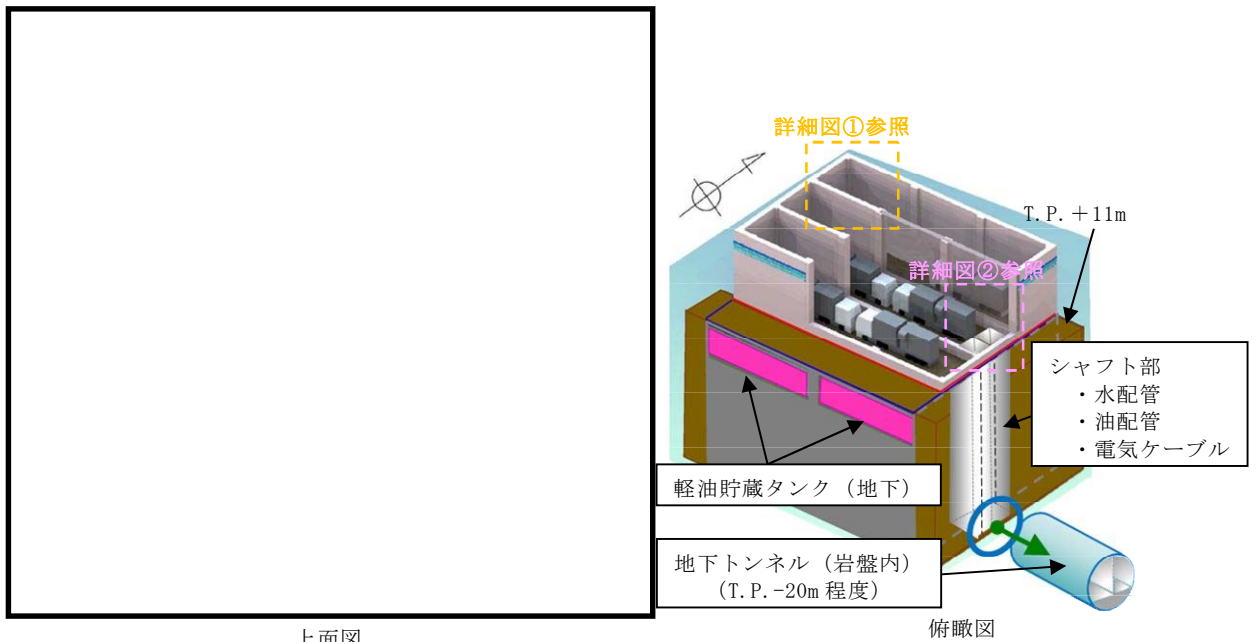
地下格納槽 上面図



今後の検討結果等により変更となる可能性がある

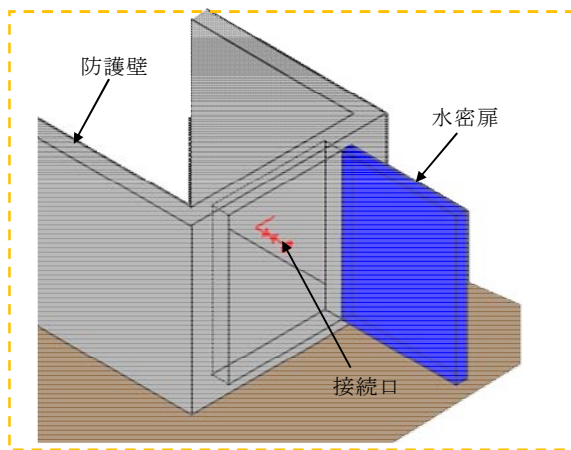
: 第51条に係る重大事故等対処設備を示す。

第51-7-3図 西側接続口の構造図

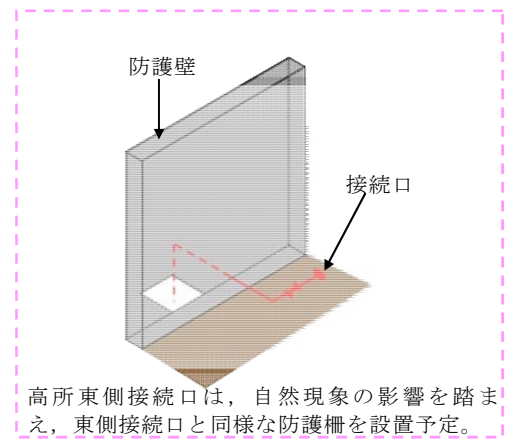


上面図

俯瞰図

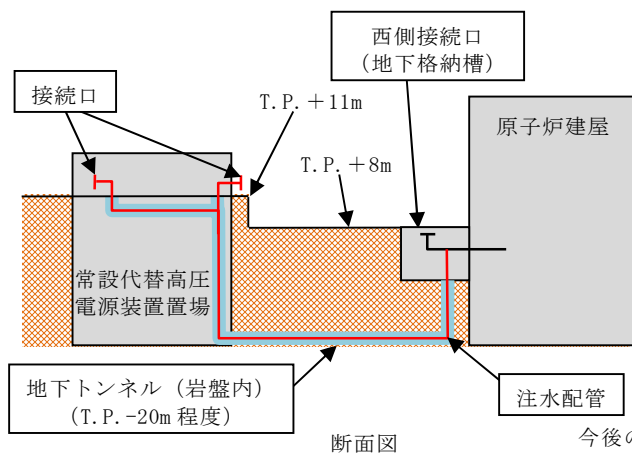


詳細図① (高所西側接続口)



高所東側接続口は、自然現象の影響を踏まえ、東側接続口と同様な防護柵を設置予定。

詳細図② (高所東側接続口)



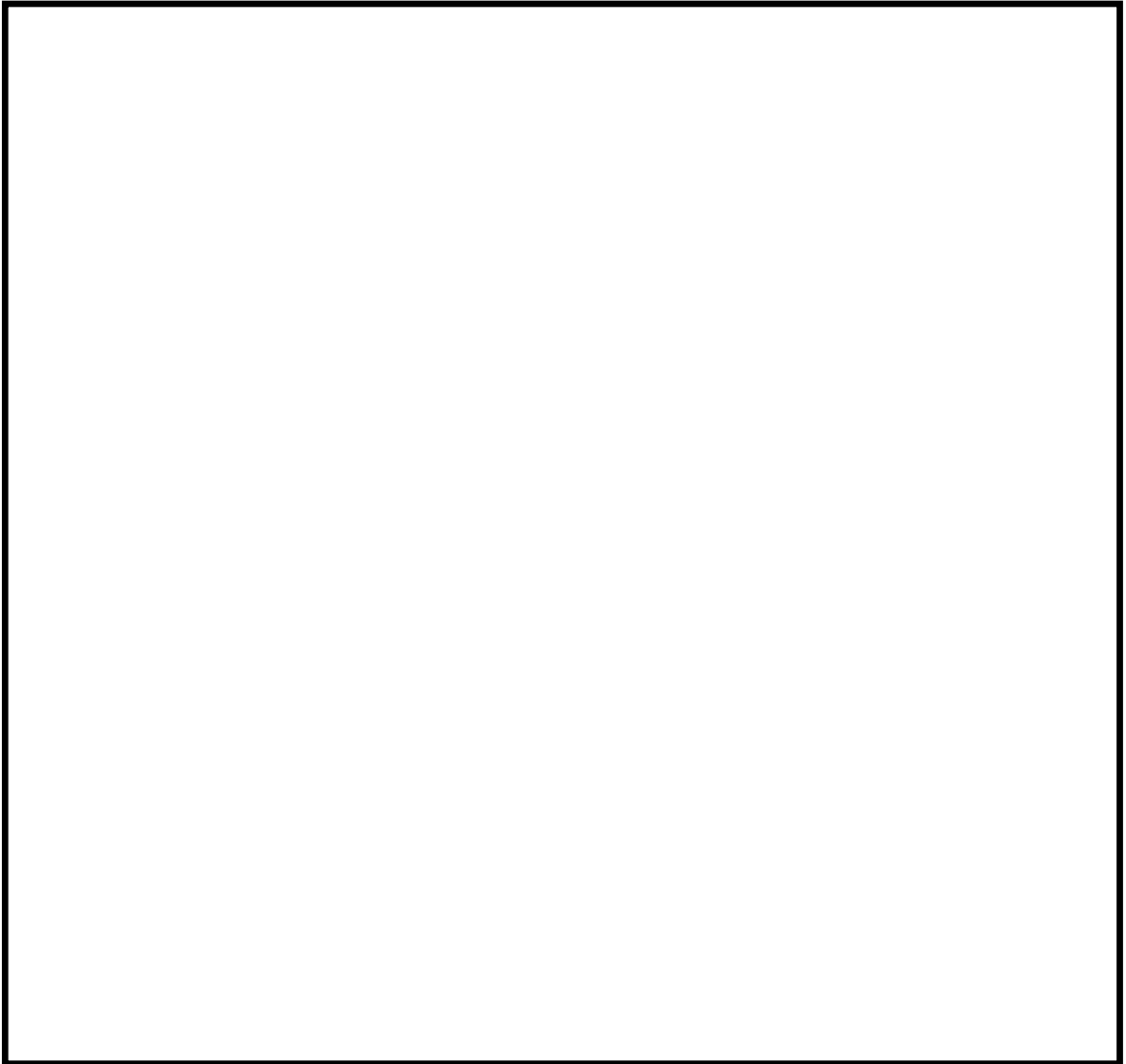
断面図

- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管、軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

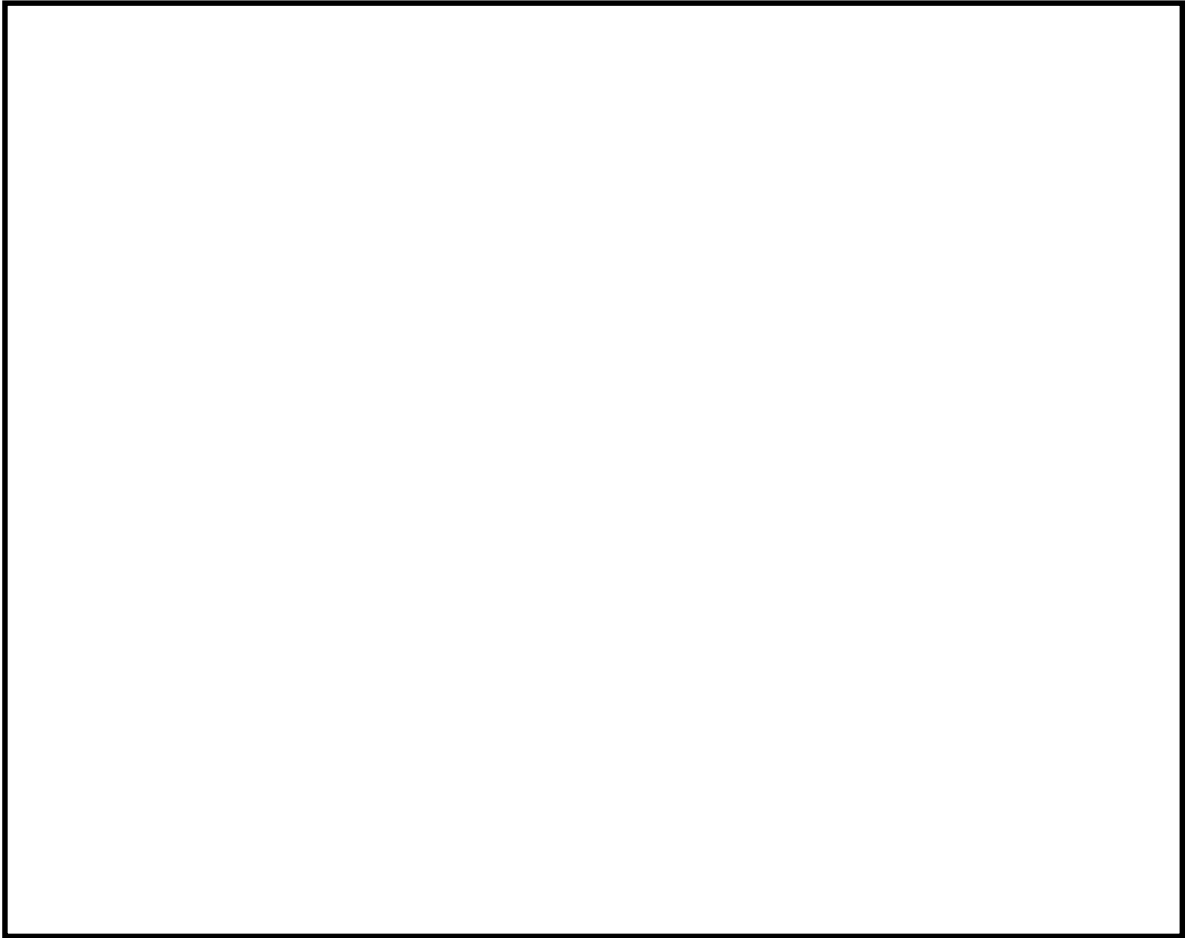
第 51-7-4 図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

51-8 保管場所図

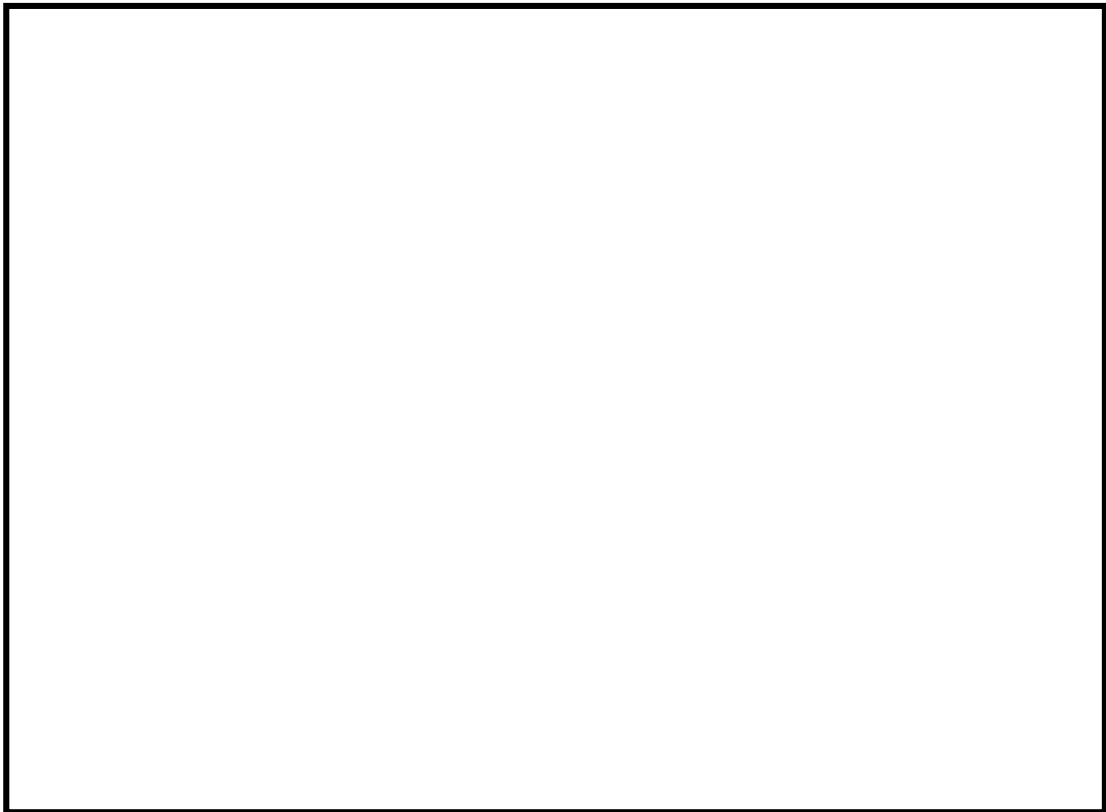


第 51-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

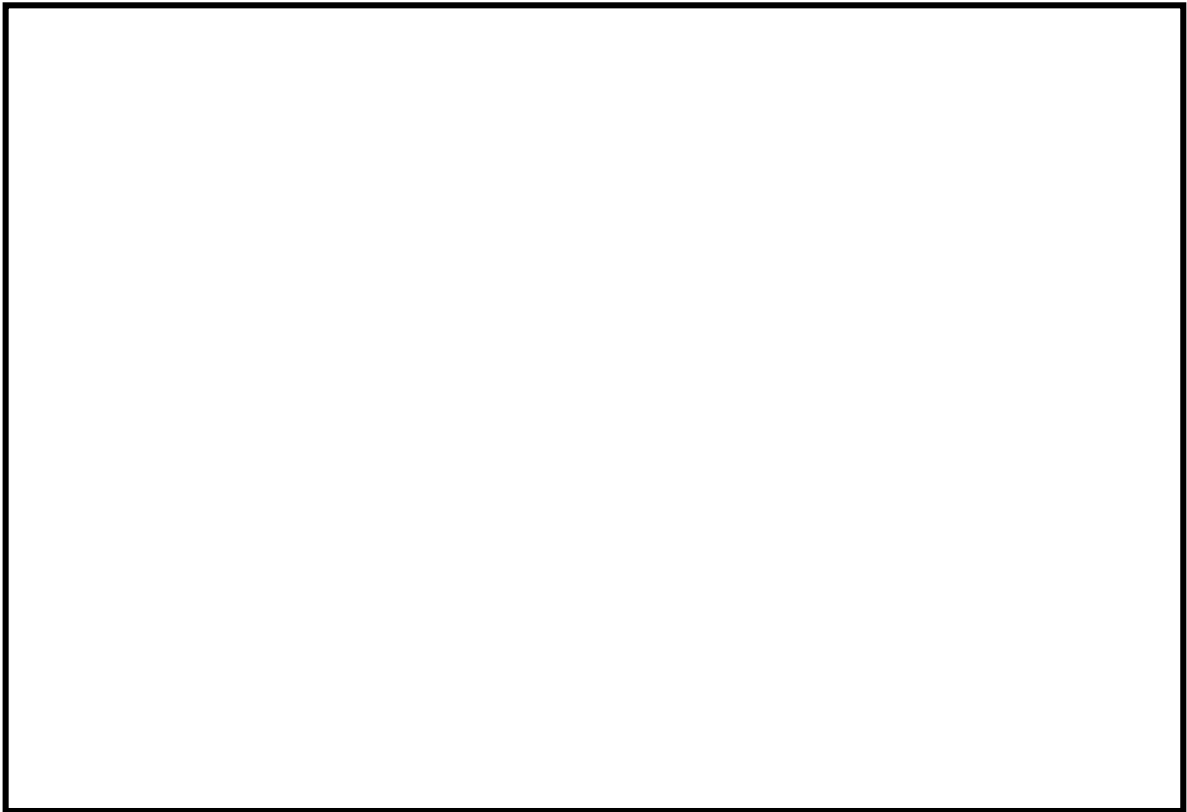
51-9 アクセスルート図



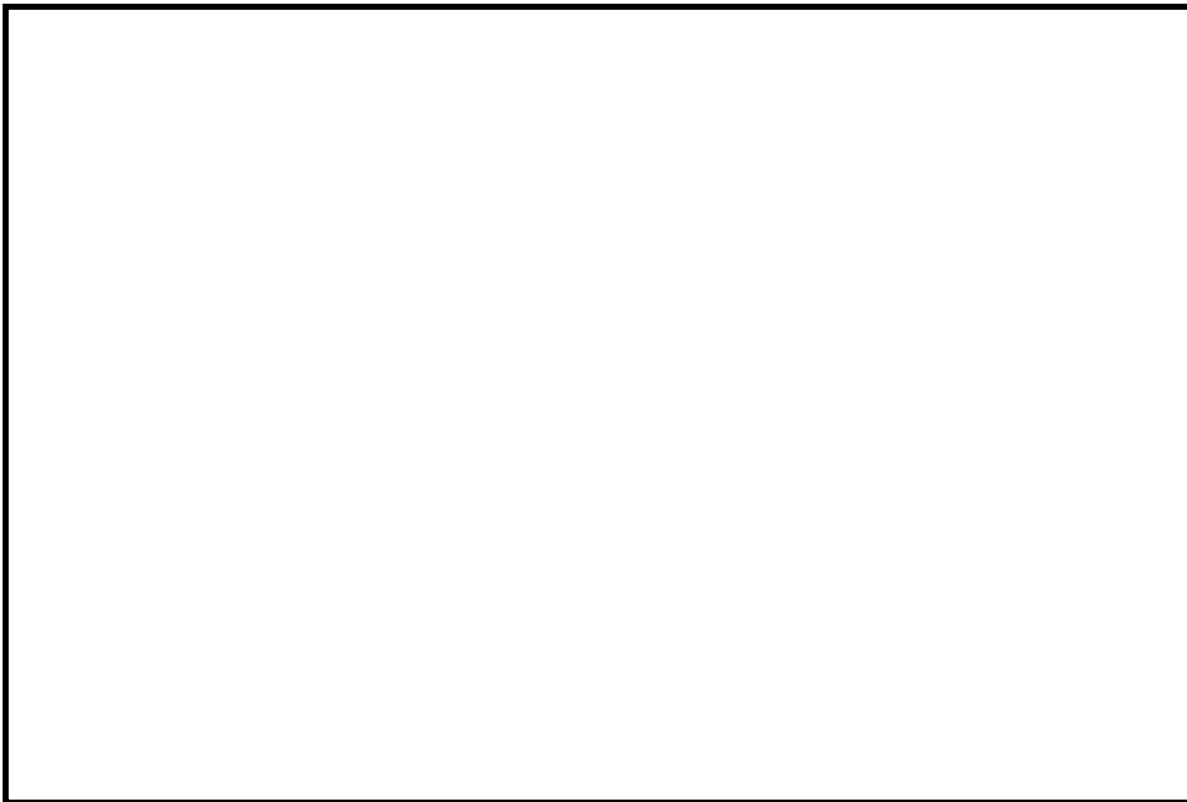
第 51-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 51-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 51-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート概要



第 51-9-4 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセス
ルート概要

51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合に、溶融炉心が格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下、「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることや、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することで、ドライウェルとサブプレッション・チェンバの隔離機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防ぎ、また、溶融炉心のサブプレッション・チェンバへの移行を防止するために、格納容器ドレンサンプの形状を変更しペDESTAL（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに、格納容器ドレンサンプの排水流路の構造を変更する。

また、格納容器下部注水設備と合わせて、溶融炉心によるコンクリート侵食及びペDESTAL（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。

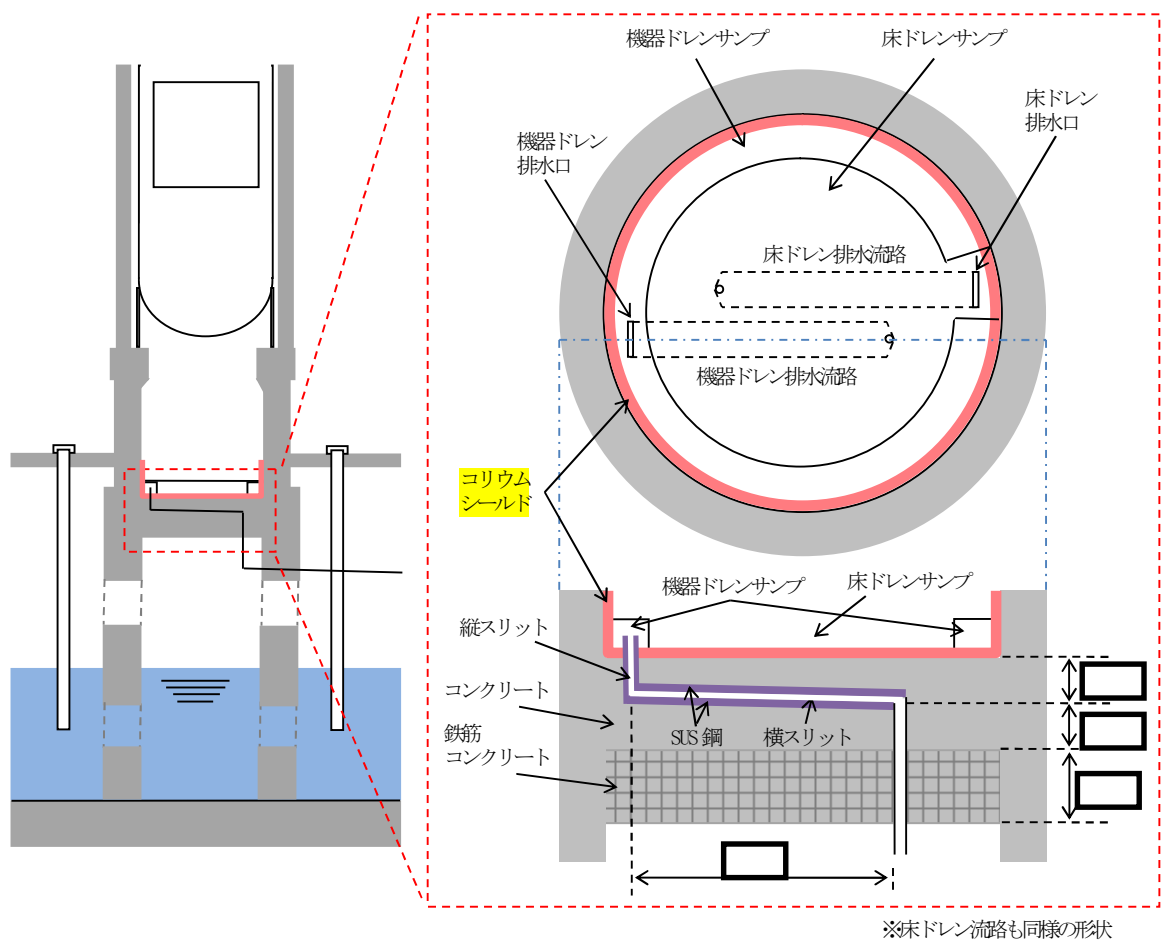
第51-10-1図及び第51-10-2図にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

ペDESTAL（ドライウェル部）床面は、中央を格納容器床ドレンサンプとし、それを取り囲むように格納容器機器ドレンサンプを配置することで、床面全体を平坦化し、溶融炉心が均一に広がるような構造とする。これにより、溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防止する設計とする。

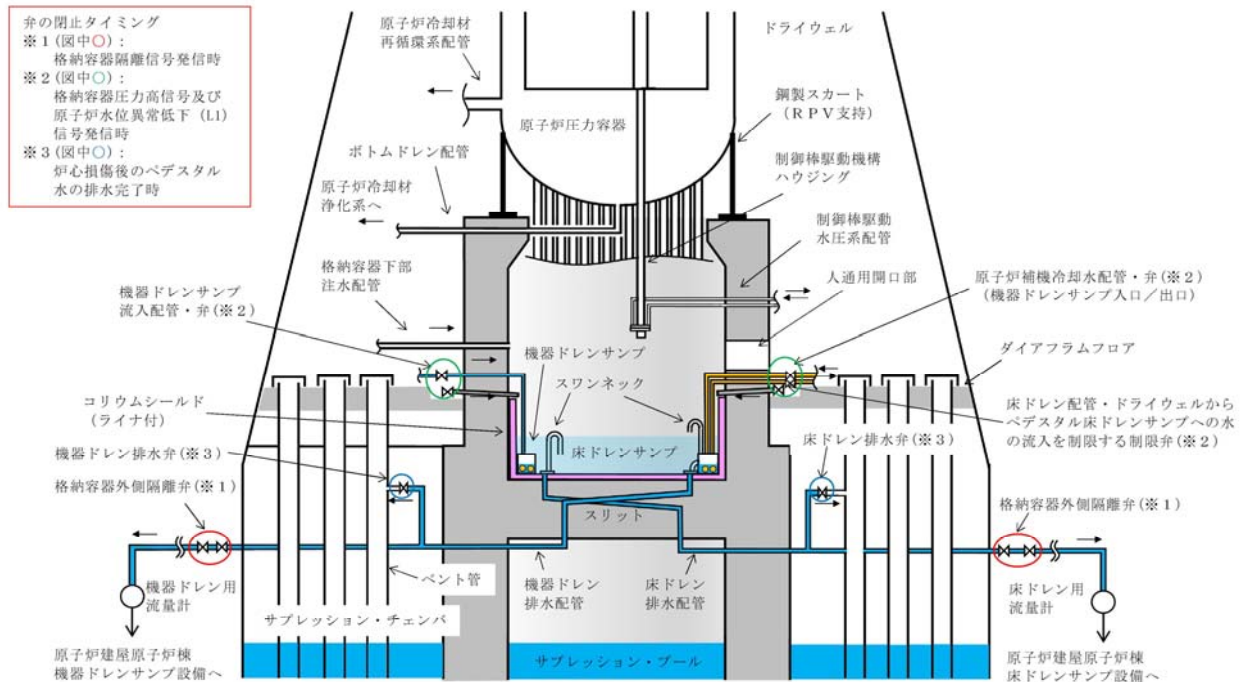
また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

(縦スリット) と、流入した溶融炉心を凝固させる部分 (横スリット) に
より構成する。縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型 (幅×厚さ：
) の形状とし、周囲を熱伝導率の高いステンレス鋼
材で覆うことで、流入した溶融炉心を速やかに冷却し凝固させるような構
造とする。これにより、排水流路に流入した溶融炉心が横スリット内で凝
固し、サブプレッション・チェンバに至ることがない設計とする。

さらに、次項以降に示すとおり、ペDESTAL (ドライウェル部) 底部の
構造を変更することによって、格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設
備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。



第 51-10-1 図 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要



第51-10-2図 ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の概要

2. ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更による周辺設備への悪影響の有無について

ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造を変更することにより設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更による悪影響の有無について確認を行った。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 格納容器機能への悪影響の有無について

格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-1表に示す。

第51-10-1表 格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	<p>新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の体積は約□m³未満であり、格納容器空間体積：約□m³と比較して非常に小さいことから、格納容器空間体積の減少に伴う悪影響なし。</p>
耐震性	悪影響なし	<p>新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の重量は約□トンであり、ペDESTAL（原子炉支持脚基礎部）の重量：約□トンと比較して非常に小さいことから、格納容器耐震性への悪影響なし。</p>
強度	悪影響なし	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）底部は格納容器の閉じ込め機能に係る箇所ではなく、かつ事故時の格納容器内温度、圧力を増大させる構造変更ではないことから、格納容器強度への悪影響なし。</p>
フランジ部 開口量	悪影響なし	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更は事故時の格納容器フランジ部の開口量を増大させる変更ではないことから、格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。</p>

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造を変更することにより、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、漏えい検出機能への影響について検討を行い、悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-2表に示す。

第51-10-2表 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材 漏えい検出 機能	悪影響なし	格納容器ドレンサンプの排水流路は、原子炉冷却材の漏えい検出に必要な容量を十分有する設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計によって測定される漏えい率の合計が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であることを運転上の制限としてい
ることから、格納容器ドレンサンプの排水流路は $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上の排水流
量を十分有するよう設計している。

加えて、排水流路に流入した熔融炉心が流路内で凝固し、サブプレッショ
ン・チェンバに移行することがないように、横スリットの長さを約 $\square \text{ m}$ と設定
した。また、熔融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評
価を行い、横スリットの長さ ($\square \text{ m}$) の範囲内で凝固することを確認してい
る。

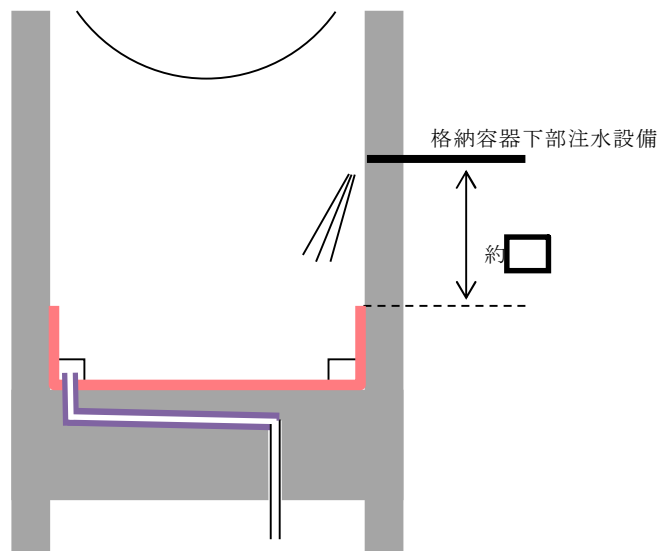
2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 2. 1 格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウエル部）には，格納容器下部注水設備の注水口が設置されており，ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更により格納容器下部注水機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，格納容器下部注水機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-3表に示す。

第51-10-3表 格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
格納容器下部注水機能	悪影響なし	ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備の注水口は，鉛直方向で約□mm離れており，注水が妨げられることはないことから，格納容器下部注水機能への悪影響なし。



第51-10-3図 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備注水口との設置位置概要図

3. ペDESTAL排水設備対策について

事故発生からR P V破損まで及びR P V破損後について、水位管理に必要な排水設備対策の方針を記載する。

3. 1 事故発生からR P V破損前まで

3. 1. 1 R P V破損前までに達成すべき条件

- ・デブリ落下までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

3. 1. 2 条件を達成するための設備対策

a. ドライウエルからの流入水の遮断

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c))
- ・制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・プールへ排水される設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c) (d))

b. ペDESTALへの流入水の排出

- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・プールへ自然排水される設計とする第 51-10-4 図(a) (c) (d))
- ・事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V破損までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。

- ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より 下の位置に設置する設計とする。

(第 51-10-4 図(a))

- ▶ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが、スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは、スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため、床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。(第 51-10-4 図(a))

- ▶ スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペDESTAL床のコンクリート表面から 下）にスリットを設置する。(第 51-10-4 図(a))

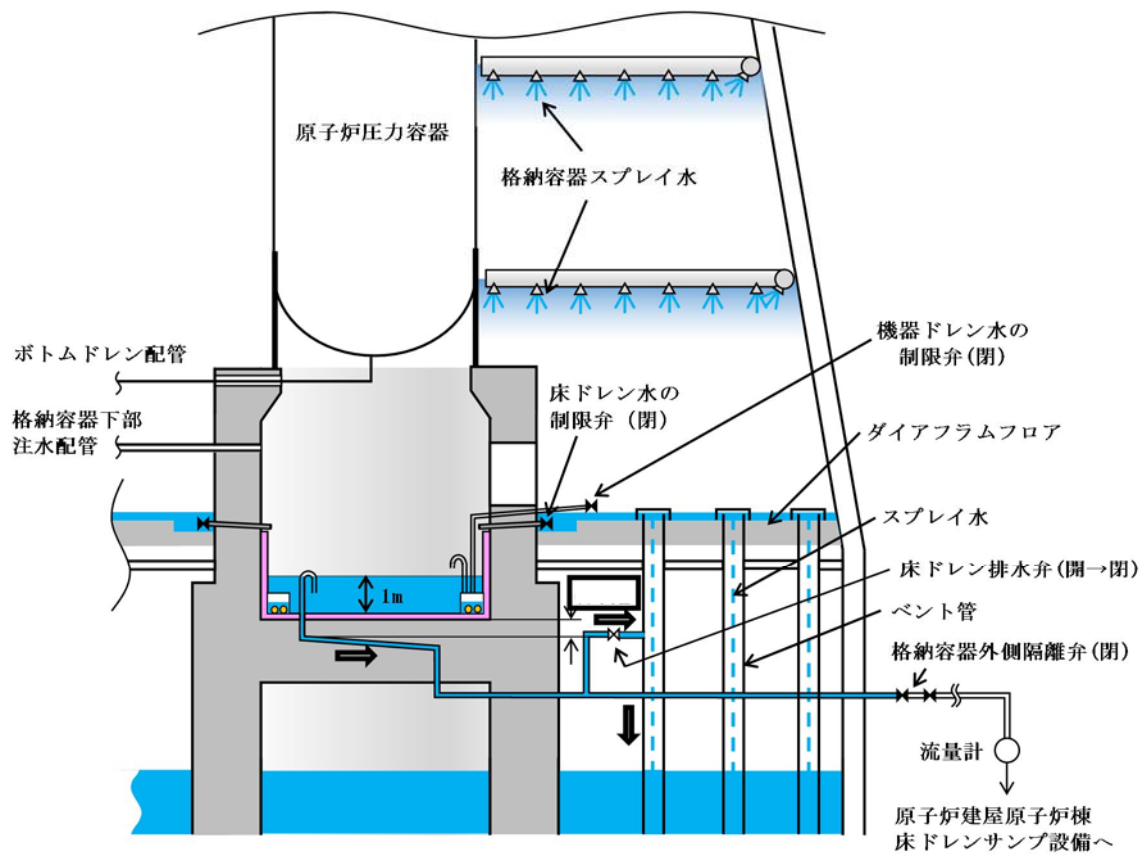
- ・床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないように、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。(第 51-10-4 図(d))
- ・ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペDESTAL注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これに

より、R P V破損後のペDESTAL水のサブプレッション・プールへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。

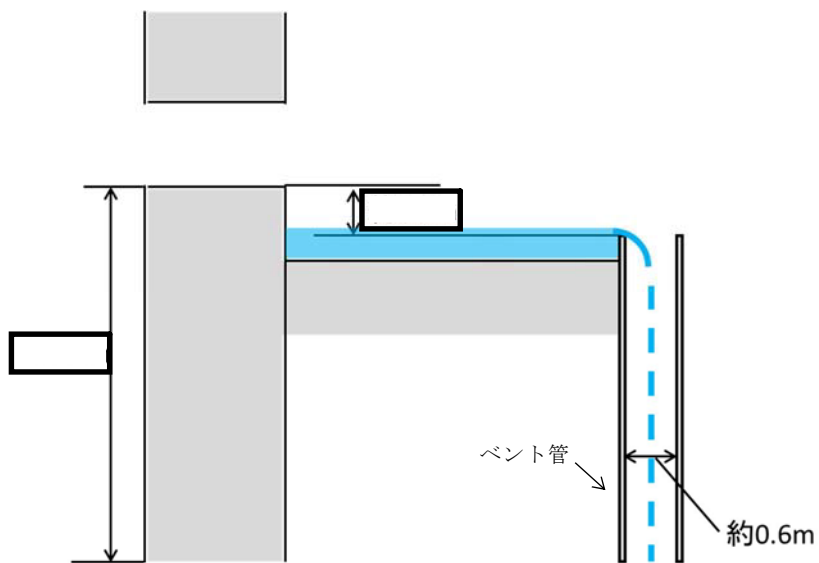
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、R P V破損後のペDESTAL水がサブプレッション・プールへ流出することを防ぐため、床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第 51-10-4 図(d)(e)）

3. 1. 3 排水性の確保

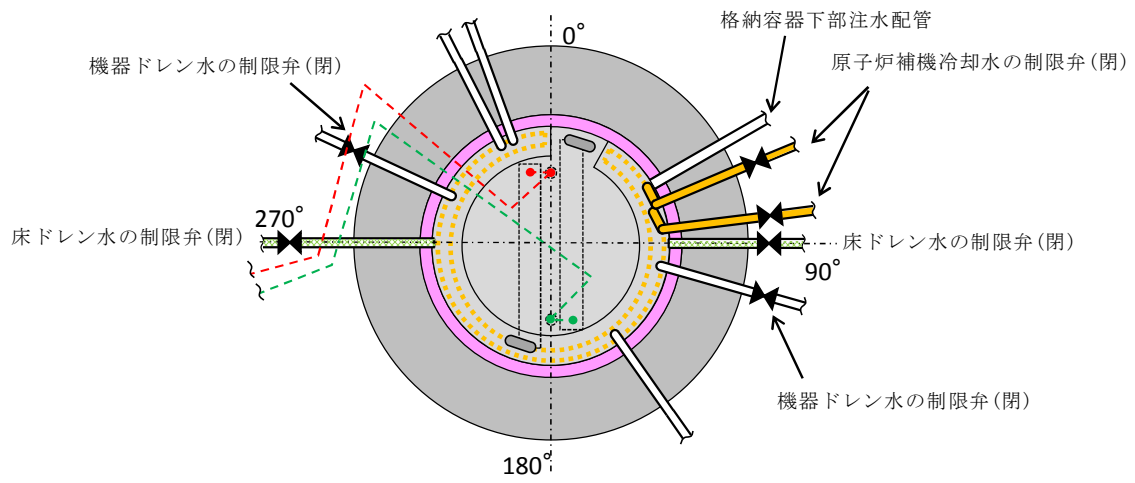
- ・床ドレンサンプの排水性を確保するために必要なスワンネックを設置することで、ペDESTAL内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレン L O C Aを想定してもR P V破損までの間に水位 1m まで排水可能である。
- ・床ドレンサンプからの排水によりR P V破損までに水位 1m まで排水可能であるが、機器ドレンサンプに排水機能を有するスワンネック及び排水経路を設置することにより、機器ドレン系統からの排水にも期待できる設計とする。また、機器ドレンサンプのスワンネックは、通常運転中の排水性を確保するため、空気用ベント機能を有する設計とする。
- ・機器ドレンの排水入口は、通常運転中に床ドレン水が機器ドレン系統へ混入することを防止するため、床ドレンサンプの排水入口水位 1m よりも 0.2m 高い位置に設置する設計としている。



第 51-10-4 図 (a) ペDESTAL床ドレンサンブの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (b) ペDESTAL床ドレンサンブの水位 1m 維持対策概要

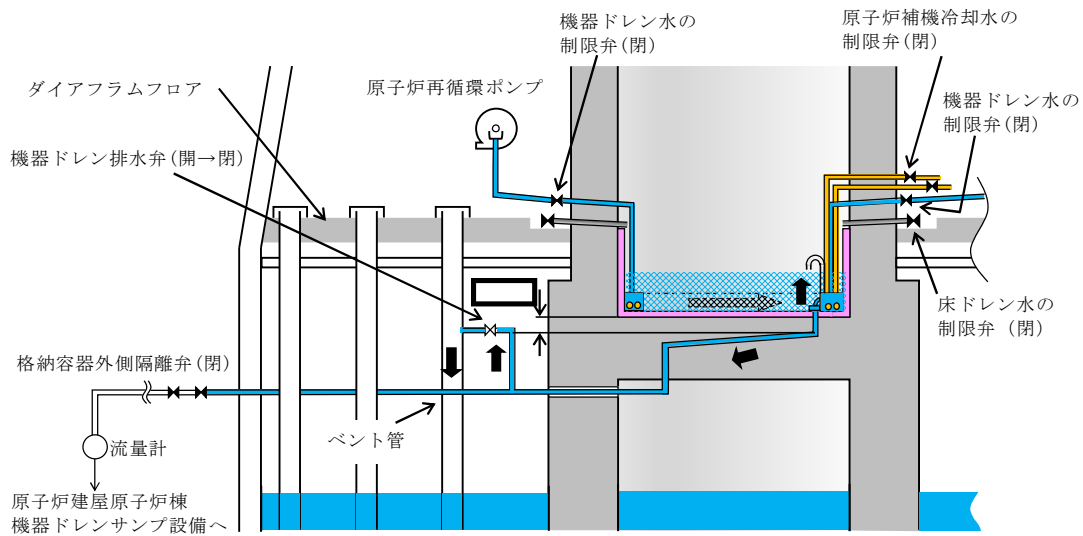


第 51-10-4 図 (c) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- - - 機器ドレン排水配管(80A)
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- - - 床ドレン排水配管(80A)
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ベント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの(真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの(真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 真空破壊弁付き(11か所)
- ベント管 真空破壊弁なし(95か所)

第 51-10-4 図 (d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

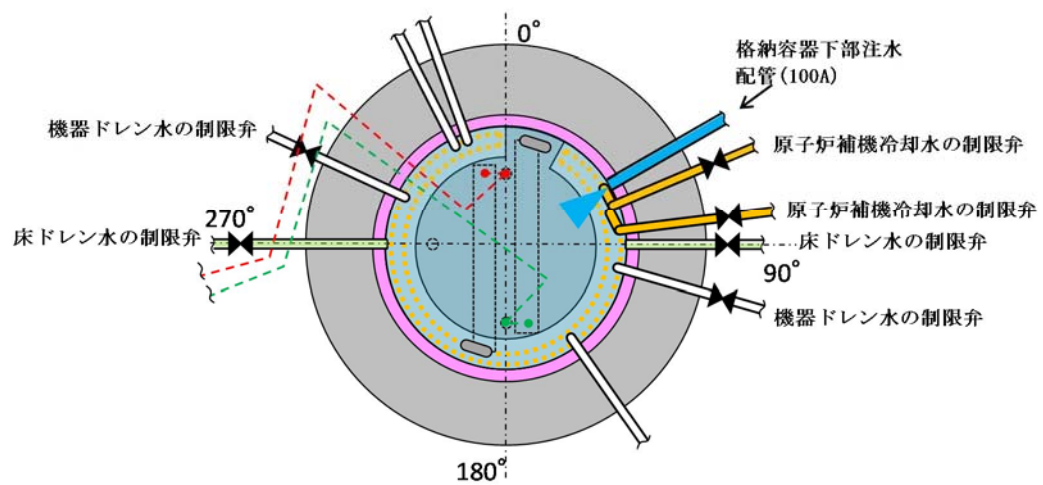
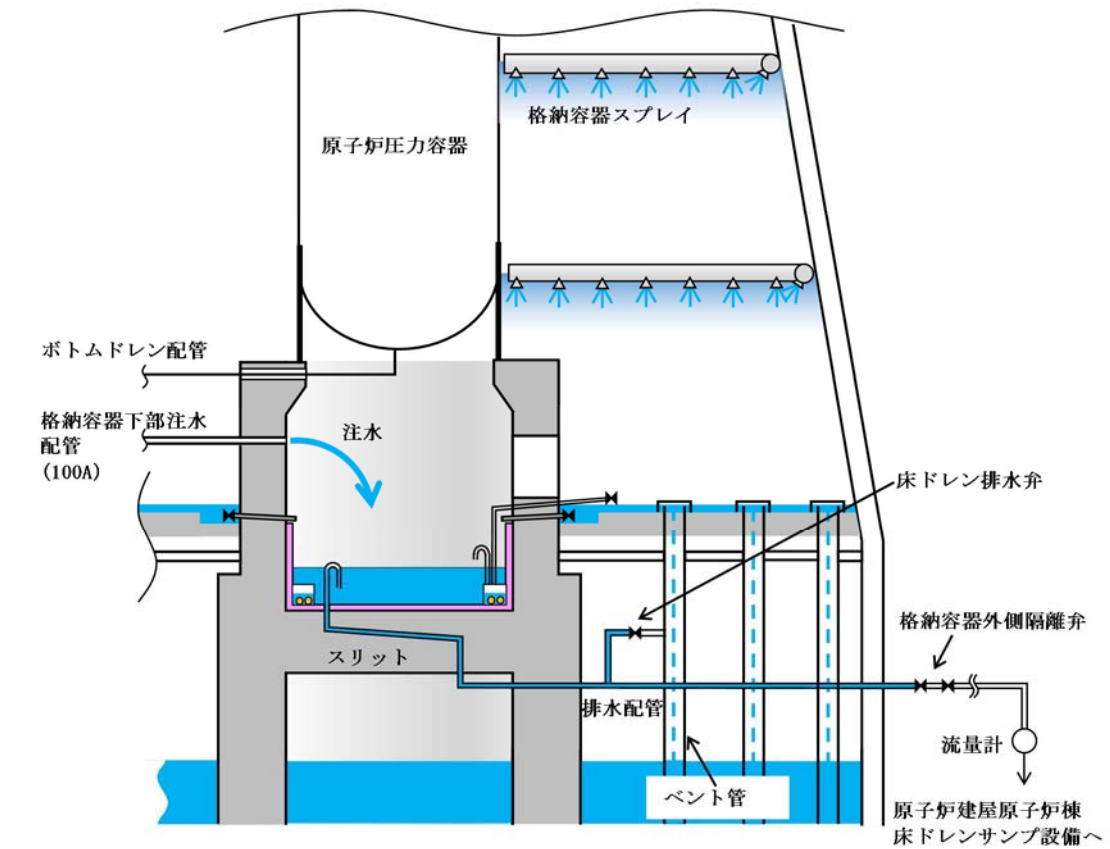
3. 2 R P V 破損後

3. 2. 1 R P V 破損後に達成すべき条件

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ペDESTAL床ドレンサンプの水位を管理できること。

3. 2. 2 条件を達成するための設備対策

- ・R P V 破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペDESTAL内へ内包水が流入することを防止するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (機器ドレン及び原子炉補機冷却水) を閉にする設計とする。(第 51-10-3 図)
- ・R P V 破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。(第 51-10-5 図)



第 51-10-5 図 ペDESTAL床ドレンサンプ注水概要図

51-11 原子炉圧力容器の破損判断について

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、熔融炉心が原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後RPVが破損することとなるが、リロケーション後のRPV破損のタイミングには不確かさが存在する。RPV破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に熔融炉心が落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL（ドライウエル部）水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施するために、速やかにRPV破損を判断する必要がある。

このため、RPV破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、RPV破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のRPV破損に至るまでの間はRPV破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、RPV破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2. 個別パラメータ設定の考え方（第 51-11-1 表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

- ① R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添 1）
- ② 溶融炉心の落下挙動の不確かさ^{*}を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

^{*}原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、制御棒駆動機構ハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

- ・ 原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・ 制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・ R P V下鏡部温度（第 51-11-1 図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

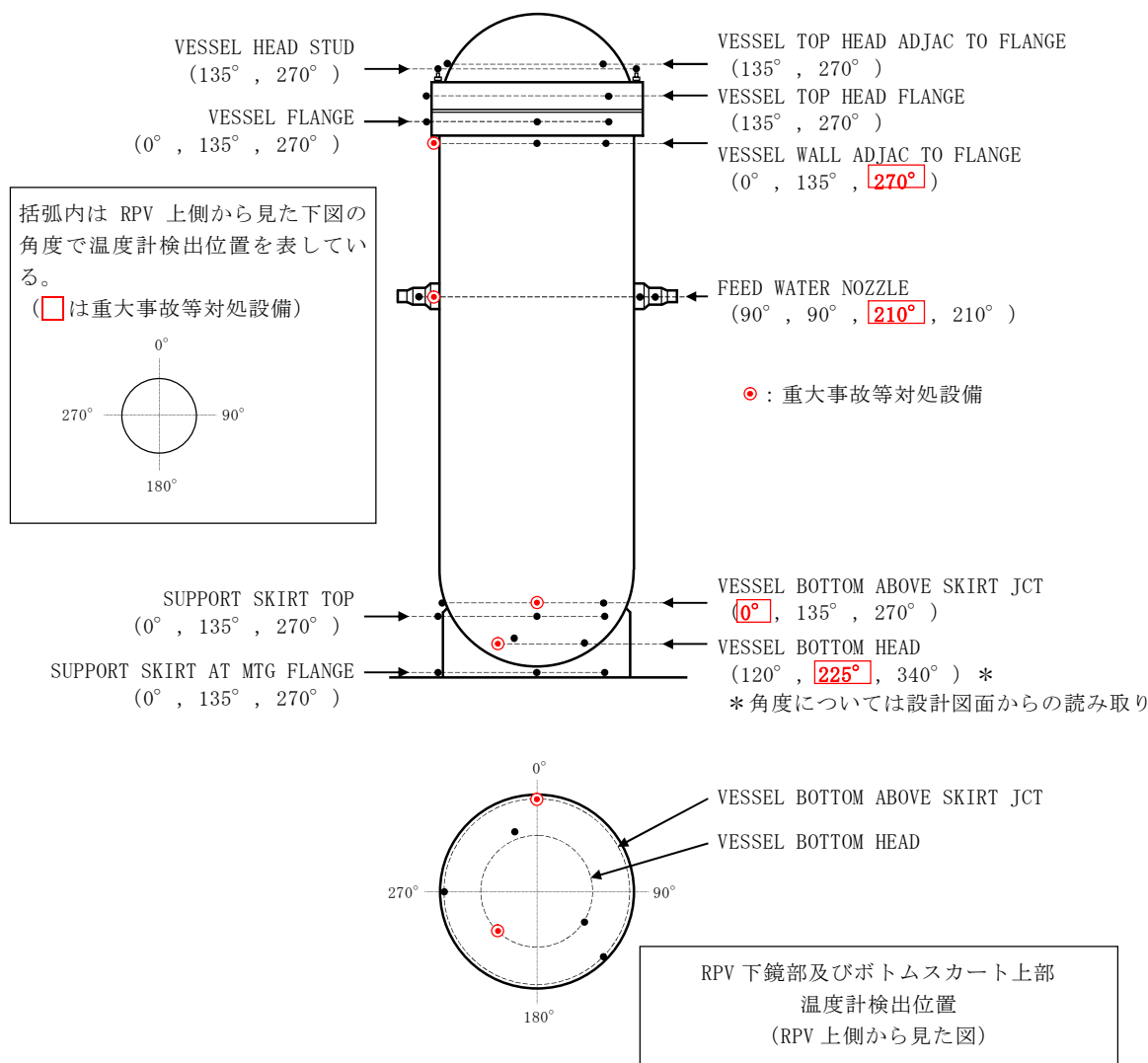
- ・ 格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

は、“原子炉圧力の低下”“ドライウエル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウエル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め、パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし、これらのパラメータは、溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため、R P V破損の判断パラメータから除外するとともに、新規にペデスタル（ドライウエル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し、破損判断パラメータとして設定する。

第 51-11-1 表 過渡事象及び L O C A 事象時の R P V 破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，R P V 破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	R P V 下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，R P V 破損前における事象進展の把握のため設定。
R P V 下鏡部温度	R P V 下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後における R P V 下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，R P V 内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，R P V 内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	<ul style="list-style-type: none"> ・ R P V 下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペDESTAL（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのは R P V 破損時のみであり，R P V 破損の誤検知の恐れはない。 ・ 少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，R P V 破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ ドライウエル圧力 ・ ドライウエル雰囲気温度 ・ ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度，等 	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> ・ L O C A 事象のリロケーション時等，R P V 破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・ 少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。 ）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 51-11-1 図 RPV 温度計検出位置

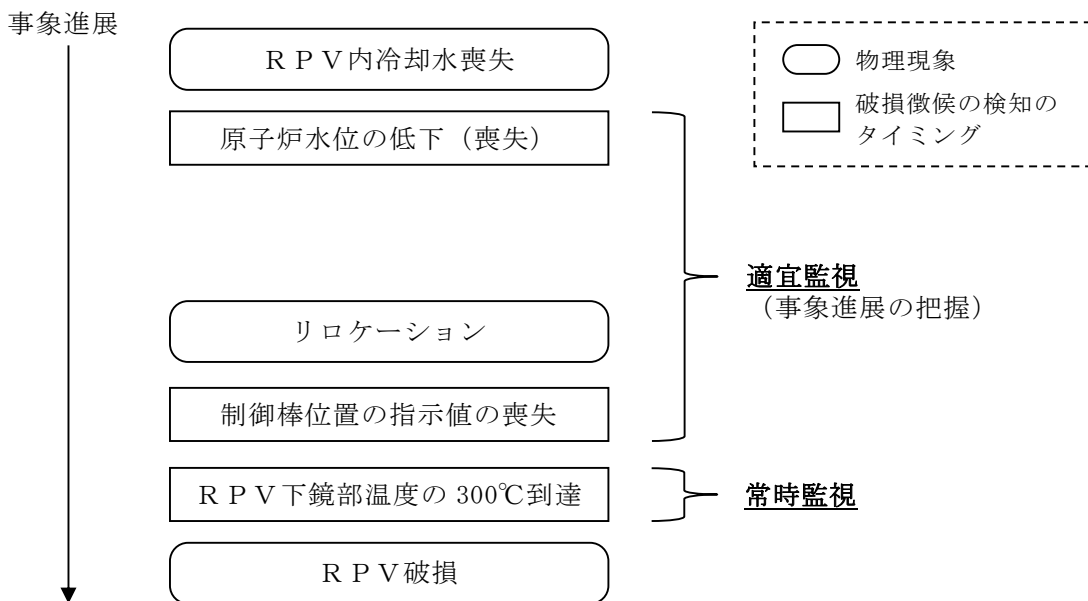
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、R P V 破損の徴候及びR P V 破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V 破損の徴候の検知方法について

第 51-11-2 図のとおり、事故発生後は、R P V 内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下（喪失）”、“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後R P V が破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V 破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。



第 51-11-2 図 R P V 破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，R P V破損を判断することとする。

なお，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の熔融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また，熔融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の熔融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して2箇所を設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には，万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から，R P V破損の徴候を検知し，破損判断パラメータで

ある格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、全交流動力電源喪失時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレー冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、

R P V破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）水プールの水位を1mとした場合、R P V破損時点から溶融炉心露出までの時間は、過渡事象の場合で約21分間、事象進展の早い大破断L O C A事象の場合で約15分間であり、R P V破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される*。

※格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より多いため、溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約14分間（21分-7分）、大破断L O C A事象の場合で約8分間（15分-7分）である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

R P V 破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) L O C A 事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーション後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第51-11-2表及び第51-11-3表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することではなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第 51-11-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL（ドライウエル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第 51-11-3 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（LOCA 事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V 破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

51-12 ペデスタル内に設置する計器について

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第 51-12-1 表及び第 51-12-1 図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) R P V破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m 超）

ペDESTAL底面から 1m 超の水位を検知できるように、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等により R P V破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ 1m 超水位計高さまで排水されたことを検知した後、水位 1m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第 51-12-2 表）

②格納容器下部水温計（0m）

ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペDESTALにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P Vからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デ

ブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。また, 指示値の上昇又は喪失により, R P V破損検知に用いる。

デブリの落下, 堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し, 十分な量のデブリ堆積検知の観点から, 3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。また, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合)

④格納容器下部水位計 (2.25m, 2.75m)

ペDESTAL底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し, デブリの多量落下時 (堆積高さ 0.2m 以上) においてペDESTAL水位を 2.25m~2.75m の範囲に維持するため, 各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に, 2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計 (予備 1 個含む) を設置し, 1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始, 2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）

⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計（1m 未満）

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

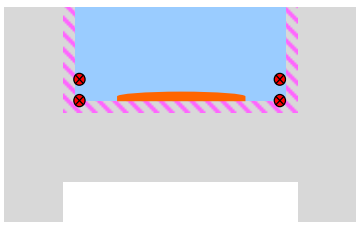
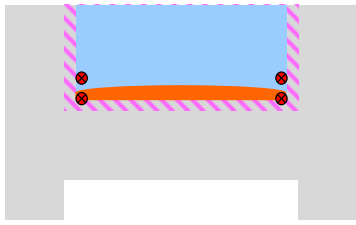
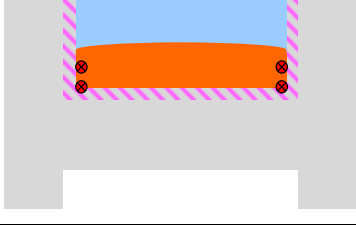
約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

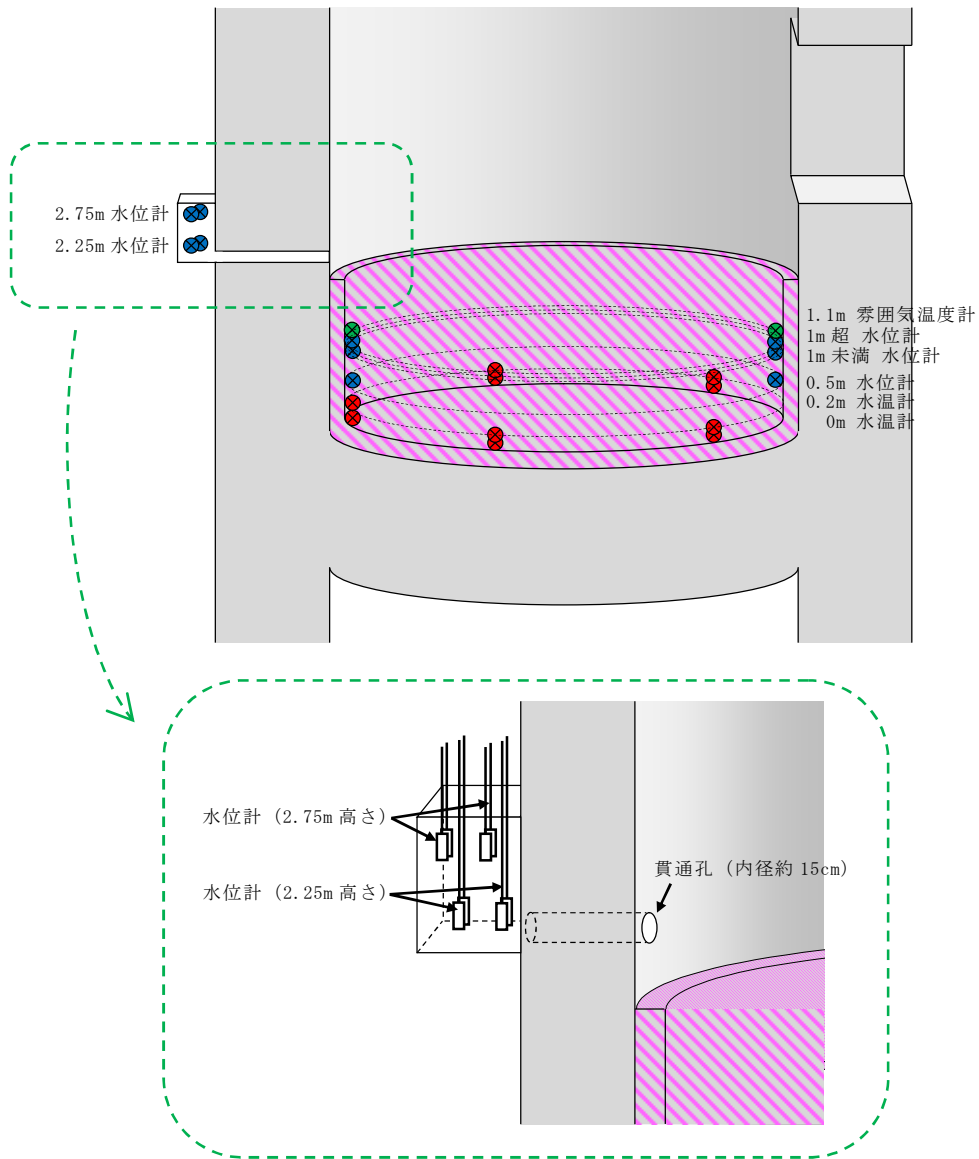
第 51-12-1 表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ* ¹	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※ 1 : ペデスタル底面 (コリウムシールド上表面) からの高さ

第 51-12-2 表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	R P V破損, デブリ多量落下



第51-12-1図 ペDESTAL内の計器設置図

51-13 その他設備

以下に、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、格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定に当たっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断、漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は、新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお、動的機器のうち手動操作も可能な弁については、現場での操作も可能とする。

1. 設備概要（自主対策設備）

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、第 51-13-1 表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

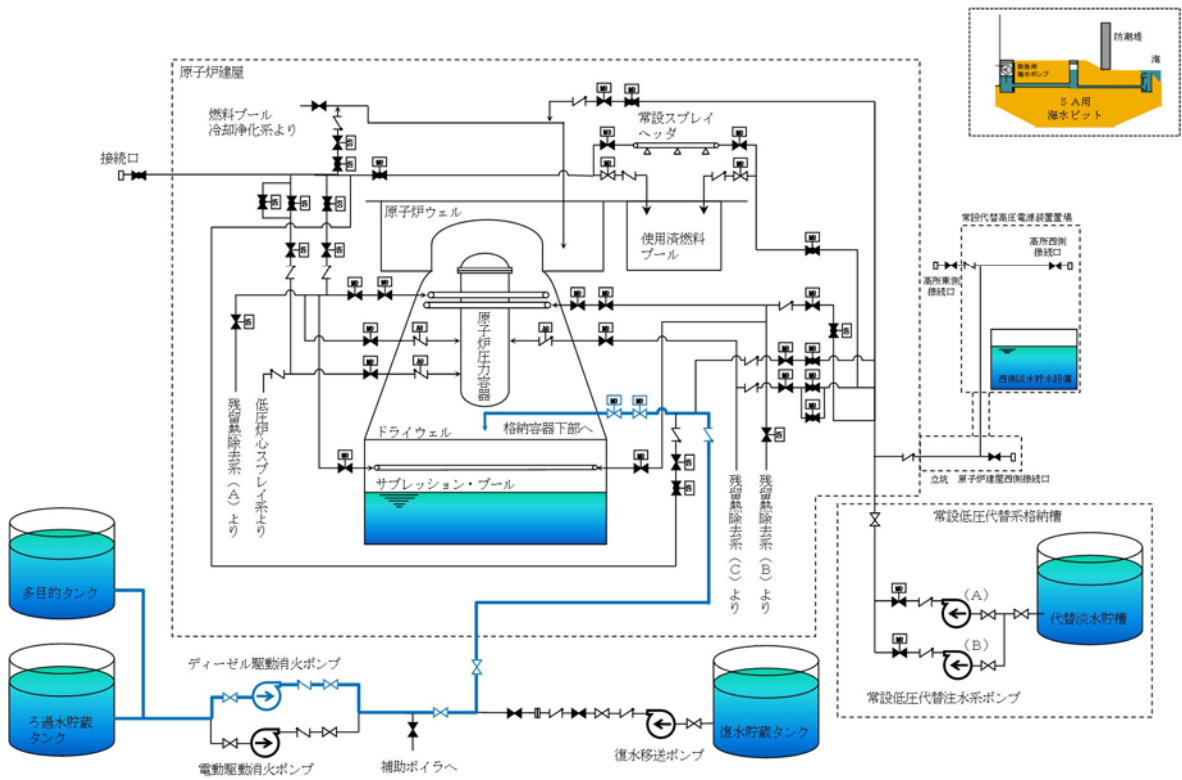
第 51-13-1 表 各系統の位置付け

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系（常設）	—	—	○	—
格納容器下部注水系（可搬型）	—	—	○	—
ディーゼル駆動消火ポンプ	—	—	—	○
電動駆動消火ポンプ	—	—	—	○
補給水系移送ポンプ	—	—	—	○

(1) 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）注水

消火系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する設備概要を第 51-13-1 図に示す。

消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）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又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプを用い、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）を水源として、消火系及び格納容器下部注水系の配管・弁を経由してペDESTAL（ドライウェル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

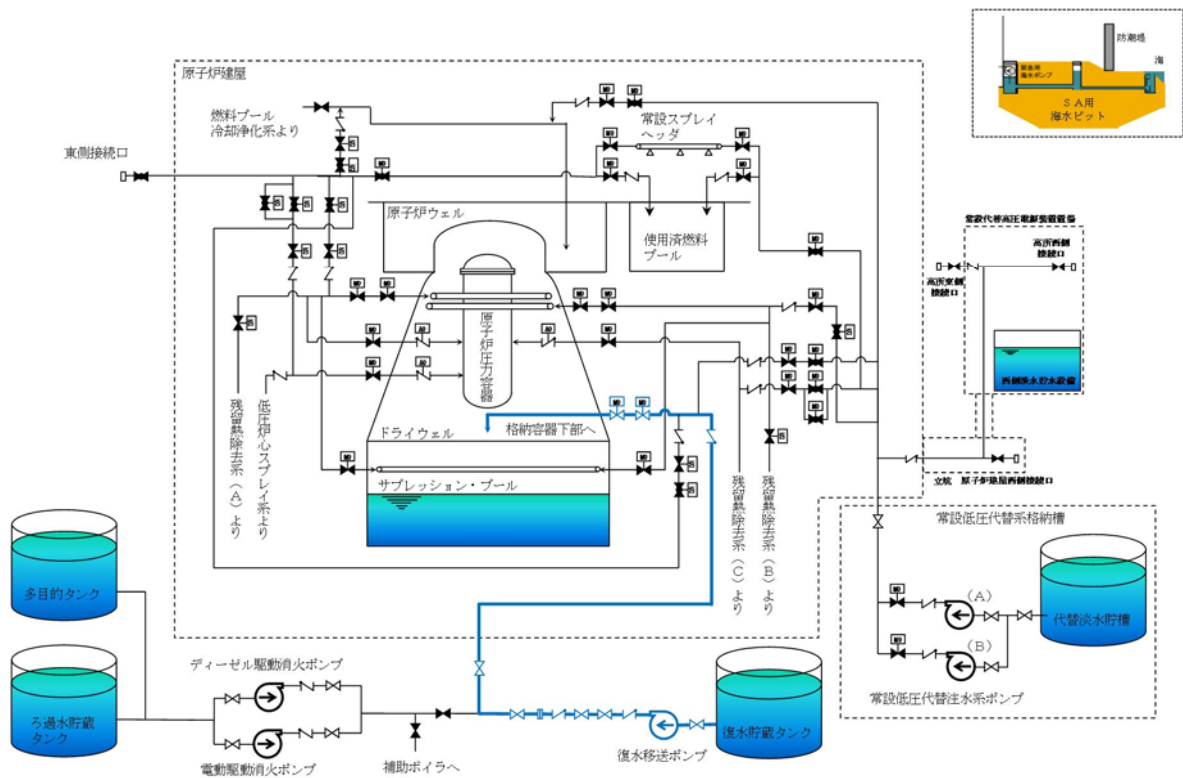


第 51-13-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(2) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水

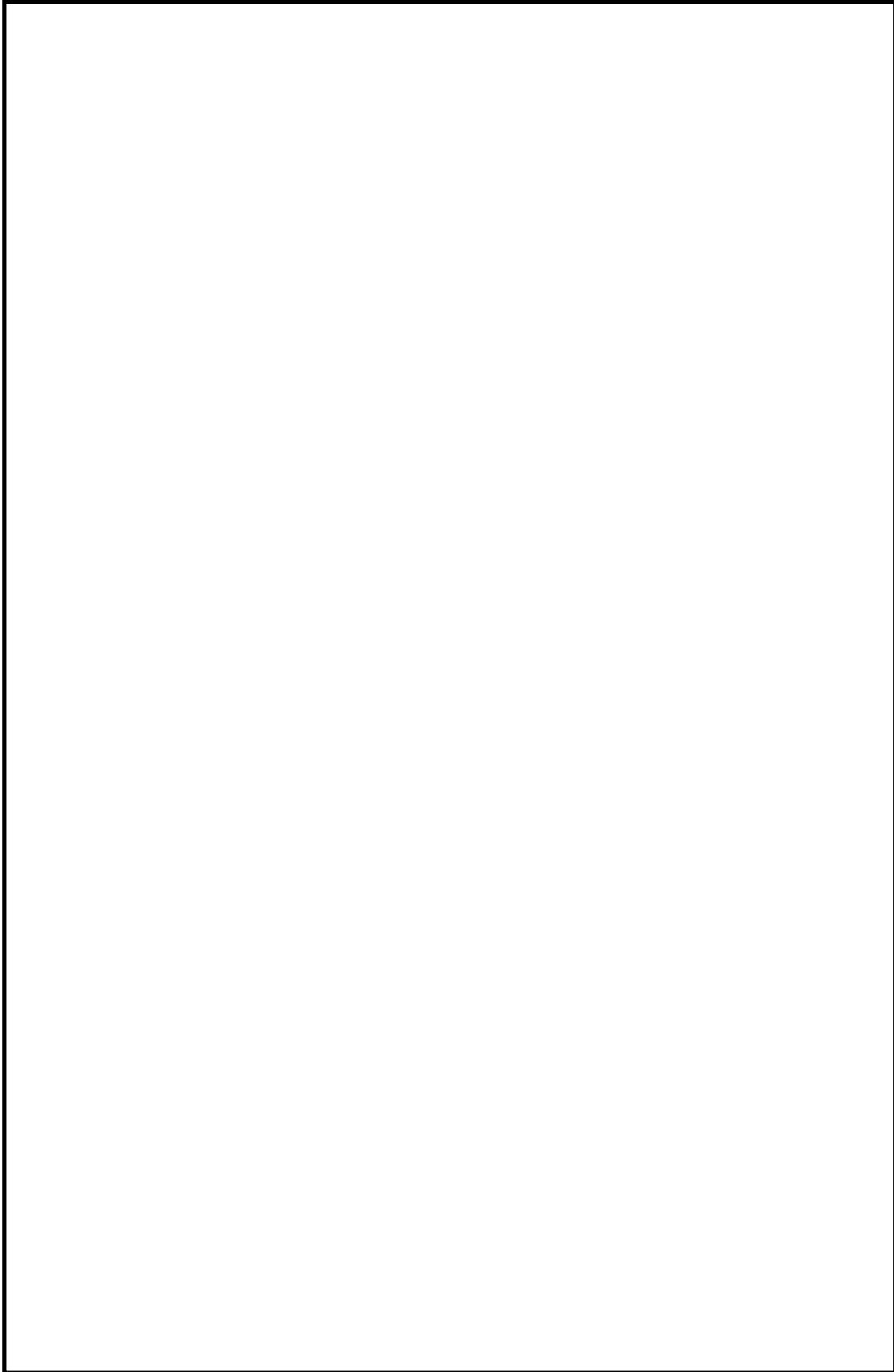
補給水系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する設備概要を第51-13-2図に示す。

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、復水移送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、消火系配管を經由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

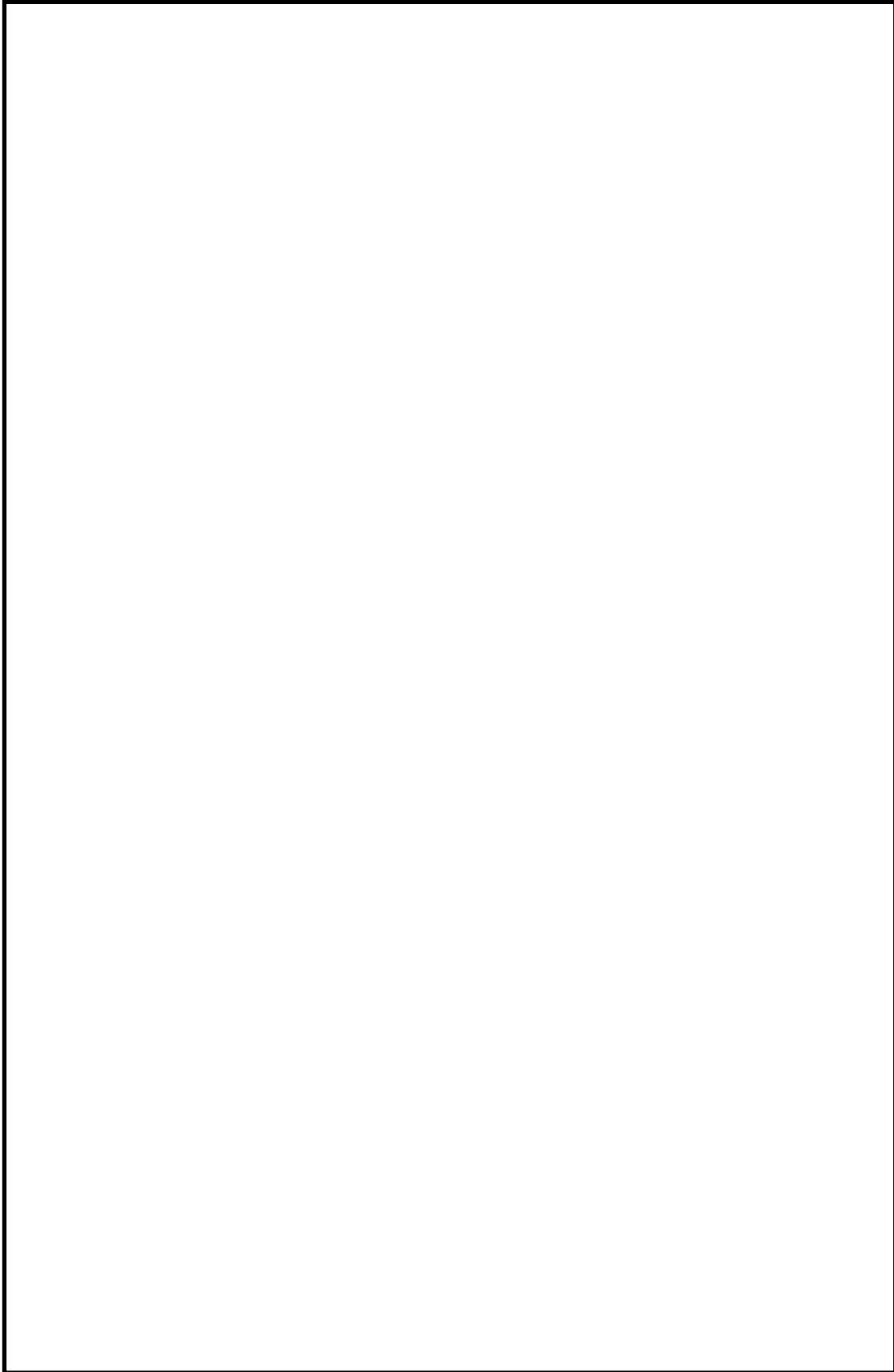


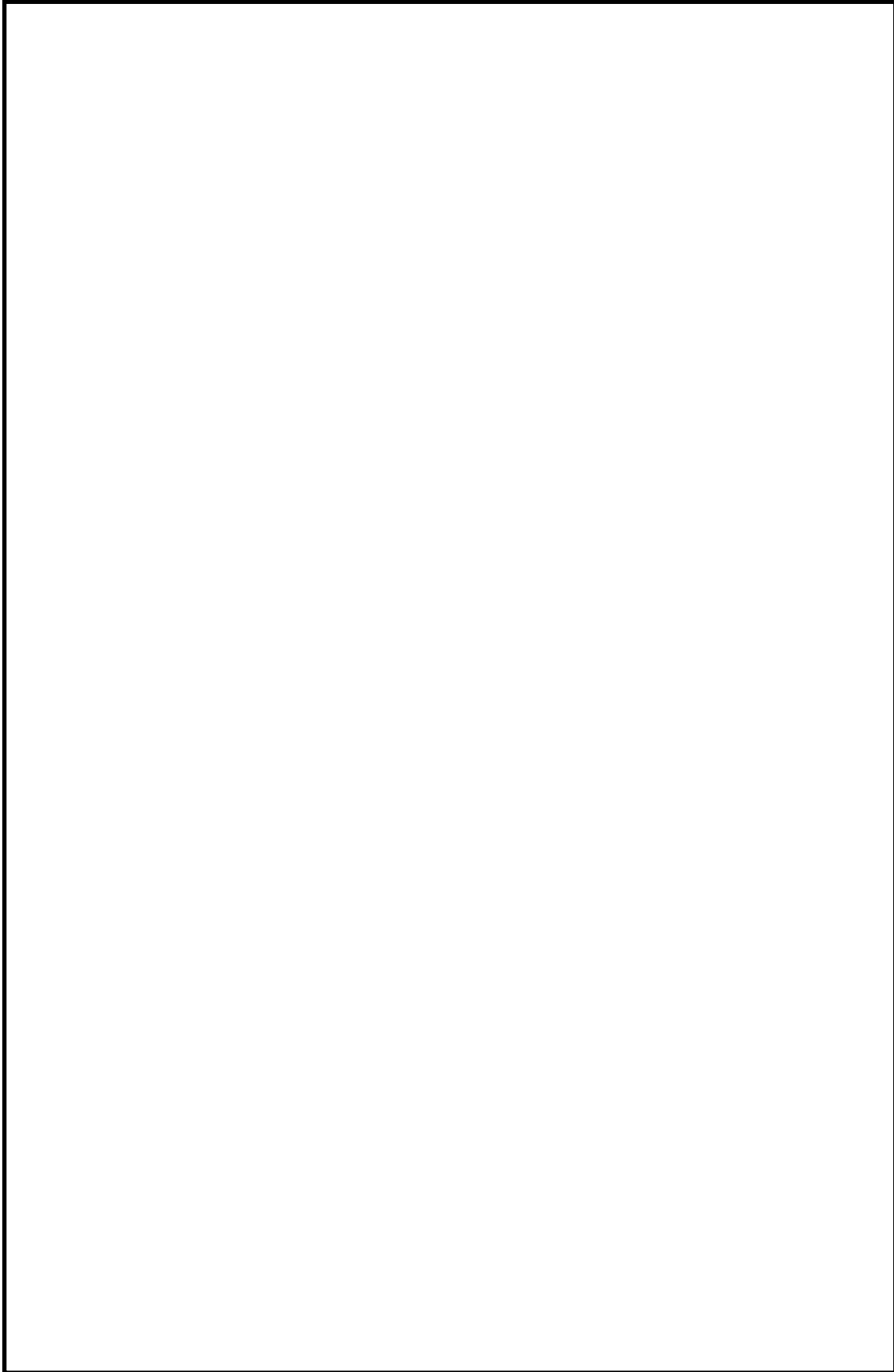
第 51-13-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

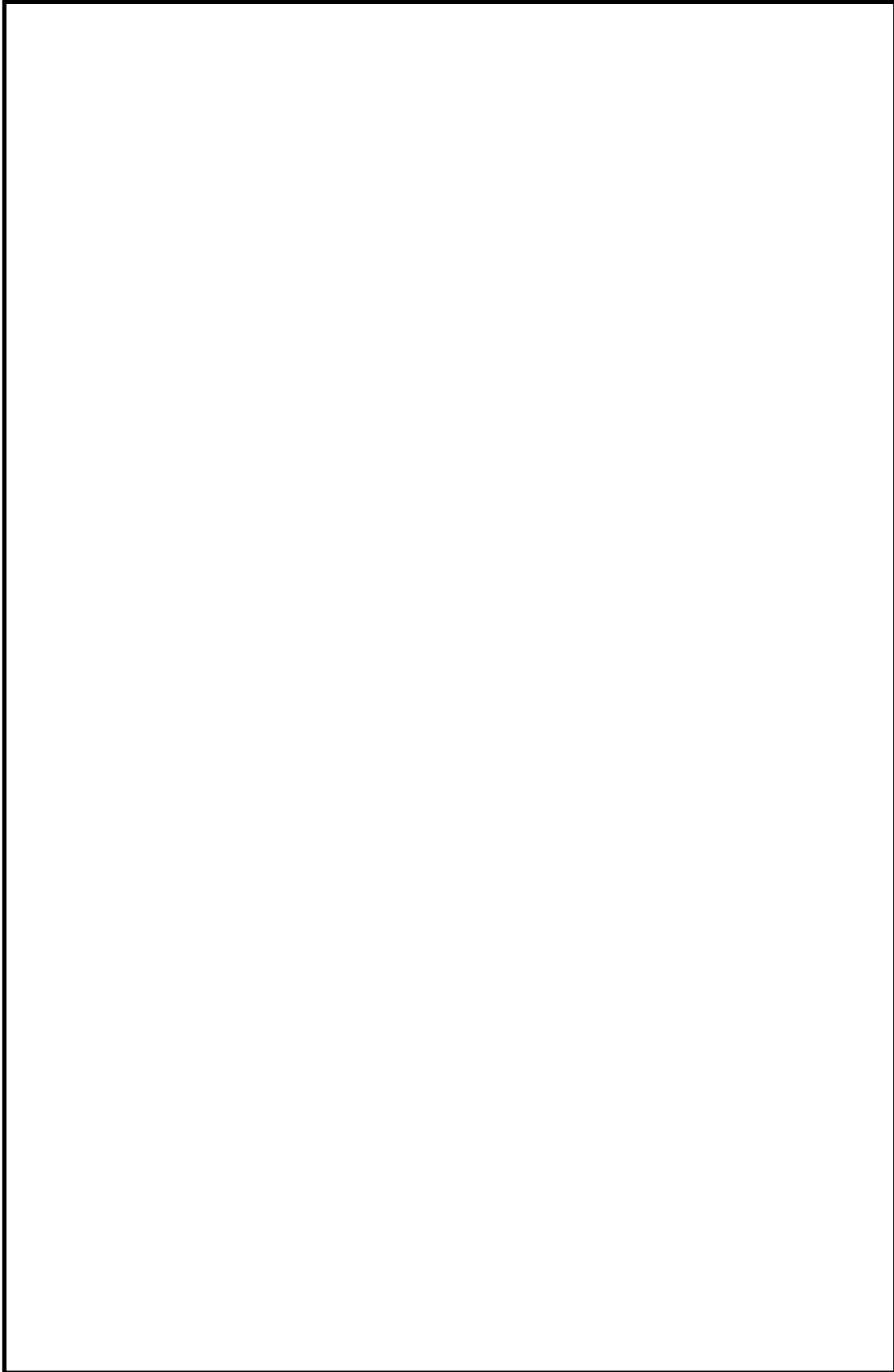
51-14 SA バウンダリ系統図 (参考図)

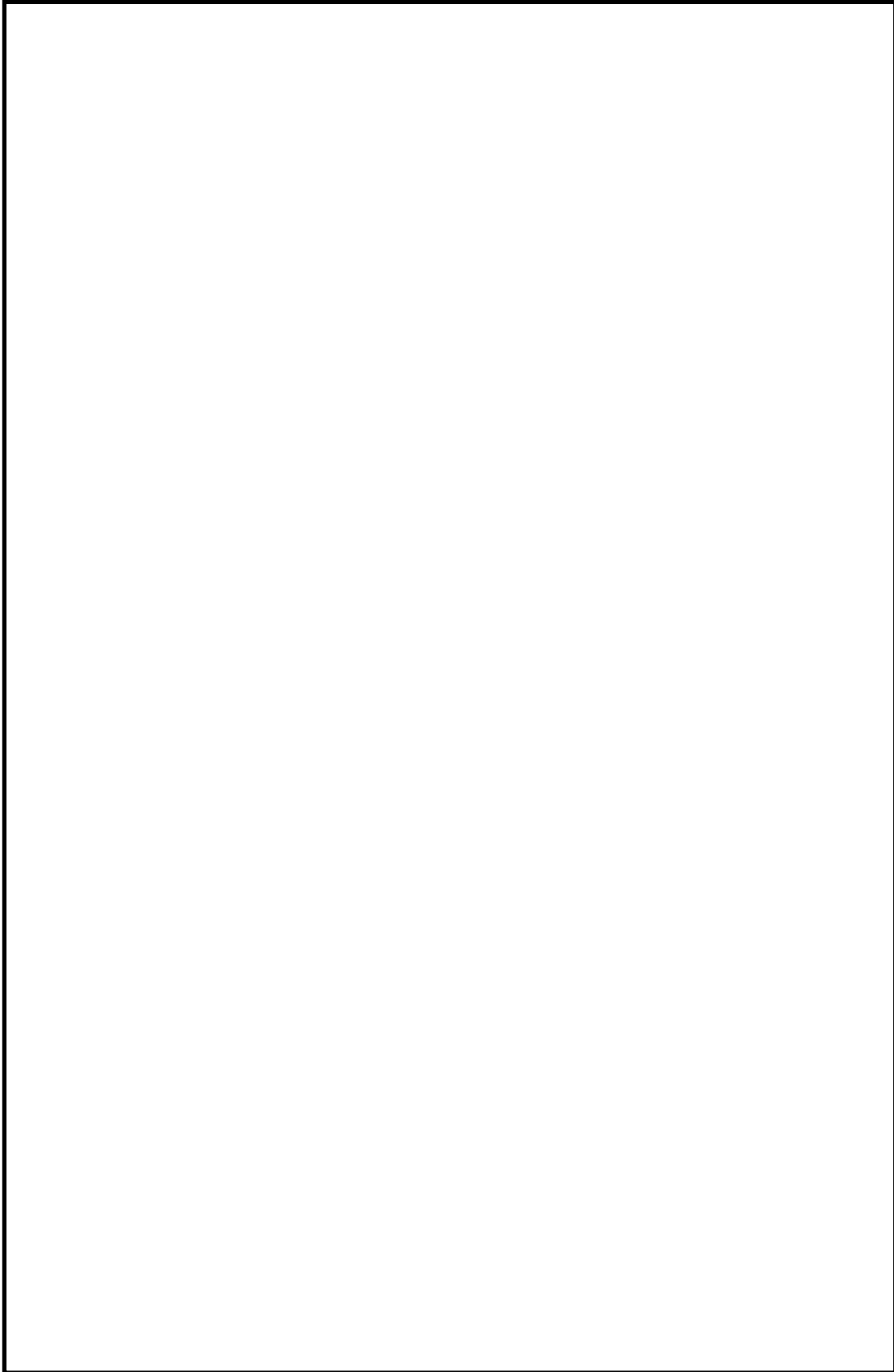


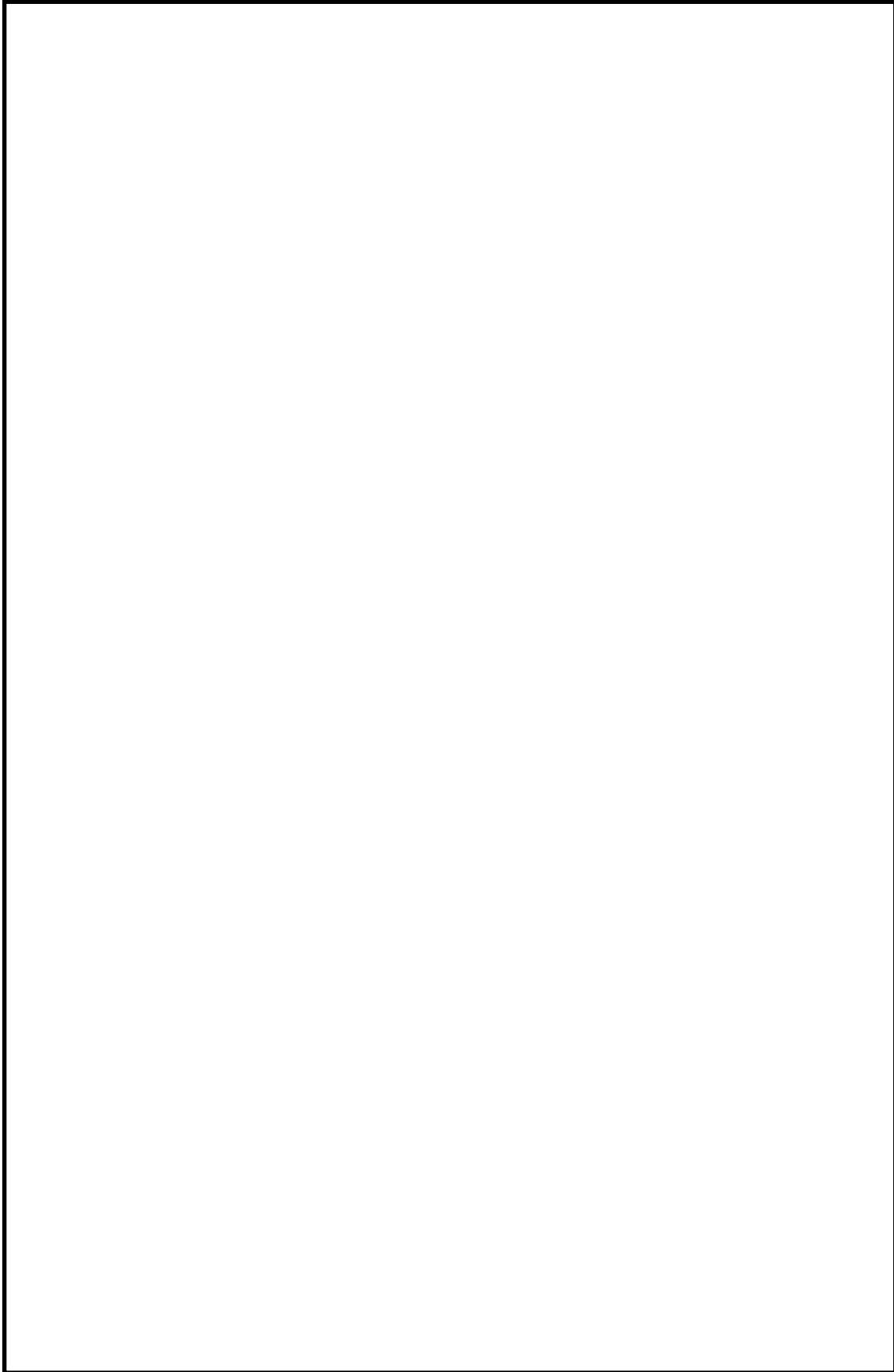


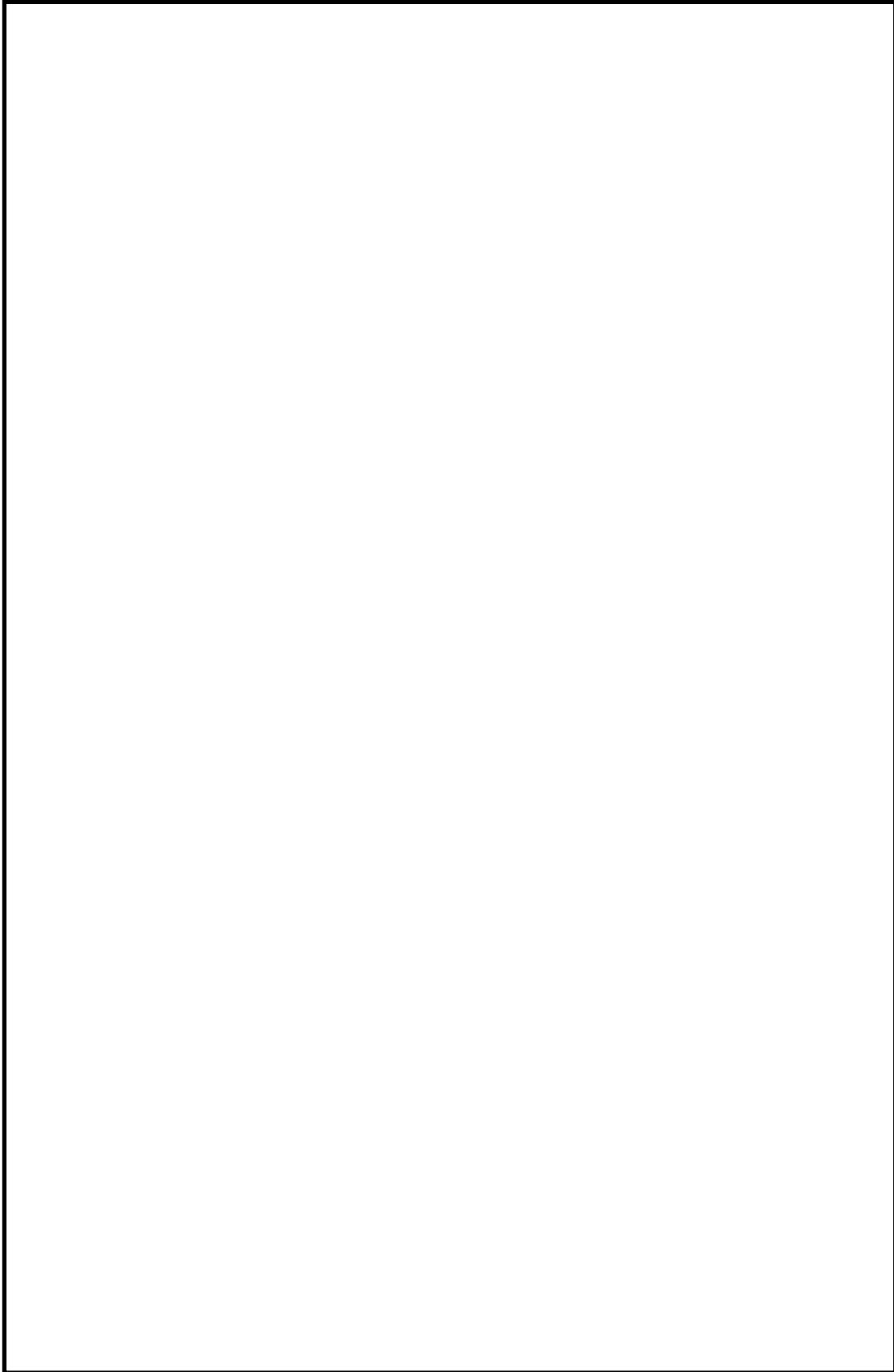


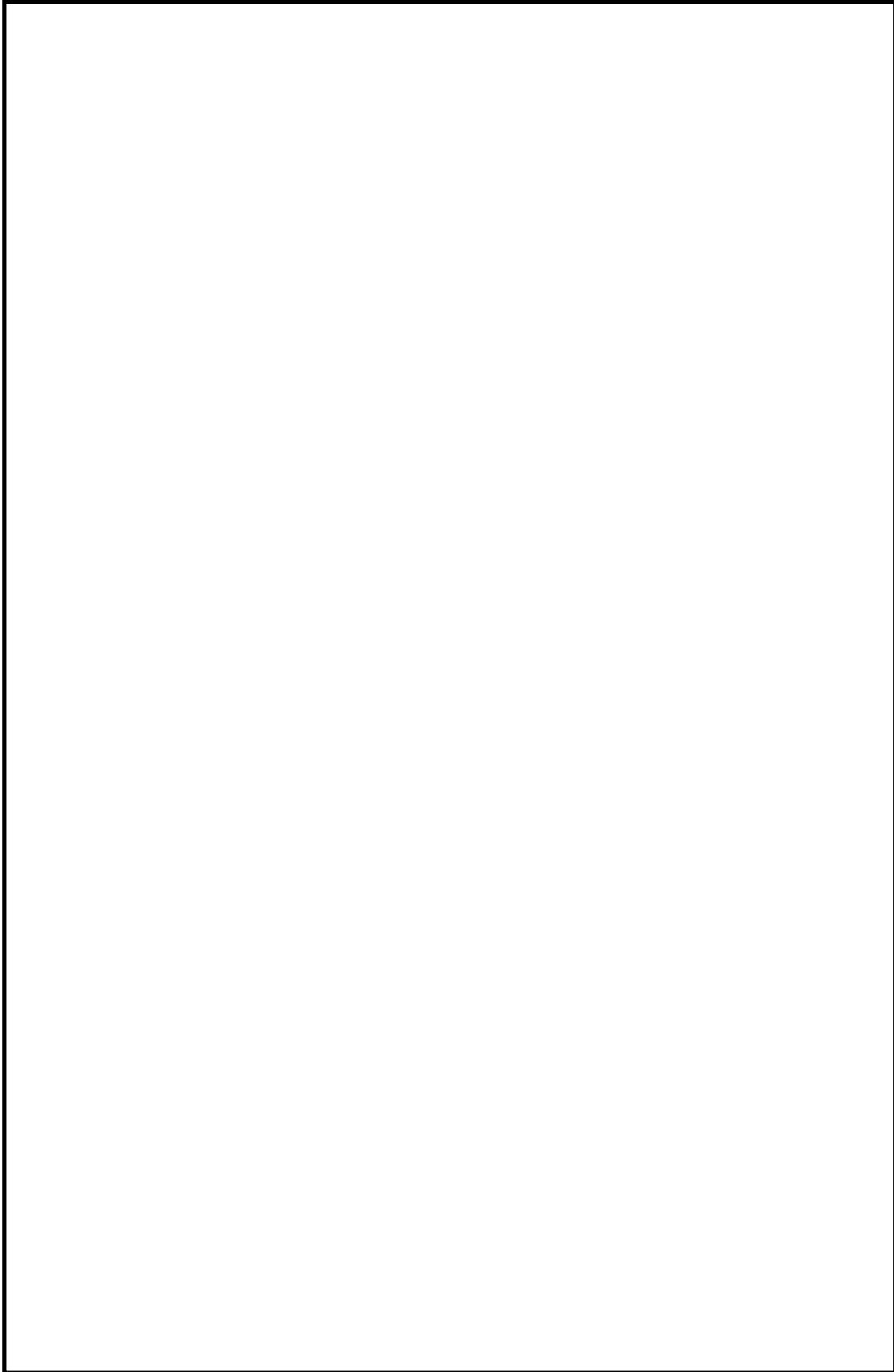


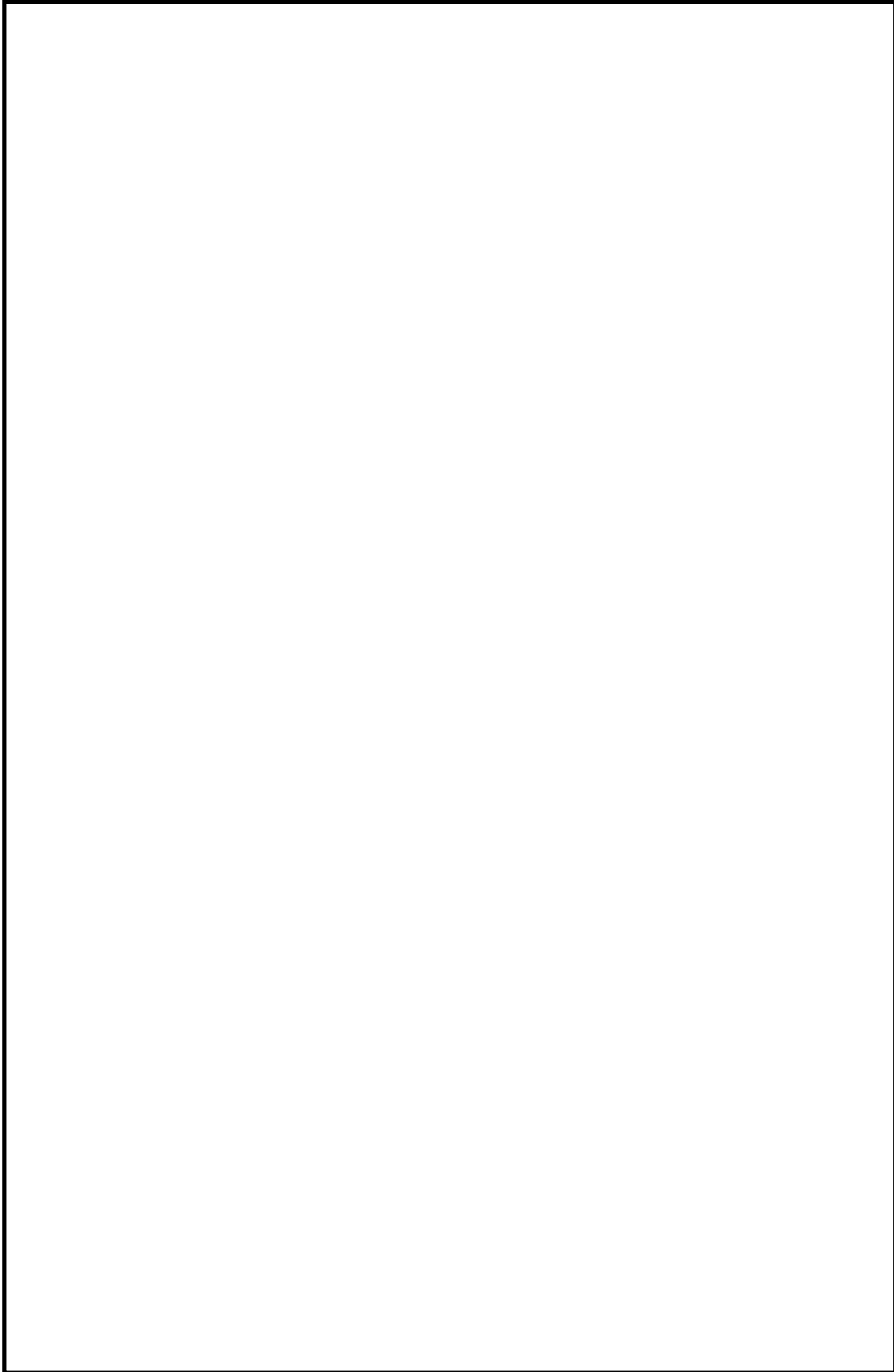


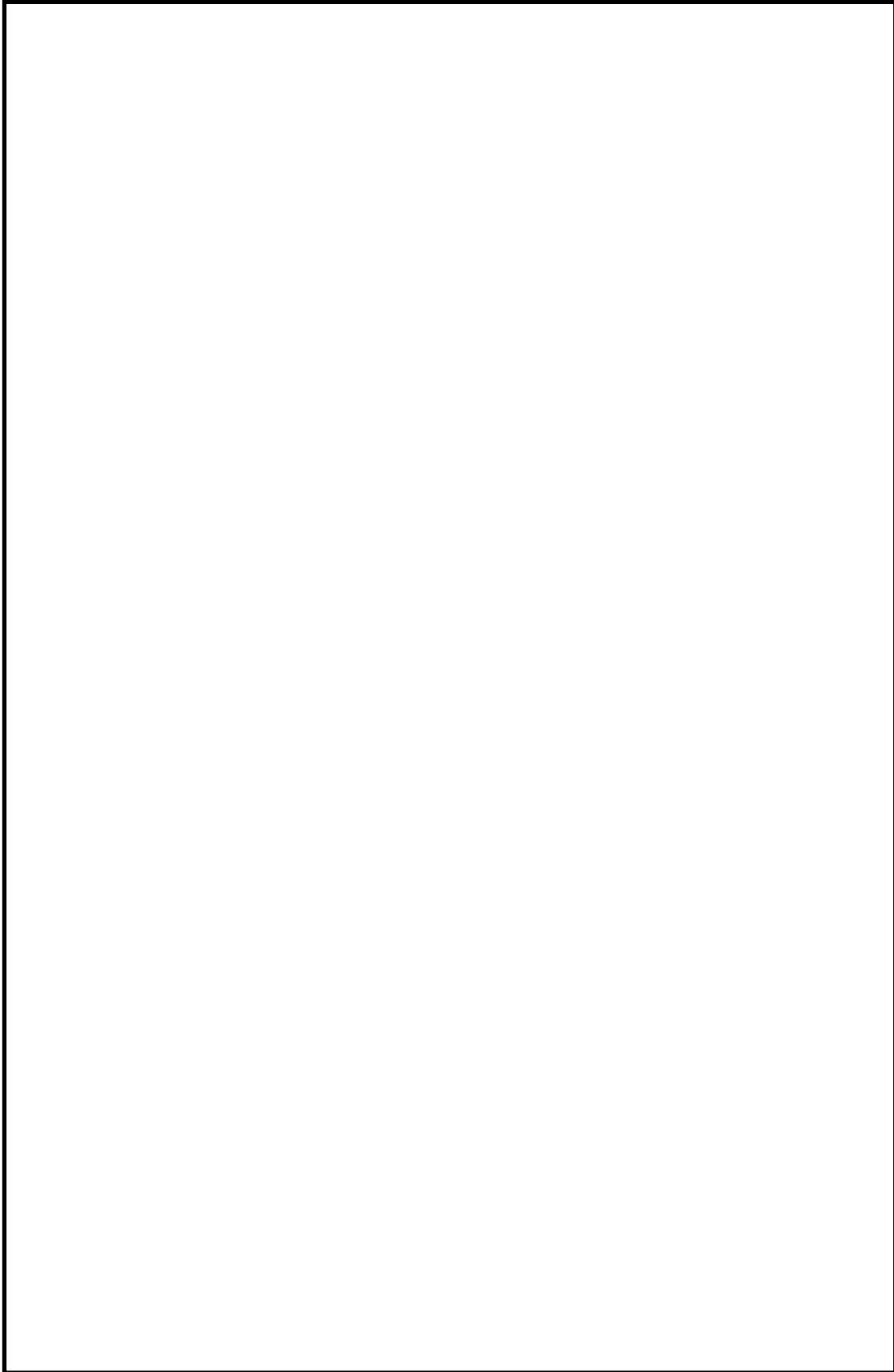


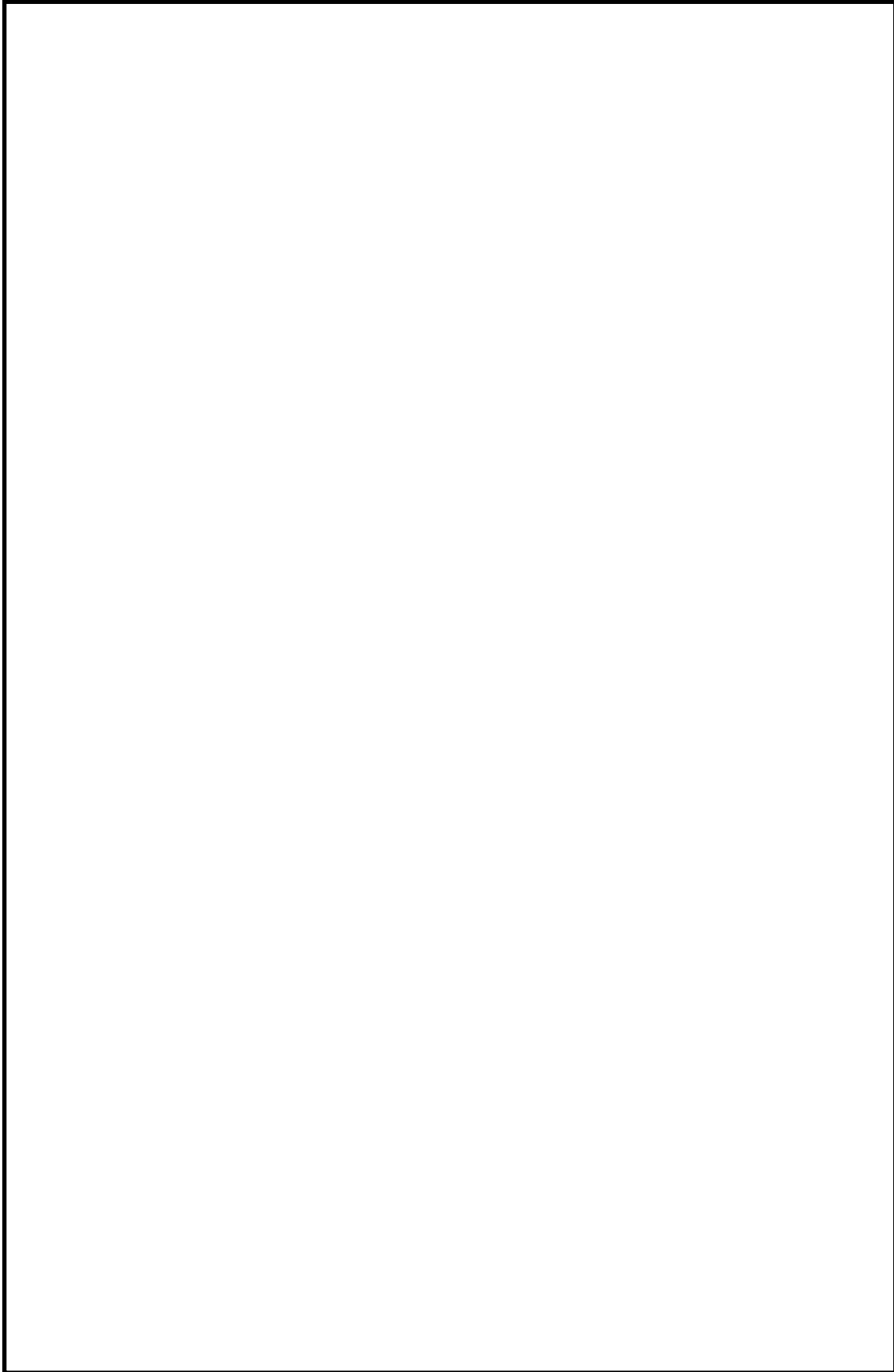


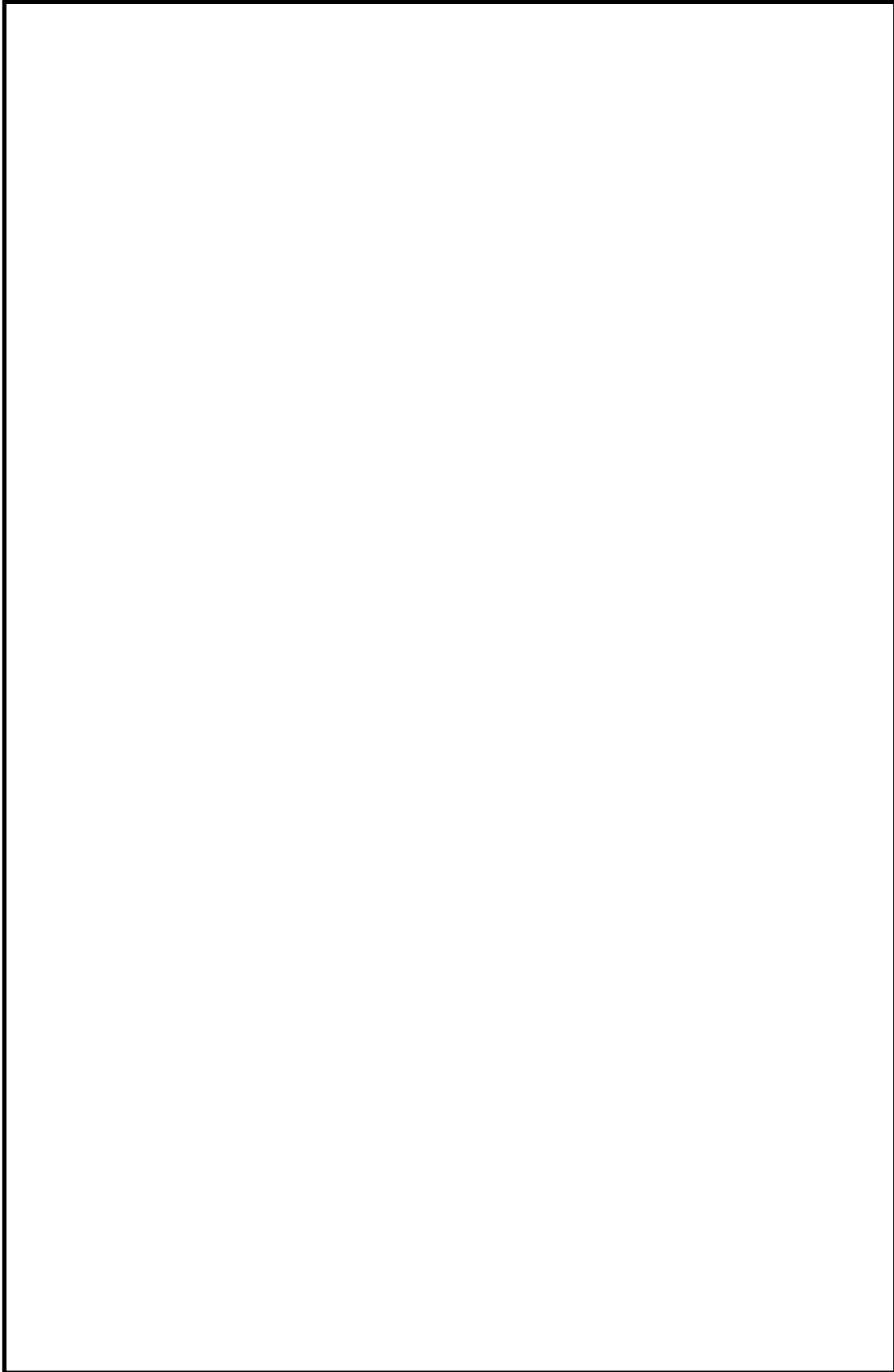


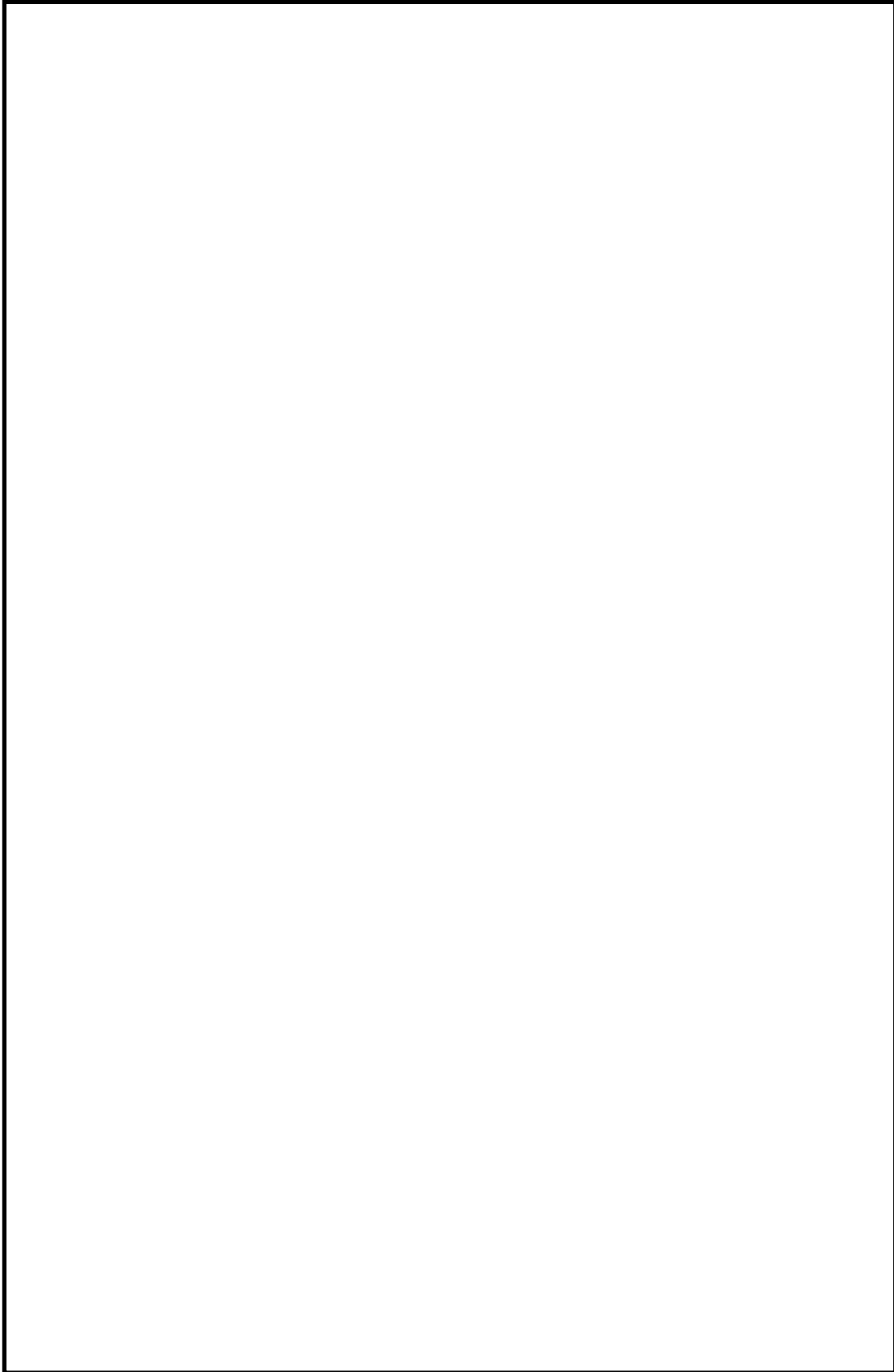


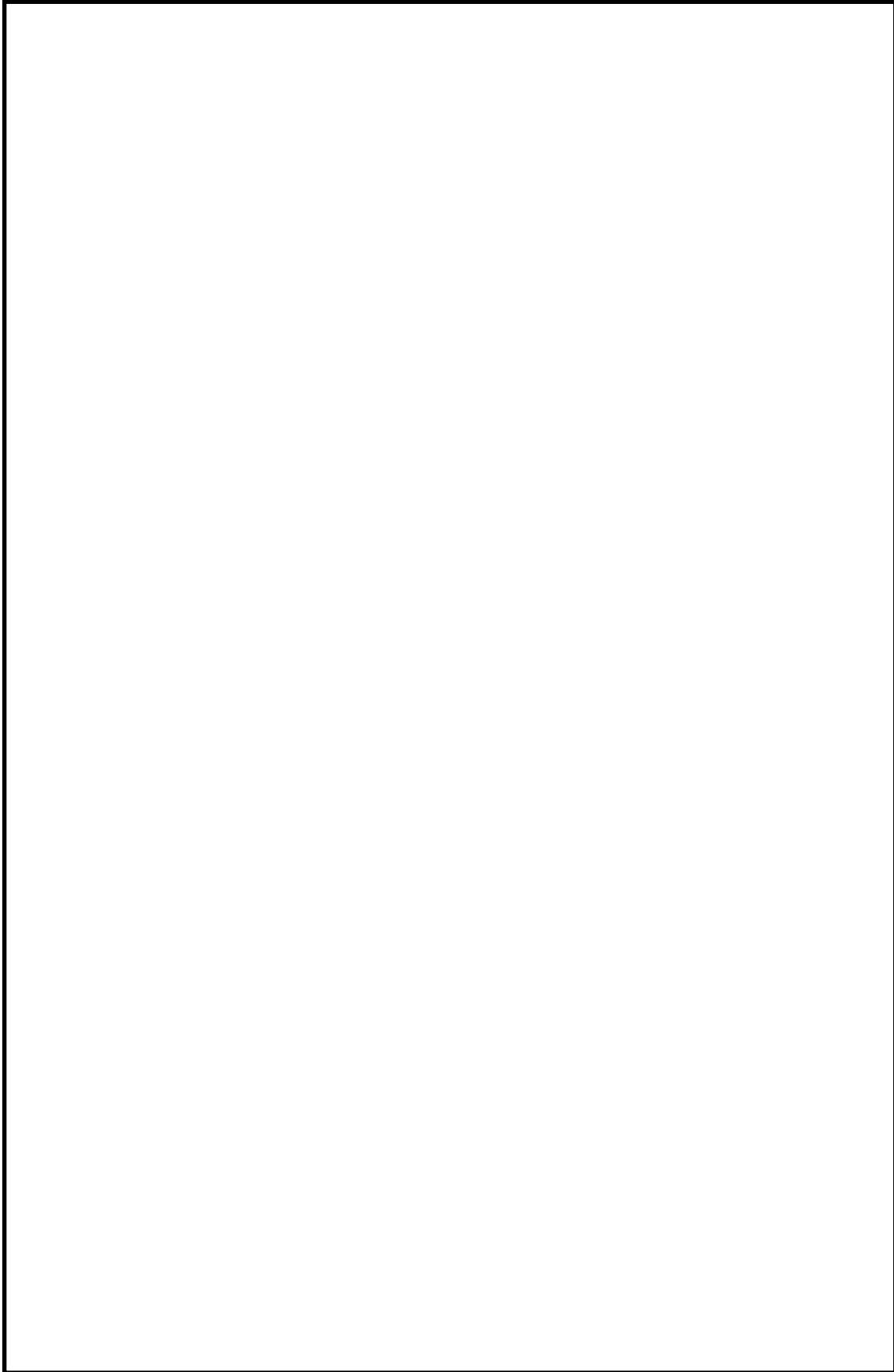


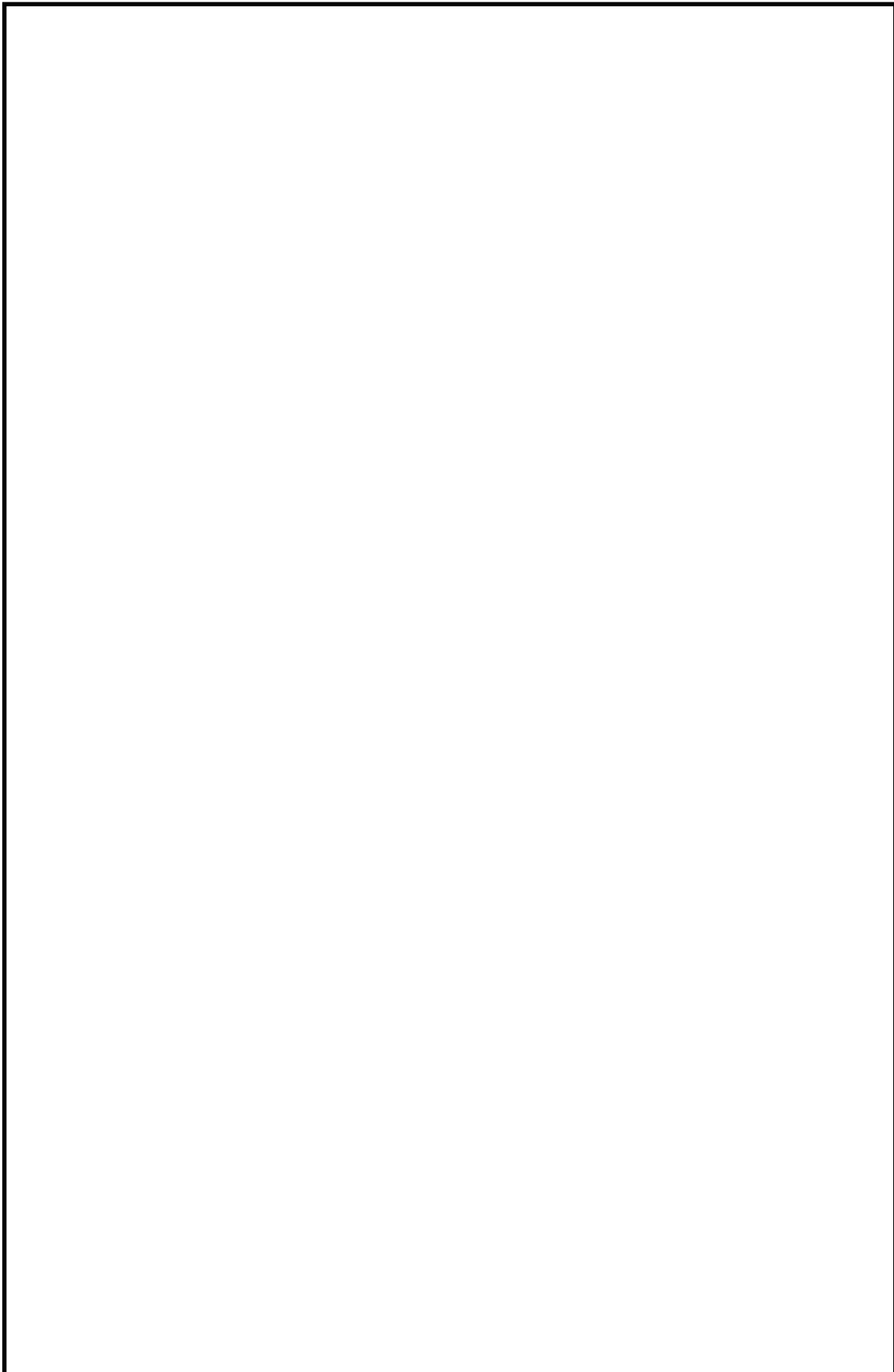


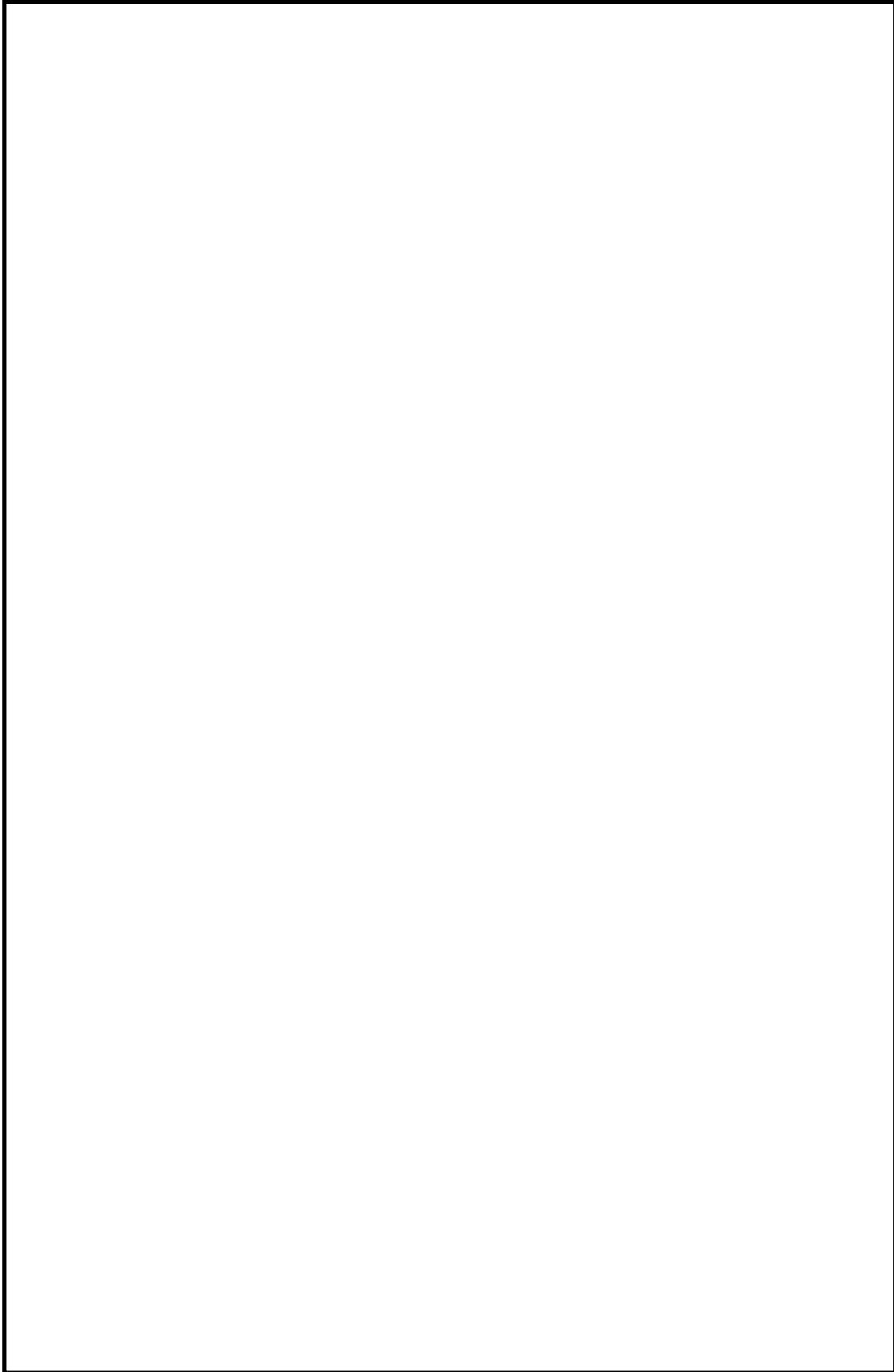


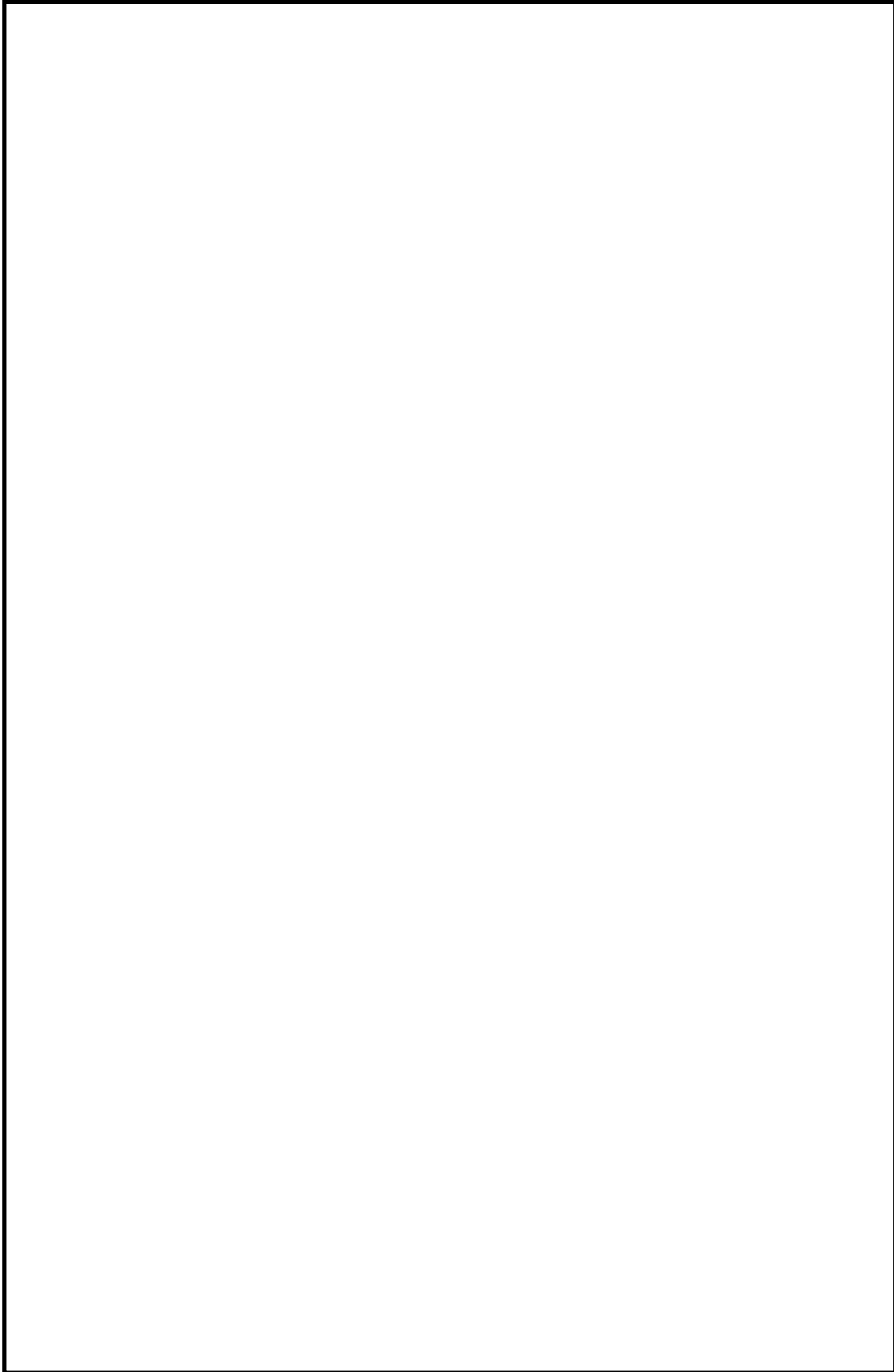


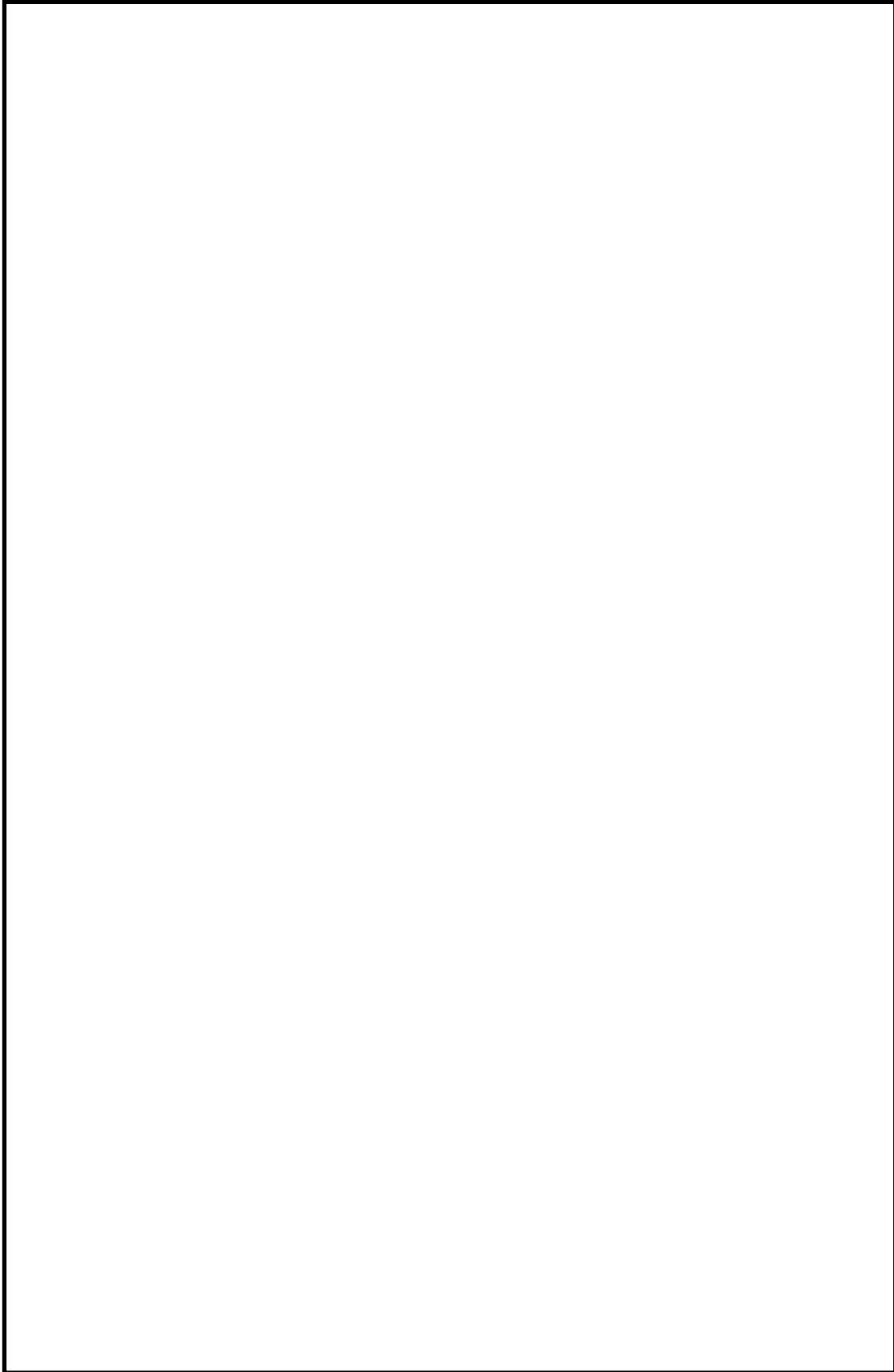


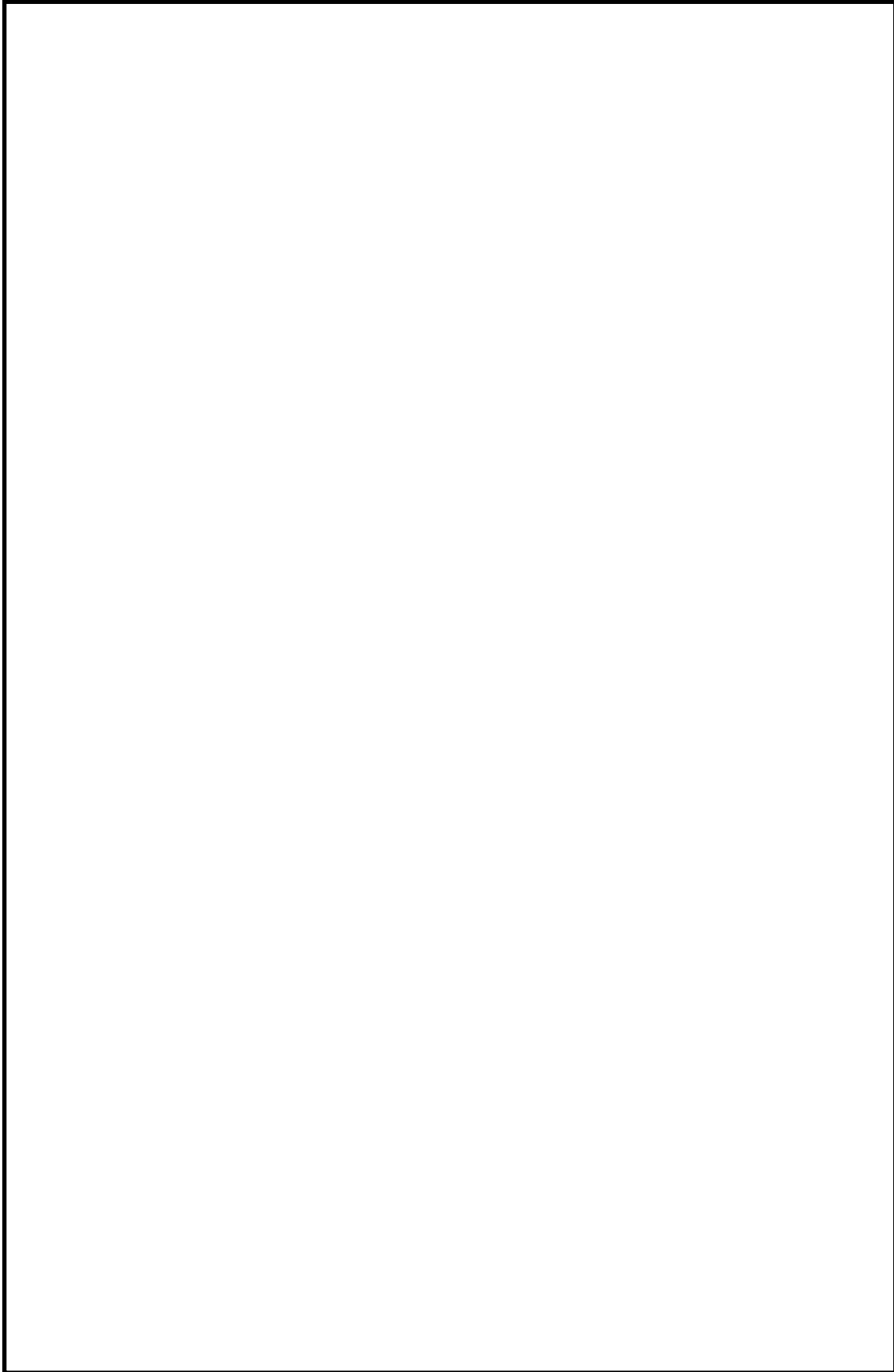


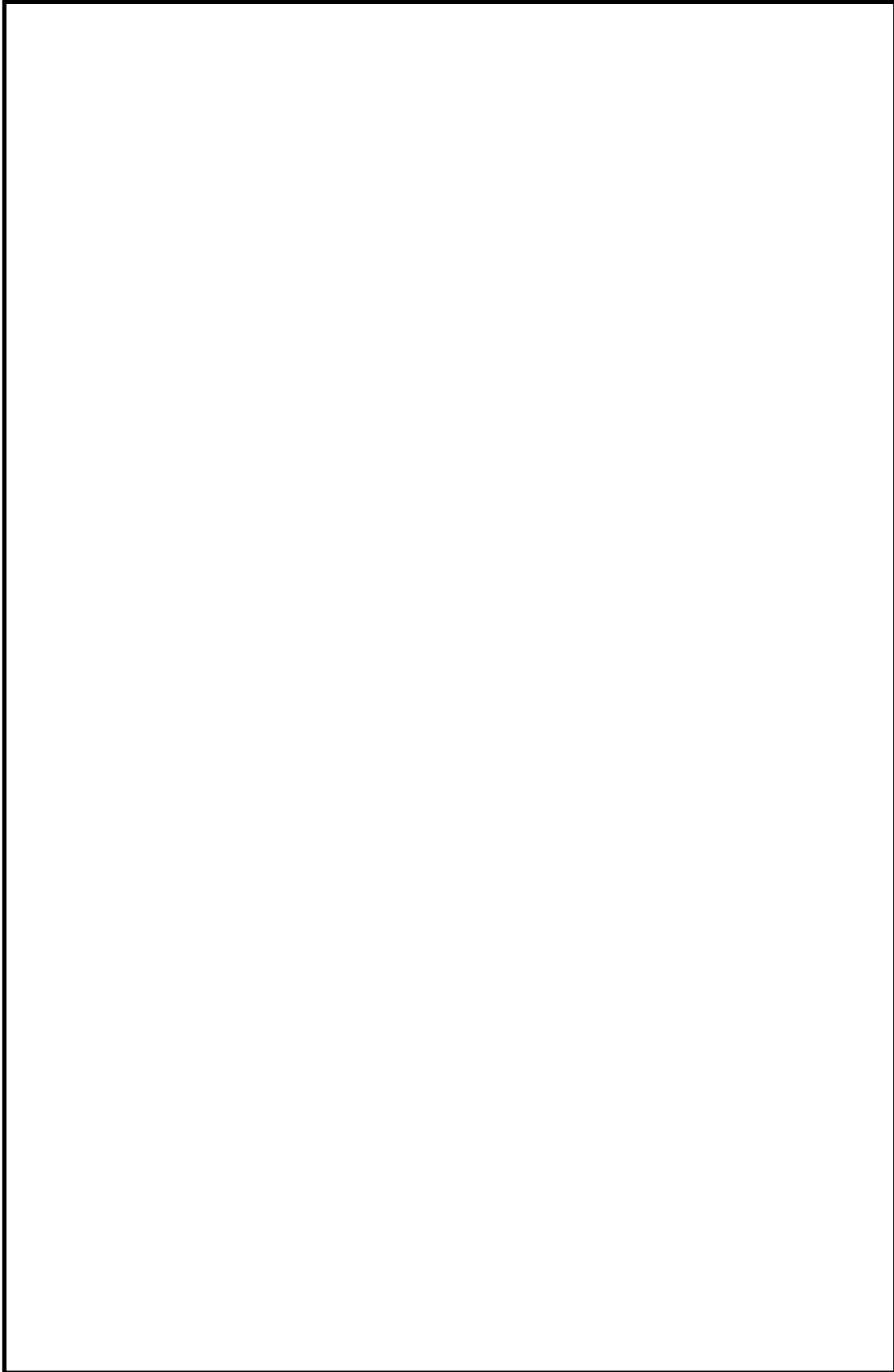


















52-1 SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		窒素供給装置, 窒素供給装置用電源車	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
	関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 容器, ホース, 内燃機関, 発電機	A, C, F, G, H	
	関連資料	52-4 系統図, 52-5 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	52-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	52-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉の外から水又は電源供給するものではない)	対象外	
		関連資料	52-7 接続図		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	52-3 配置図, 52-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	52-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料	本文			

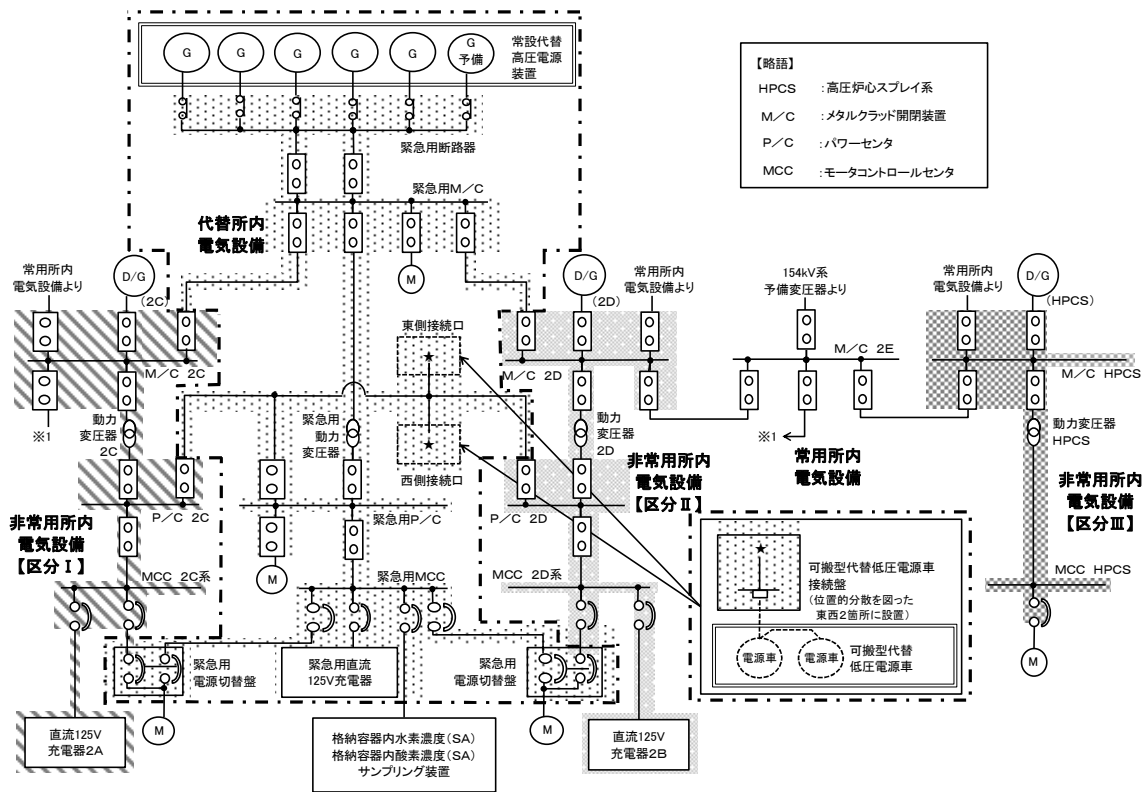
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器内水素濃度 (S A)		類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	52-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	52-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	52-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	—			

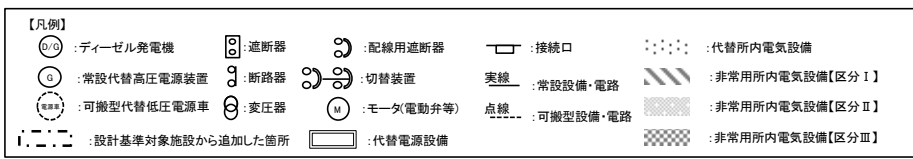
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器内酸素濃度 (SA)		類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	52-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	52-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	52-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	—			

52-2 単線結線図

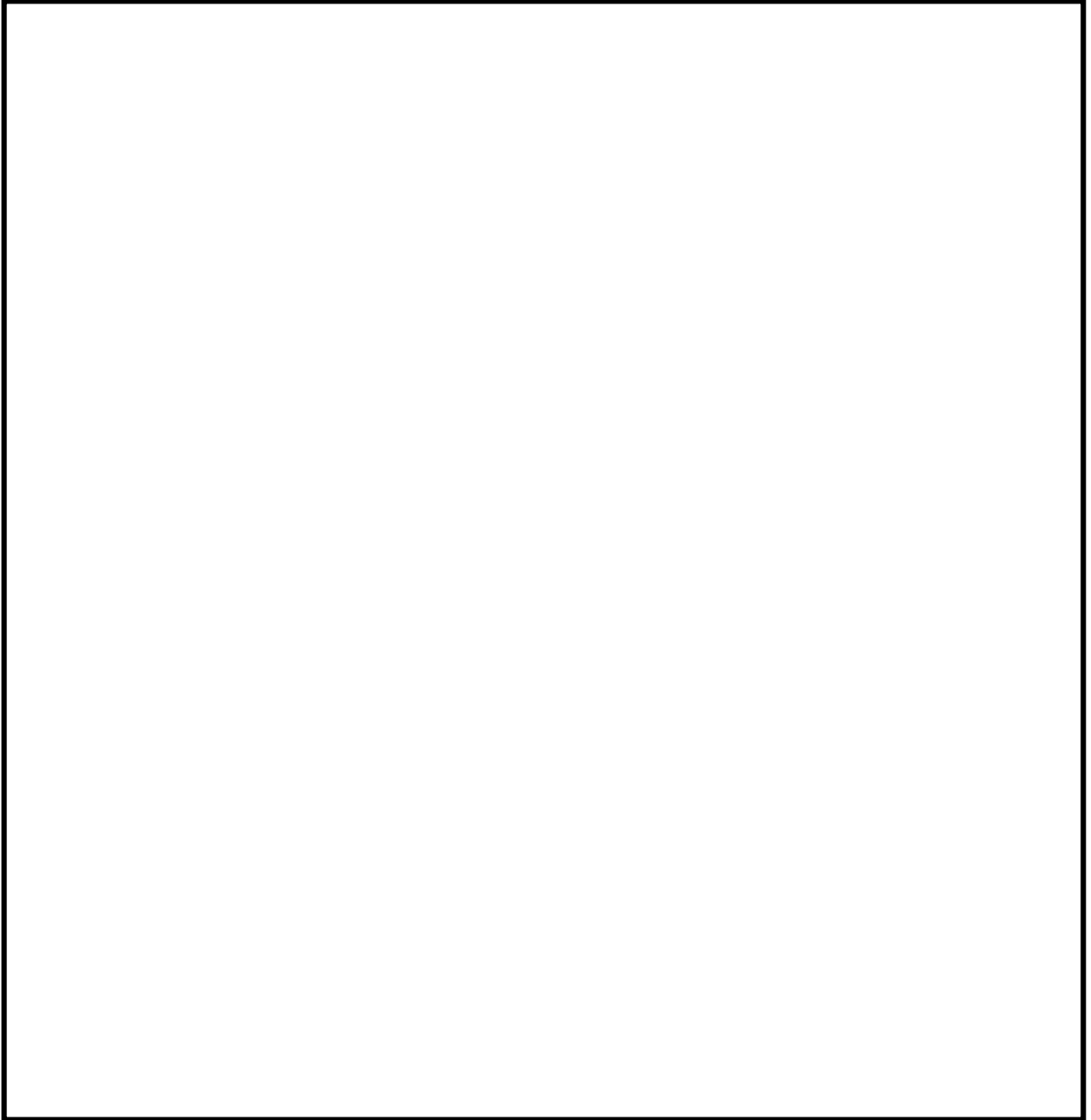


【略語】
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系
 M/C : メタルクラッド開閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モータコントロールセンタ

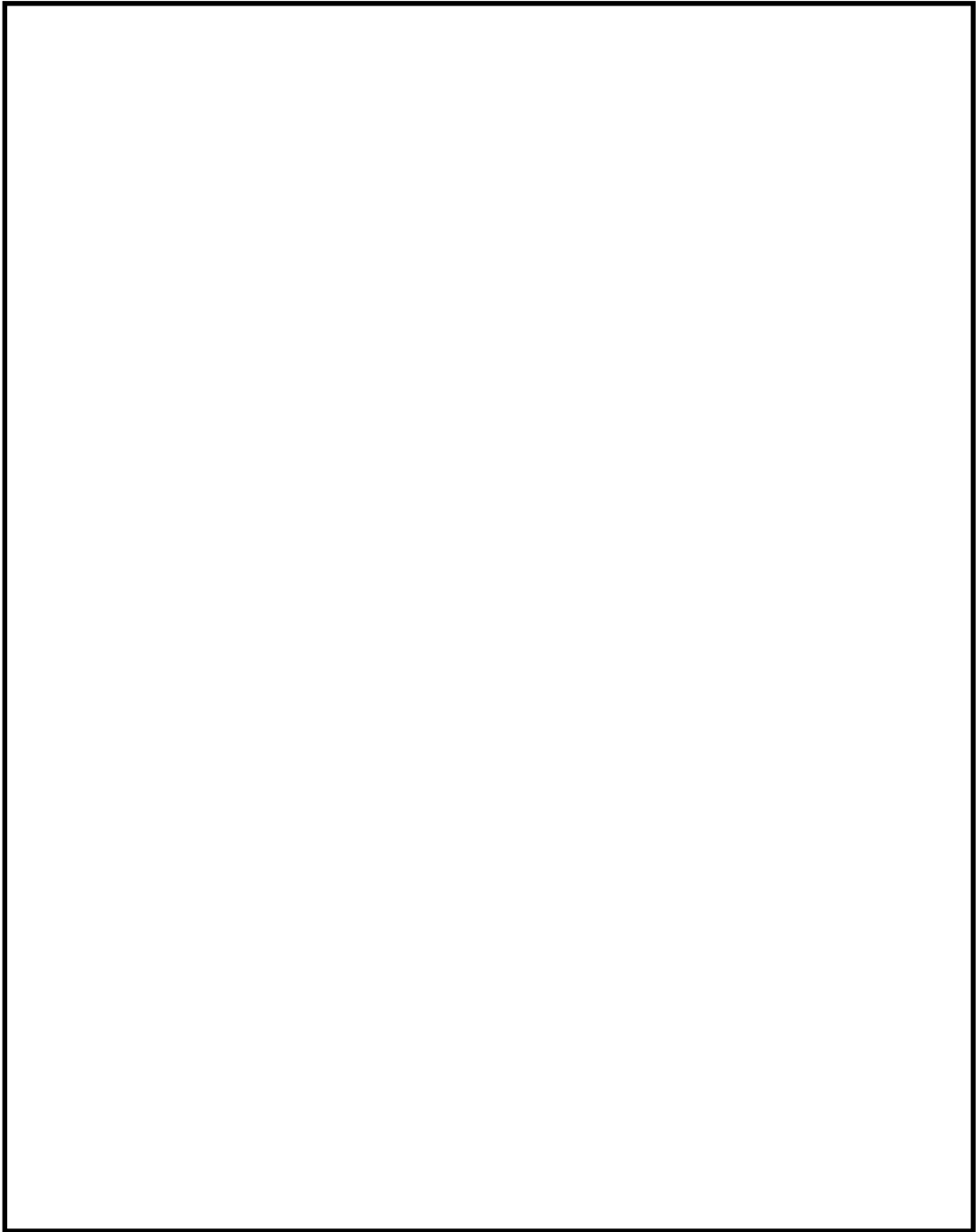


第 52-2-1 図 単線結線図

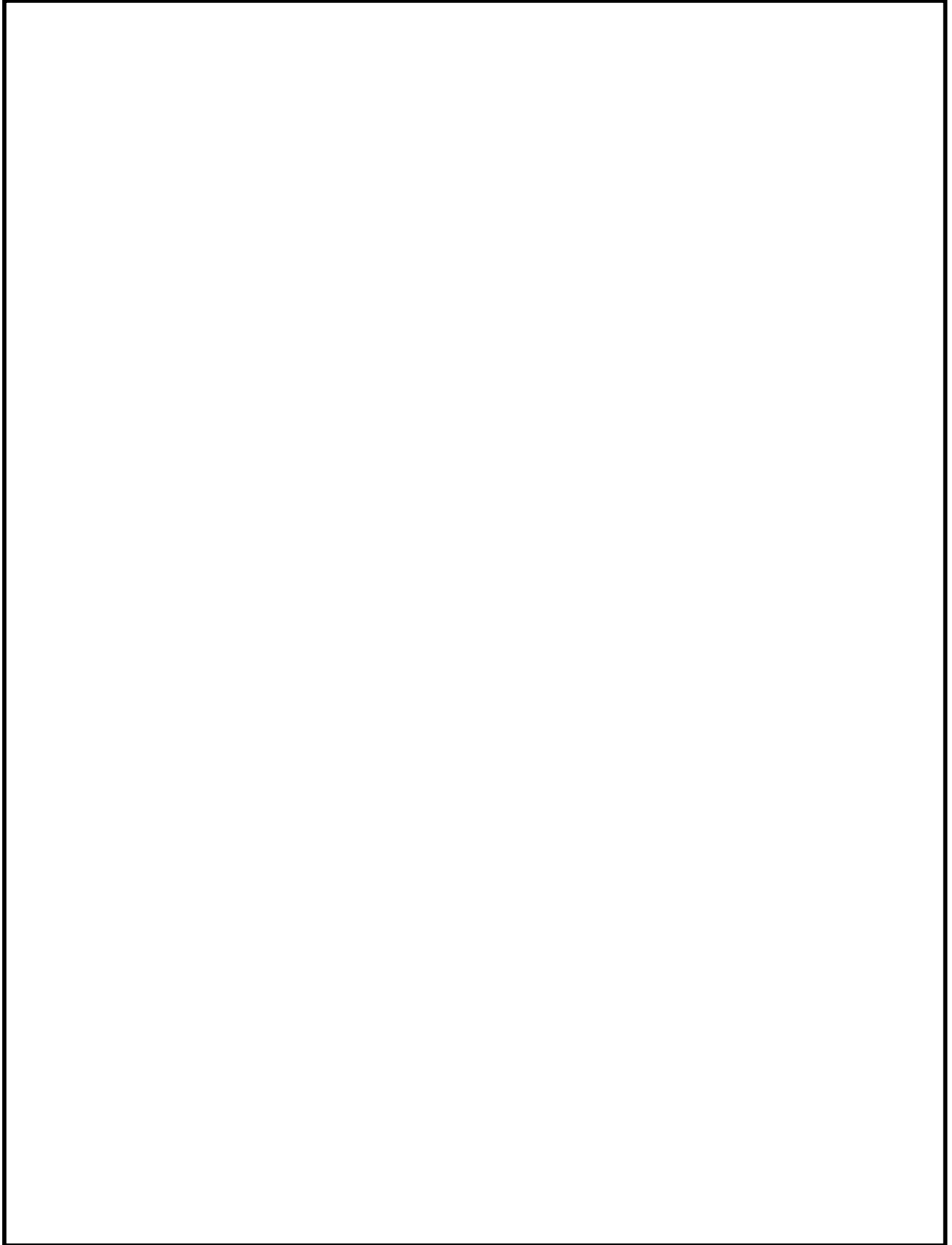
52-3 配置図



第 52-3-1 図 構内全体配置図

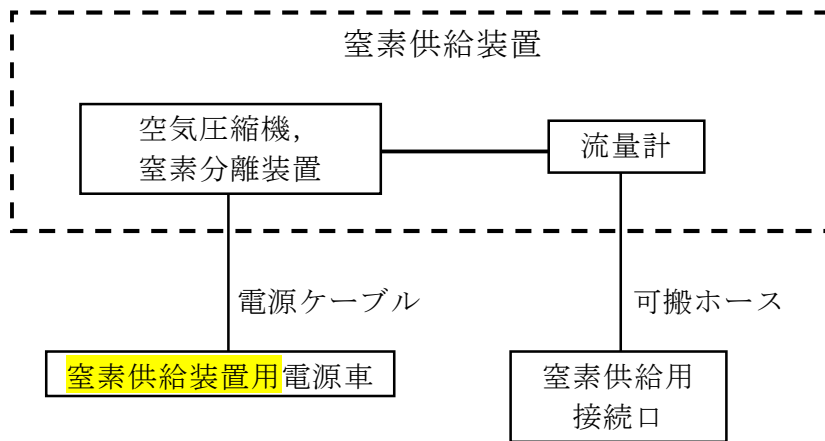
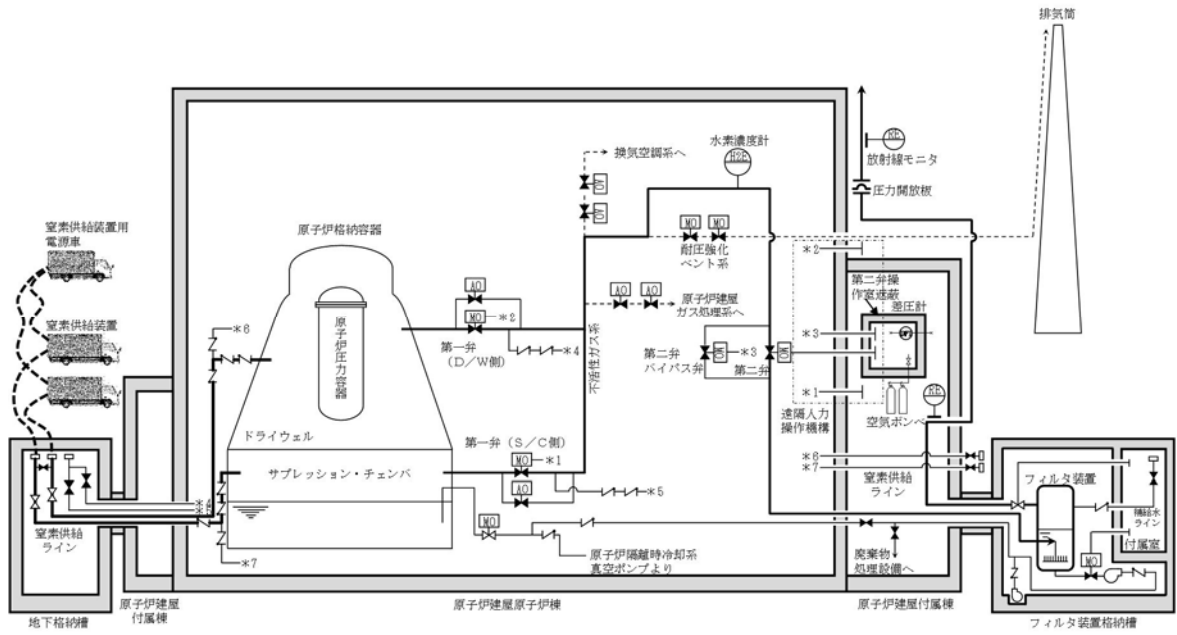


第 52-3-2 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)

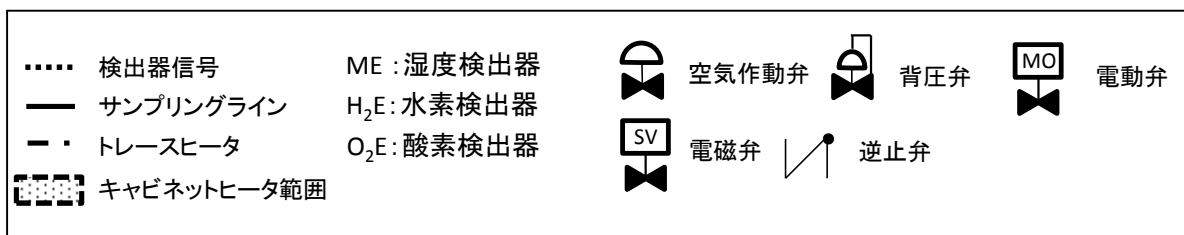
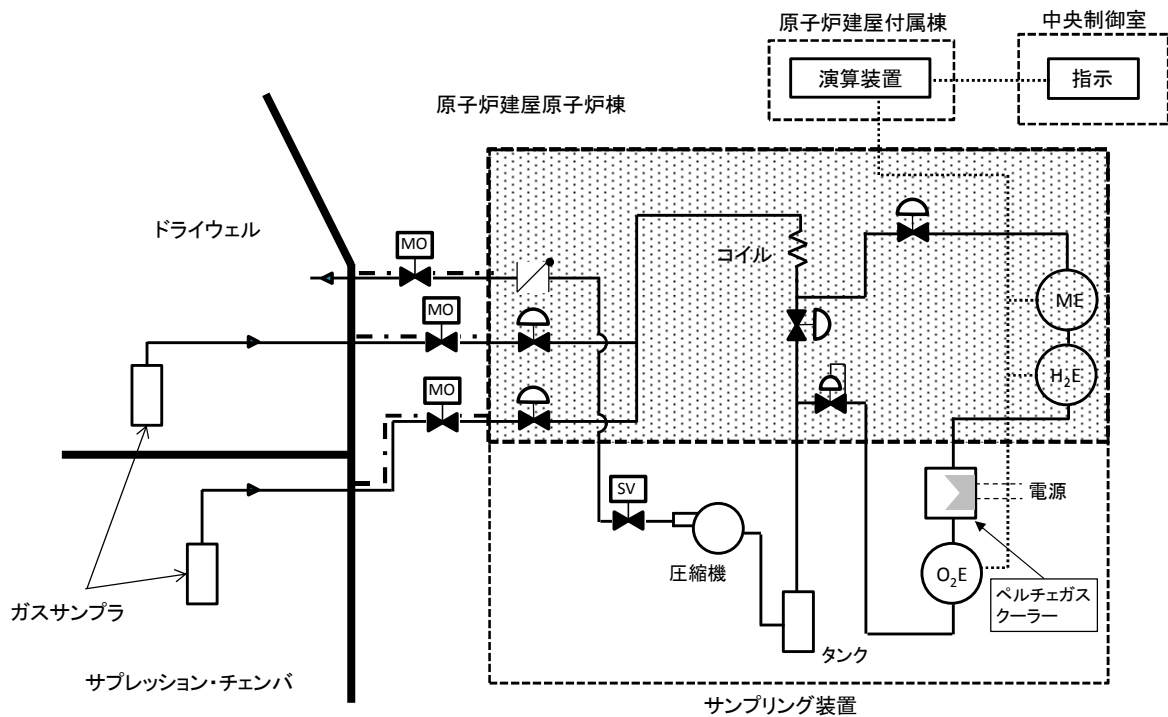


第 52-3-3 図 機器配置図 (原子炉建屋附属棟 3 階 (中央制御室))

52-4 系統図



第 52-4-1 図 可搬型窒素供給装置系統概要図

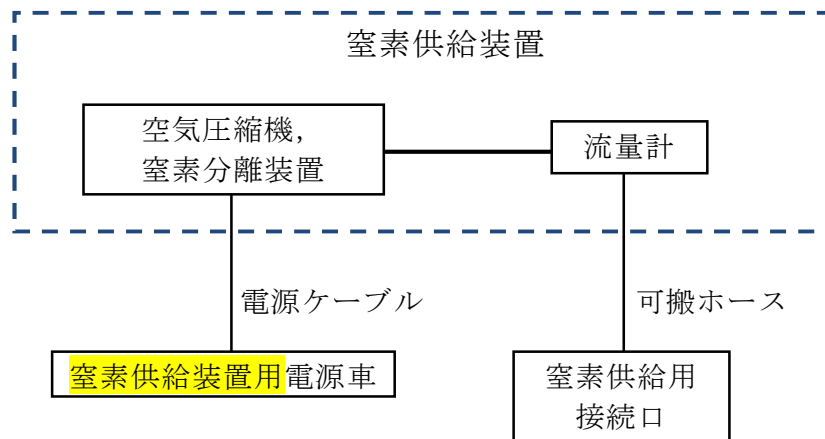


第 52-4-2 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の系統概要図

52-5 試驗檢查

第52-5-1表 可搬型窒素供給装置の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置及び窒素供給装置電源車の運転状態確認
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認
停止中	車両検査	車両の走行確認

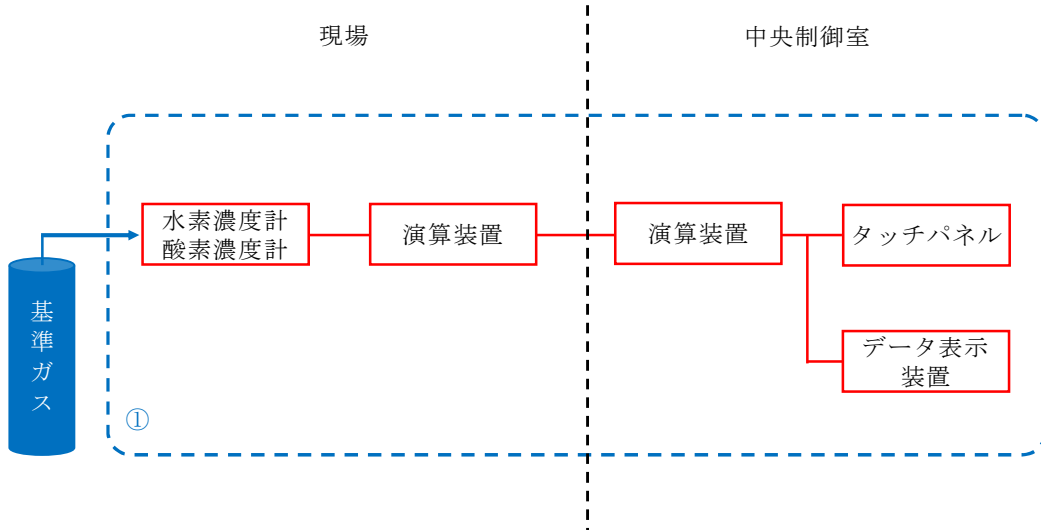


① 可搬型窒素供給装置の運転性能検査を実施

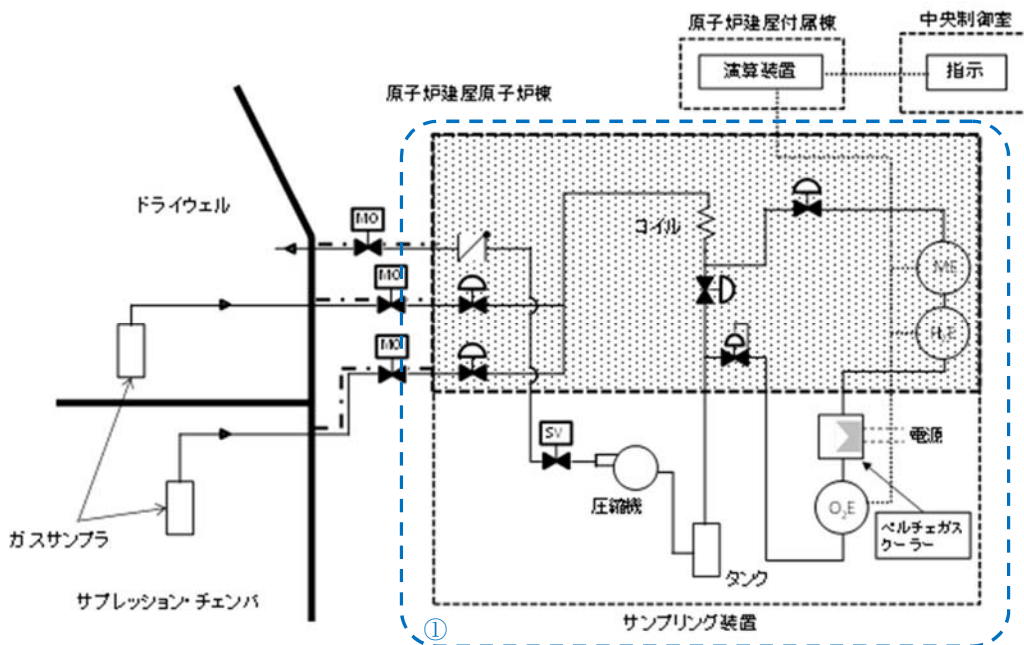
第52-5-1図 可搬型窒素供給装置の試験及び検査

第 52-5-2 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正



① 模擬入力（基準ガス）による検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施（点検・検査）



① サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

第 52-5-2 図 計装設備の試験及び検査

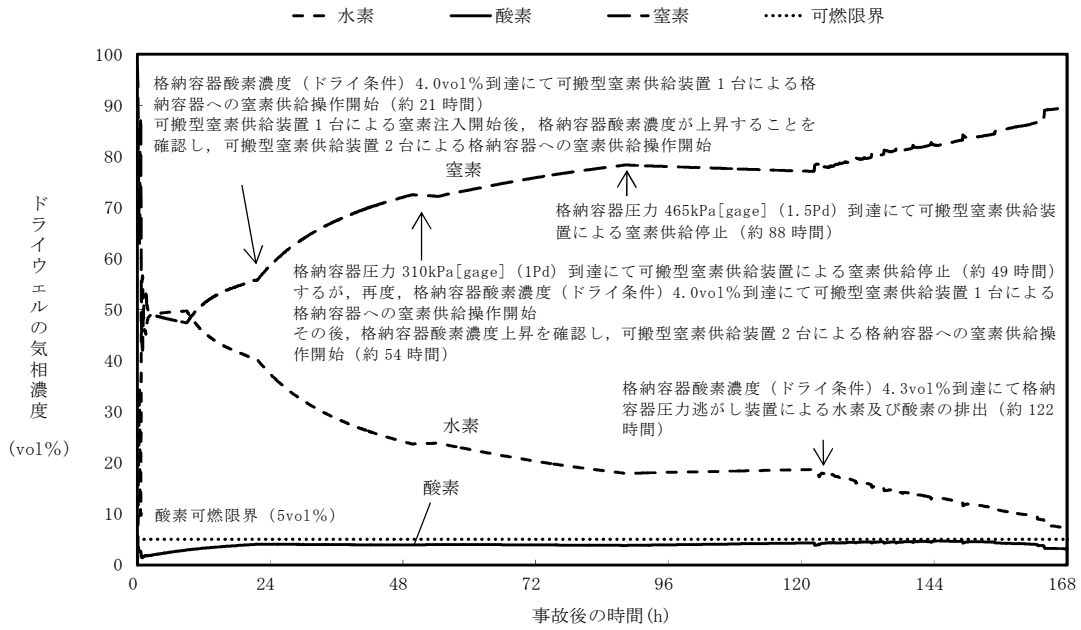
52-6 容量設定根拠

名称		窒素供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	400
窒素純度	vol%	99.0 以上
窒素供給圧力	kPa	500

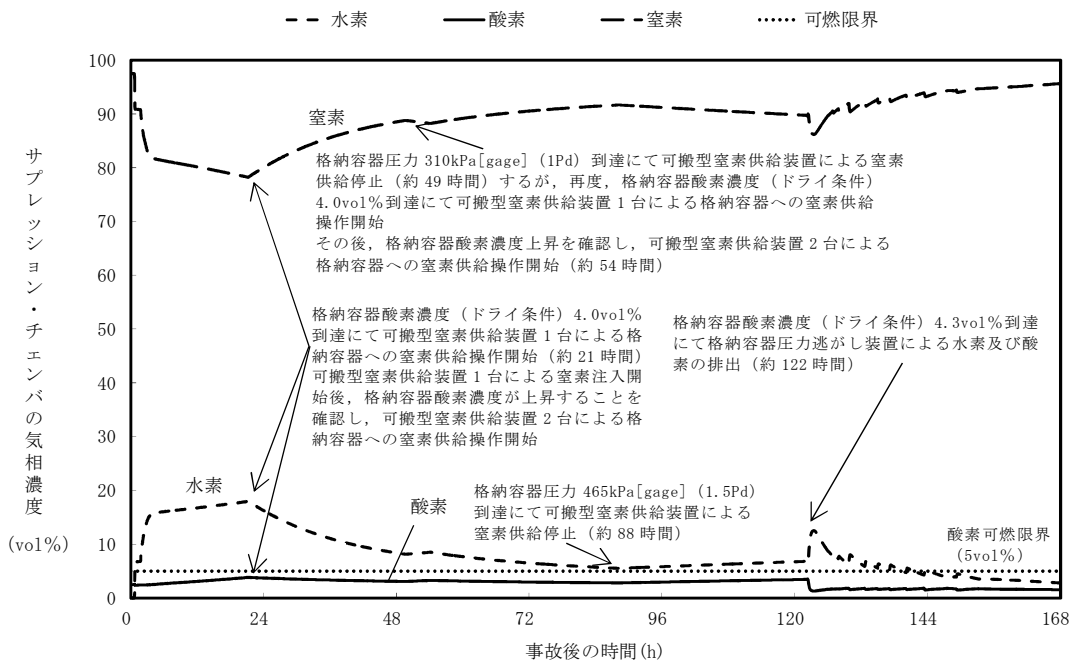
(1) 窒素供給量及び純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達した時点で格納容器への窒素供給を実施することとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 52-6-1 図、第 52-6-2 図に示す。事象発生約 21 時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達すれば、格納容器への窒素供給を開始し最大 400Nm³/h にて窒素供給を実施する。また、事象発生約 122 時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件において 4.3vol% に到達すれば、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol% に到達することはない。



第 52-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

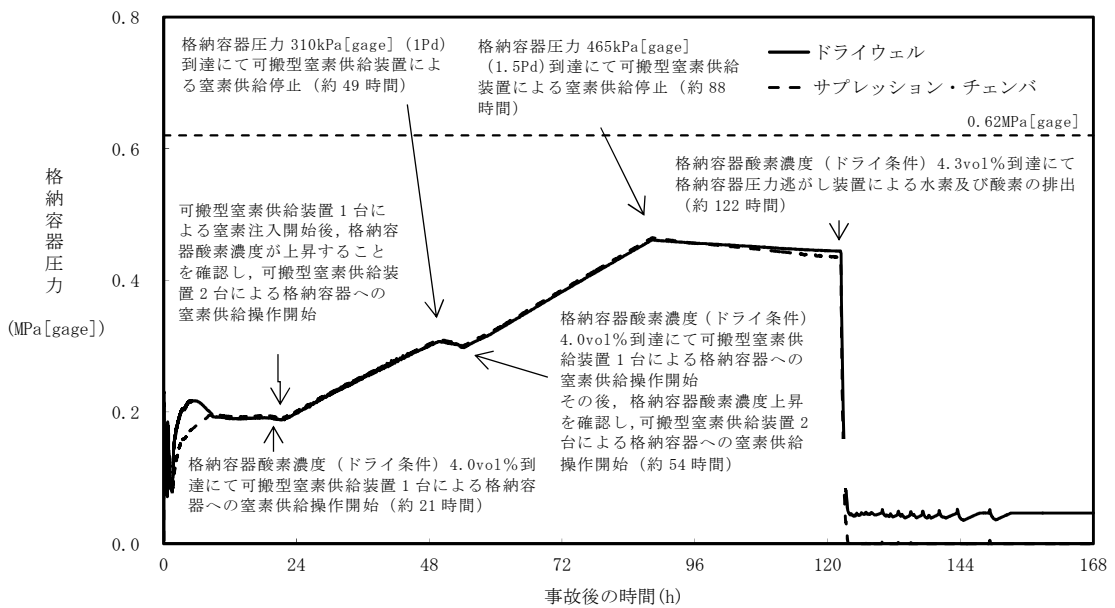


第 52-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、500kPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故時においても格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移を第52-6-3図に示す。事象発生約21時間後から格納容器への窒素注入を実施するが、格納容器への窒素注入は格納容器圧力が465kPa[gage]到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。



第 52-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移

1. 格納容器内水素濃度（S A）

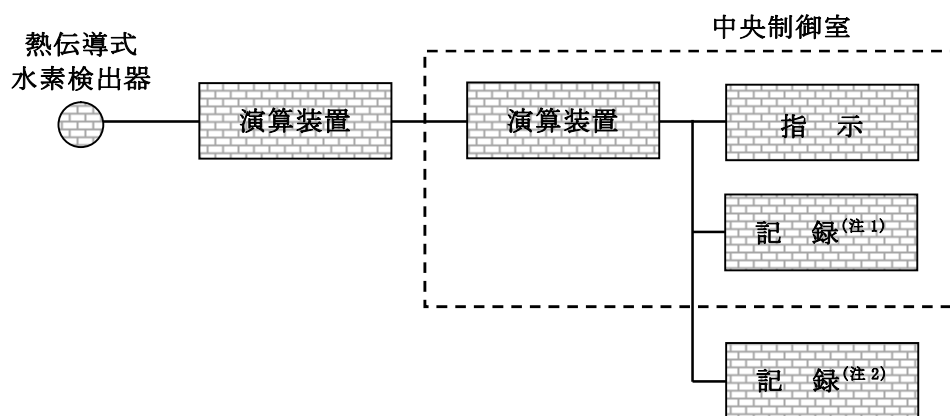
(1) 設置目的

格納容器内水素濃度（S A）は、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水素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

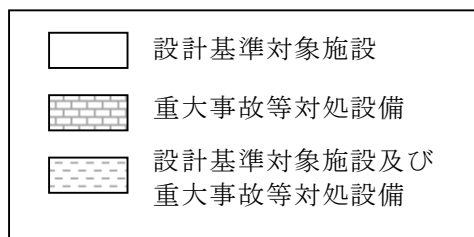
格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。

（第 52-6-4 図「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-4 図 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（S A）の仕様を第 52-6-1 表に、計測範囲を第 52-6-2 表に示す。

第 52-6-1 表 格納容器内水素濃度（S A）の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度（S A）	熱伝導式	0~100vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟 3 階

第 52-6-2 表 格納容器内水素濃度（S A）の計測範囲

名 称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時（運転 時の異常な 過渡変化時 を含む）	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 水素濃度 （S A）	0~100vol%	—	3.3vol% 以下	— ^{※2}	56.6vol%	炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある 範囲を計測可能な範囲 とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：炉心損傷前の水素濃度については、炉心損傷後に包絡されるため、評価対象外とした。

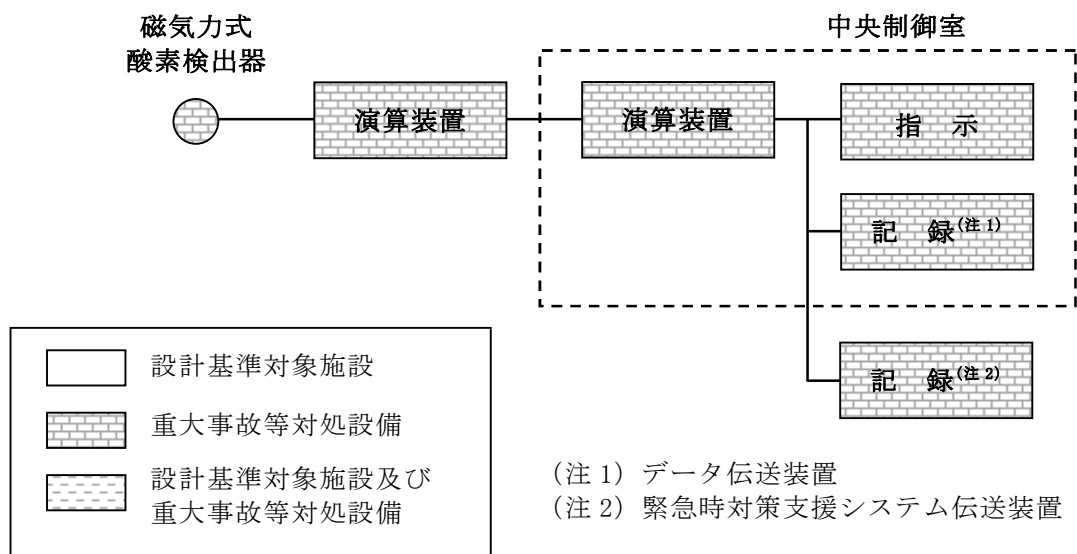
2. 格納容器内酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷時には、ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は事象初期から 13vol% を大きく上回るため、格納容器内での水素燃焼及び爆轟を防止する観点からは、酸素濃度を可燃限界濃度である 5vol% 未満に管理することが重要である。そのため、格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内酸素濃度（S A）は、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（S A）の検出信号は、磁気力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、格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。（第 52-6-5 図「格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



第 52-6-5 図 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度（S A）の仕様を第 52-6-3 表に、計測範囲を第 52-6-4 表に示す。

第 52-6-3 表 格納容器内酸素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度（S A）	磁気力式	0～25vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟 3 階

第 52-6-4 表 格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

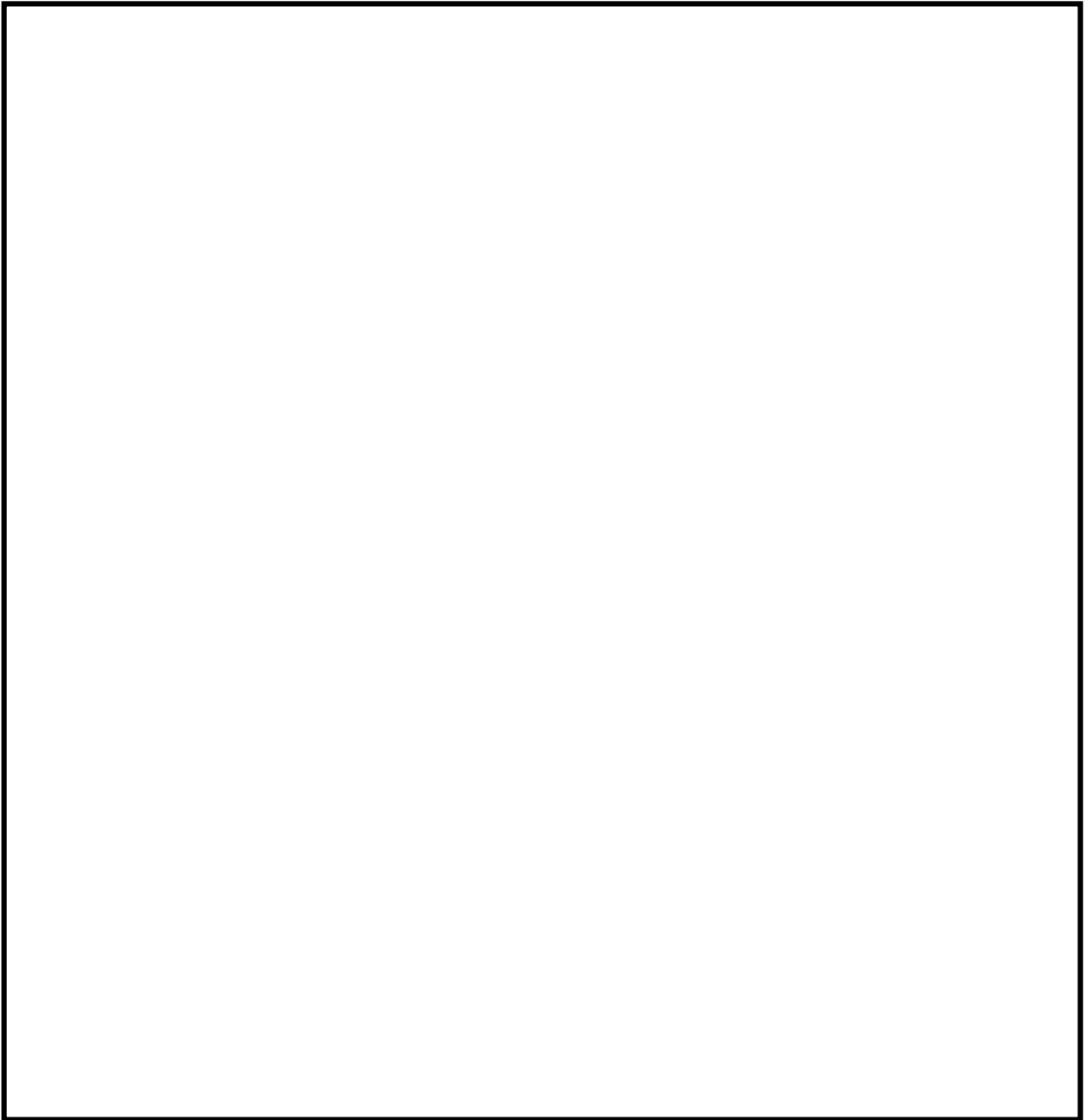
名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時（運転 時の異常な 過渡変化時 を含む）	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 酸素濃度 （S A）	0～25vol%	2.5vol% 以下	4.4vol%以 下 ^{※2}	2.5vol% 以下	4.3vol% 以下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

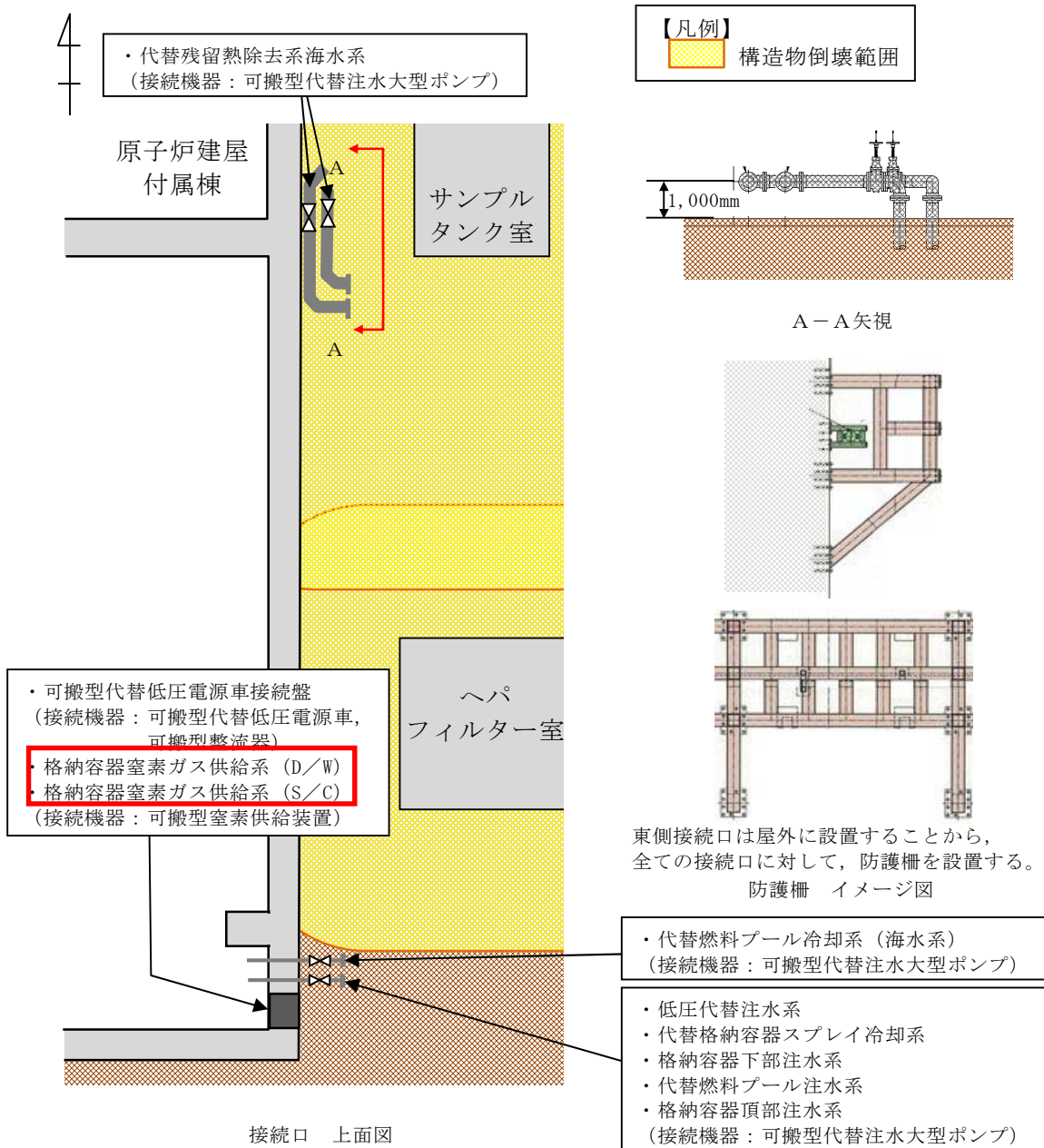
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：初期酸素濃度 4.0vol%にて評価した結果。

52-7 接続図



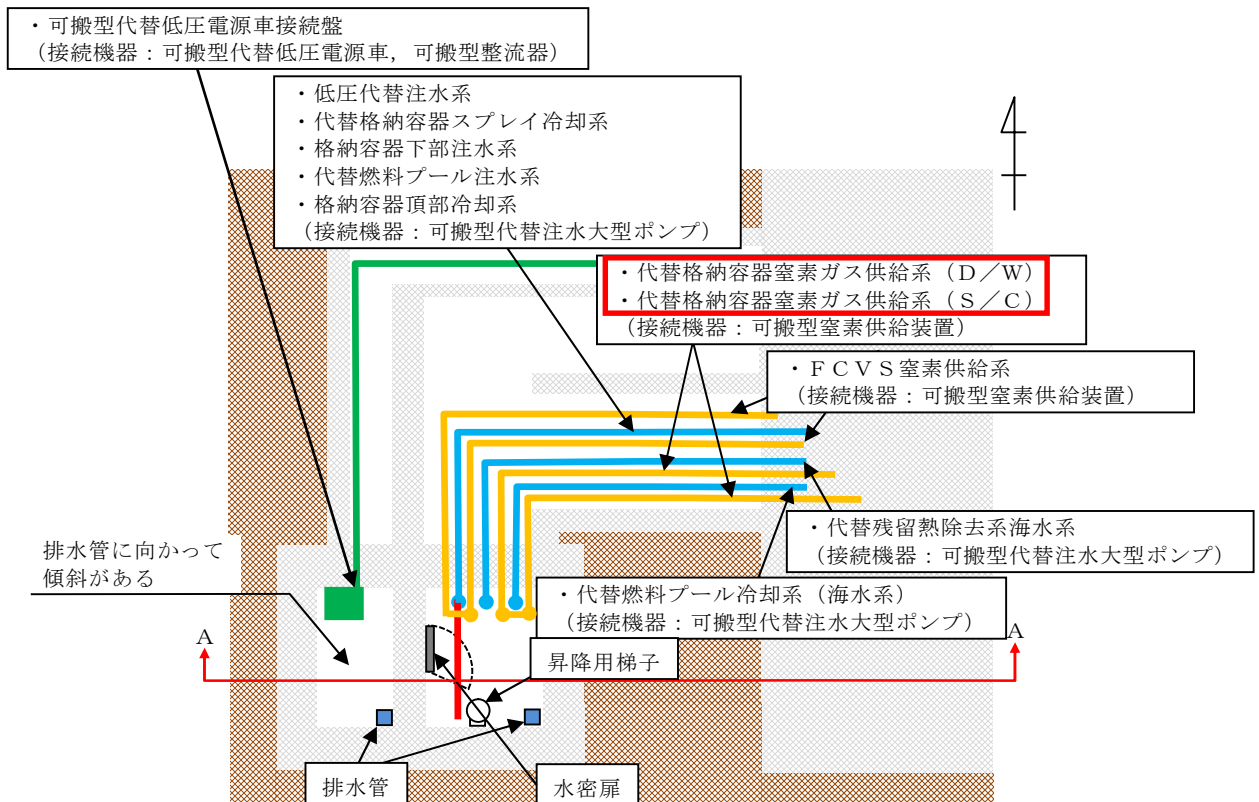
第 52-7-1 図 可搬型窒素供給装置接続図



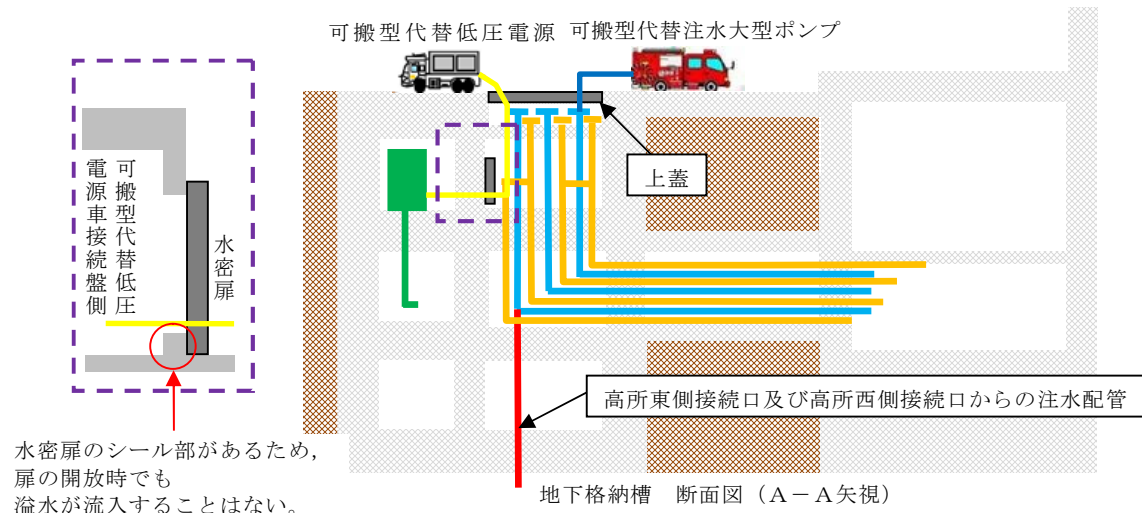
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

: 第 52 条に係る接続口を示す。

第52-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図



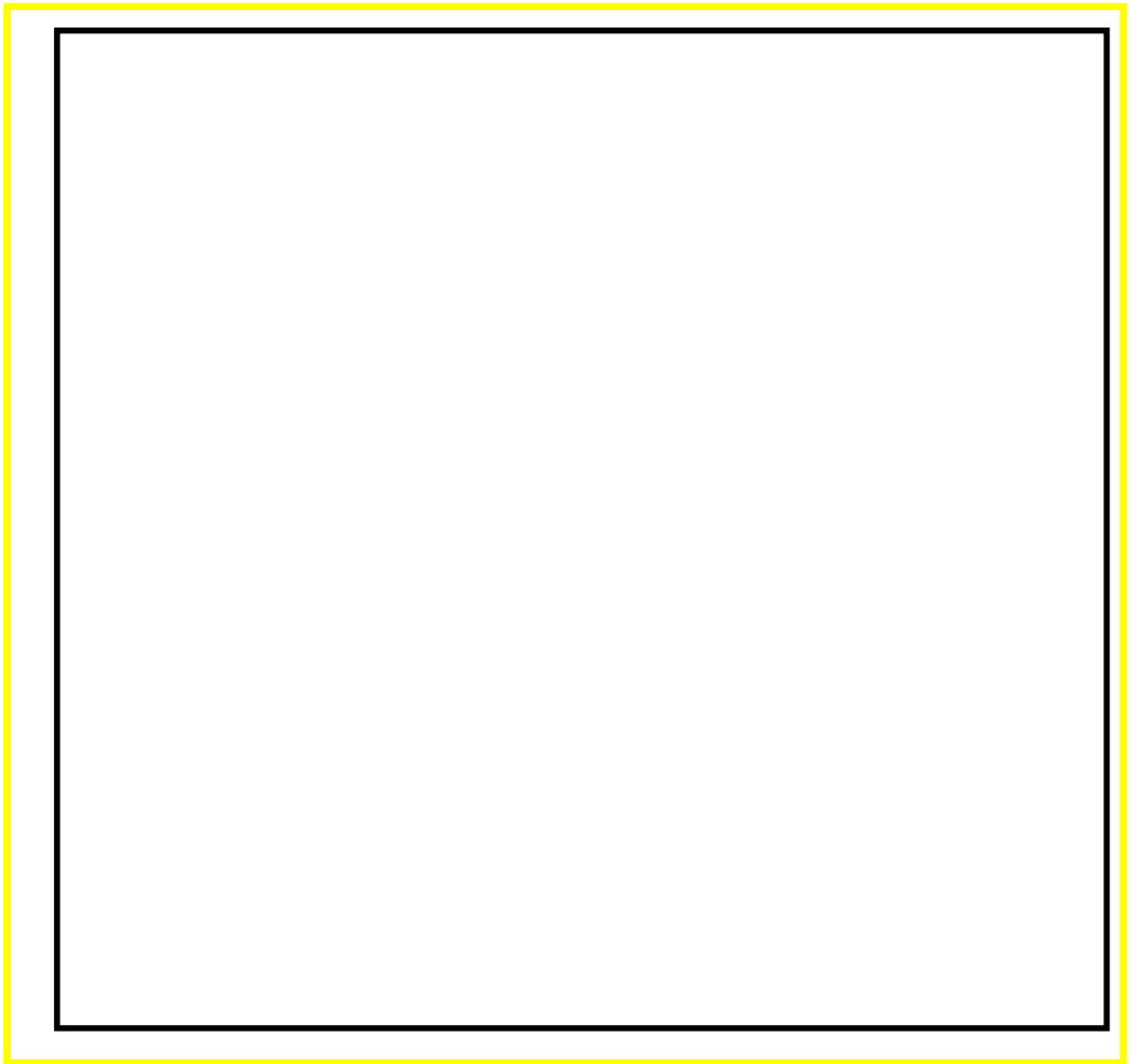
地下格納槽 断面図 (A-A 矢視)

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

 : 第 52 条に係る接続口を示す。

第52-7-3図 西側接続口の構造図

52-8 保管場所図



第 52-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

52-9 アクセスルート図



第 52-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

52-10 計装設備の測定原理

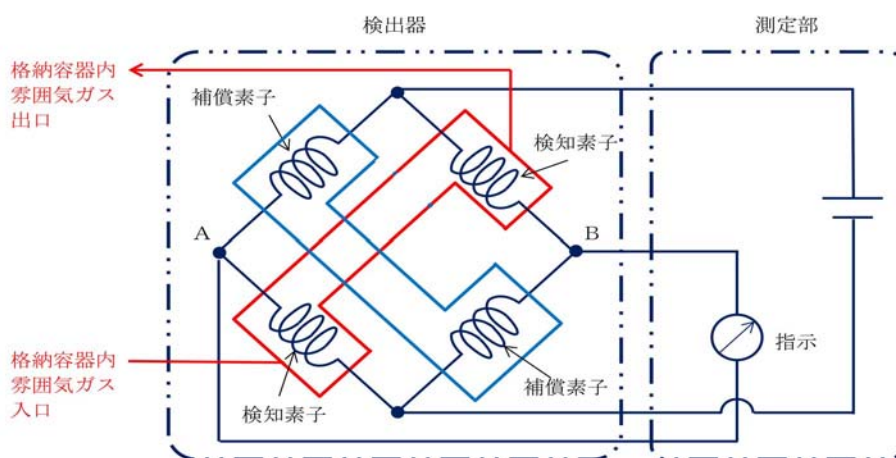
1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

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 (S A) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、第 52-10-1 図に示すとおり、検知素子と補償素子 (白金) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、測定対象ガスが流れるようになっており、補償素子の部分には基準となる窒素ガスが密閉されているため、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の測定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一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、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、第 52-10-1 図の 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。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大±1.7vol% 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、格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視する。



第 52-10-1 図 格納容器内水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

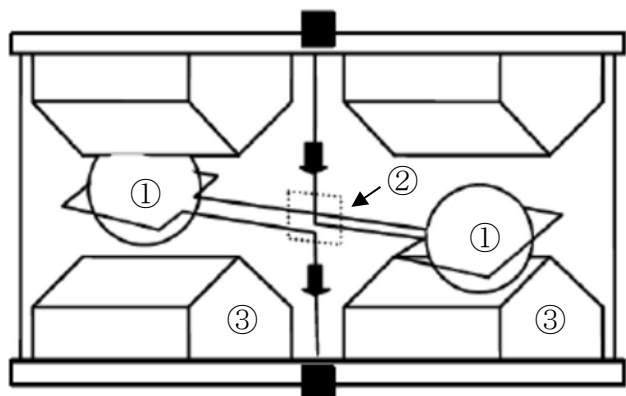
(2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものを用いる。磁気力式の酸素検出器は、第 52-10-2 図に示すとおり、吊るされた 2 つの球体、くさび形状の磁極片、LED からの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。

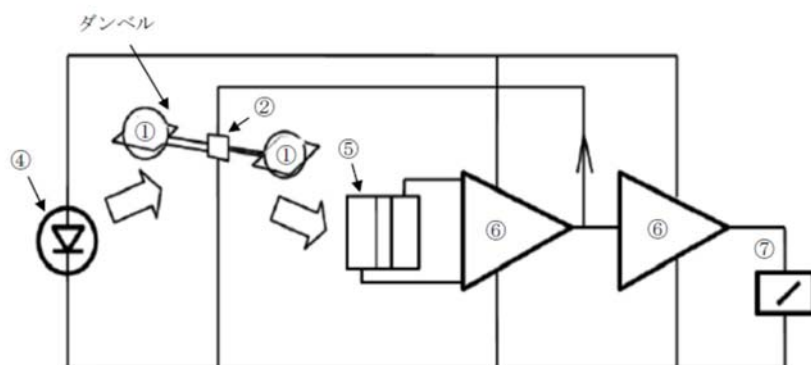
ガラス管内は、磁極片により不均一な磁場が形成されており、そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、吊るされた 2 つの球体は遠ざかり、回転運動が生じる。これにより、LED からの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量が変わり、電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ、ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~25vol% において、計器仕様は最大±0.6vol% の誤差を生じる可能性があるが、この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。

格納容器内雰囲気ガス入口



格納容器内雰囲気ガス出口



【凡例】

- | | | |
|------|-------|------|
| ①球体 | ④LED | ⑦指示部 |
| ②鏡 | ⑤受光素子 | |
| ③磁極片 | ⑥増幅器 | |

第 52-10-2 図 酸素検出器

2. サンプルング装置について

(1) 測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

水素及び酸素濃度の測定においては，以下のサンプルング装置を用いて測定を行う。

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

a) ガスサンプル

ガスサンプルは測定ガスの吸入口であり，格納容器内に置かれ，サンプルング配管を介してサンプルング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には，ガスサンプル内部のスロットルによって圧力を下げることで，ガス圧縮によるサンプルング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

b) サンプルング配管用トレースヒータ

サンプルング配管用トレースヒータは，格納容器外からサンプルング装置までのサンプルング配管にトレースヒータを敷設する。サンプルング配管の温度を当該ヒータにより制御し，蒸気凝縮を防止する。

c) サンプルング装置

サンプルング装置は，水素濃度検出器，酸素濃度検出器，湿度検出器，キャビネットヒータ，冷却器等から構成される。

水素濃度の測定においては，測定ガスの蒸気凝縮を防止するため，測定ガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後，水素濃度を測定する。

また，酸素濃度の測定では，水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器により一定温度に冷却し，蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し，そ

の濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで、酸素濃度を測定する。

3. サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

サンプリング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- ・ 重大事故発生時の水素濃度はドライ条件において 13vol% を大きく上回るが、酸素濃度はドライ条件において可燃限界濃度である 5vol% に到達しない。このため、サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測は、計測後のガスを格納容器内へ戻す構成となっており、外部に対して閉じた系とし、系外への漏えいが発生しないよう第 52-10-1 表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第 52-10-1 表 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁, 真空タンク	本計測設備の配管, 弁は格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガス漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は, 食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること, 圧縮機接ガス部は二重ダイヤフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし, 漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性を十分に低くする。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。

5. サンプルング装置の計測周期について

サンプルングガスは、格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内キャビネットヒータに入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し、その後サンプルングガスは格納容器に排出される。

サンプルング装置は、格納容器内ガスのサンプルングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるよう設計する。

52-11 水素及び酸素発生時の対応について

1. 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素・酸素発生量

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ない評価事故シーケンスとしては、「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を抽出している。この事故シーケンスは、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じである。

また、水素濃度の測定範囲としては、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、代替循環冷却系を使用しない場合においては、格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され、ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから、水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが、重大事故時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b) 重大事故時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第52-11-1図及び第52-11-2図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。

事象発生約 84 時間後にサブプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達することから格納容器への窒素供給を実施することで、格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 163 時間後に格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達し、格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol%を超えることはなく、格納容器内での水素爆発は生じない。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.3vol%に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、格納容器内で可燃限界に到達することはなく、格納容器内での水素爆発は生じない。

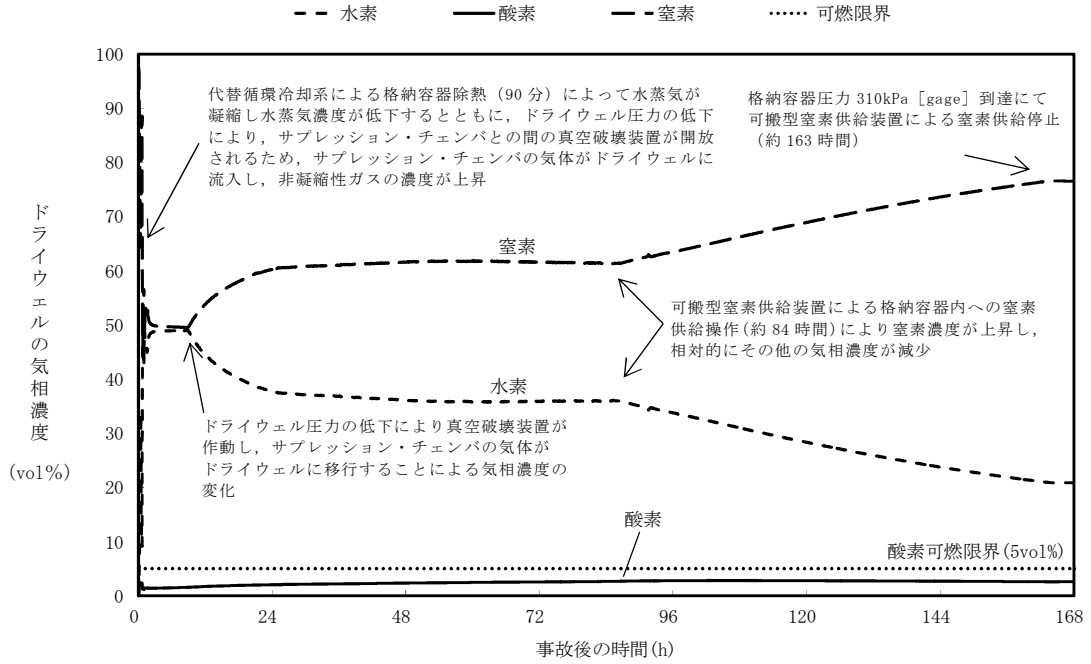
c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では、重大事故時の格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、常設代替高压電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を事故発生後 25 分以内に可能であり、暖気運転の 30 分を考慮しても、1 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに格納容器内での酸素濃度は 5vol%を超えることはない。

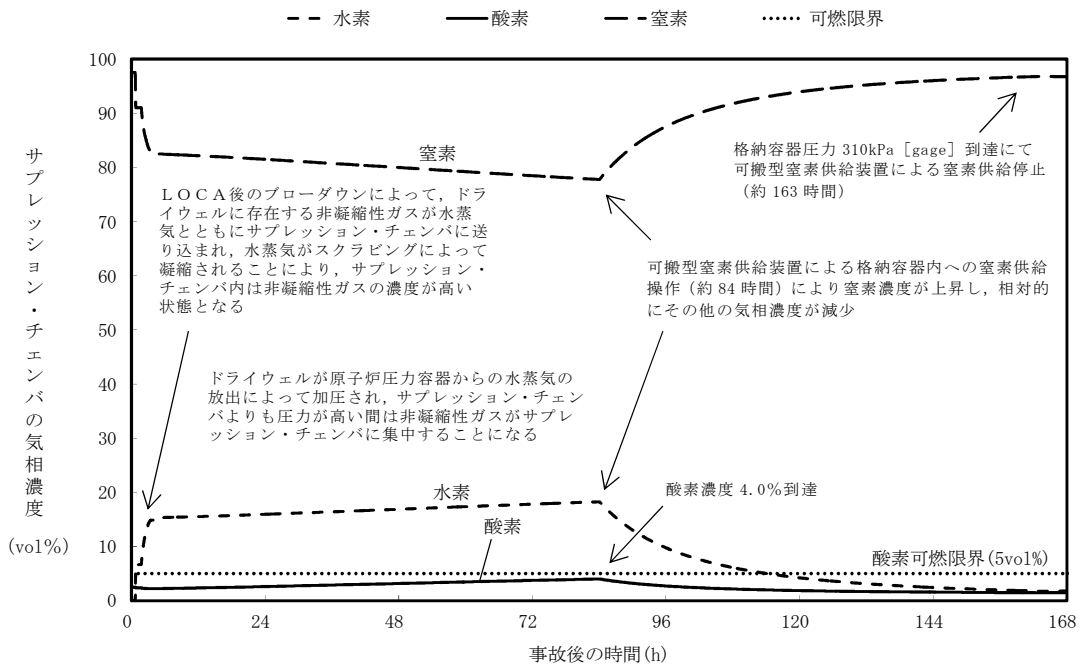
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値（沸騰状態： $G(H_2)=0.4$ ， $G(O_2)=0.2$ ，非沸騰状態： $G(H$

$G(O_2) = 0.25$, $G(O_2) = 0.125$) とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である 4.3vol% (ドライ) に到達するのは、事象発生から約 122 時間後である (第 52-11-3 図及び第 52-11-4 図参照)。これより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生約 1 時間後までに、格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度 (約 5vol%) に到達することはない。

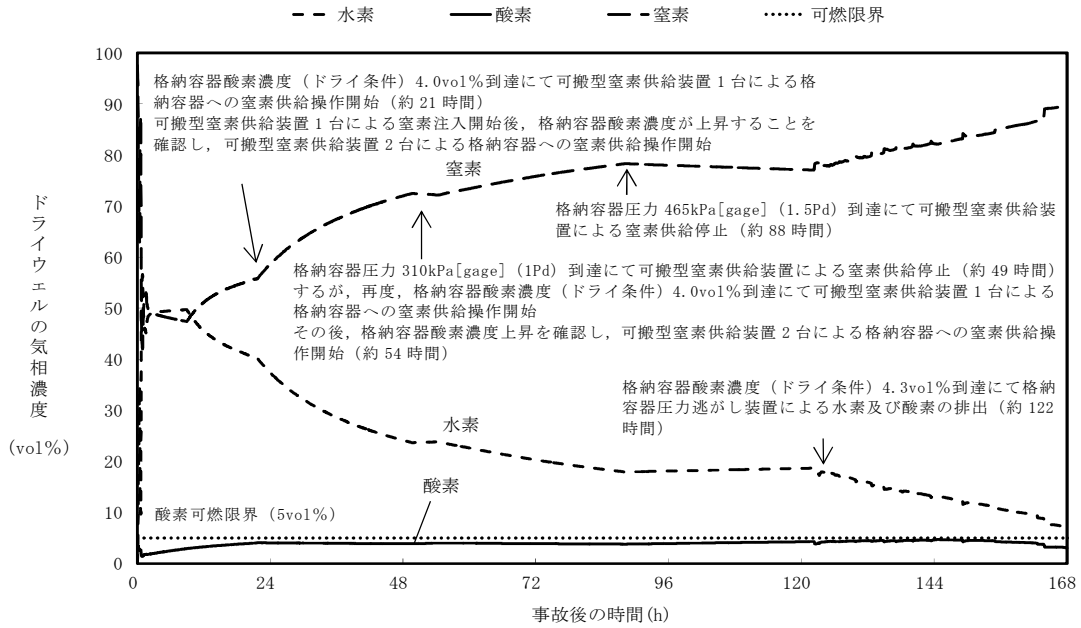
さらに、格納容器内の酸素濃度が 4.3vol% (ドライ) に到達した場合、格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界 (約 5vol%) に到達することはない。



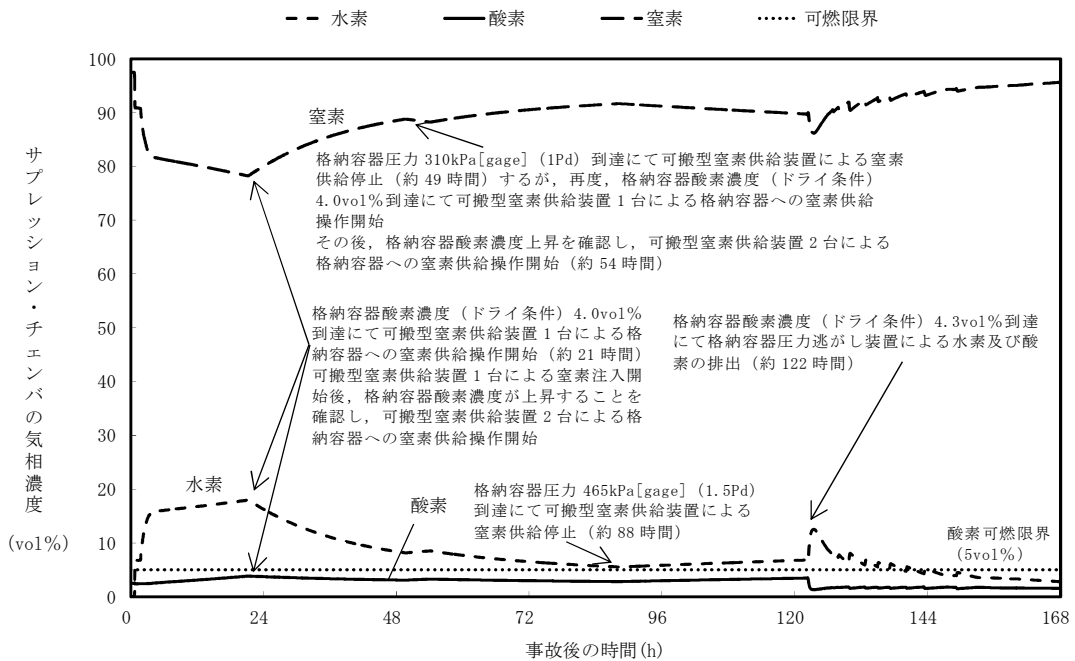
第 52-11-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 52-11-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 52-11-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 52-11-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 水素・酸素の計測範囲

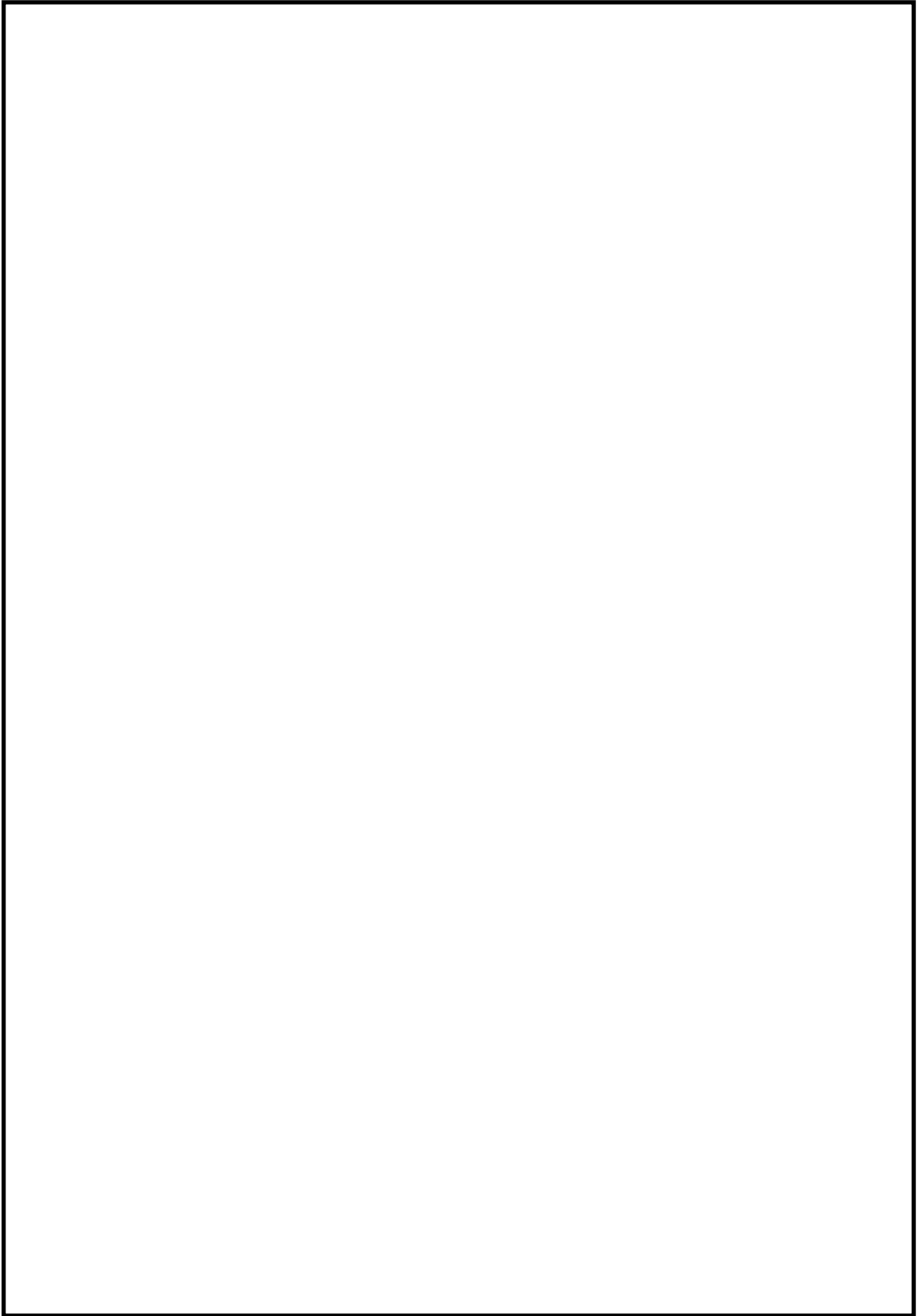
有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は56.6vol%，最大酸素濃度は4vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においては，最大酸素濃度は4.3vol%である。第52-11-1表に示す格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包絡した設計としている。

第52-11-1表 格納容器内水素濃度（SA）及び

格納容器内酸素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%
格納容器内酸素濃度（SA）	0～25vol%

52-12 S Aバウンダリ系統図（参考図）



53-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		静的触媒式水素再結合器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	53-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			53-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				関連資料	—	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		静的触媒式水素再結合器動作監視装置		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	53-5 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	53-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
	その他(飛散物)			対象外	対象外	
	関連資料		—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共有しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		53-2 単線結線図 53-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		原子炉建屋水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	53-3 配置図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共有しない設備)	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	53-2 単線結線図 53-3 配置図				

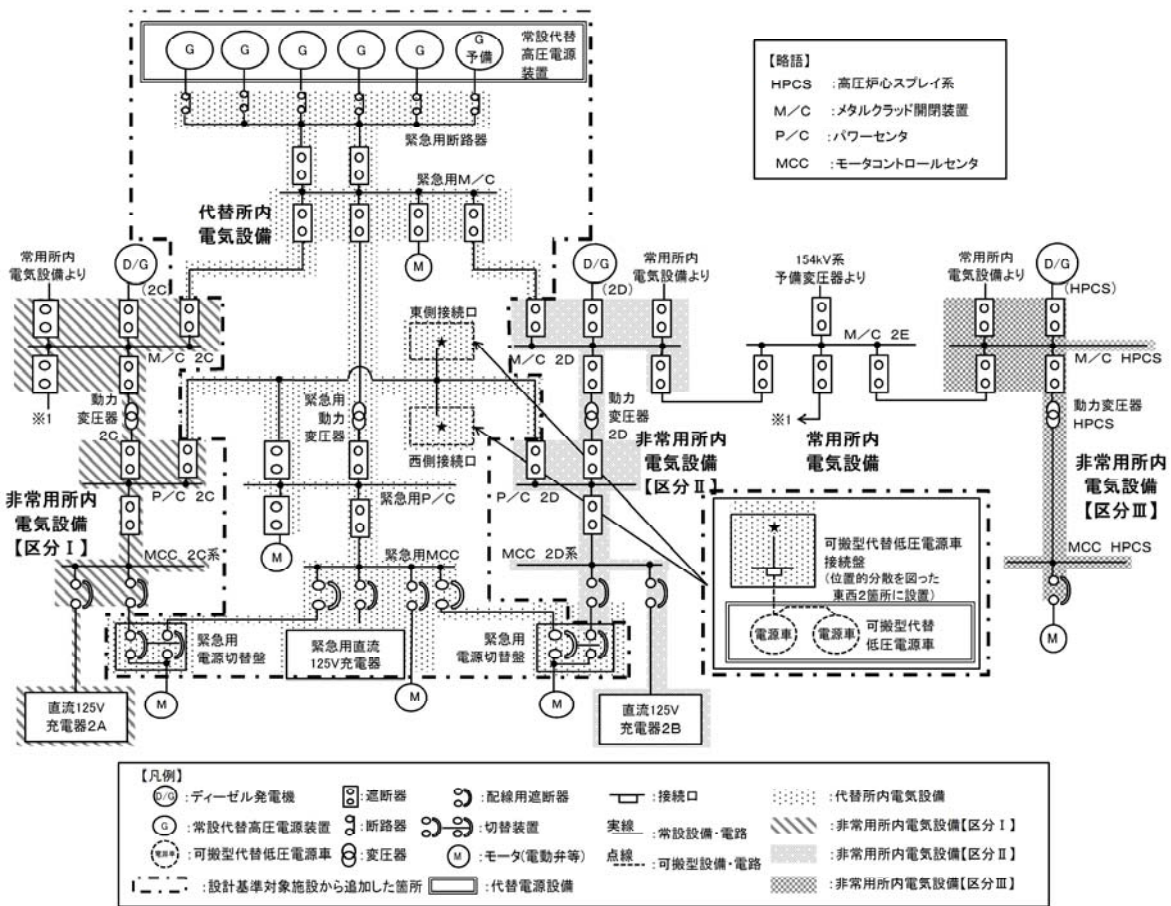
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		非常用ガス再循環系排風機	類型化区分	非常用ガス処理系排風機	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	(電磁波の影響を受けない)	-
		関連資料	53-3 配置図		53-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A
			関連資料	-		-	
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A
			関連資料	53-5 試験検査		53-5 試験検査	
		第4号	代替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		53-4 系統図		53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	53-4 系統図		53-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B	
		関連資料	-		-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	-		-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	-		-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	-		-				

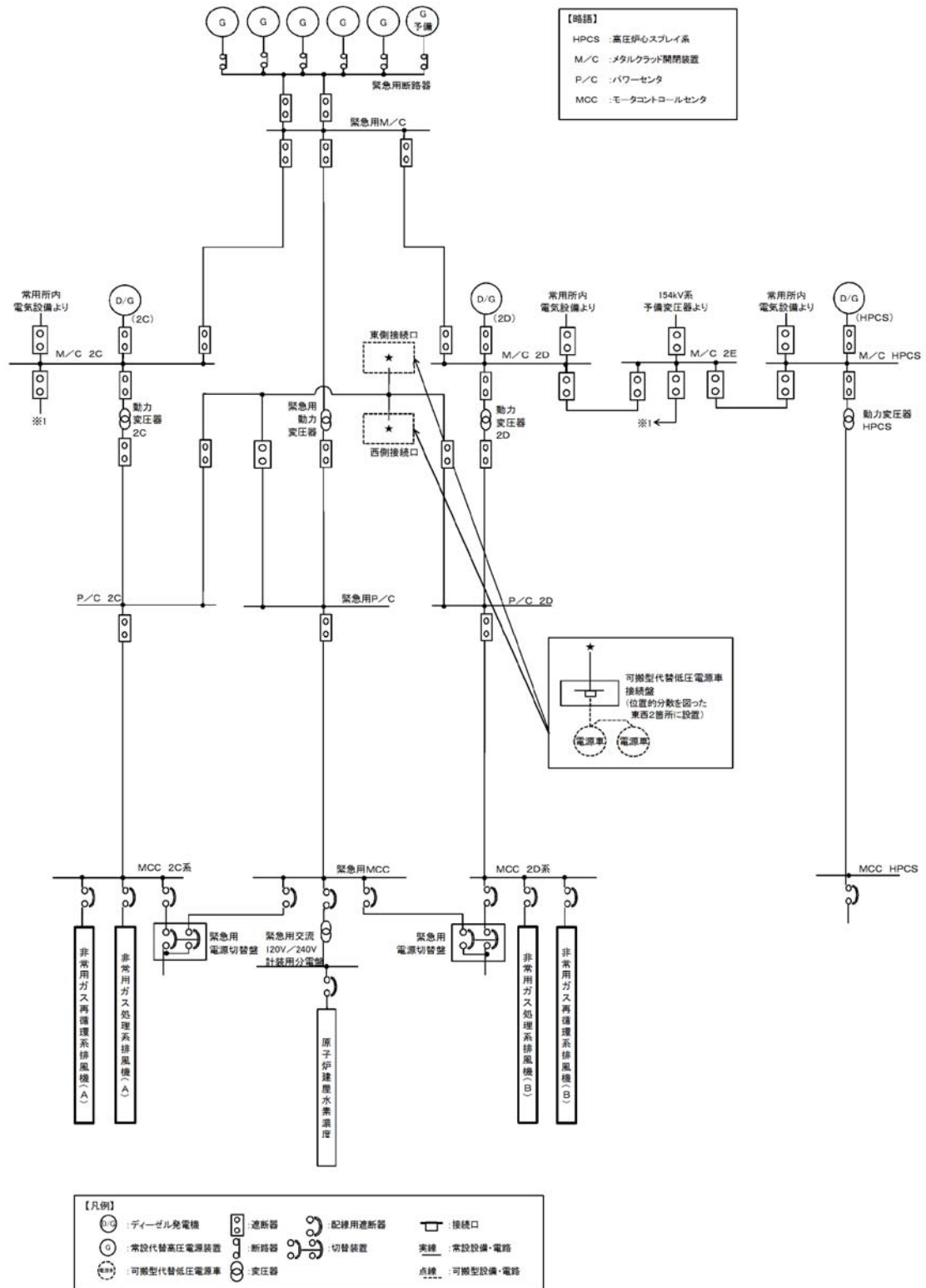
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		非常用ガス再循環系 フィルタユニット	類型化 区分	非常用ガス処理系 フィルタユニット	類型化 区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B		
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—	
		関連資料	53-3 配置図		53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要	対象外	操作不要	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	空調ユニット	E	空調ユニット	E	
			関連資料	53-5 試験検査		53-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	53-4 系統図		53-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	その他設備	対象外	
	関連資料			53-4 系統図		53-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	操作不要	対象外		
		関連資料	—		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—		—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			—		—		

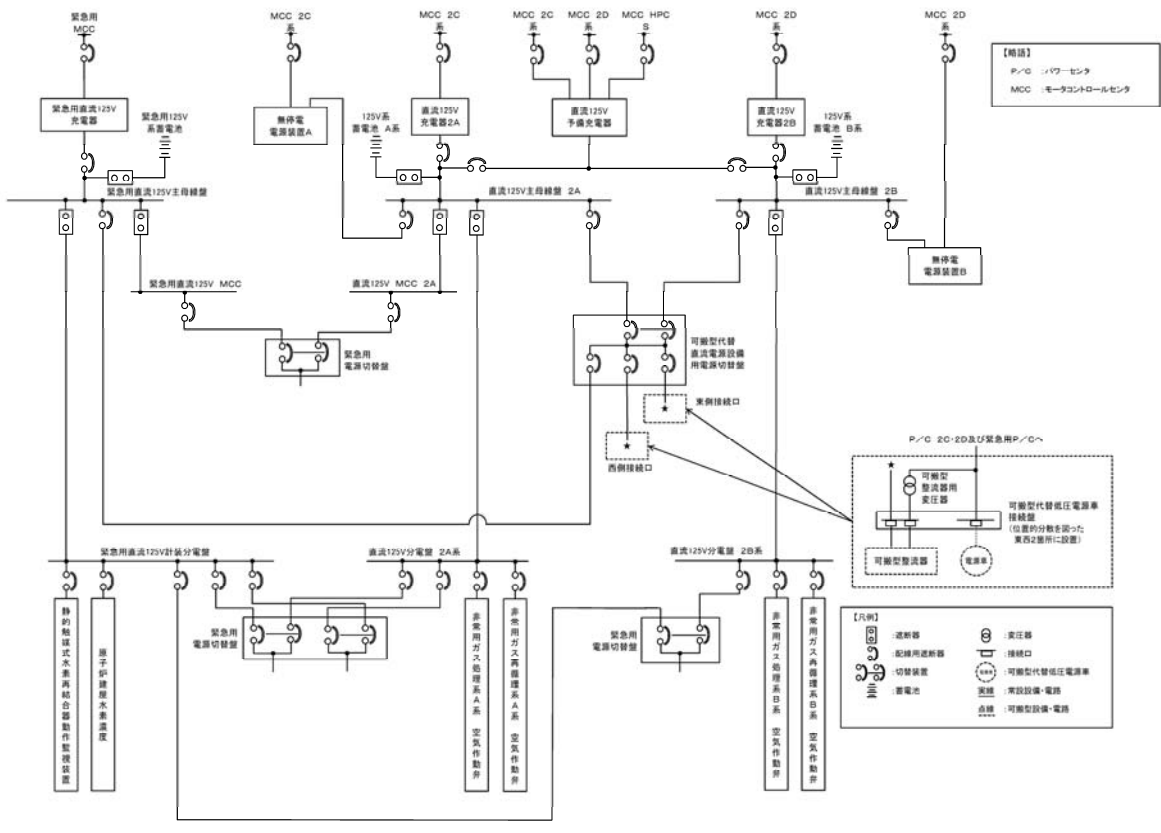
53-2 単線結線図



第 53-2-1 図 単線結線図 (交流電源設備)

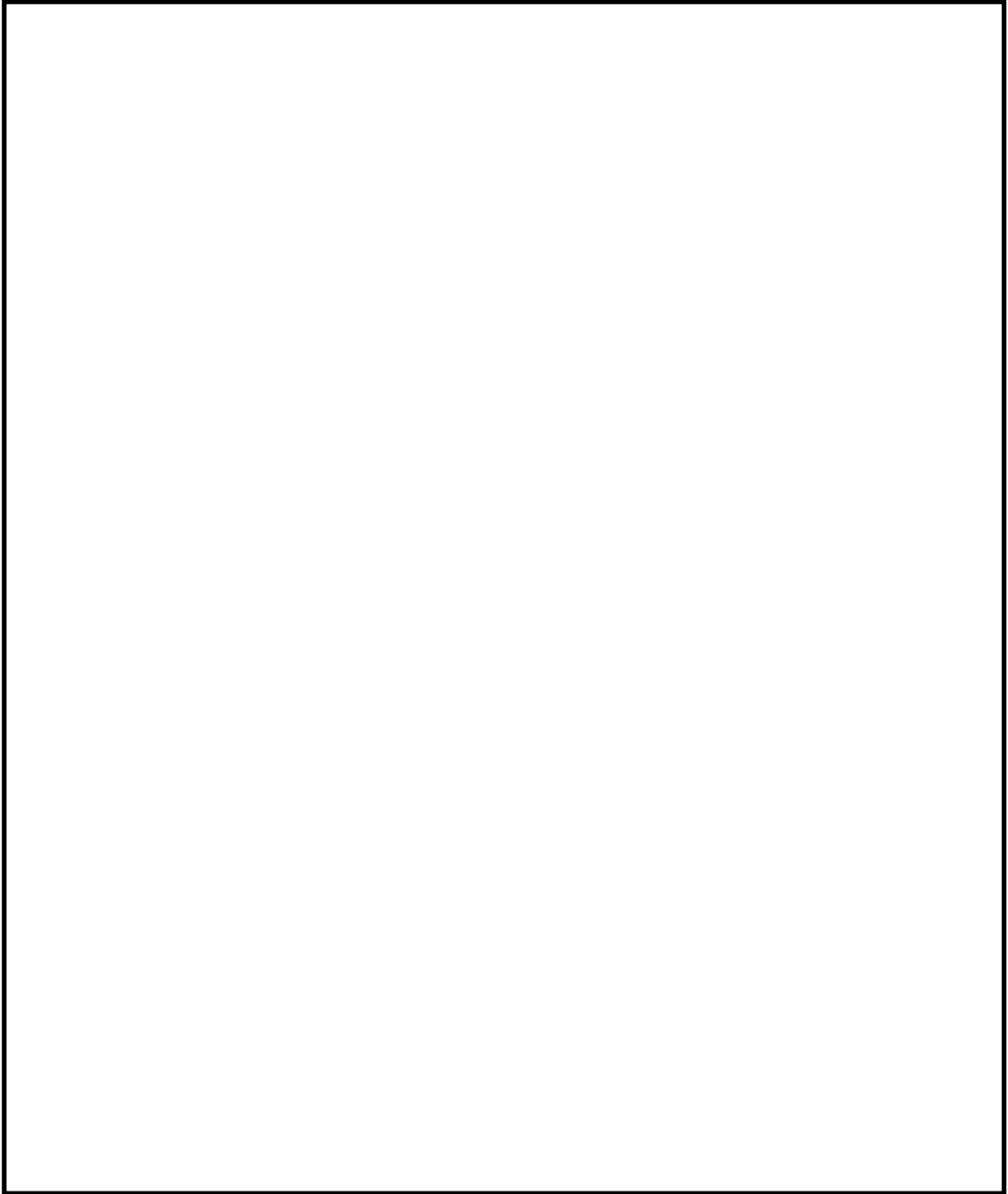


第 53-2-2 図 単線結線図 (交流電源設備)

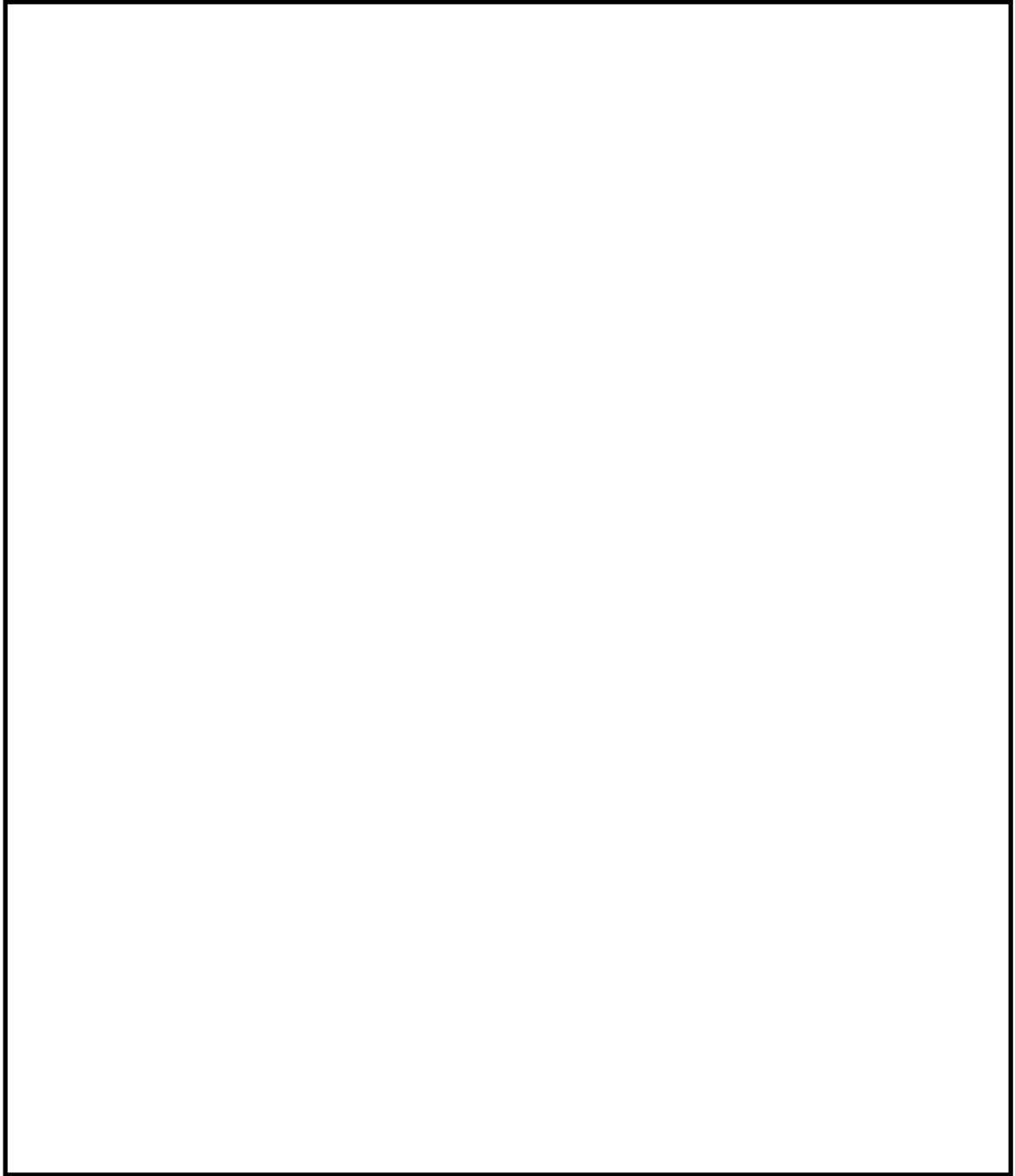


第 53-2-3 図 単線結線図（直流電源設備）

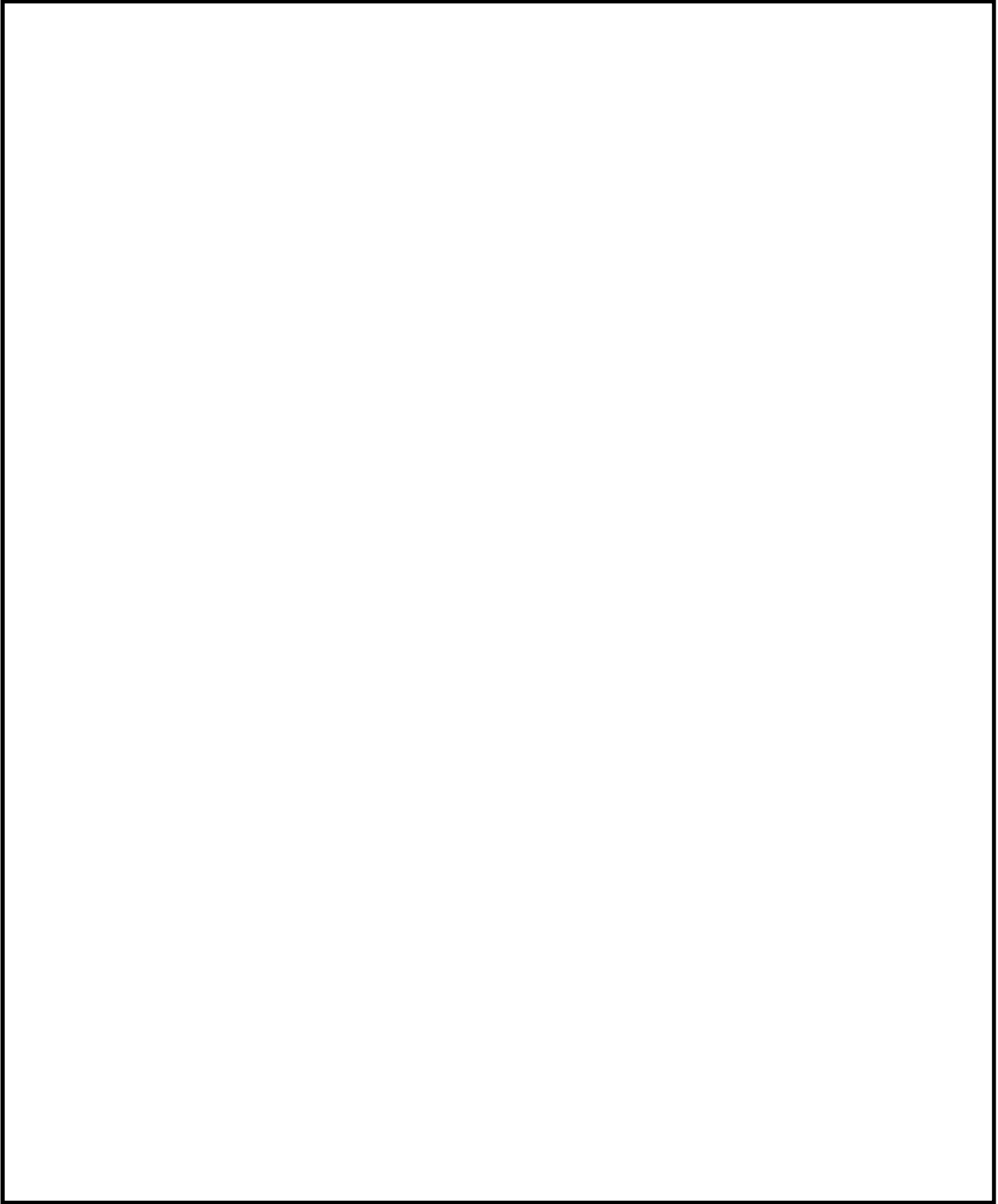
53-3 配置図



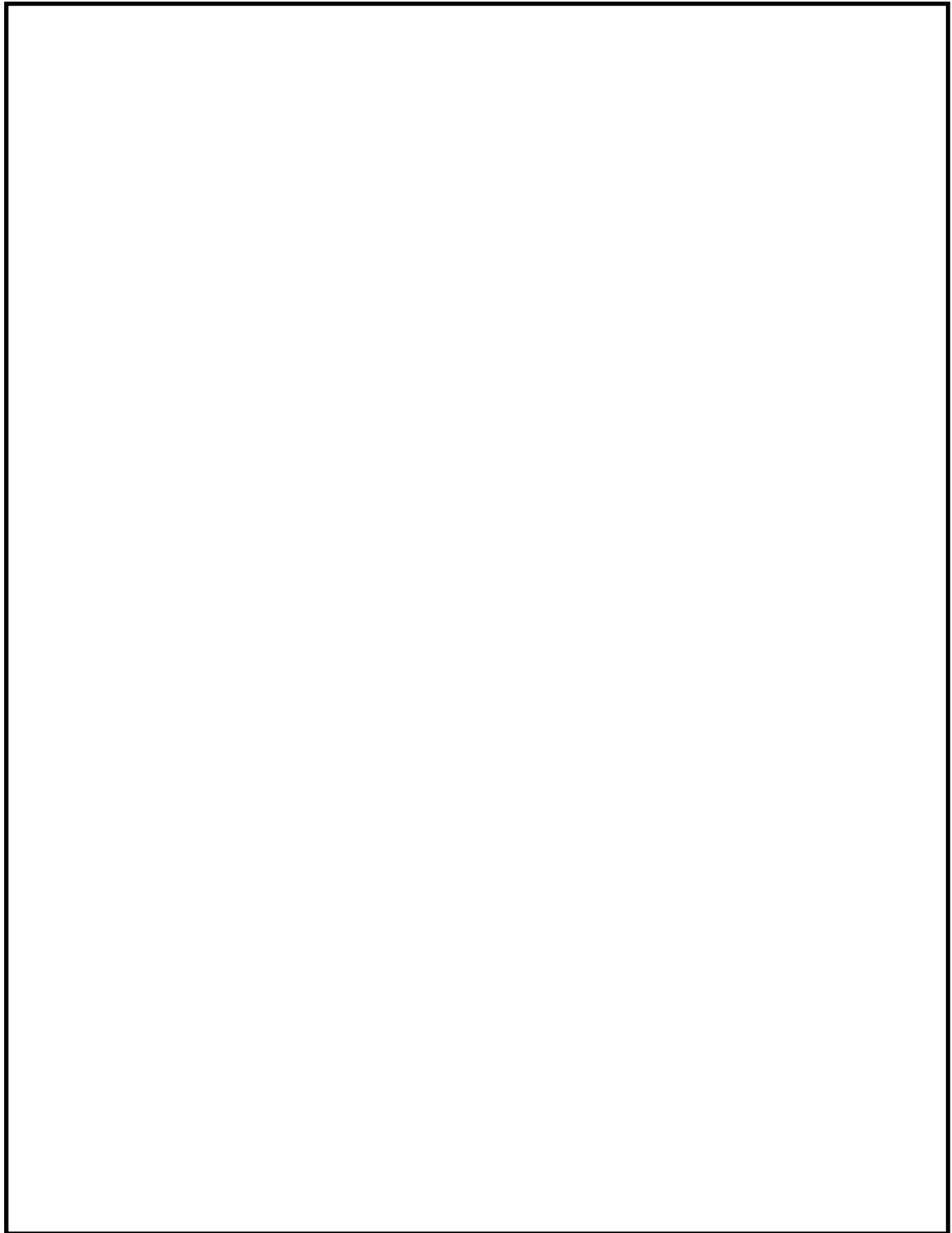
第 53-3-1 図 静的触媒式水素再結合器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 53-3-2 図 水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 53-3-3 図 水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)



第 53-3-4 図 水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）

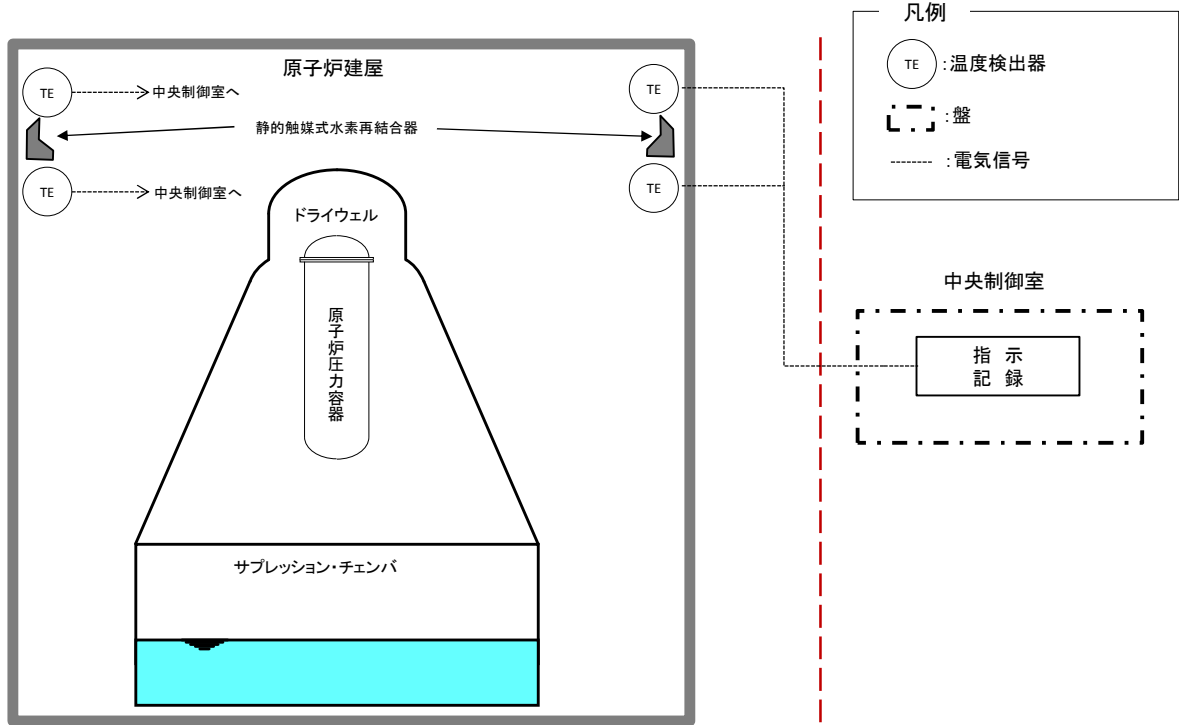


第 53-3-5 図 原子炉建屋ガス処理系配置図（原子炉建屋原子炉棟 5 階）

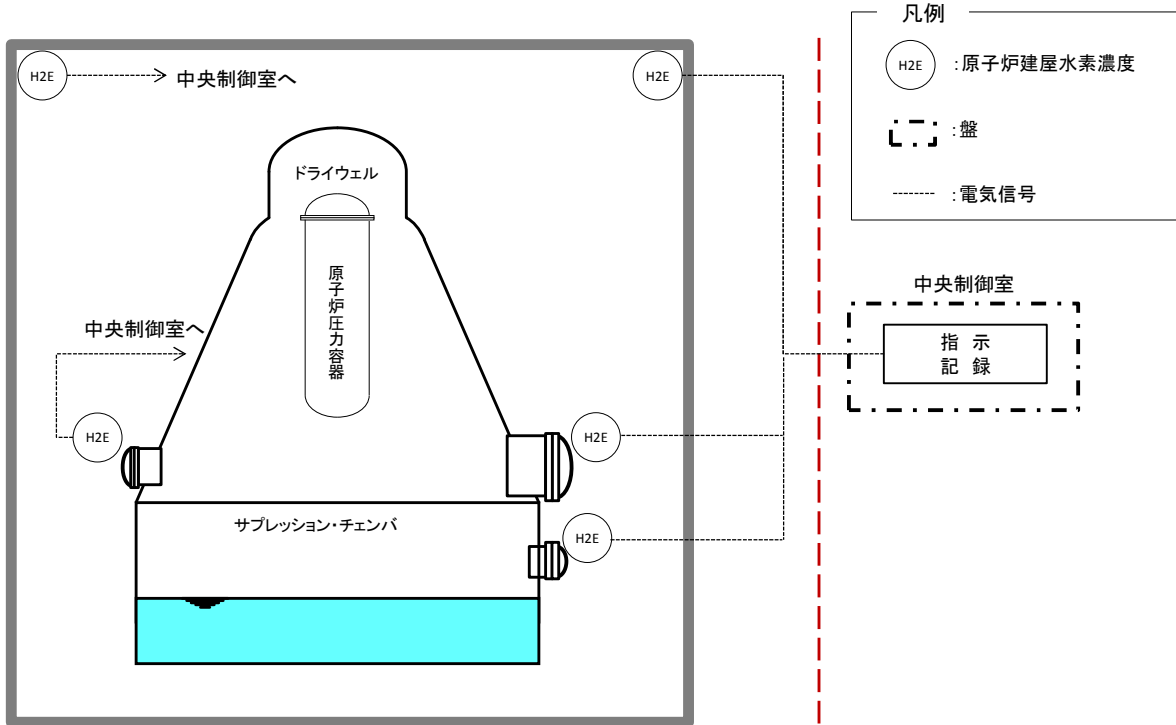
53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

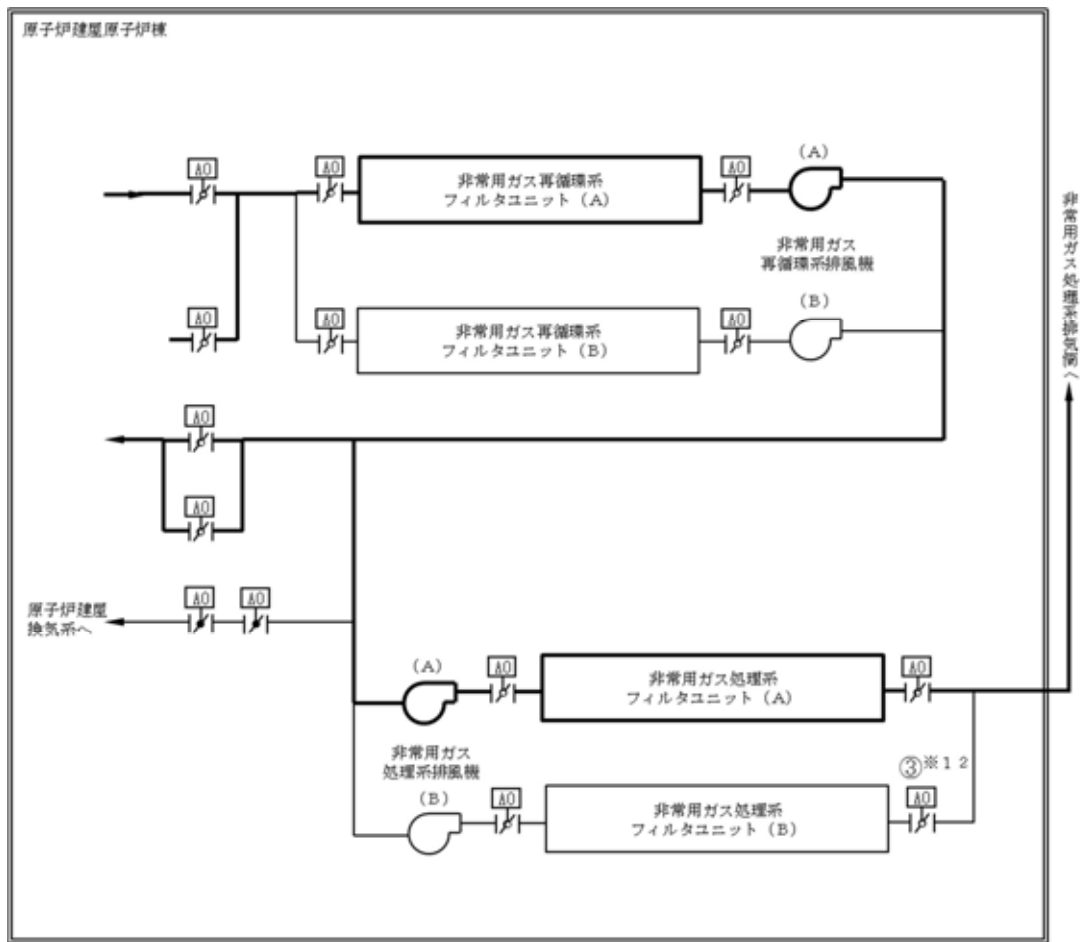
静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を第 53-4-1 図及び第 53-4-2 図に示す。



第 53-4-1 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図



第 53-4-2 図 原子炉建屋水素濃度の系統概要図



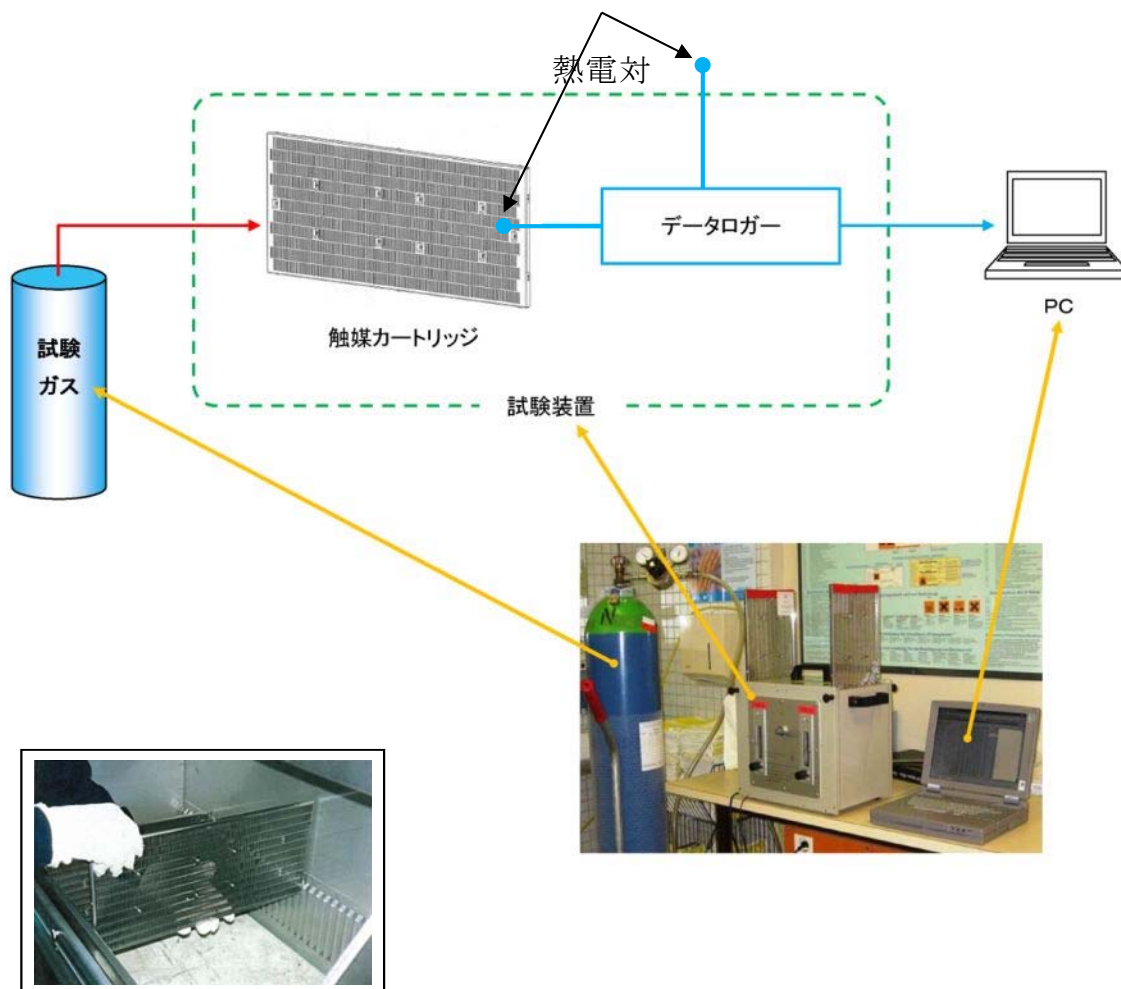
第 53 - 4 - 3 図 原子炉建屋ガス処理系の系統概要図

53-5 試驗檢查

○静的触媒式水素再結合器の試験・検査性について

静的触媒式水素再結合器は、原子炉の停止中に、触媒の外観の確認及び機能・性能の確認を行うため、触媒を取り出すことができる設計とする。

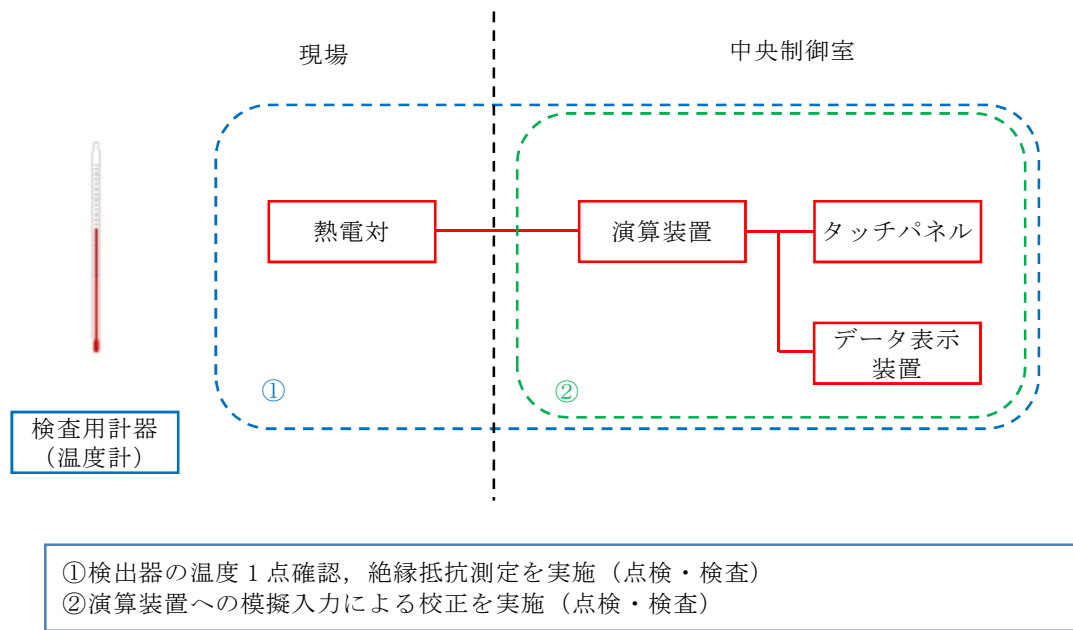
試験は第 53-5-1 図に示す試験装置にて実施する。



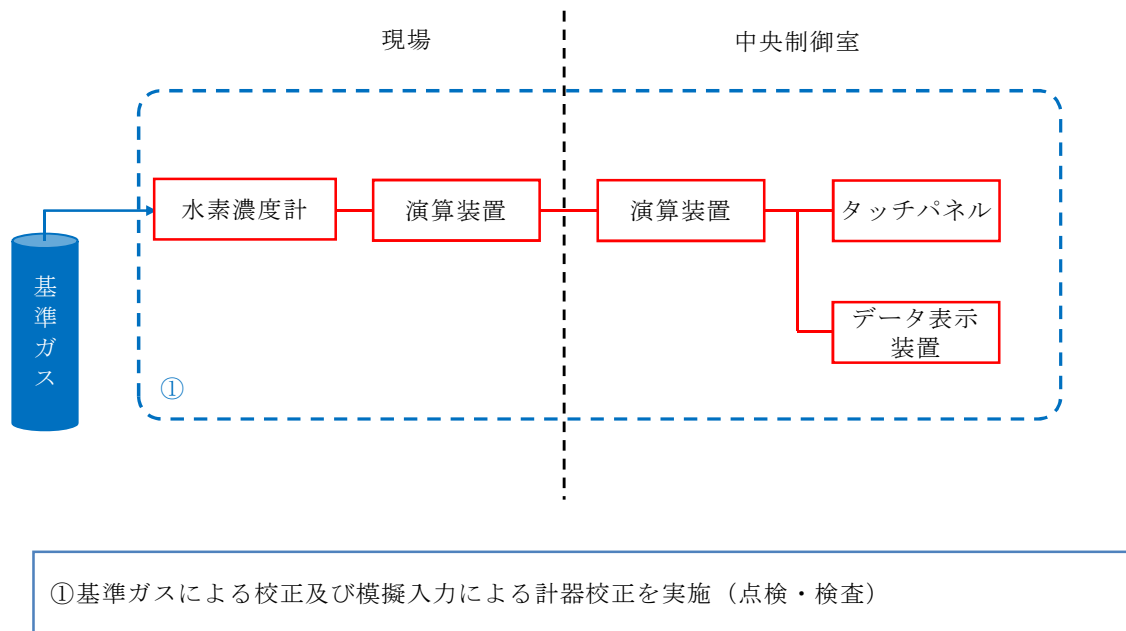
- ① PARハウジングの点検ハッチから触媒カートリッジを抜き取り、試験装置に取り付ける。
- ② 触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇を計測する。

第 53-5-1 図 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査

○計装設備の試験・検査について



第 53-5-2 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



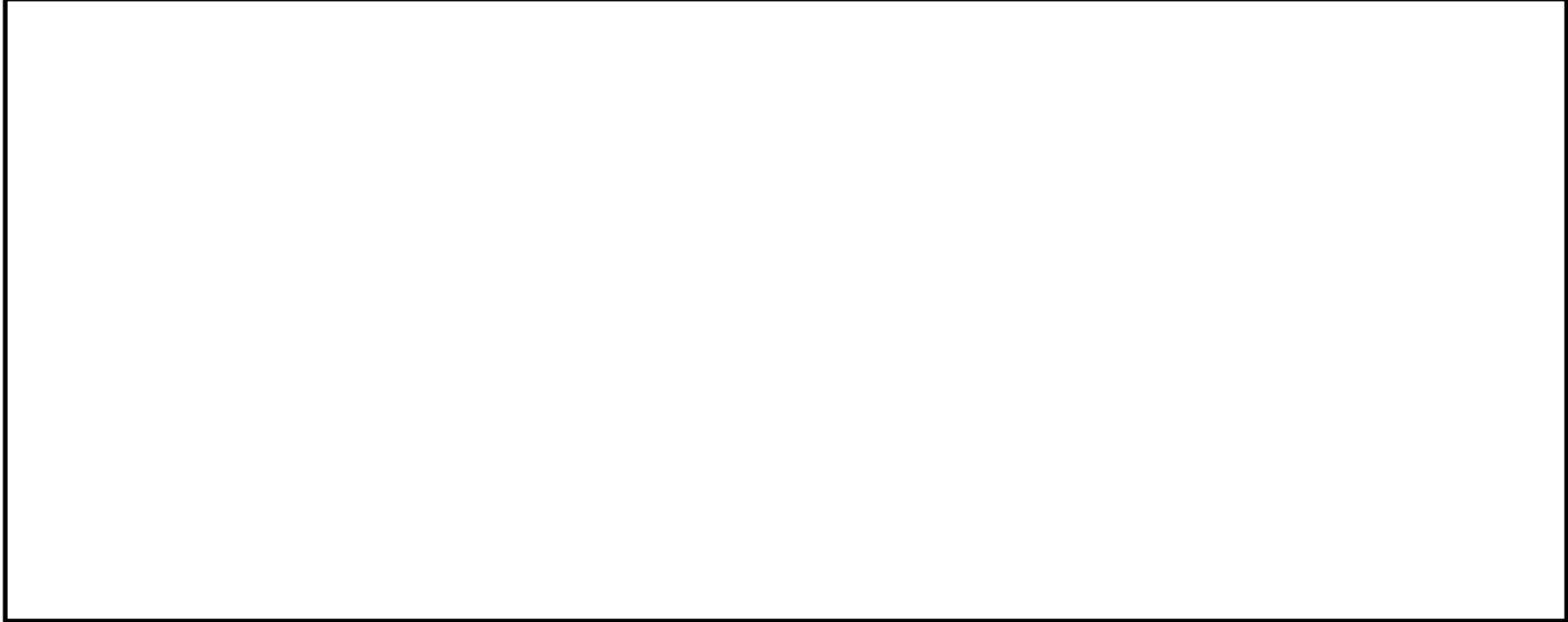
第 53-5-3 図 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査

○ 原子建屋ガス処理系の試験・検査性について

原子炉建屋ガス処理系は設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用する既設設備であるため、これまでに点検計画に基づく試験・検査を実施している。

以下に東海第二発電所の点検計画を示す。





53-6 容量設定根拠

名称	静的触媒式水素再結合器	
水素処理容量	kg/h/個	約0.5 (水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度	℃	300
個数	個	24

【設定根拠】

静的触媒式水素再結合器は、常設重大事故等対処設備として設置する。

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おいて、原子炉建屋原子炉棟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原子炉棟に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる。

1. 水素処理容量

東海第二発電所においては、触媒カートリッジが静的触媒式水素再結合器1個につき22枚設置される静的触媒式水素再結合器-22タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS社製静的触媒式水素再結合器の1個当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力及び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が示されている。

静的触媒式水素再結合器の基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (1)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ

スケールファクタSFについて、東海第二発電所は、静的触媒式水素再結合器-22タイプを採用し、静的触媒式水素再結合器には各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため、SF = (22/88)となる。スケールファクタの妥当性については、53-7の「別紙2 反応阻害物質ファクタについて」に示す。

これらに以下の条件を想定し、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量を算出する。

- ・水素濃度C_{H2}
水素の可燃限界濃度4vol%未満に低減するため、4vol%とする。

・ 圧力 P

重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが、保守的に大気圧（101,325Pa）とする。

・ 温度 T

保守的に100（373.15K）とする。

以上により、静的触媒式水素再結合器1個当たりの水素処理容量は、0.5kg/h/個（水素濃度4vol%、大気圧=101,325Pa、温度100 =373.15K）となる。

2. 最高使用温度

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度として300 を設定する。

静的触媒式水素再結合器は、水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。静的触媒式水素再結合器の設置目的は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止であり、水素の可燃限界濃度である4vol%時における静的触媒式水素再結合器の温度が300 以下であるとの試験結果に基づき、最高使用温度を300 と設定する。

詳細は、53 - 7の「別紙1 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に示す。

3. 個数

実機設計（静的触媒式水素再結合器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を乗じた式（2）を用いる。反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による静的触媒式水素再結合器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、保守的に原子炉格納容器内の水素濃度の条件で実施した試験結果に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \quad \dots\dots\dots \text{式 (2)}$$

DR : 水素処理容量 (kg/h/個)

A : 定数 ()

C_{H₂} : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

原子炉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等時の反応阻害物質ファクタとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- 水素の発生量: 約1,400kg (燃料有効部被覆管 (AFC) 100%に相当する水素発生量)
- 原子炉格納容器の漏えい率: 10vol%/day
- 反応阻害物質ファクタ $F_i = 0.5$
- 水素処理量 = $0.5\text{kg/h/個} \times 0.5$
= 0.25kg/h/個
- 必要個数 = $(\text{約}1,400\text{kg} \times 10\% / \text{day}) / (24\text{h} / \text{day}) / 0.25\text{kg/h/個}$
= 23.3個

これより、静的触媒式水素再結合器の必要個数は、24個以上を設置個数とする。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は、53-7の「2.1.4 原子炉建屋の水素挙動」に示す。

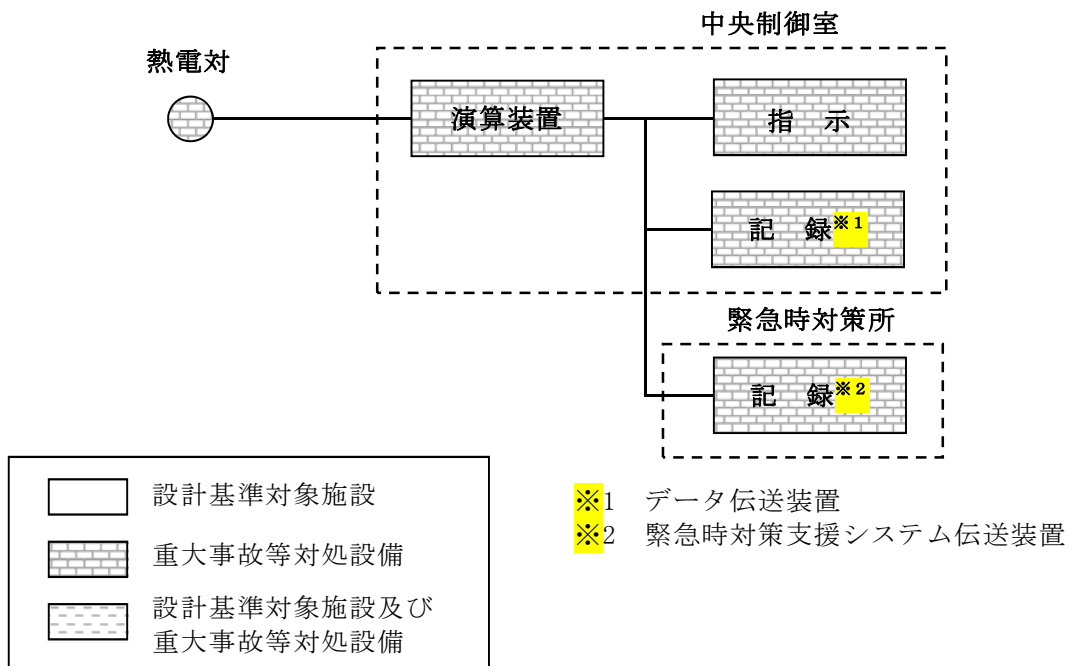
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階に静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟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。そのため、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的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、中央制御室にて監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器動作状態を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。（第53-6-1図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。）



第53-6-1図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を第53-6-1表に、計測範囲を第53-6-2表に示す。

第53-6-1表 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

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 原子炉棟6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

第53-6-2表 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度(300℃)を監視可能である。

※1 原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

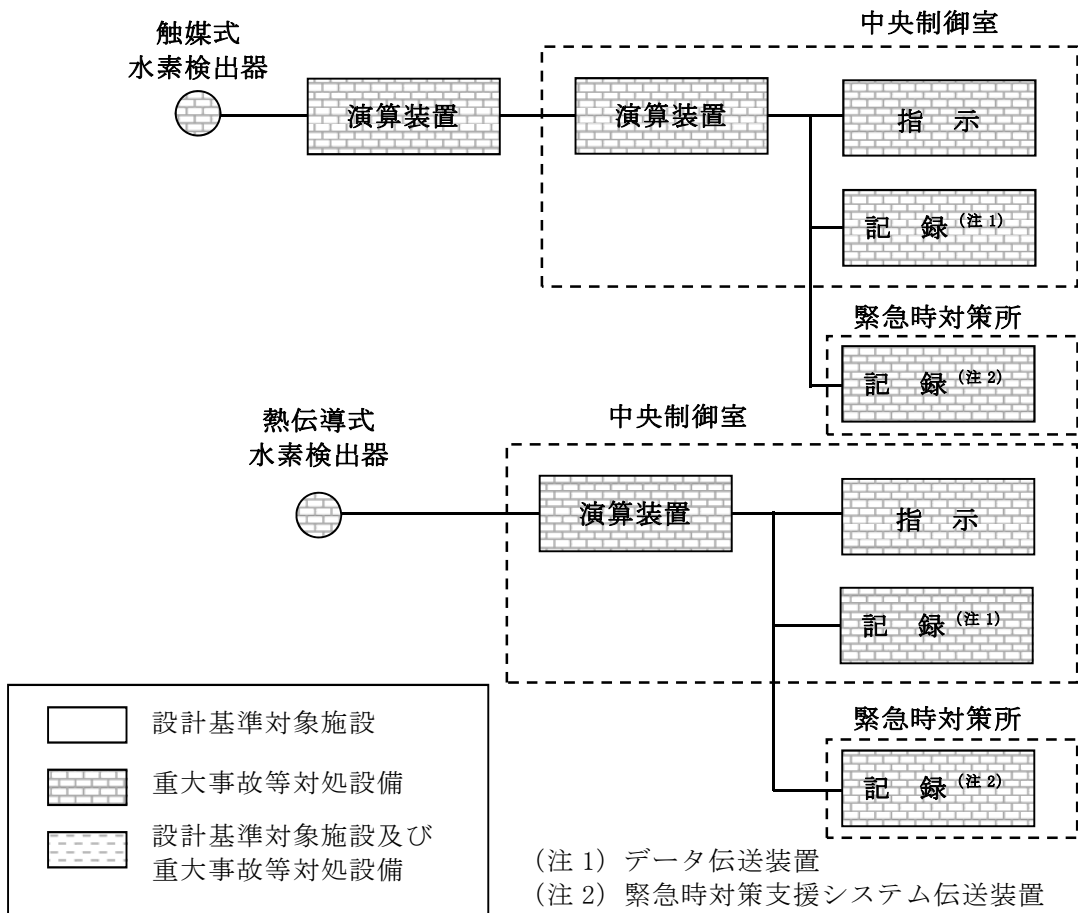
・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建屋水素濃度は、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水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式又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に変換することで、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（第53-6-2図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」）



第53-6-2図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を第53-6-3表に、計測範囲を第53-6-4表に示す。

第53-6-3表 原子炉建屋水素濃度の仕様

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	触媒式	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟2階:2個 原子炉建屋原子炉棟 地下1階:1個

第53-6-4表 原子炉建屋水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定 に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡 変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋 水素濃度	0~10vol%, 0~20vol%	—	—	—	4.0vol% 未満	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能である。

※1 原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

53-7 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

目 次

1.	基本方針	1
1.1	要求事項の整理	1
1.2	適合のための設計方針	2
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	4
2.1	水素濃度抑制設備	4
2.1.1	水素濃度抑制設備の主要仕様	4
2.1.2	水素濃度抑制設備の設計方針	7
2.1.3	水素濃度抑制設備の設計仕様	10
2.1.4	原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	23
2.2	原子炉建屋水素濃度	50
2.2.1	概 要	50
2.2.2	主要仕様	50
2.3	参考文献	58

別紙

別紙1	P A R の性能確認試験について	59
別紙2	反応阻害物質ファクタについて	77
別紙3	P A R の動作監視について	83
別紙4	P A R 周辺機器に対する悪影響防止	89
別紙5	局所エリアの漏えいガスの滞留	92
別紙6	格納容器頂部注水系について	101
別紙7	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	106
別紙8	小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟6階における水素挙動	109

別紙9	原子炉建屋水素濃度の適用性について……………	110
別紙10	P A R の性能維持管理について……………	114
別紙11	触媒基材（アルミナ）について……………	119
別紙12	原子炉建屋水素爆発防止対策……………	121

参考資料

参考1	原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて……………	129
参考2	原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価への G O T H I C コードの適用性……………	131
参考3	原子炉建屋ガス処理系の健全性について……………	156

< 概 要 >

1. において、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。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所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ついて、要求事項に対する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 条及び技術基準規則第 68 条の要求事項を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 53 条及び技術基準規則第 68 条の要求事項

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）	技術基準規則 第 68 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）	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。	—

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、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設ける。

(1) 水素濃度制御設備

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

PARには静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「PAR動作監視装置」という。）を設置する。PAR動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、代替電源設備から給電可能な設計とする。

(2) 水素濃度監視設備

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋水素濃度を設置し、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測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は、中央制御室等にて監視可能であり、代替電源設備から給電可能な設計とする。

上記の設備に加え、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための自主対策設備として、原子炉格納容器頂部の過温破損を防止し、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制するため、格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系には、常設と可搬型がある。

格納容器頂部注水系（常設）は、重大事故等発生時に常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽を水源として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。

格納容器頂部注水系（可搬型）は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器頂部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 水素濃度制御設備

2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備としてP A Rを設置する。なお、設置するP A Rは、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績のあるN I S社製のP A Rを採用する。

P A Rは、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素、酸素）を再結合させて、雰囲気可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

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

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

P A Rは、周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、P A Rの上方の排気口より空間内に拡散する。

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

P A R主要仕様を第2.1.1-1表、P A R概要図を第2.1.1-1図に示す。

第2.1.1-1表 PAR主要仕様

a.ハウジング

全 高

幅

奥 行

材 料

ステンレス鋼

b.触媒カートリッジ

全 高

幅

奥 行

材 料

ステンレス鋼

数 量

22枚 (PAR1個当たり)

c.触 媒

触媒基材

アルミナ

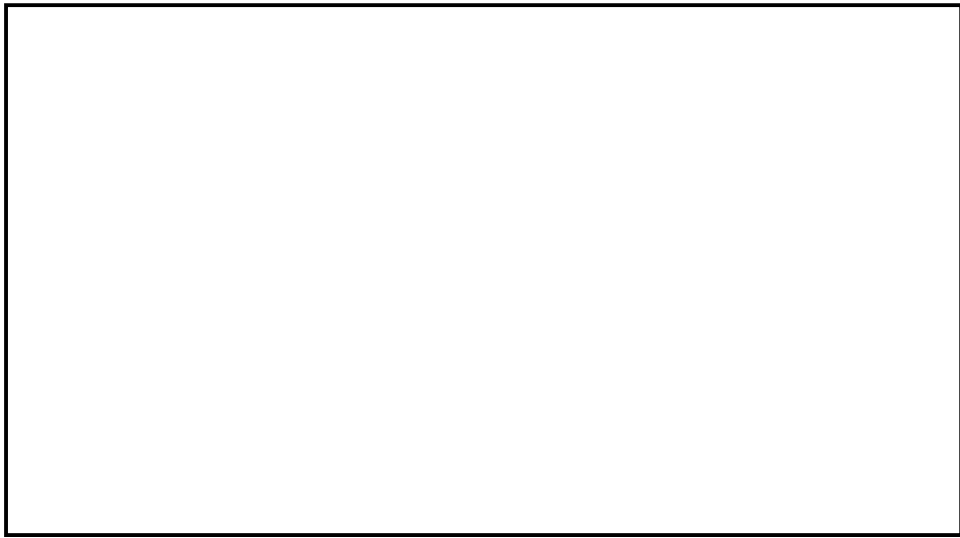
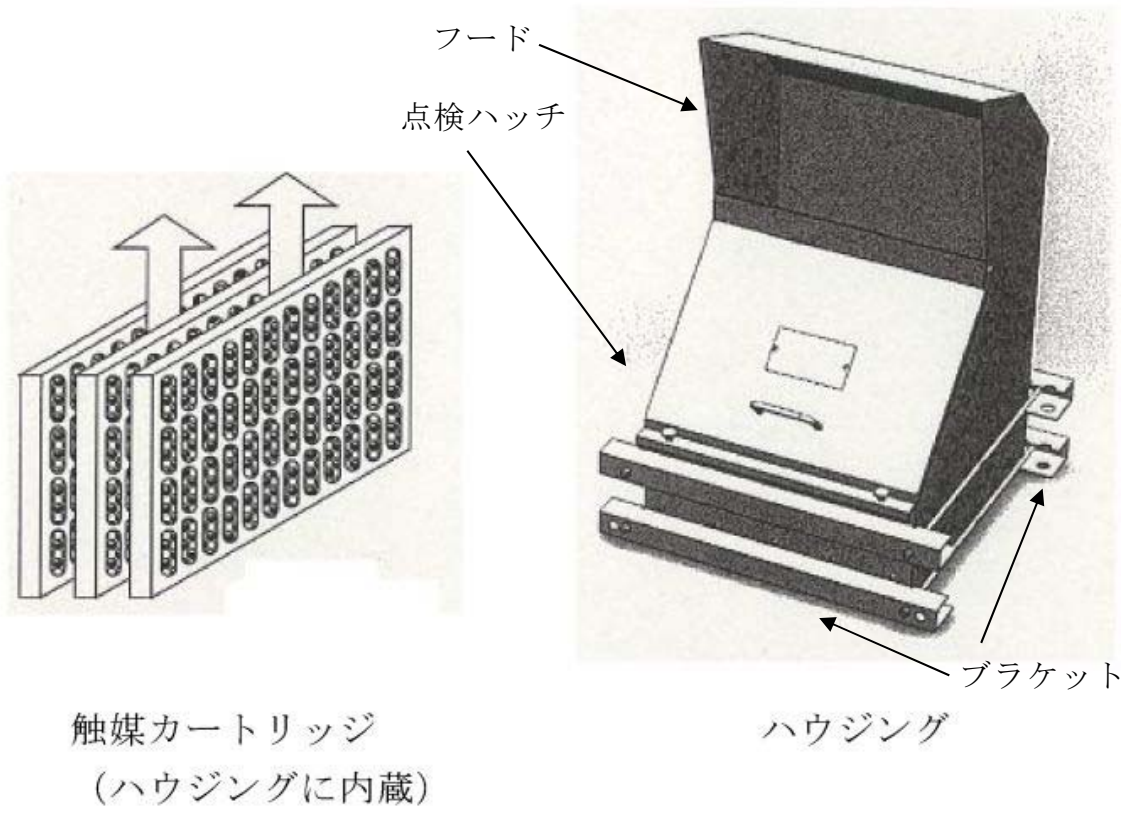
触 媒

パラジウム

d. 水素処理容量 約0.50kg/h/個

(水素濃度4vol%, 大気圧, 温度100℃において)

e. 最高使用温度 300℃



触媒

第2.1.1-1図 PAR概要図

2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針

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

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大L O C A）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する事故」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、P A Rの設計を実施する。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、第2.1.2-1表に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

第2.1.2-1表 P A R設計条件における水素漏えい条件

項目	P A R設計条件	【参考】有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損))
水素発生量	約1,400kg (A F C (燃料有効部 被覆管) 100%相当)	約700kg (ジルコニウム-水反応, 金属 腐食, 水の放射線分解考慮)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約1.3%/day (最大)

① 水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では、事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）によ

る原子炉注水を開始し、直ちに炉心が冷却されるため、発生水素量は、ジルコニウム-水反応、金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約700kgとなるが、更に過酷な条件として、約1,400kg（AFC（燃料有効部被覆管）100%相当）が発生するものとしてPARを設計する。

② 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下のAEC（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等時は、格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため、2Pdにおける原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として200℃、2Pd、AFC100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：39%、窒素：21%、水蒸気：40%）を踏まえると、AECの式から約1.4%/dayとなる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として10%/dayの漏えい率を仮定し、PARを設計する。

（AECの式）

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

L : 原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率

P_t : 原子炉格納容器内圧力

P_a : 原子炉格納容器外圧力

P_b : 原子炉格納容器設計圧力

R_t : 事故時の気体定数

R_b : 空気の気体定数

T_t : 原子炉格納容器内温度

T_b : 原子炉格納容器設計温度

2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様

P A R 設計方針に基づき設定した P A R の設計仕様を第2.1.3-1表に示す。

第2.1.3-1表 P A R 設計仕様

項 目	仕 様
水素処理容量	0.50kg/h/個
P A R 設置個数	24個
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）

(1) 水素処理容量について

P A R の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots \cdots \text{式 (2.1)}$$

D R : 水素処理容量 (kg/h/個)

A : 定数 ()

C_{H₂} : P A R 入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

S F : スケールファクタ

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

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同

じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88枚）に対して、実機で使用するP A Rの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用するP A Rの触媒カートリッジ枚数は、22枚であり、スケールファクタは、22/88 (=0.25) となる（別紙1）。

これらに第2.1.3-2表の条件を設定し、P A R1個当たりの水素処理容量は、0.50kg/h/個（水素濃度4vol%，大気圧，100℃）とする。

第2.1.3-2表 水素処理容量設定根拠

項 目	設定根拠
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は、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（101,325Pa）とする。
温度 T	保守的に100℃（373.15K）とする。

(2) P A R設置個数

P A Rの実機設計においては、P A Rの設置環境を踏まえ、式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（ F_i ）を乗じた式（2.2）を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるP A Rの性能低下を考慮したものであり、東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は、P A Rの水素処理容量（0.50kg/h/個）に0.5を乗じた0.25kg/h/個とする（別紙2）。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \cdots \cdots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 (kg/h/個)

- A : 定数 ()
- C_{H_2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^5 Pa)
- T : 温度 (K)
- S F : スケールファクタ (=0.25)
- F_i : 反応阻害物質ファクタ (=0.5)

これに第2.1.2 - 1表で設定した P A R 設計条件を踏まえ，24個設置する。

$$\begin{aligned} \text{個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ (h / day)} / \text{設計水} \\ &\quad \text{素処理容量} \\ &= 1400 \text{ (kg)} \times 10 \text{ (\% / day)} / 24 \text{ (h / day)} / 0.25 \text{ (kg / h /} \\ &\quad \text{個)} \\ &= 23.3 \text{ 個} \end{aligned}$$

また，P A R の設計方針として，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が，可燃限界未満になるように設置することから，上記で設定した個数に対して，評価を行った。

評価方法

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟 6 階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞留することが予想されるため，原子炉建屋原子炉棟 6 階に対して，評価を実施する。なお，評価に用いるモデルは，第 2.1.3 - 1 図のとおり。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。

考慮し、原子炉格納容器設計漏えい率を大きく上回る原子炉格納容器漏えい率（10%/day）の状態の水素が原子炉建屋原子炉棟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：0.5kg/h/個
- ・個数：24

本評価に使用するその他の条件を第2.1.3-3表に示す。

第2.1.3-3表 評価条件

分類	項目	単位	条件
原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積 想定格納容器漏えい率	m ³ %/day	9800 10
原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力 温度 水素濃度 酸素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	kPa[gage] °C vol% vol% vol% vol%	620 (2Pd) 200 39 0 21 40
建屋条件	空間容積（原子炉建屋原子炉棟6階） 初期温度 初期圧力（大気圧） 初期酸素濃度 初期窒素濃度 初期水蒸気濃度	m ³ °C kPa[gage] vol% vol% vol%	29800 40 0 19.47 73.24 7.29
放熱条件	外気温 放熱面積 熱通過率	°C m ² W/m ² /K	40 5000 6
PAR条件	起動水素濃度 起動酸素濃度 反応阻害物質ファクタ	vol% vol% -	1.5 2.5 0.5

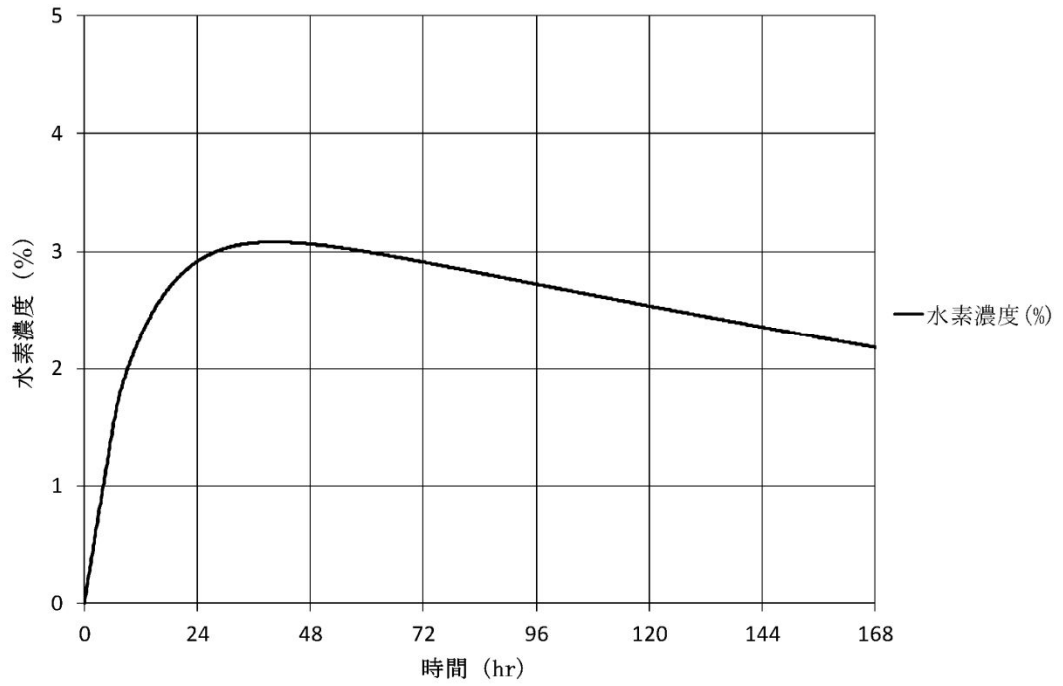
③ 評価結果

第2.1.3-2図に原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化、第2.1.3-3図に原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化及び第

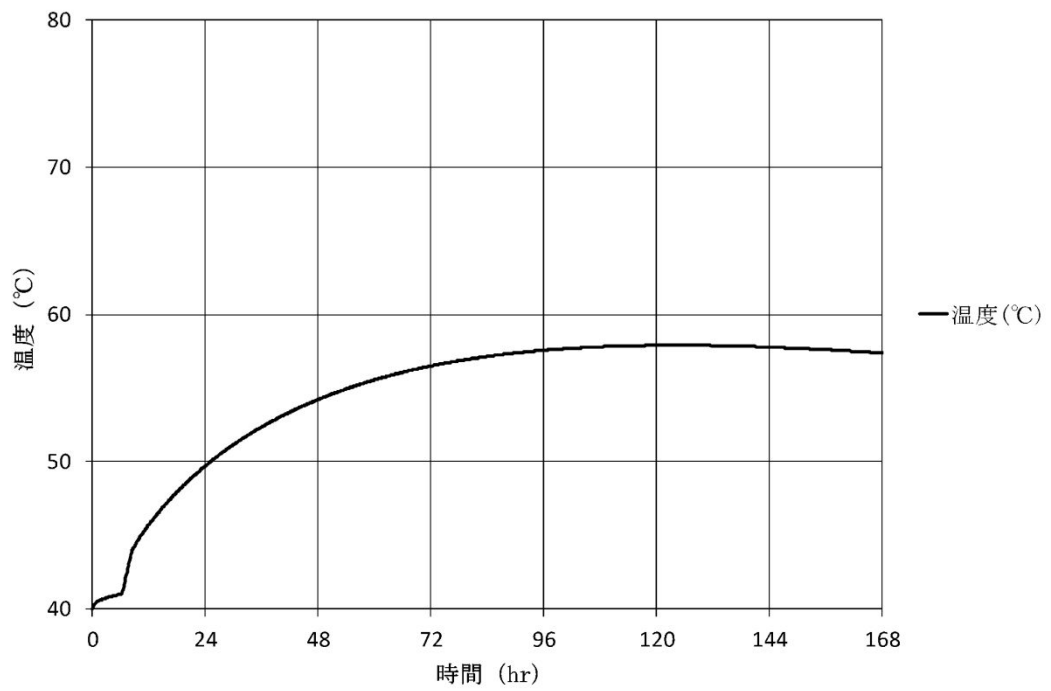
2. 1. 3-4図に原子炉建屋原子炉棟6階からのガスの流出量の時間変化を示す。

原子炉格納容器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41℃の一定値に近づく。原子炉格納容器から漏えいする水素により、原子炉建屋原子炉棟6階雰囲気の水素濃度は、上昇するが、約6.3時間後に1.5vol%に到達すると、PARによる水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階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、原子炉格納容器からのガスの漏えい量の約0.05kg/sに近づく結果となる。原子炉格納容器からの漏えいエネルギー、水素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58℃の一定値に近づく。一方、原子炉格納容器からの水素の漏えい量、水素の再結合処理量及び原子炉建屋原子炉棟6階からの水素の流出量のバランスにより、雰囲気の水素濃度は、最大値3.1vol%となった後、減少に転じる結果となっている。

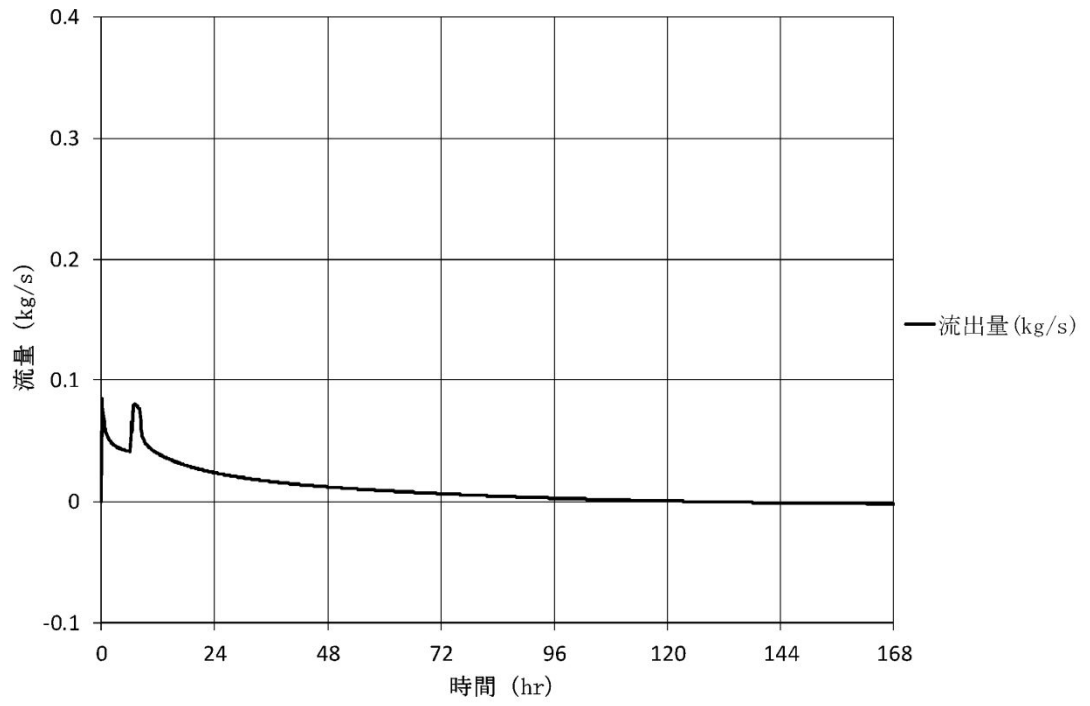
以上より、PAR24個の設置により、本評価条件において原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減でき、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。



第2.1.3-2図 原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化



第2.1.3-3図 原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化



第2.1.3-4図 原子炉建屋原子炉棟6階からのガス流出量の時間変化

(3) 設置箇所

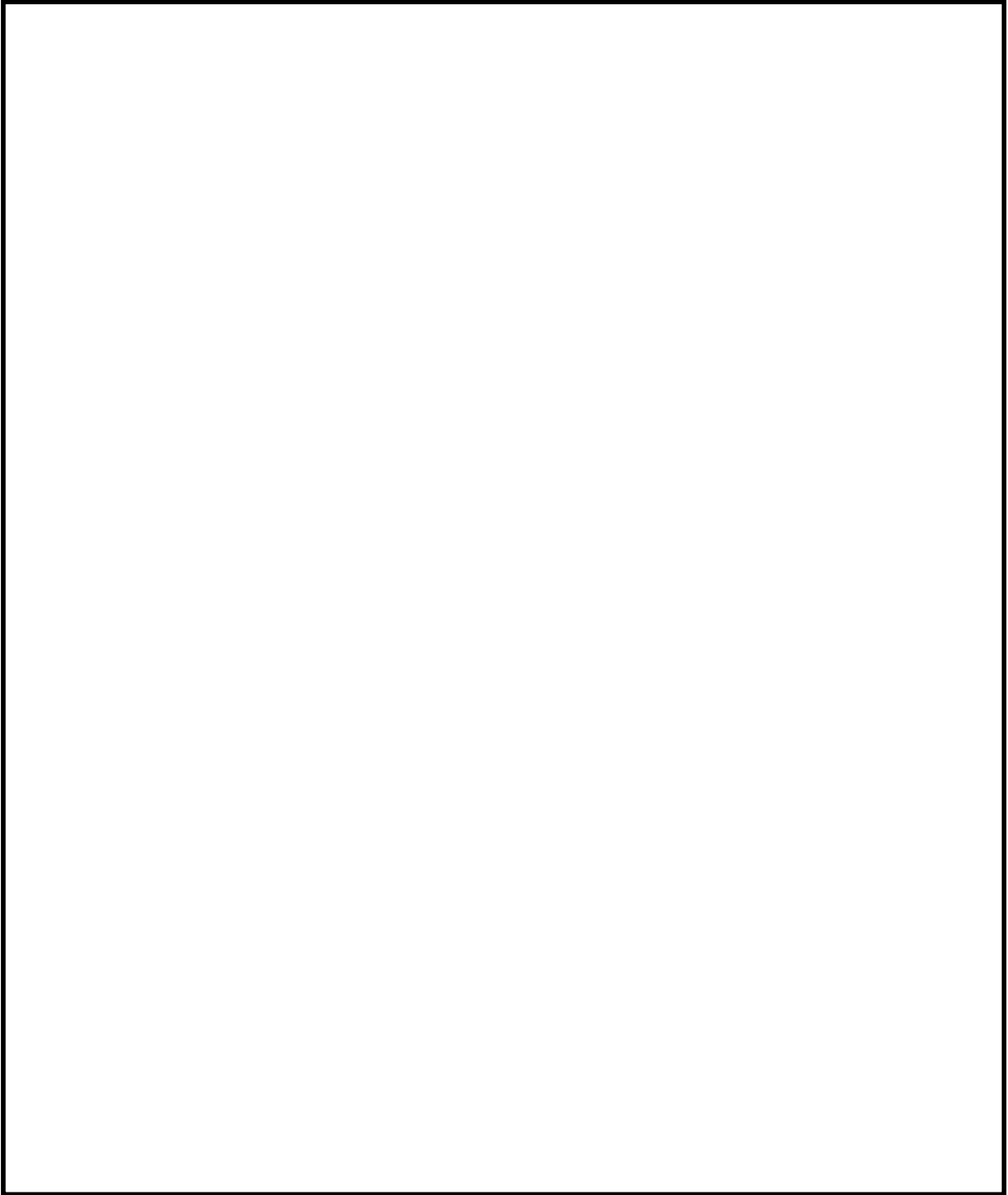
炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では、原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想される。

P A Rは、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階に設置する。設置箇所の概略配置図を第2.1.3-5図に、設置概要図を第2.1.3-6図に示す。

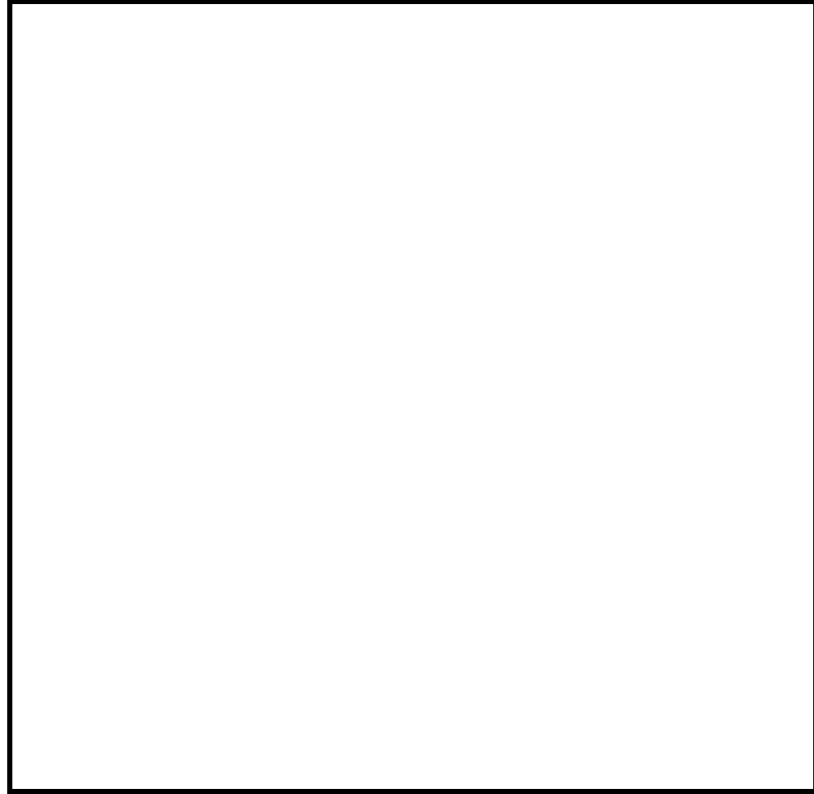
なお、P A Rの動作状況を監視することができるよう、P A Rに温度計を設置する（別紙3）。

【考慮事項】

- ・耐震性確保のため、支持構造物に十分な強度をもって固定できる箇所に設置する。
- ・十分に性能を発揮できるよう、P A Rの給排気に十分な空間が確保できる箇所に設置する。
- ・結合反応時に発生する熱の影響により、P A Rの周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。
- ・定期検査等において、通行や点検作業の支障とならない箇所に設置する。



第2.1.3-5図 概略設置図



第2.1.3-6図 設置概要図

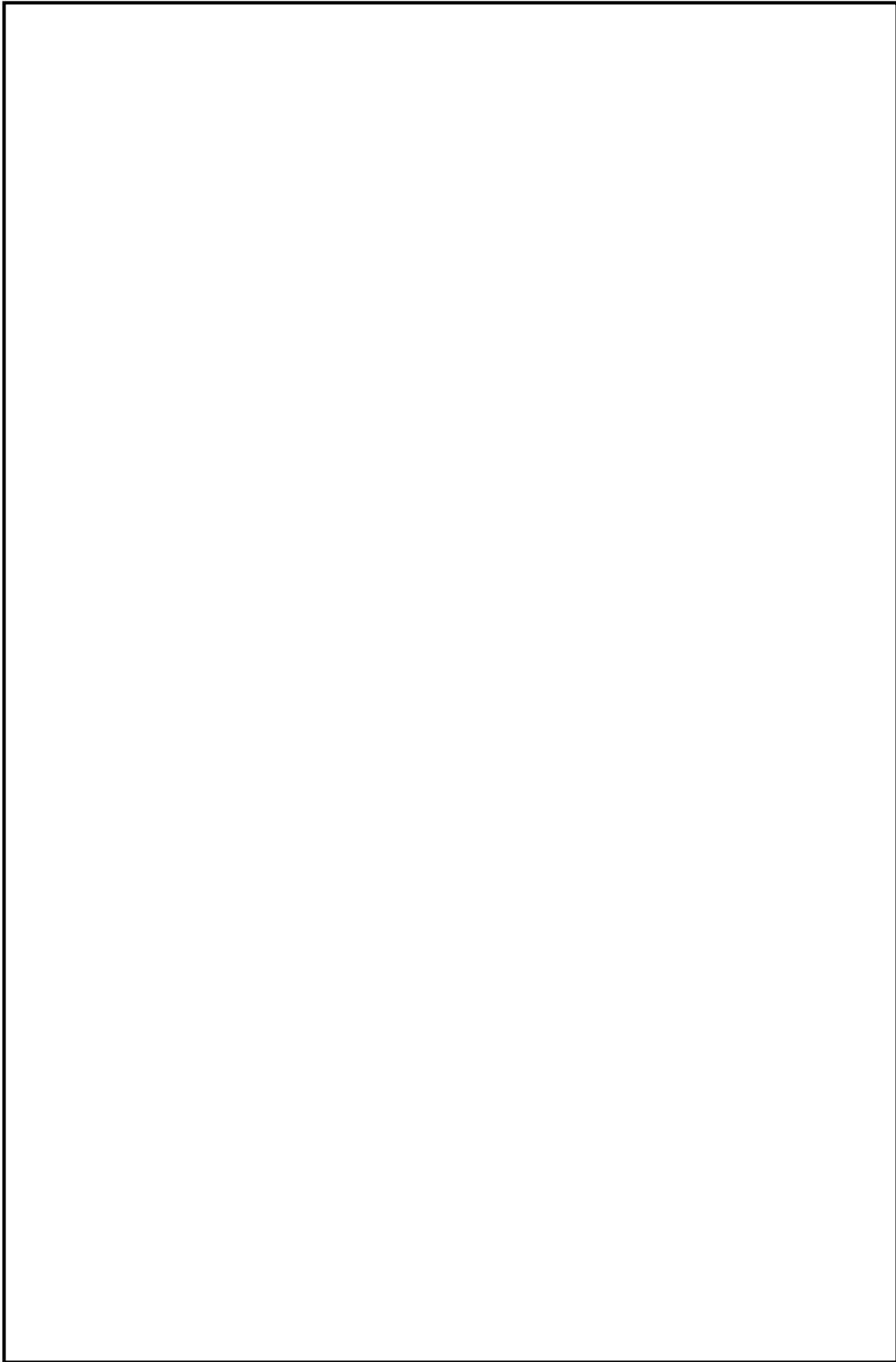
(4) P A R 設置の設計フロー

P A R 設置を検討する際、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」、「可燃限界未満となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、P A R の配置変更、個数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。P A R 設置の設計フローを第2.1.3-7図に示す。

第2.1.3-7図に示す「個数・配置決定」は、「2.1.3(2) P A R 設置個数」に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟6階が可燃限界未満になる P A R 必要個数を決定し、「2.1.3(3)設置箇所」に示すとおり、P A R 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原子炉棟6階を1点のモデルとした簡易評価結果による個数、配置決定であるため「仮決定」という位置付けとなる。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ないか」、「水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「個数・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、

「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」で P A R の設置位置をモデル化した解析に示す。

これらの検討の結果、P A R 配置は、「2.1.3(3)設置箇所」の第2.1.3-5図及び第2.1.3-6図に示す設計した。



第2.1.3-7図 PAR設置の設計フロー

2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

P A R の効果について、G O T H I C コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

また、東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合、中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系（以下「F R V S / S G T S」という。）の効果に期待することとしており、より現実的な解析条件として、F R V S / S G T S が起動している場合の水素挙動を確認する。

解析条件を第 2.1.4-1 表から第 2.1.4-4 表に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.1.4-1 図及び第 2.1.4-2 図、解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階の P A R の配置を第 2.1.4-3 図に示す。



P A R を設置している 6 階においては、132 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームに P A R を模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

第 2.1.4-1 表 P A R の解析条件

No.	項 目	説 明	入力値
1	P A R の性能 (NIS 製 PAR-22) (1) 水素処理容量 DR (2) 反応阻害物質 ファクタ F_{inhibi} (3) 低酸素ファク タ F_{lowO_2} (4) 起動水素濃度 C_{H2on} (5) 起動酸素濃度 C_{O2on} (6) 起動遅れ	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ <p>DR : 水素処理容量 (kg/h/個) A : 定数 <input type="text"/> (m³/h) C_{H2} : 水素濃度 (%) P : 圧力 (10⁻⁵Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクタ</p> <p>製造上の性能のばらつき、プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。</p> <p>低酸素ファクタは、<input type="text"/> 以下のとおりとする。ただし、<input type="text"/> 1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。</p> $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ <p>C_{O2} : 酸素濃度 (vol%)</p> <p>国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値</p> <p>同上</p> <p>考慮しない。<input type="text"/></p>	— 0.5 (事故初期より一定) — 1.5vol% 2.5vol% —
2	P A R 個数	実際の設置個数	24 個
3	P A R 設置位置	第 2.1.4-3 図参照	—

第 2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (2/2)

No.	項目	入力値	備考
4	放熱条件		
	(1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床 - 壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流 熱伝達を考慮	GOTHICコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル:DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル:垂直平板(壁), 水平 平板(天井)
	(2) 壁厚さ(固定)	壁:  天井: 	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率(固定)	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱(固定)	1kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度(固定)	2,400kg/m ³	同上
	(6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)	6W/m ² /K	建物内温度 200℃(流入気体温度), 外気温 40℃ における自然対流熱伝達率を使用
	(7) 外気温(固定)	40℃	同上
	(8) 放熱面積(固定)	東西壁:1,579.3m ² 南北壁:1,475.2m ² 天井:1,933.8 m ²	躯体図より算出

第 2.1.4-3 表 開口面積

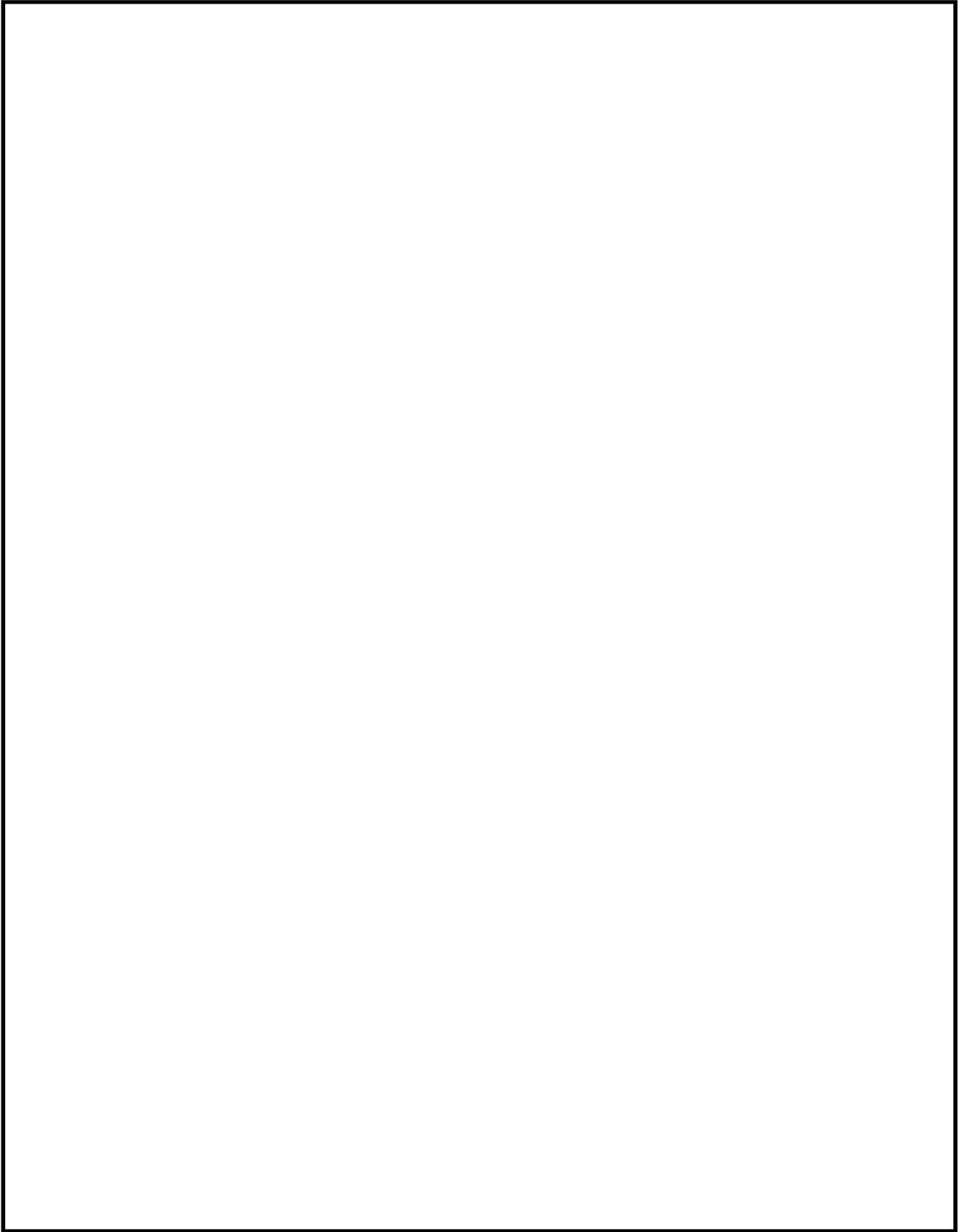
(単位: m²)

フロア	大物 搬入口	北東部 階段	北西部 階段	西部 階段	西部 階段1	北部 階段	南西部 階段	東部 階段	南部 階段
6階床									
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

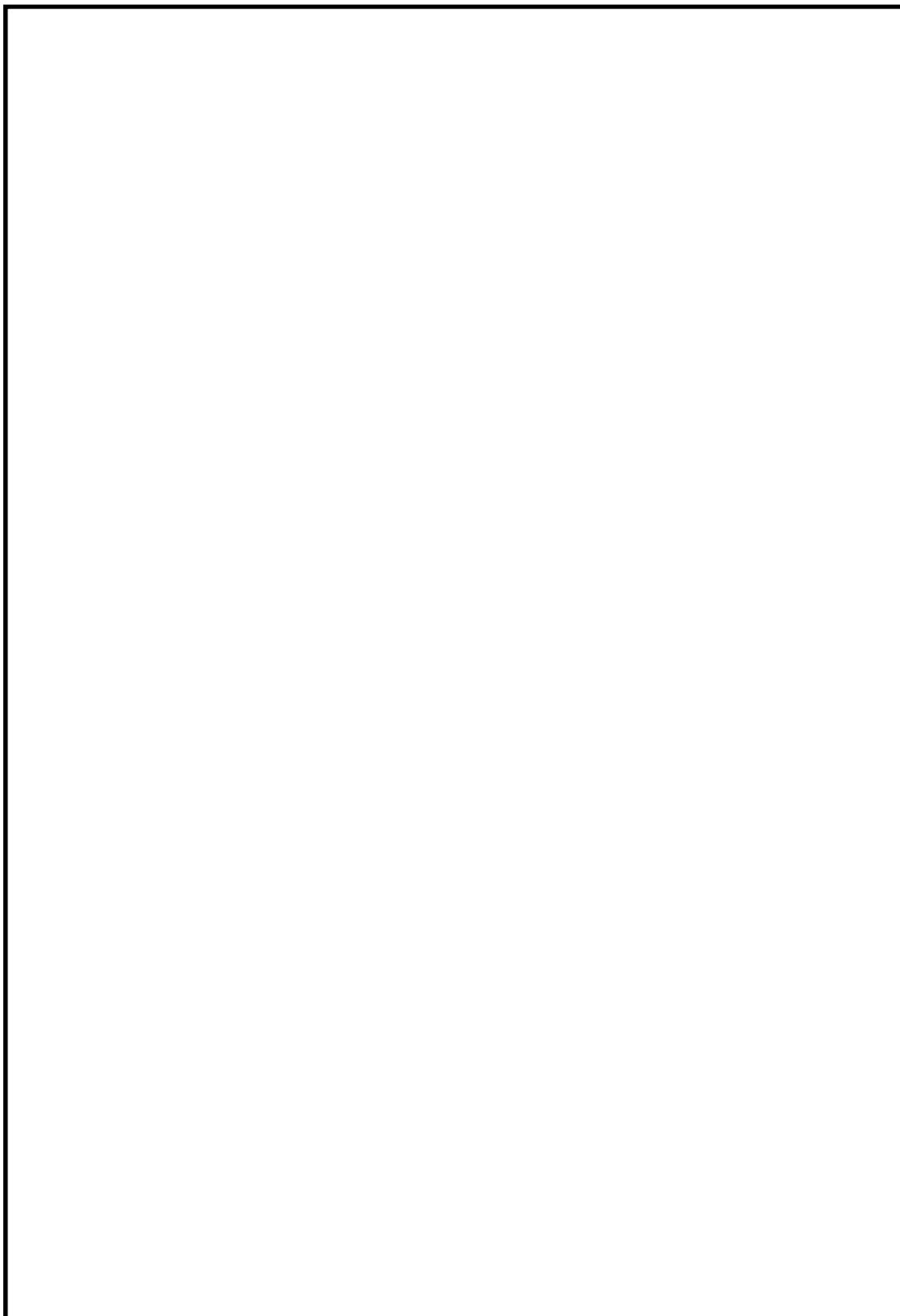
第 2.1.4-4 表 F R V S / S G T S の解析条件

フロア	F R V S 吸込み (排気) 流量 [m ³ /h]	F R V S 戻り (給気) 流量 [m ³ /h]
6階	4,250	4,765
5階 (西側)	—	497
5階 (東側)	—	315
4階 (西側)	—	664
4階 (東側)	—	1,152
3階 (西側)	—	580
3階 (東側)	4,250	493
2階 (西側)	—	1,024
2階 (東側)	4,250	935
1階 (西側)	—	261
1階 (東側)	—	261
地下1階 (西側)	—	782
地下1階 (東側)	4,250	782
地下2階 (西側)	—	445
地下2階 (北東側)	—	335
地下2階 (南東側)	—	141
合計※	17,000	13,430

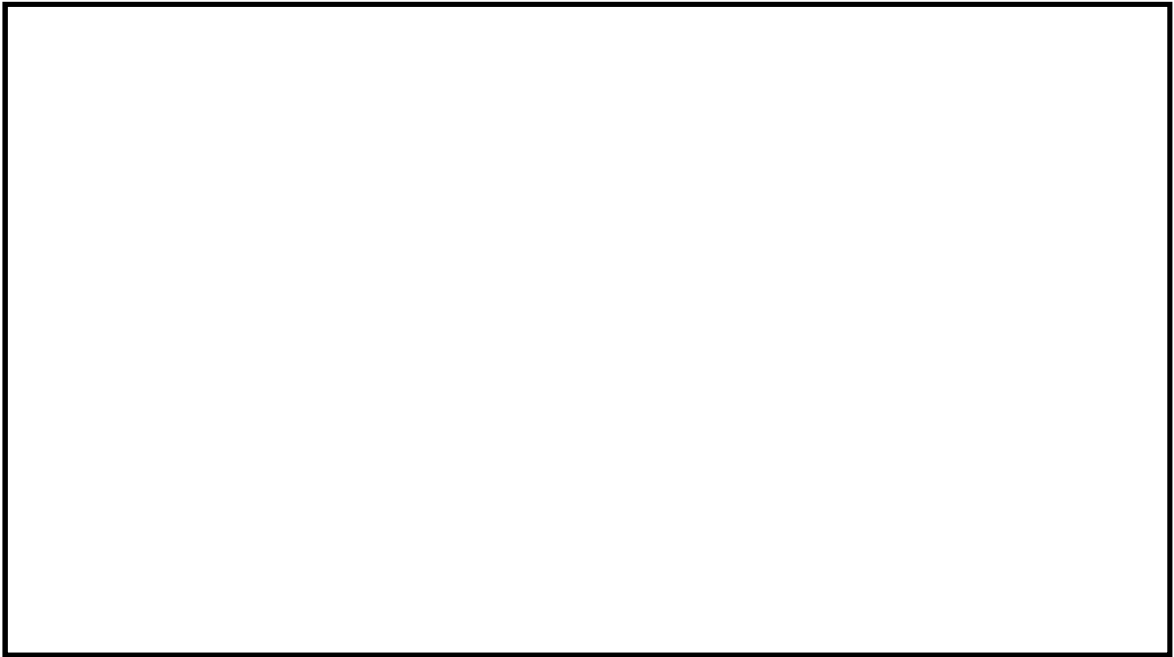
※ F R V S 吸込み流量と戻り流量の差分が S G T S 単体の定格流量。(17,000 - 13,430 = 3,570m³/h)



第 2.1.4-1 図 G O T H I C 解析モデル ノーディング図



第 2.1.4-2 図 6 階サブボリューム分割図



第 2.1.4-3 図 P A R 設置箇所

2.1.4.1 解析条件

(1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として、「a. 設計条件」、「b. 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）」、「c. 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）」のいずれかを用いる。

a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-1 表に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/day とする。漏えいするガスの組成は、原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第 2.1.4.1-1 図に示す。

b. 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-2 表に示す。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、第 2.1.4.1-2 図から第 2.1.4.1-5 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける格納容器圧力逃がし装置を用いた除熱を考慮した場合のMAAP解析結果の圧力、温度、ガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。なお、格納容器ベント実施により、非凝縮性ガスが原子炉格納容器外へ排出されるため、原子炉格納容器内雰囲気は、ほぼ蒸気環境となり、建屋へ漏えいする気体も蒸気となる。これを保守側に包絡するよう格納容器ベント実施時間については、「事故発生 30 時間後」とし、格納容器ベント実施後は、漏えい量を少なく見積もる観点から、15.5kPa (0.05Pd) とする。

漏えい量については、格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度から、A E Cの式を用いて設定する。ガス濃度については、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお、事象初期は、これを包絡する1.5%/dayを設定する。

c. 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）

原子炉格納容器からの漏えい条件を第2.1.4.1-3表に示す。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、第2.1.4.1-6図から第2.1.4.1-9図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を用いた除熱を考慮した場合のMAAP解析結果の圧力、温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい量については、格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度から、A E Cの式を用いて設定する。ガス濃度については、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお、事象初期は、これを包絡する1.5%/dayを設定する。

第2.1.4.1-1表 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力 [kPa [gage]]	620	
温度 [°C]	200	
水素分率 [vol%]	39	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率 [vol%]	40	
窒素分率 [vol%]	21	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day]	10	

第 2.1.4.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）における漏えい条件

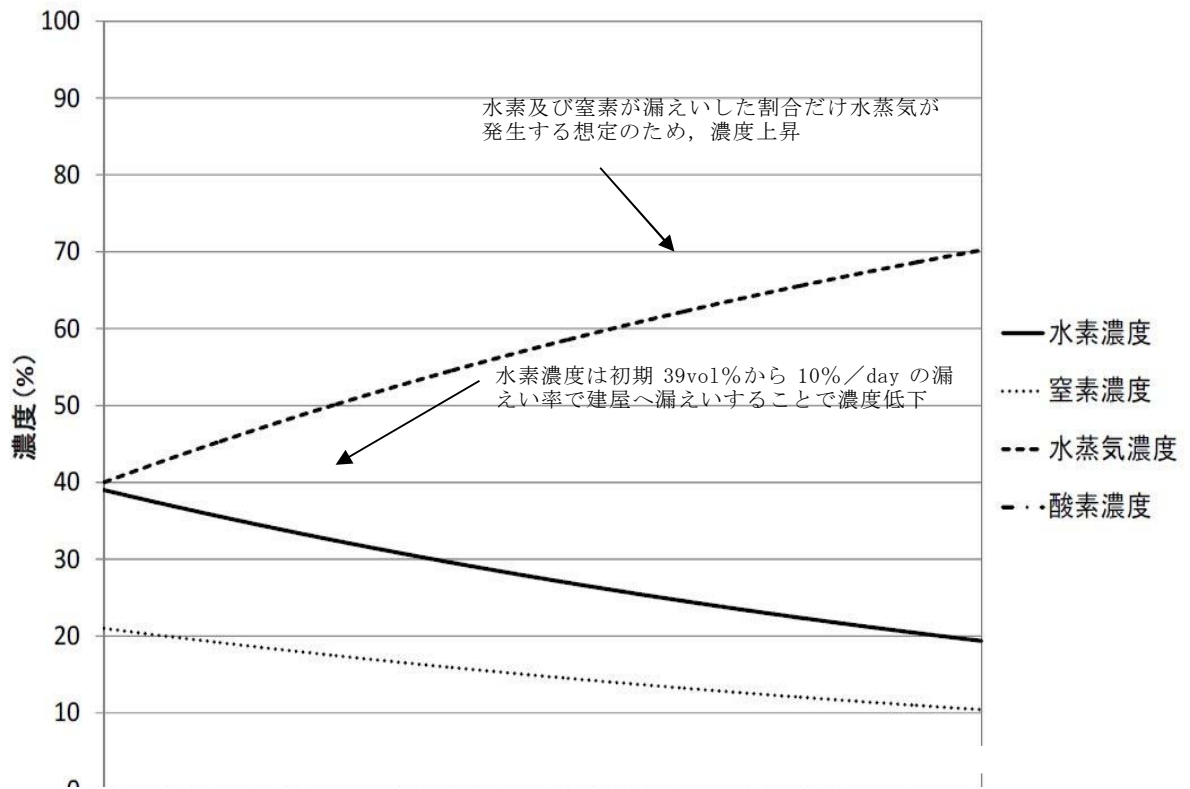
項目	ドライウエル		サプレッション・チェンバ	
	0～30h	30h～	0～30h	30h～
圧力 [kPa [gage]]	620 (2Pd)	15.5 (0.05Pd)	620 (2Pd)	15.5 (0.05Pd)
温度 [°C]	200	171	200	171
水素分率 [vol%]	22	0	28	0
水蒸気分率 [vol%]	78	100	72	100
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] ※	1.5	0.2	1.5	0.2
備考	6 階, 2 階の漏えい条件		地下 1 階の漏えい条件	

※ 漏えい率は、AECの式より算出

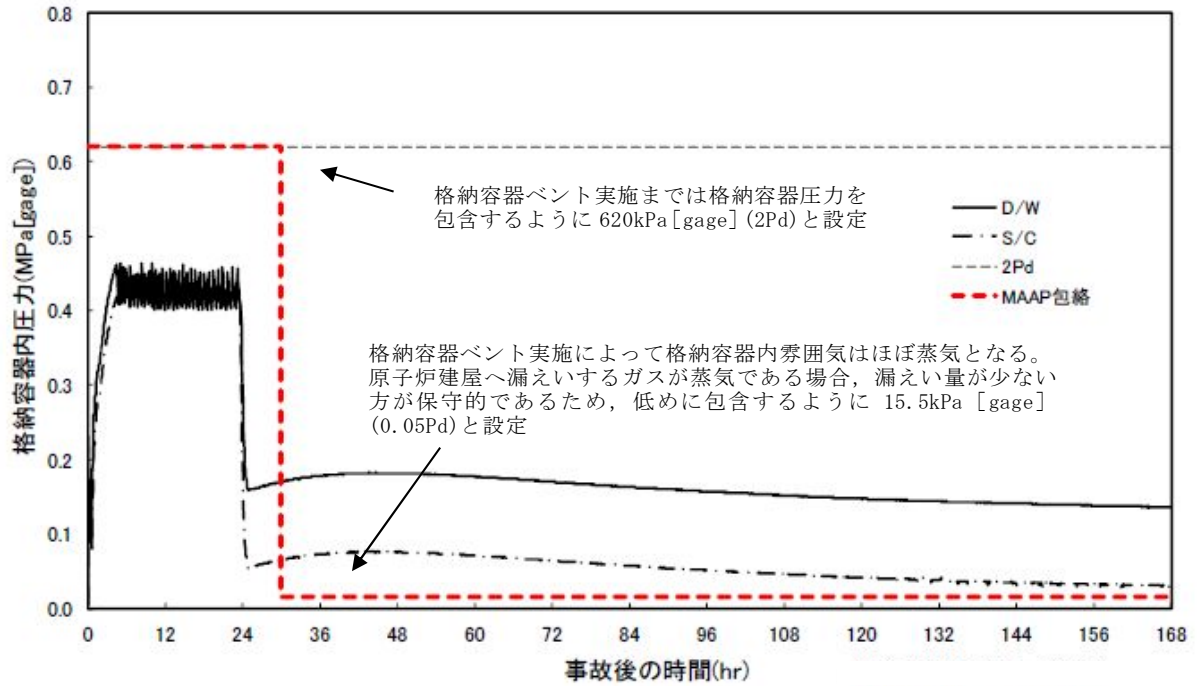
第 2.1.4.1-3 表 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における漏えい条件

項目	D/W				W/W				
	0～18h	18～96h	96～120h	120～168h	0～18h	18～36h	36～96h	96～120h	120～168h
圧力 [kPa [gage]]	620 (2Pd)	372 (1.2Pd)	248 (0.8Pd)	248 (0.8Pd)	620 (2Pd)	372 (1.2Pd)	248 (0.8Pd)	248 (0.8Pd)	248 (0.8Pd)
温度 [°C]	200			171	200			171	
水素分率 [vol%]	21		25		29		17		
水蒸気分率 [vol%]	79		75		71		83		
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] ※	1.5	1.2		1.0	1.5	1.2		1.0	
備考	6 階, 2 階の漏えい条件				地下 1 階の漏えい条件				

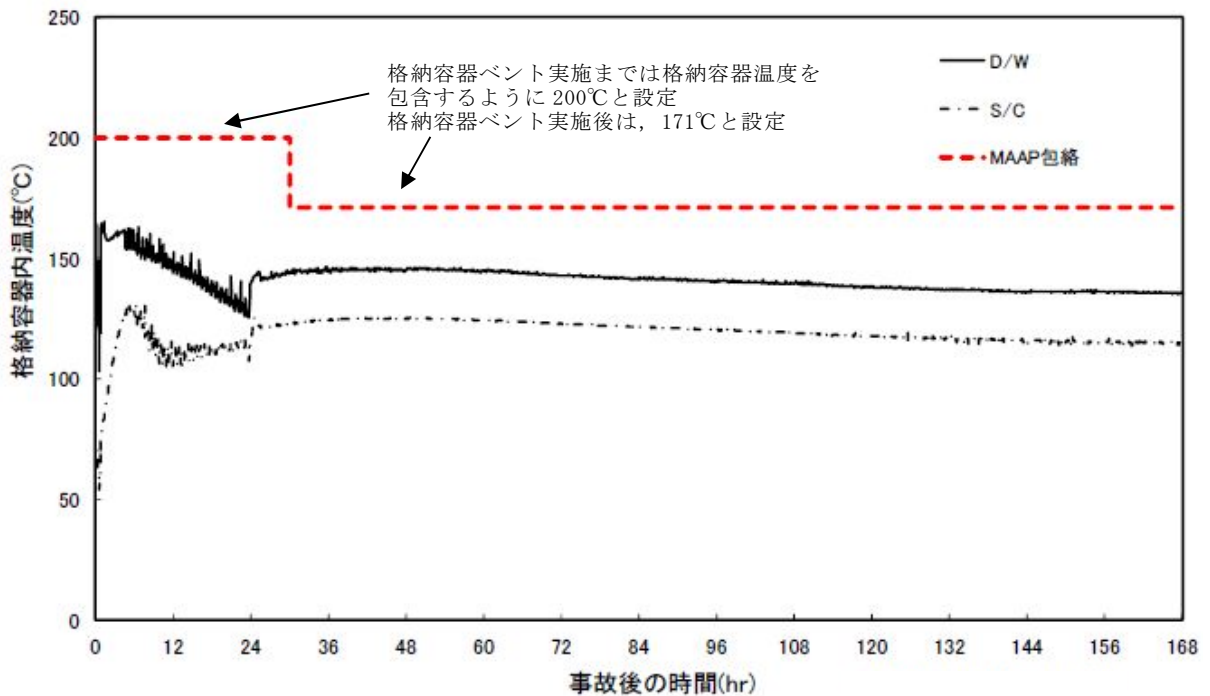
※ 漏えい率は、AECの式より算出



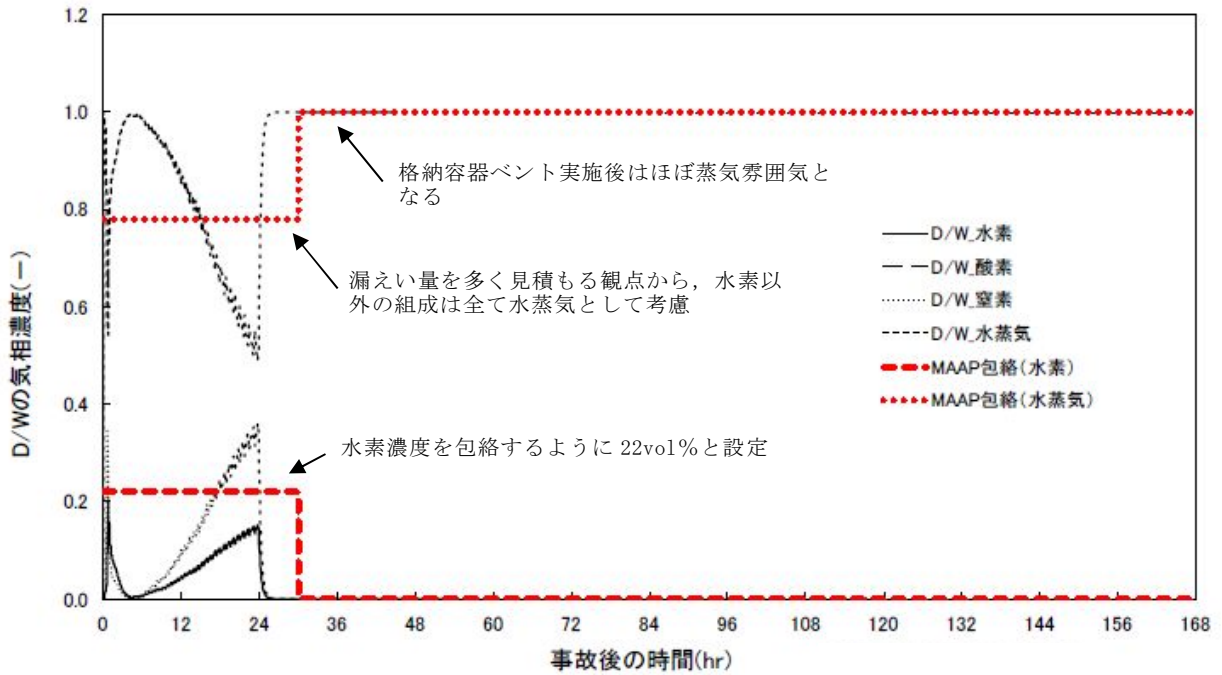
第 2.1.4.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)



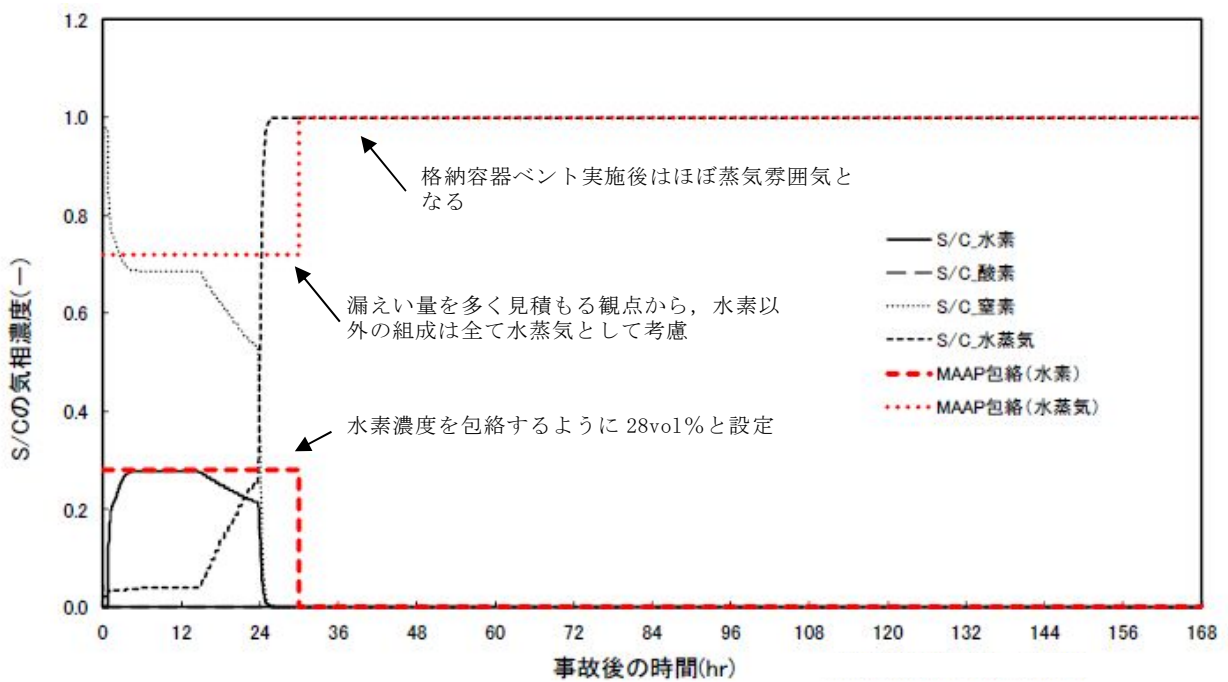
第 2. 1. 4. 1-2 図 格納容器内圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）（格納容器ベント使用時）



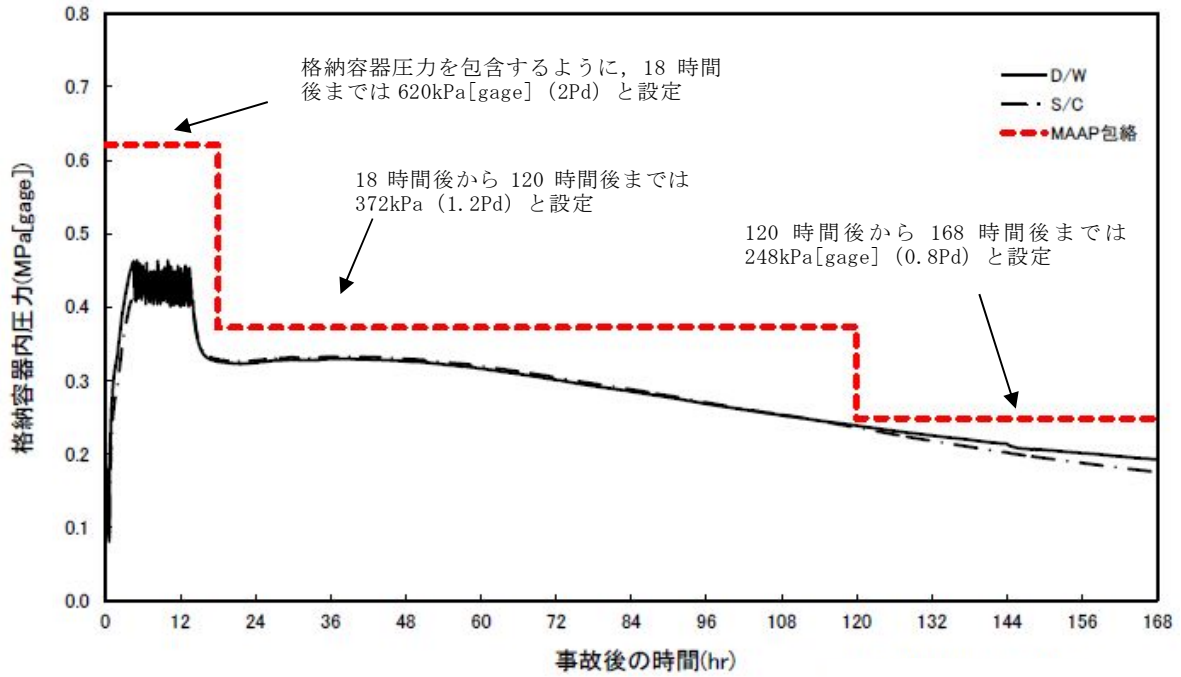
第 2. 1. 4. 1-3 図 格納容器内温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（格納容器ベント使用時）



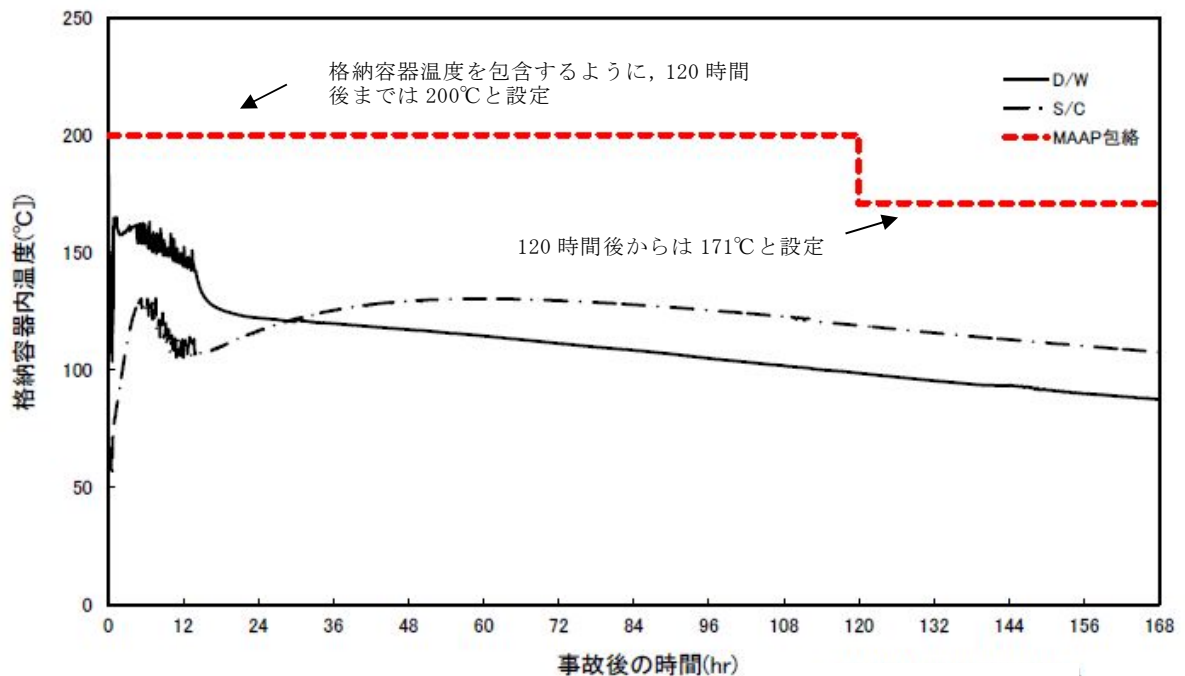
第 2. 1. 4. 1-4 図 ドライウェル組成 (有効性評価シナリオ包絡条件) (格納容器ベント使用時)



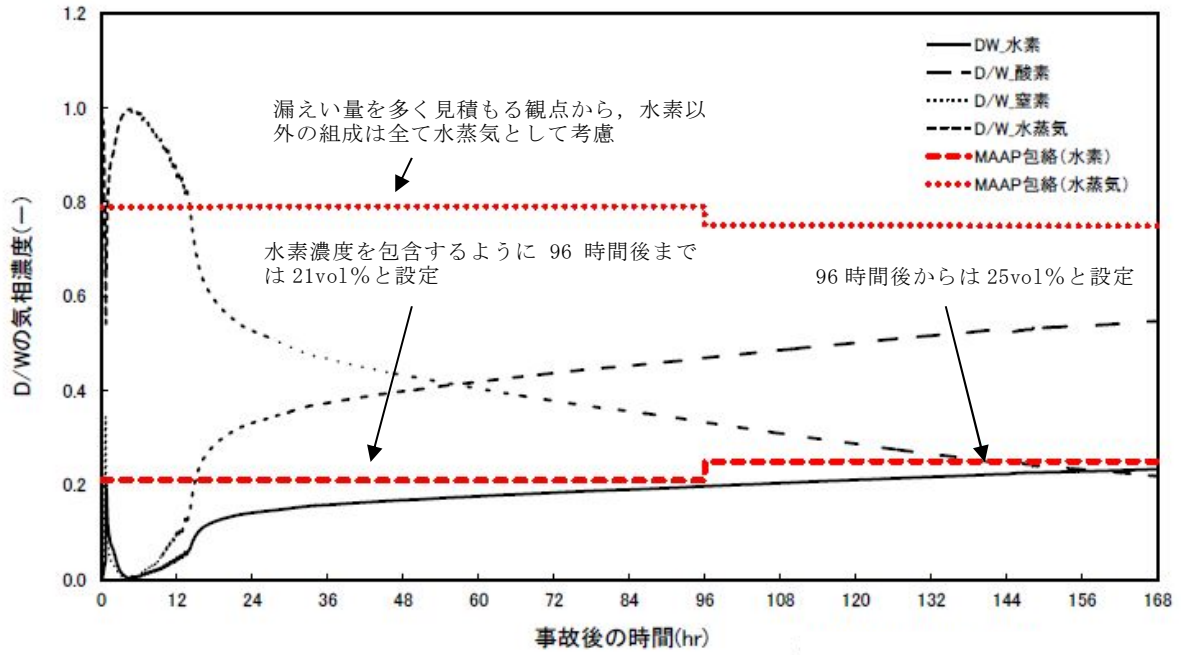
第 2. 1. 4. 1-5 図 サプレッション・チェンバ組成 (有効性評価シナリオ包絡条件) (格納容器ベント使用時)



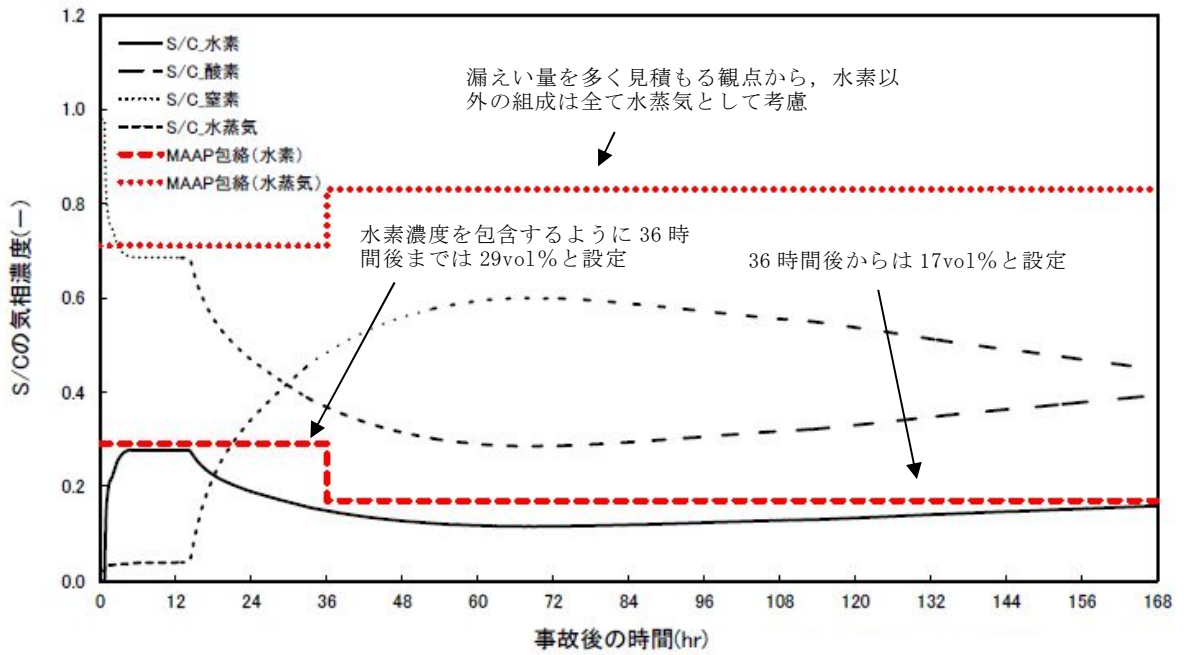
第 2.1.4.1-6 図 格納容器内圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系使用時）



第 2.1.4.1-7 図 格納容器内温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系使用時）



第 2. 1. 4. 1-8 図 ドライウェル組成（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系使用時）



第 2. 1. 4. 1-9 図 サプレッション・チェンバ組成（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系使用時）

(2) 漏えい箇所

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

- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟 6 階）
- ・ドライウエル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・CRD搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）
- ・サブプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）

6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1-4 表に示す。

部屋の位置を第 2.1.4.1-10 図、第 2.1.4.1-11 図に示す。

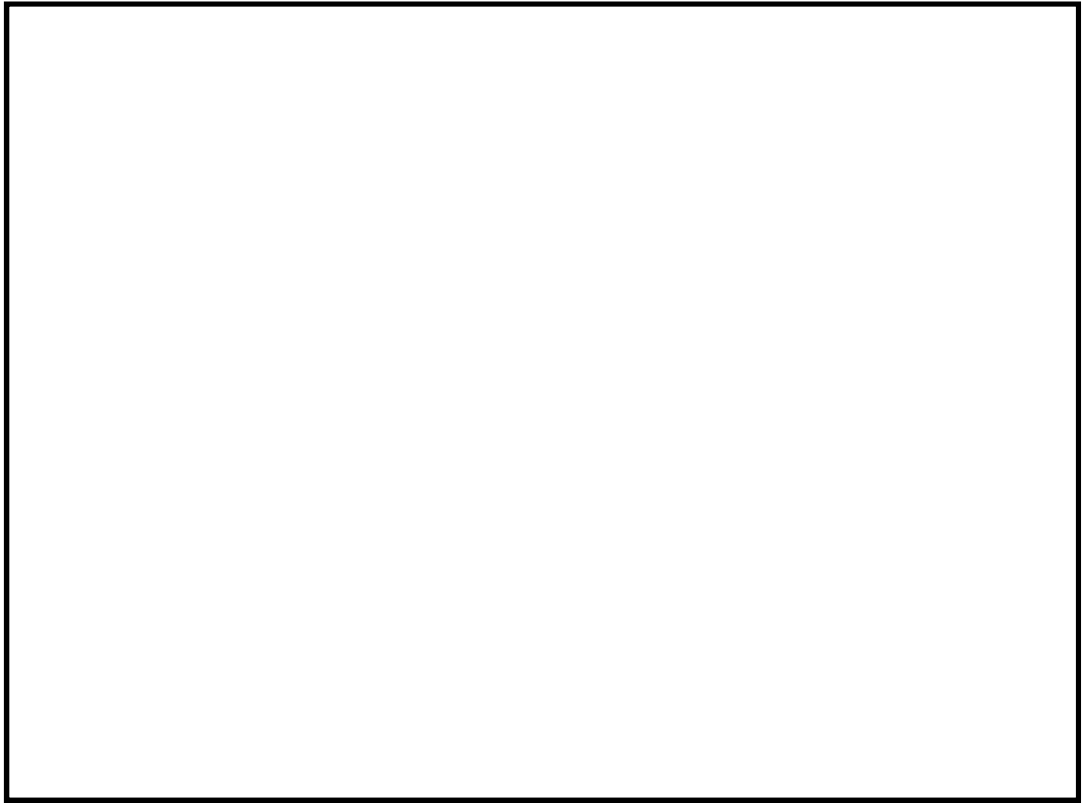
第 2.1.4.1-4 表 水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長※ ¹ [mm]	周長割合※ ²		漏えい量割合※ ³		漏えいの対象 とする小部屋
				全 フロア	ウェル 注水 想定時	全 フロア	ウェル 注水 想定時	
6 階	原子炉格納 容器トップ ヘッドフラ ンジ							—
2 階	西側 ドライ ウェル機器 ハッチ							ドライウェル 機器ハッチ 及びCRD 搬出ハッチ のある部屋
	東側 所員用 エアロック							所員用 エアロック のある部屋
地下 1 階	西側 サプレッシ ョン・チェ ンバ アク セスハッチ							サプレッシ ョン・チェンバ アクセスハッ チのある部屋

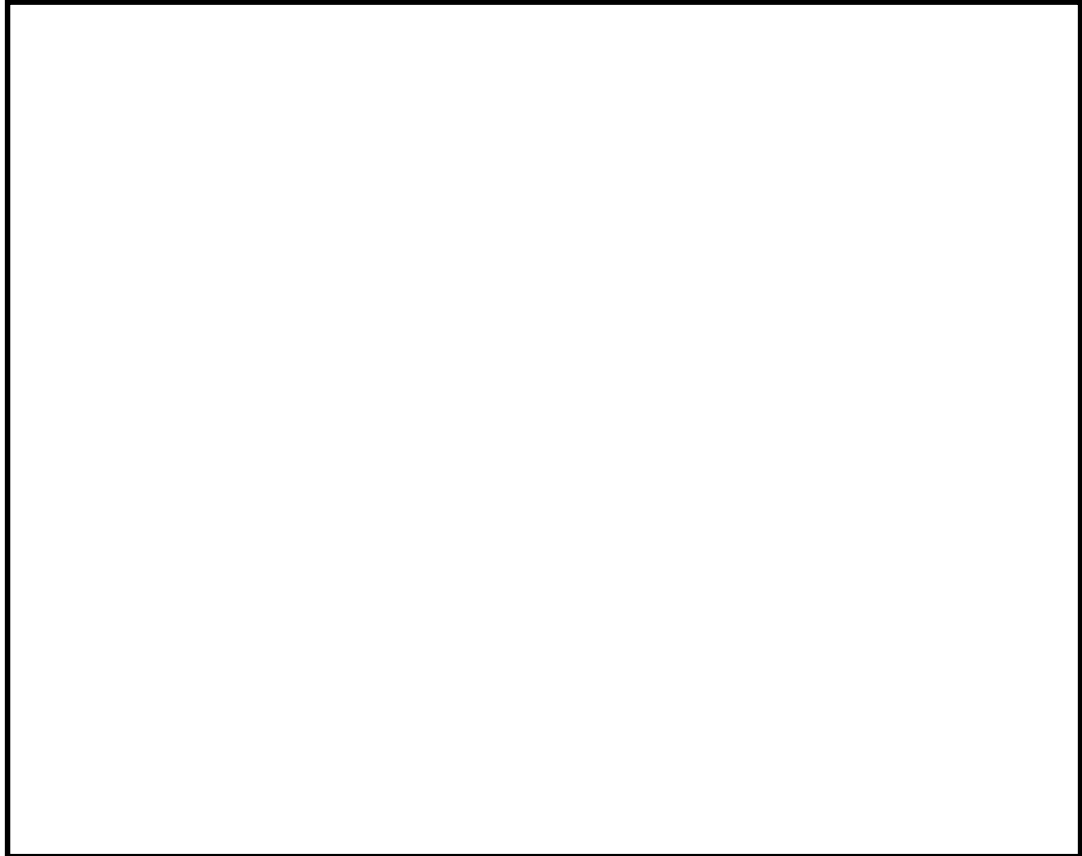
※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm] (口径[mm] × 円周率) を算出する。

※2 周長割合=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。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また、6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については、漏えい量割合を 1 とする。



第 2.1.4.1-10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 2.1.4.1-11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

2.1.4.2 解析結果

2.1.4.1 に示した解析条件の組合せから、第 2.1.4.2-1 表に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

第 2.1.4.2-1 表 解析ケース

	ケース 1 (格納容器ベント使用時の影響確認)	ケース 2 (設計裕度の確認)	ケース 3 (代替循環冷却系使用時の影響確認)
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ (格納容器ベント使用時)	設計条件	有効性評価シナリオ (代替循環冷却系使用時)
漏えい箇所	6 階, 2 階, 地下 1 階	6 階	6 階, 2 階, 地下 1 階
原子炉 格納容器 漏えい率	A E C の式から設定	10%/day	A E C の式から設定
F R V S / S G T S	2 時間後から起動	停止	2 時間後から起動

ケース 1：格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）において各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階，地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第 2.1.4.1-2 表に示す有効性評価包絡条件とし、F R V S / S G T S が事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

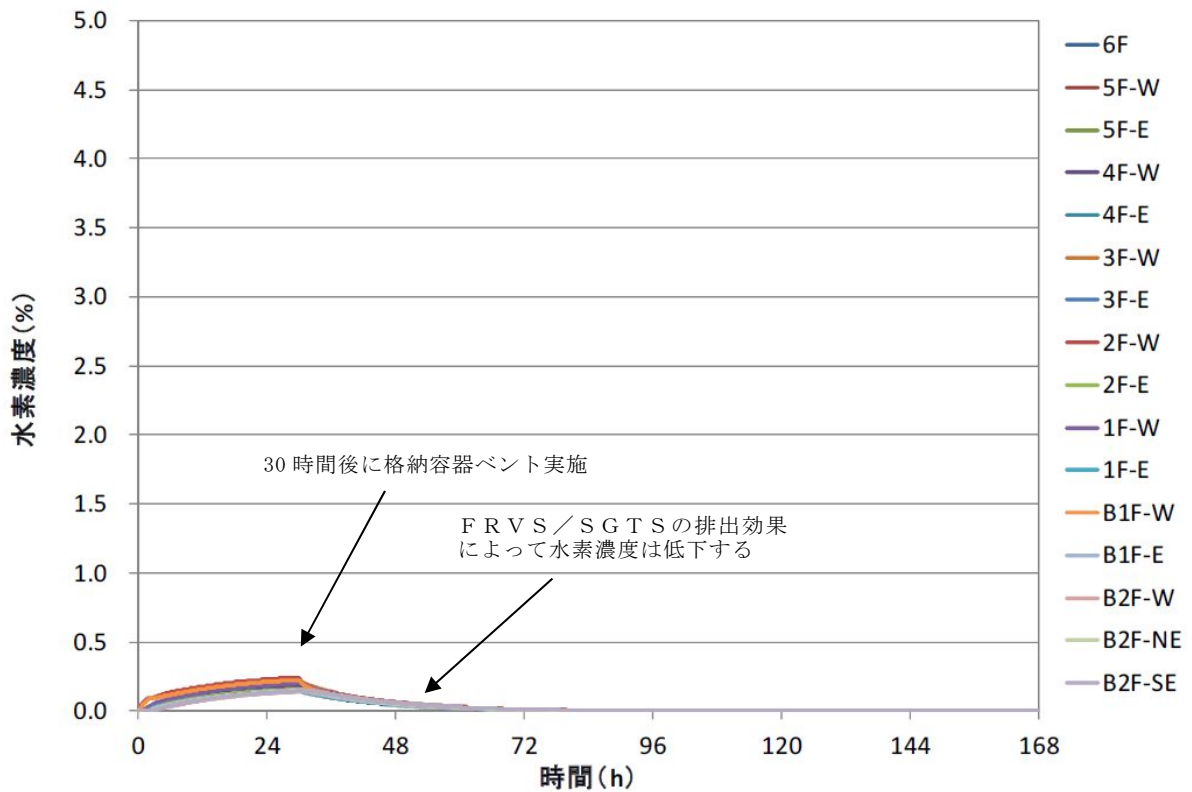
ケース 2：P A R の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 のシナリオに対して十分保守的に設定した P A R 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟 6 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また、F R V S / S G T S の効果も期待しない。

ケース 3：格納容器過圧・過温シナリオ（代替循環冷却系使用時）において各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、ケース 1 と同様に全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階，地下 1 階）に分配した条件で，水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は，第 2.1.4.1-3 表に示す代替循環冷却シナリオ包絡条件とし，FRVS/SGTS が事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

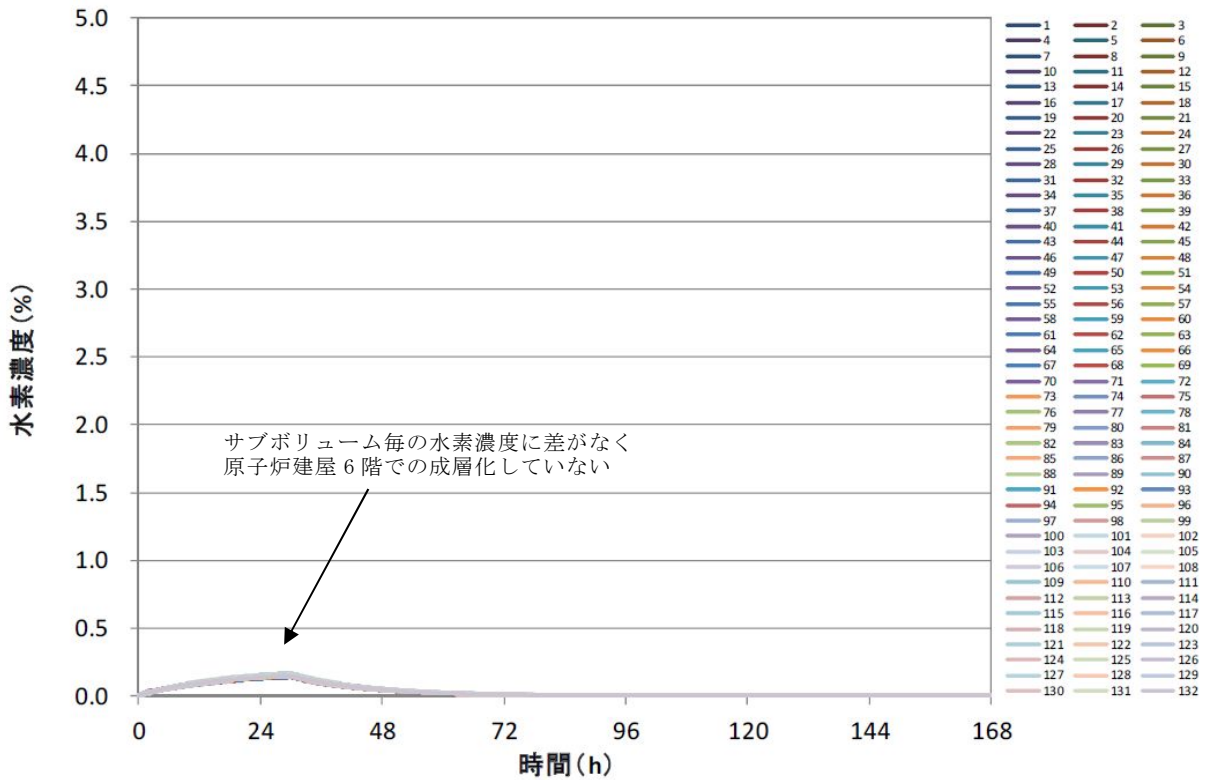
(1) ケース 1

格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）において各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-1 図に示す。

また、原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-2 図に示す。



第 2.1.4.2-1 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全
域）



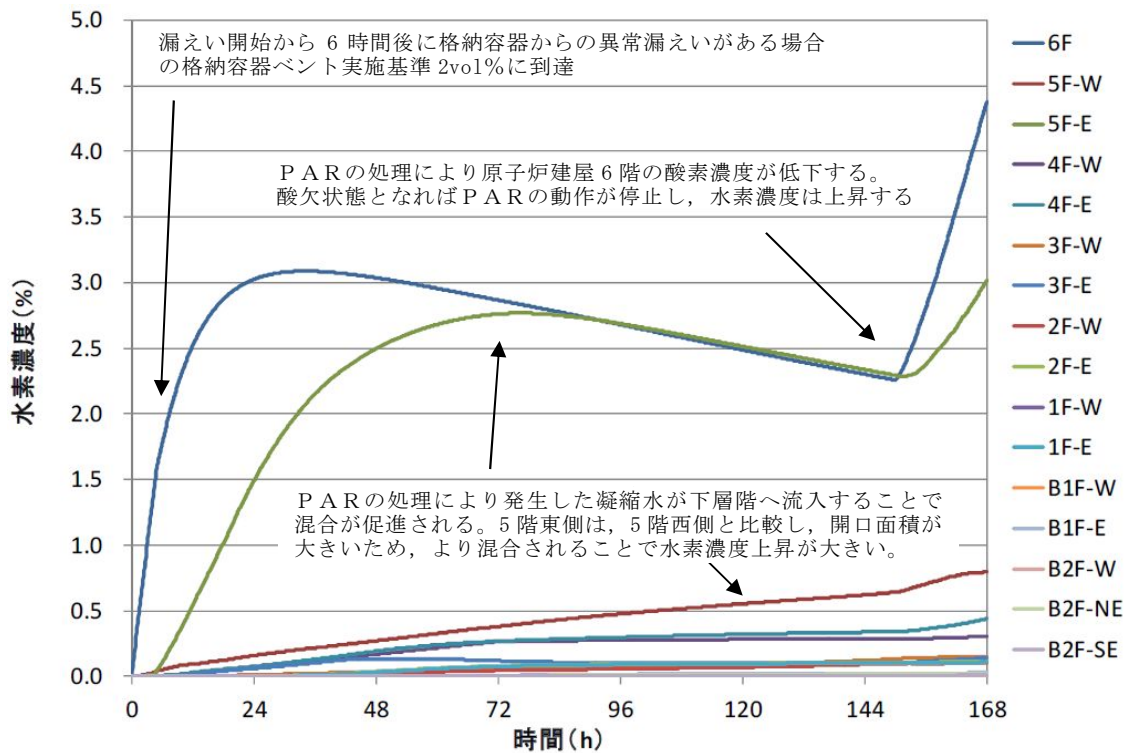
第 2. 1. 4. 2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することが確認できた。また、水素濃度の最大値は、事象発生後約 30 時間後に格納容器ベントを実施することで、原子炉格納容器からの漏えいが抑制され、PAR 起動水素濃度である 1.5% 未満となる結果となった。

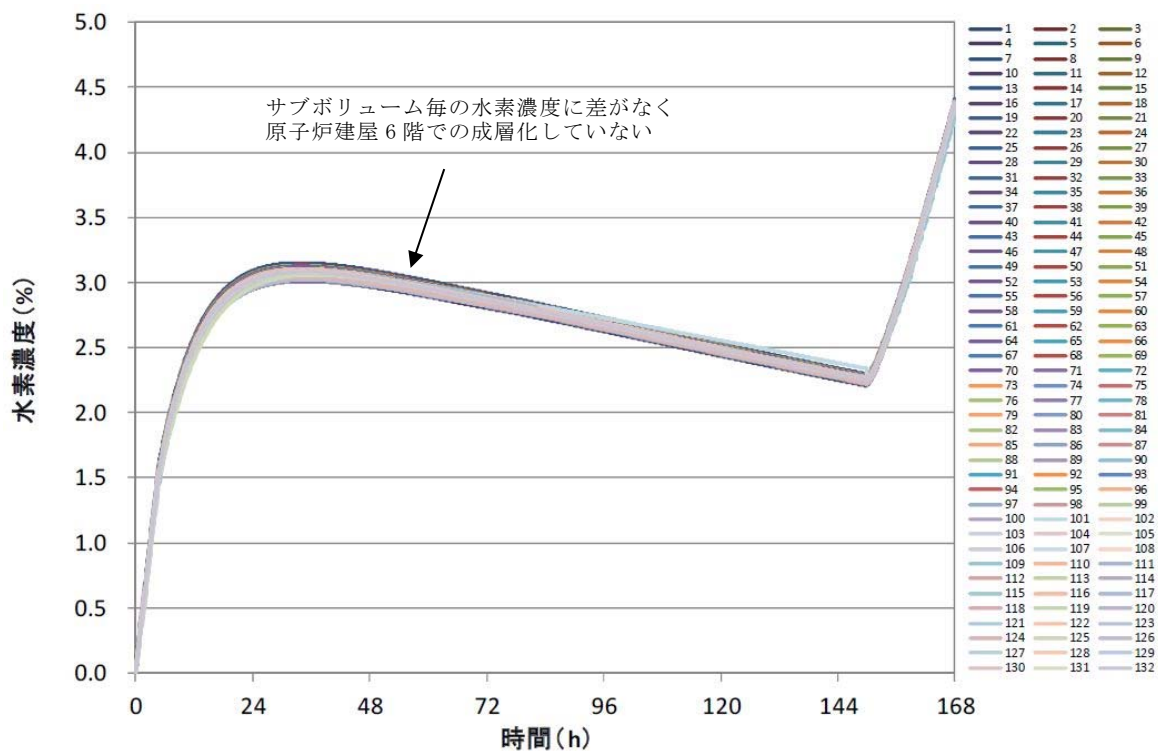
(2) ケース 2

設計裕度の確認を行うため、格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件である P A R 設計値（水素発生量 A F C 100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 P A R 設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 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。解析結果を第 2.1.4.2-3 図に示す。

また、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-4 図に示す。



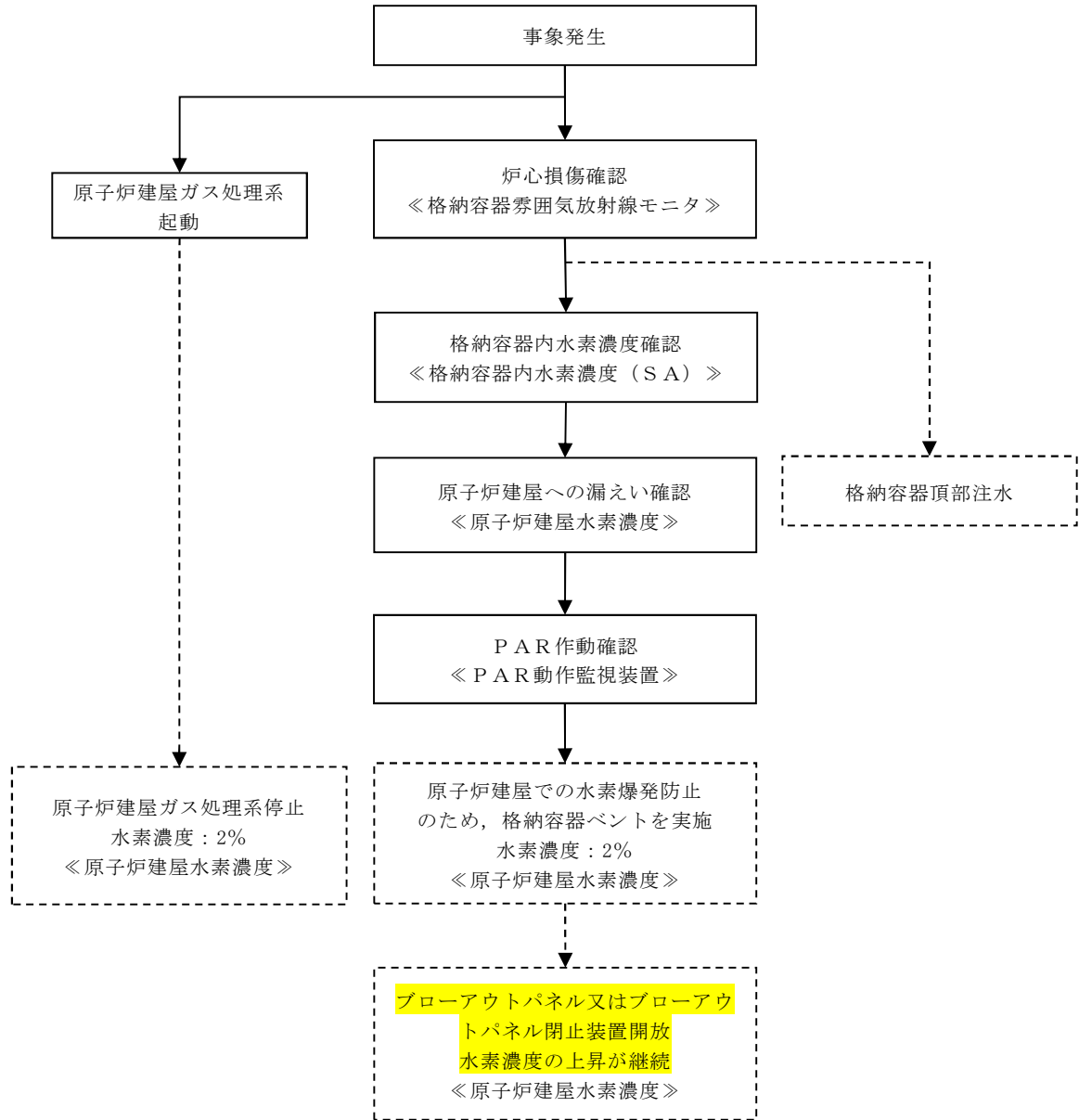
第 2.1.4.2-3 図 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



第 2. 1. 4. 2-4 図 ケース 2 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)

設計条件の水素発生量に対して P A R による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの、事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し、P A R の起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり、水素濃度が上昇する結果となった。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。さらに、第 2. 1. 4. 2-5 図に示すとおり、原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vol% に到達した場合、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており、格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで、水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また、第 2.1.4.2-4 図に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟 6 階は、均一化されており、成層化しないことが確認された。

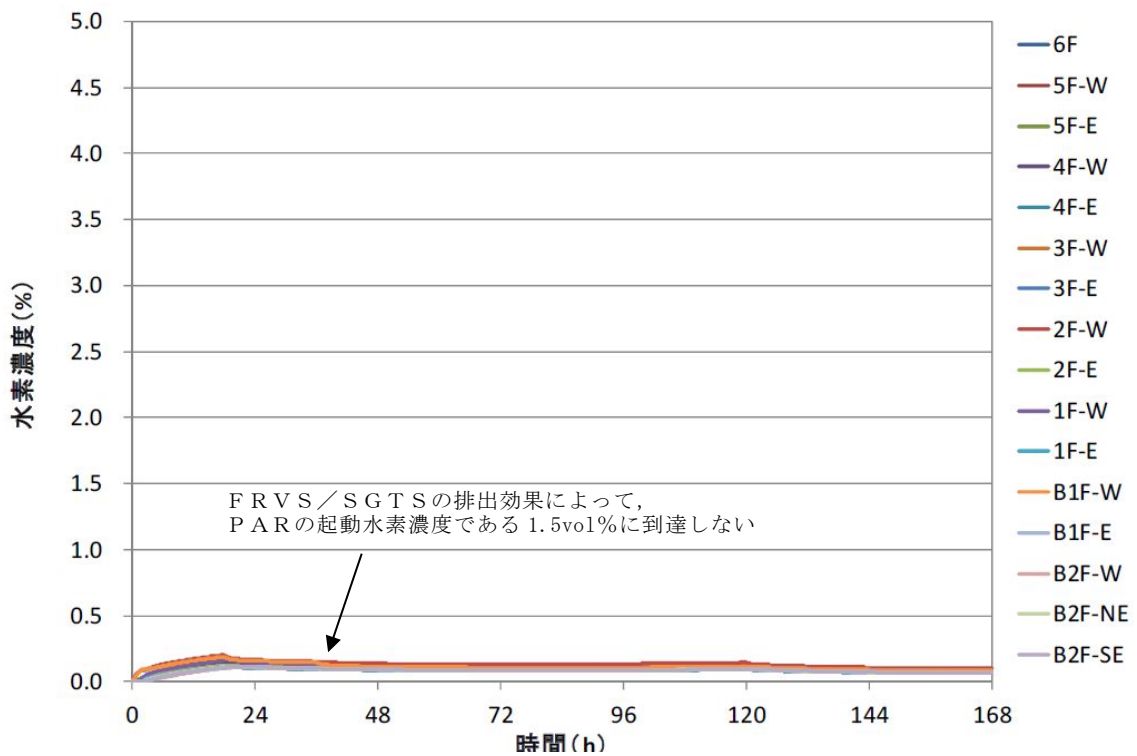


第 2.1.4.2-5 図 建屋水素対策フロー

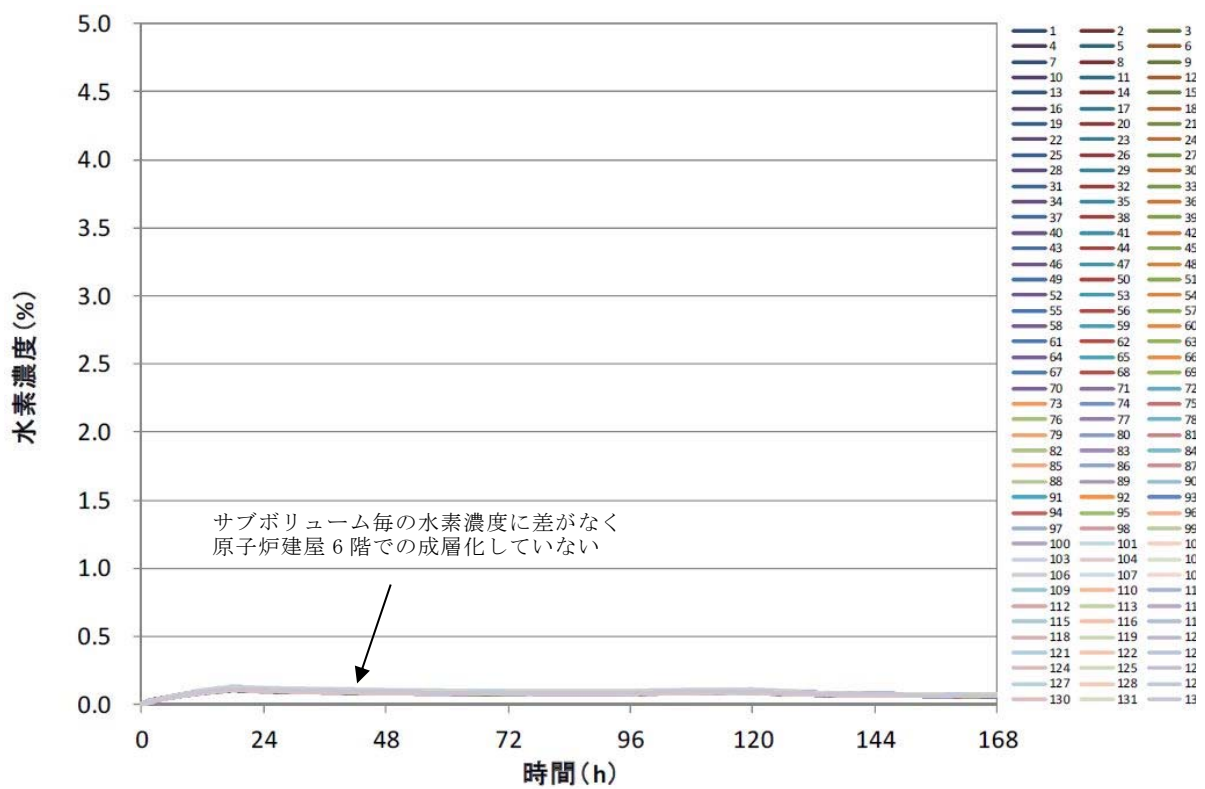
(3) ケース 3

格納容器過圧・過温シナリオ（代替循環冷却系使用時）の影響確認を行うため、ケース 1 の評価シナリオを代替循環冷却系シナリオに変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-6 図に示す。

また、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-4 図に示す。



第 2.1.4.2-6 図 ケース 3 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



第 2.1.4.2-7 図 ケース 3 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

格納容器ベントを実施せず，設計漏えい率相当の水素が漏えいし続けるケースにおいても，ケース 1 と同様に原子炉建屋水素濃度は，P A R 起動水素濃度である 1.5%に到達することはなく，可燃限界にも到達しないことを確認した。

2.2 原子炉建屋水素濃度

2.2.1 概 要

想定される事故時に原子炉建屋原子炉棟の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として水素濃度計を設置する。(別紙9参照)

水素濃度は、中央制御室にて監視可能であり、代替電源設備から給電可能である。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建屋原子炉棟6階の水素は、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近とする。(第2.2-1図参照)。

なお、別紙5にて説明する局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリアに漏えいした水素を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(第2.2-2図～第2.2-3図参照)。

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.2.2 主要仕様

(1) 機器仕様

①原子炉建屋水素濃度（6階）

種類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個数：2個

②原子炉建屋水素濃度（2階，地下1階）

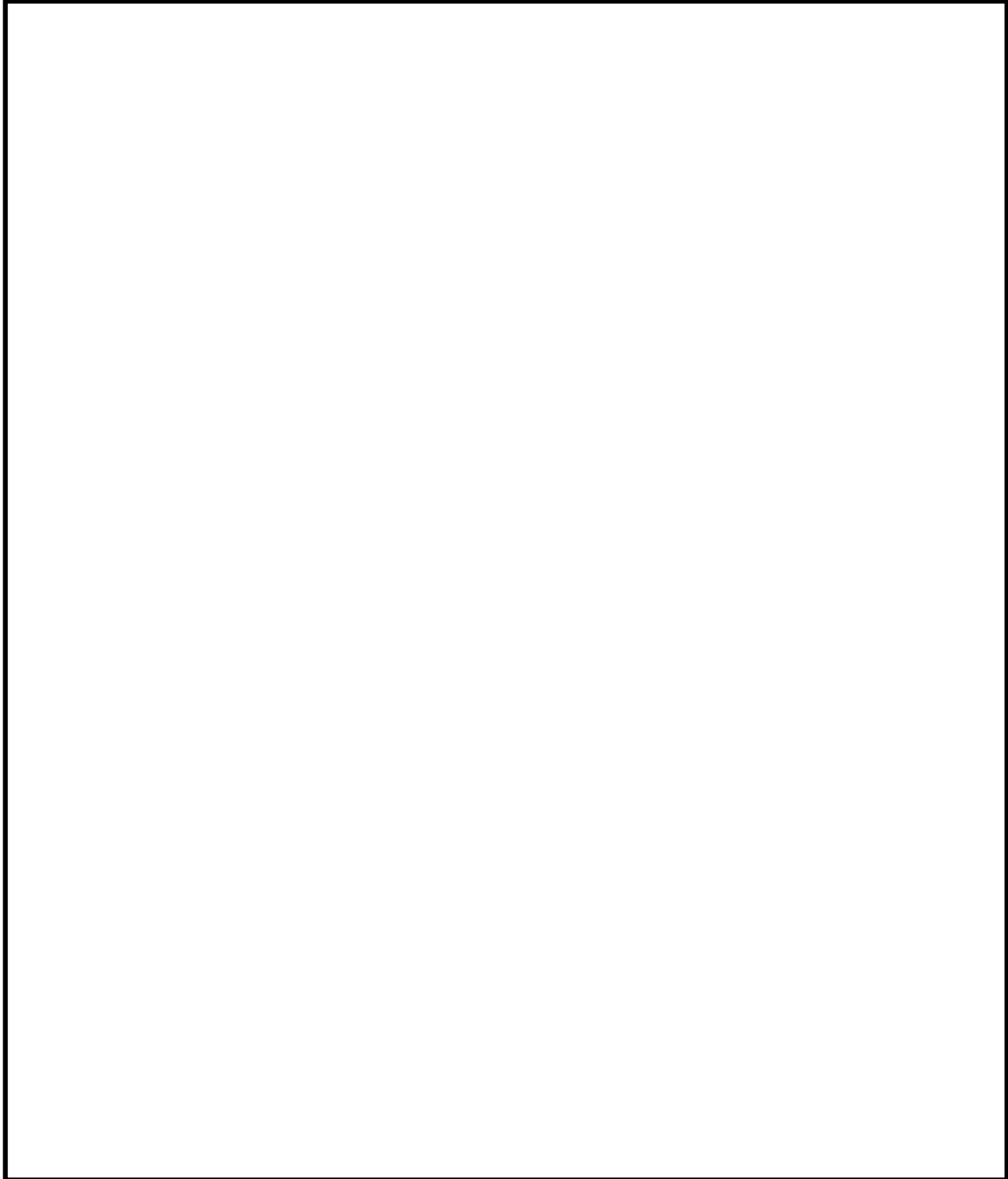
種類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20vol%

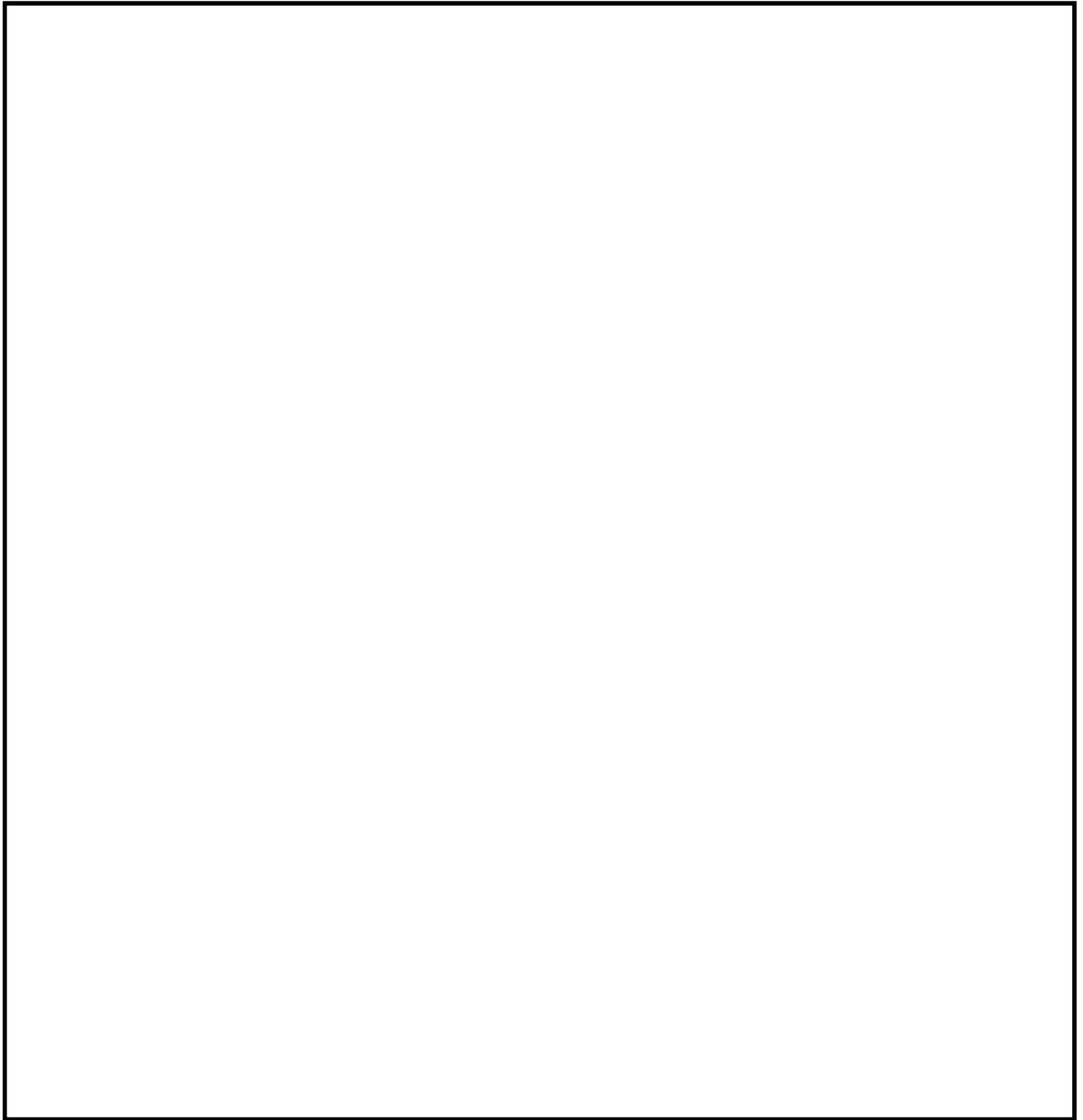
個数：3個

(2) 配置場所

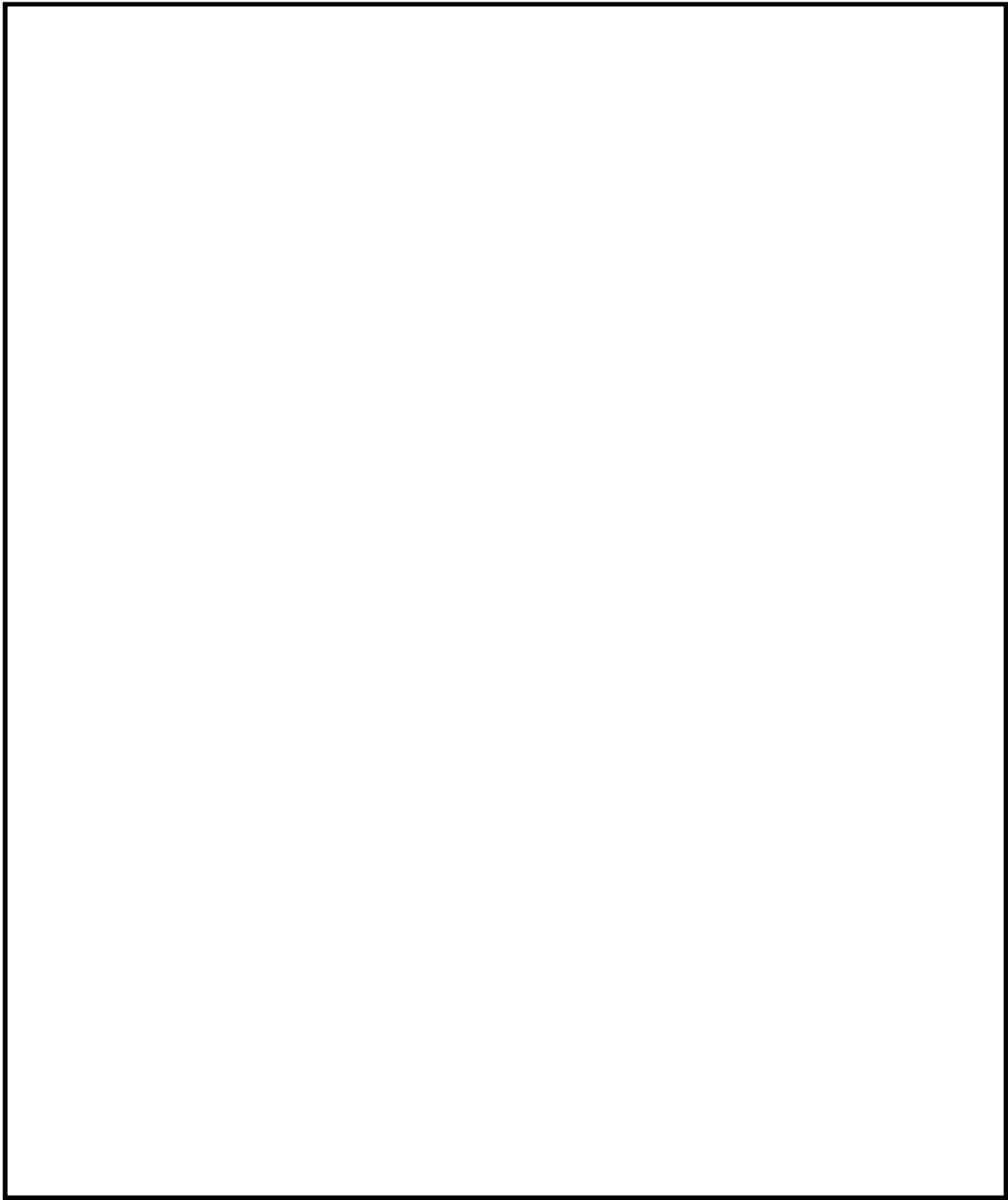
水素濃度検出器の配置場所を第 2.2-1 図から第 2.2-3 に示す。



第 2.2-1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 6 階）



第 2.2-2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 2 階）

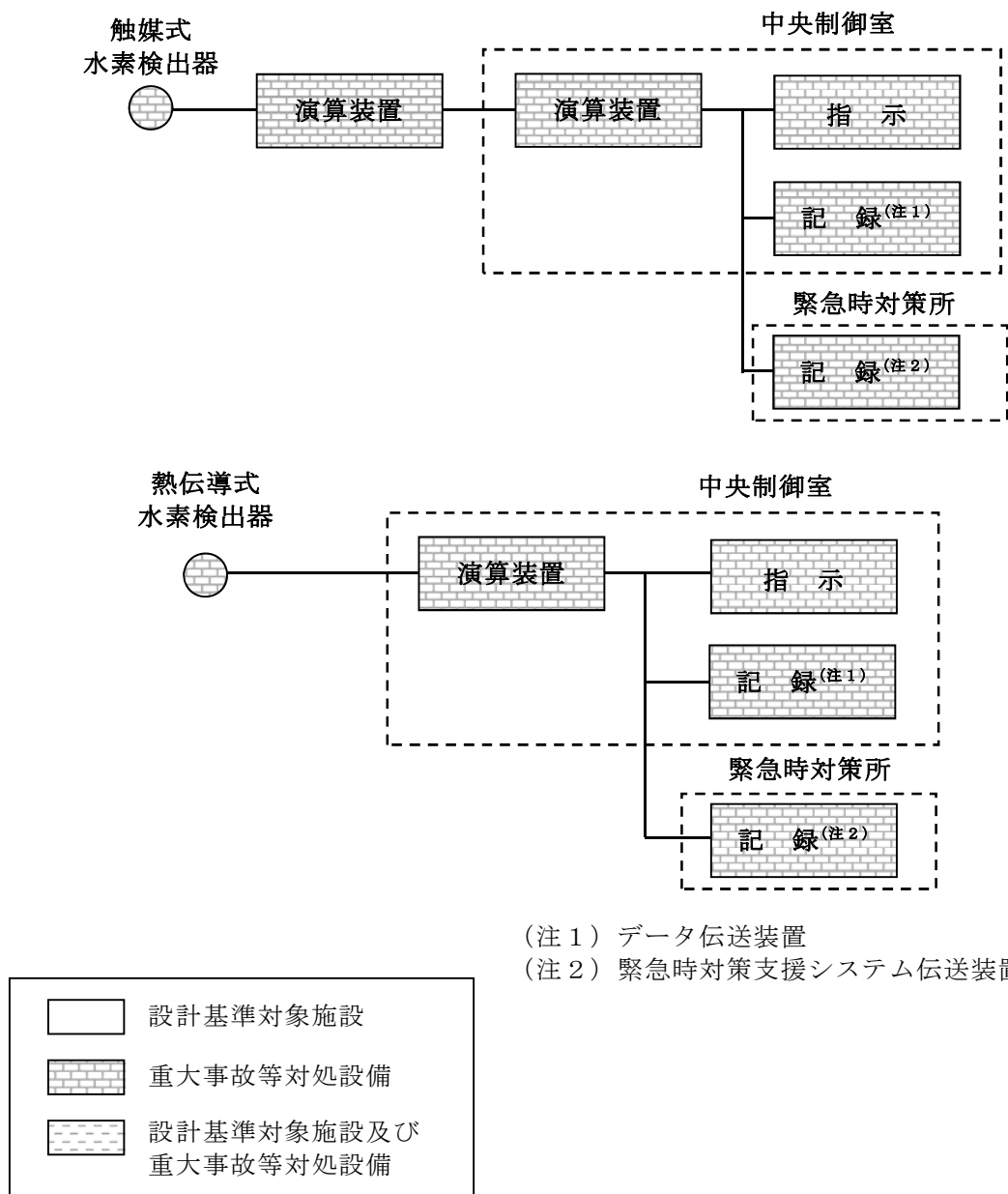


第 2.2-3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟地下 1 階）

(3) システム構成

①原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器、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、原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し、記録する。概略構成図を第2.2-4図に示す。



第 2.2-4 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

2.3 参考文献

- 1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battele-Europe (1991)
- 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)
- 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)
- 5 K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation" , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009
- 7 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)
- 8 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY" , Nuclear Technology Vol.129 March 2000

P A R の性能確認試験について

メーカーによる開発試験により P A R の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での P A R の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における P A R の性能評価等を示す。

(1) 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定、P A R 設置位置の違いによる性能評価を目的とし、P A R 開発試験として、Battelle MC試験が実施されている。

試験条件を第1表、試験体概要を第1図に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に P A R を設置したのち、水素を注入し、各部屋での水素濃度等を測定している。

第2図は、R 5 の部屋に P A R を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R 5 の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を第3図に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により、水素濃度分布は、ほぼ均一になっていることがわかる。得られた試験結果をもとに、P A R の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を第4図に示す。再結合効率は、約85% (0.846) となっている。

基本性能評価式は、この試験を通じて設定されており、以下に導出過程を示す。

メーカーにおいて、P A R への流入量と水素濃度の相関は、以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right)^b \dots\dots\dots \text{式①}$$

Q : P A R への流入量 (m³/s)

C_{H2} : 水素濃度 (vol%)

a : 定数

b : 定数

単位時間当たりの水素処理容量は、単位時間当たりに P A R へ流入する水素量と P A R の性能を示す再結合効率により表され、以下となる。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式②}$$

DR : 水素処理容量 (kg/s)

γ : 水素密度 (kg/m³)

η : 再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。

$$DR = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_c \cdot \gamma \dots\dots\dots \text{式③}$$

$\frac{dC_{H_2}}{dt}$: 水素濃度変化率

V_c : 試験容器体積 (m³)

式②及び③より、試験における P A R への流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{dC_{H_2}}{dt} \cdot V_c / \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta\right) \dots\dots\dots \text{式④}$$

式④による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式①の定数 a, b は、フィッティングにより決定される。

a =

b =

式①, ②より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots\dots\dots \text{式⑤}$$

ここで、水素密度は、 気体の状態方程式に従い、次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \dots\dots\dots \text{式⑥}$$

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

R_{H2} : 水素の気体定数 (10⁵ J/kg・K)

式⑤, ⑥により, PARの水素処理容量は、 次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式⑦}$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A = \boxed{} , b + 1 = \boxed{}$$

式⑦にスケールファクタを乗じたものが式 (2.1) に示すPARの基本性能評価式となる。

第1表 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		 [mm] (プロトタイプ)
試験条件	温度	85~95℃
	圧力	1 bar
	水蒸気濃度	40~50 vol%
	水素濃度	3~5 vol%, 9~10 vol%

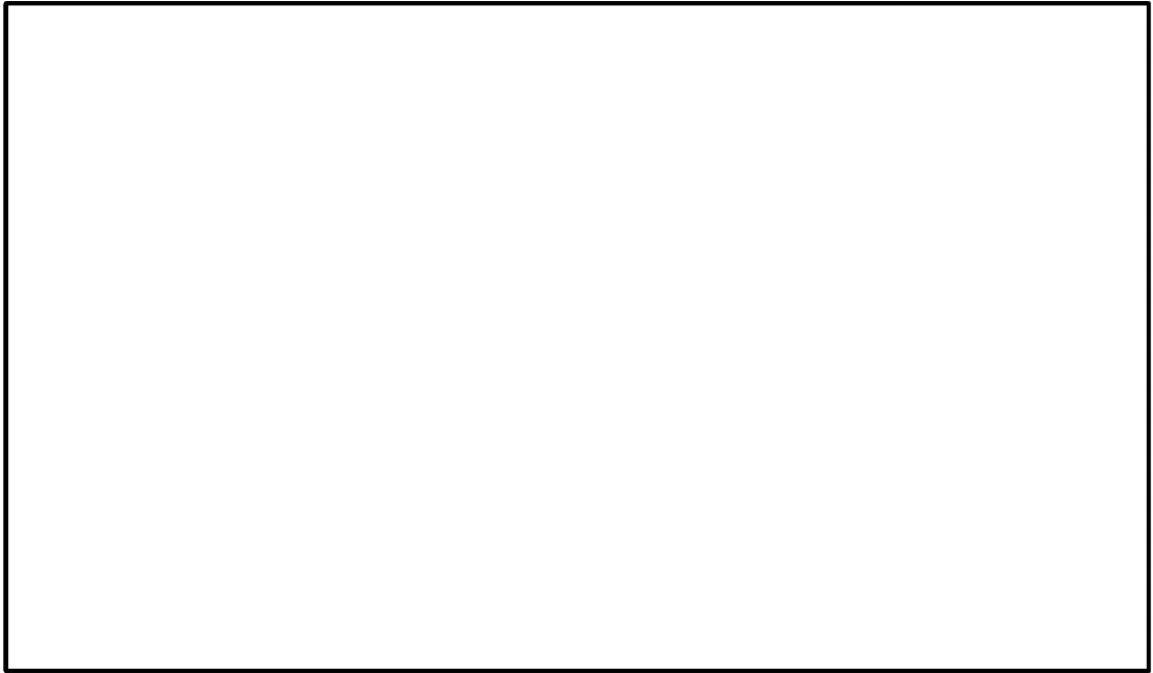


第1図 試験体概要図

第2図 試験概要



第3図 試験結果（各部屋の水素濃度変化）



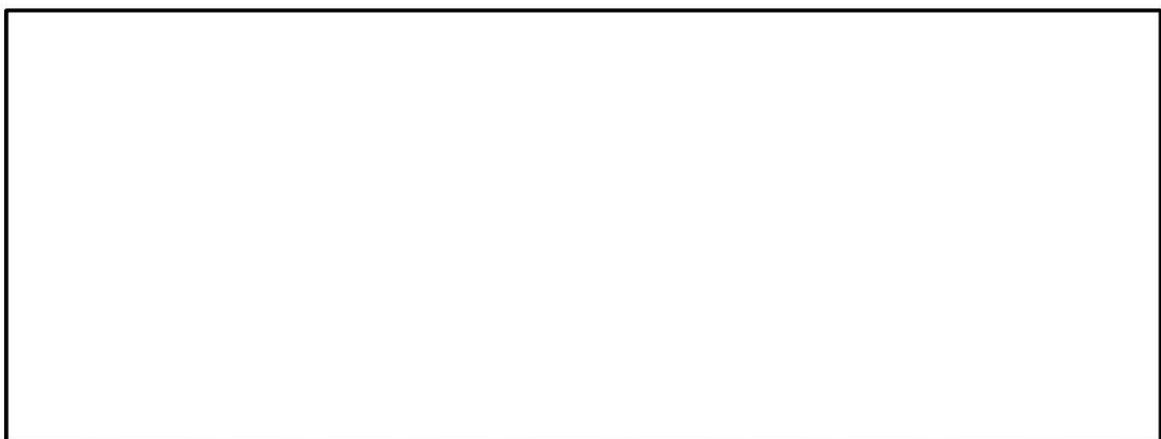
第4図 試験結果（再結合効率の算出）

(2) 雰囲気の違いによるP A Rの性能影響

E P R I（米国電力研究所）とE D Fの合同により，C E A（フランス原子力庁）のCadarache研究所のK A L I施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，K A L I試験が実施されている。試験条件を第2表に，試験体の概要を第5図に，試験装置の概要を第6図に示す。

第2表 試験条件

試験名称		K A L I 試験
試験体		テストタイプ（試験用触媒カートリッジ5枚）
試験条件	温度	30～115℃
	圧力	1.3～4.0 bar
	水蒸気濃度	0～50 vol%
	水素濃度	2～10 vol%



第5図 試験体概要

第6図 試験装置概要

① 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を第3表に、試験結果を第7図に示す。ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度50vol%の条件下において、PARの性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

第3表 試験条件（蒸気環境による影響）

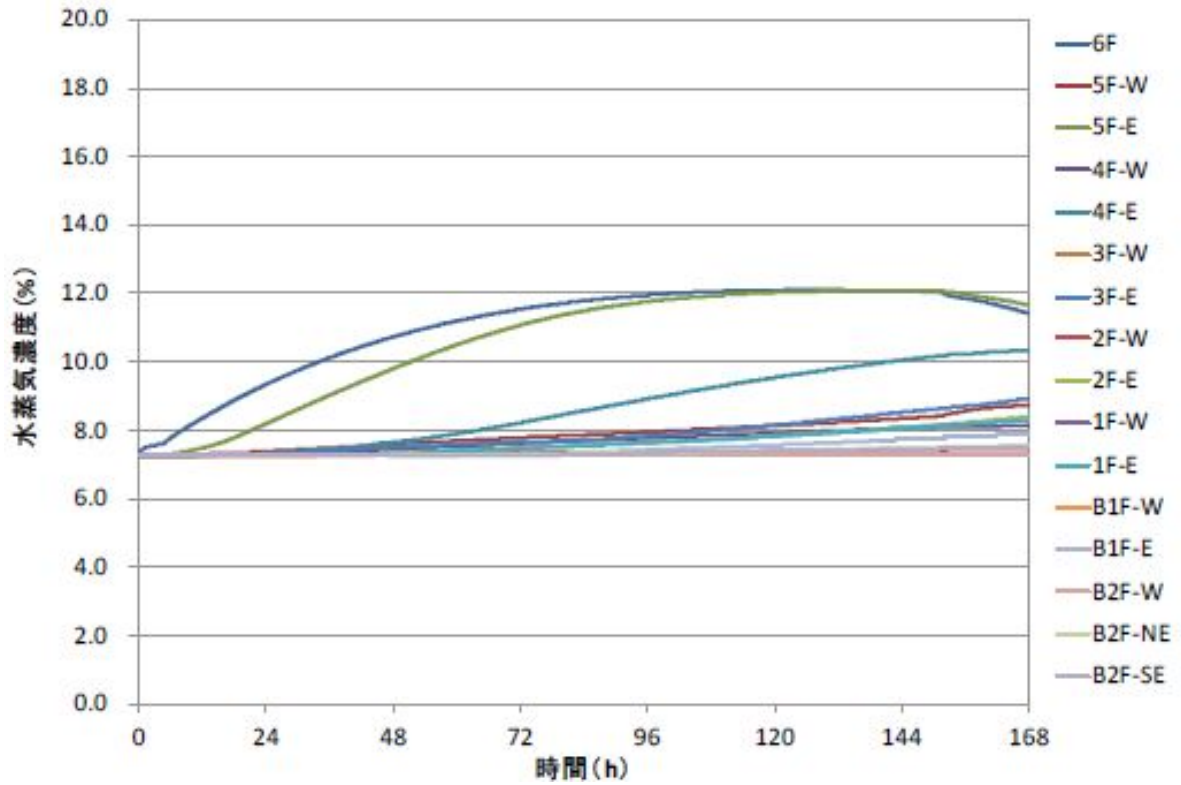
試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2	30℃	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114℃	3.25bar	4vol%	50vol%



第7図 試験結果（蒸気環境下での影響）

水蒸気濃度 50vol%において、PARの性能に影響がないことから、重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認する。

重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を第 8 図に示す。



第 8 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

第 8 図のとおり，重大事故等時において，水蒸気濃度は，50vol%に達することはないと考える。

また，使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，水素は，蒸気により希釈され，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。

② 低酸素環境下での影響

K A L I 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を第4表に、試験結果を第9図に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており、第9図に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、P A R の性能が低下していることがわかる。また、N4/2の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22及びN13/7の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下ではP A R の性能が低下するといえる。

東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

第4表 試験条件（酸素濃度による影響）

試験ケース	温 度	圧 力	初期水素濃度	初期酸素濃度
N4/2	30℃	1.3bar	8vol%	3.8vol%
N6/22	30℃	1.3bar	4vol%	20.1vol%
N13/7	30℃	1.3bar	5vol%	20vol%



第9図 試験結果（酸素濃度による影響）

(3) スケールファクタの妥当性

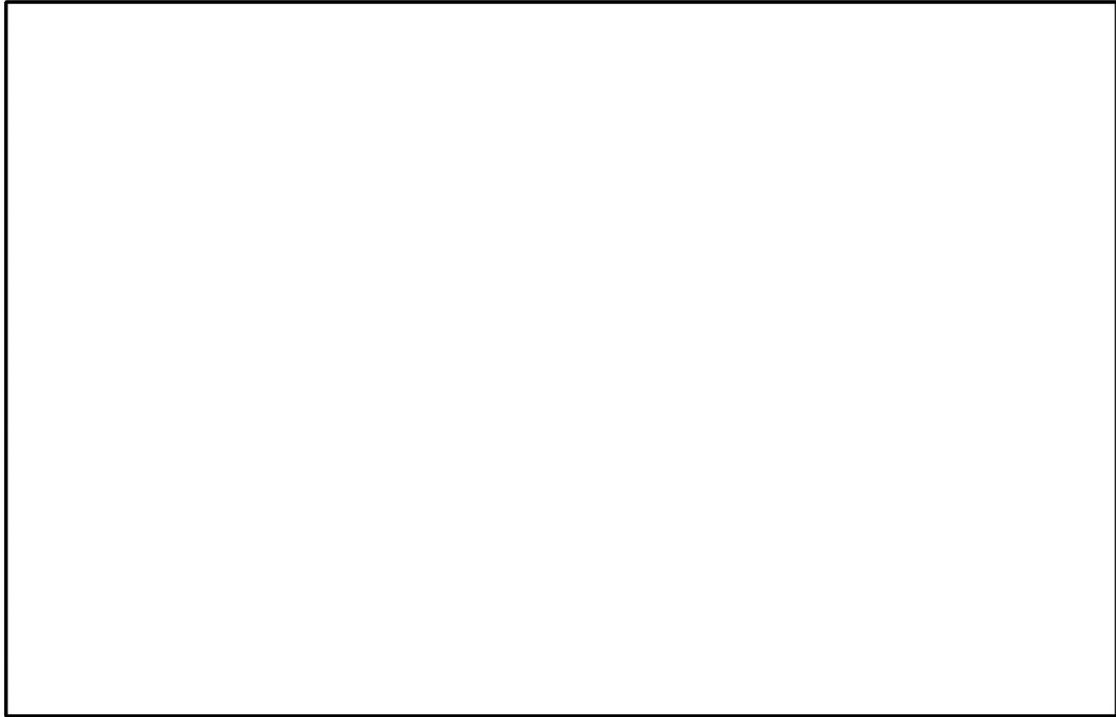
触媒カートリッジ88枚相当の試験体（1/1スケール）を用いたBattelle MC試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚（1/2スケール）、22枚（1/4スケール）、11枚（1/8スケール）である小型化されたPARが開発された。

これらの小型PARは、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も1/2、1/4、1/8としていることから、水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとして、スケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタは、ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式⑦）にこのスケールファクタを乗じたものが小型PARの基本性能となる。

KALI試験では、小型PARよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を第9図に示す。図中の点線は、基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し、スケールファクタ（1/40）を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において、試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており、スケールファクタが妥当であることを示している。

Battelle MC試験、KALI試験及び東海第二発電所で使用するPARの仕様の比較を第5表に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり、違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから、スケールファクタとしては0.025～1の範囲であれば

適用可能と考える。東海第二発電所で使用する P A R は、1/4スケールでこの範囲内にあることから、スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。



第10図 K A L I 試験結果と基本性能評価式との比較

第5表 P A R の仕様比較

	Battelle MC試験	K A L I 試験	東海第二
P A R モデル	P A R - 88	試験用 P A R	P A R - 22
触媒カートリッジ枚数	88枚	5枚(縮小)	22枚
ハウジング開口面積	7568cm ²	190cm ²	1892cm ²
スケールファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

(4) P A Rの反応開始遅れの影響

P A Rの結合反応の開始水素濃度について、N R C（米国原子力規制委員会）の委託によりSandia国立研究所（S N L）にて実施されたS N L試験にて確認されている。第6表に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度1vol%未満でP A Rによる結合反応を開始している。

G O T H I Cによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては、P A Rによる反応開始水素濃度を1.5vol%に設定しており、P A Rの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから、P A Rの反応開始遅れの影響はないと考える。

第6表 S N L試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始 水素濃度 (mol%)
PAR-1	2	22	0	21	0.3
PAR-2	2	22	0	21	0.15
PAR-3	2	102	52	10	0.4

(5) P A Rの最高使用温度

東海第二発電所で設置するP A Rハウジング部の最高使用温度は、T H A I試験の結果に基づき設定している。T H A I試験は、O E C D / N E AのT H A I PROJECTにて、各メーカーのP A Rの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を第11図に示す。

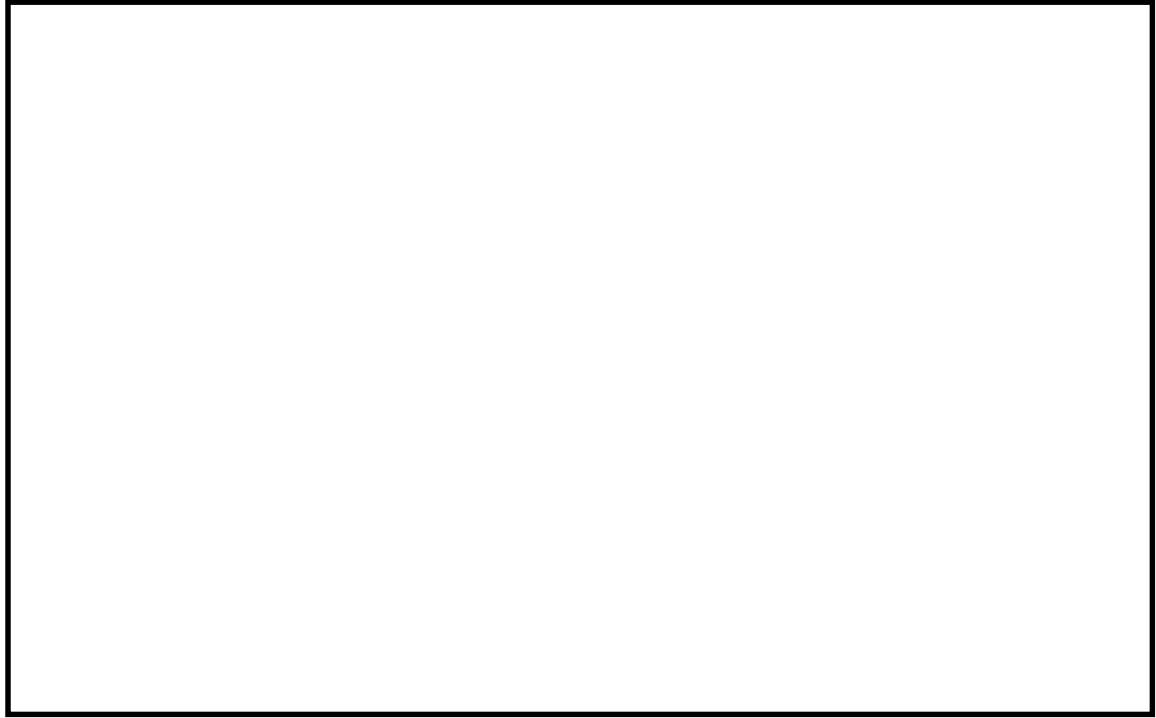
第12図に示すとおり、T H A I試験ではP A R各部の温度を測定しており、P A Rの最高使用温度を設定する上では、P A R内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、P A R各部の温度の時間変化を確認している。第13図は、P A R入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので、第14図は、各部の温度履歴をP A R入口水素濃度に対して図示したものである。

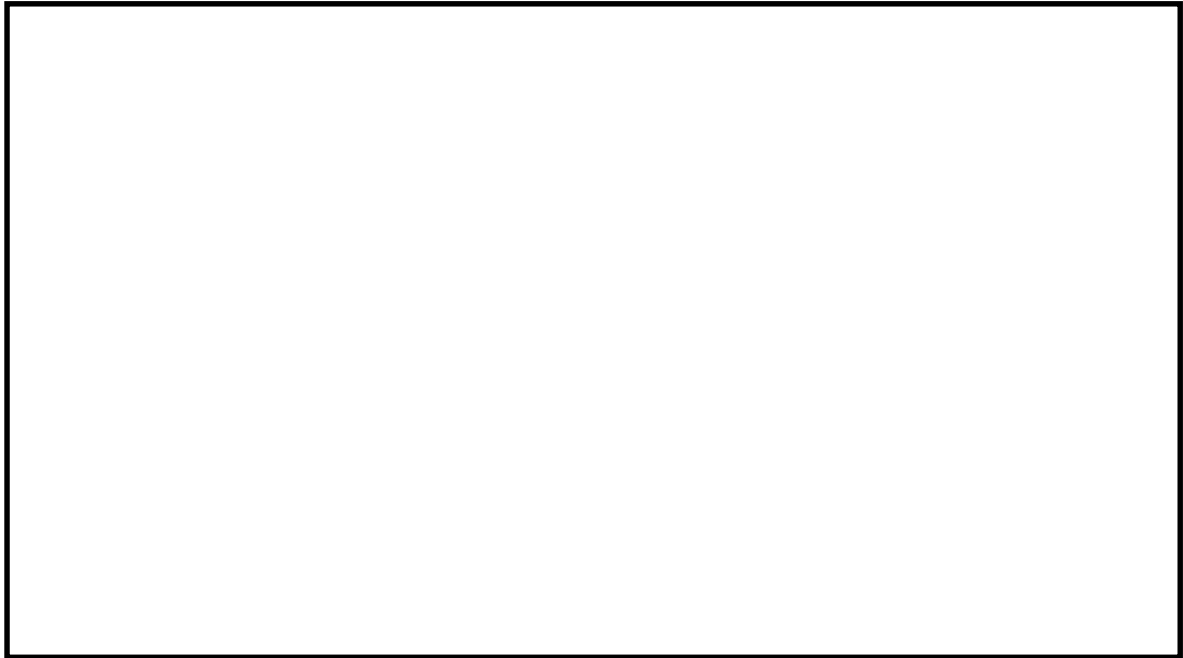
試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

第13図及び第14図より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも、水素濃度4vol%の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。

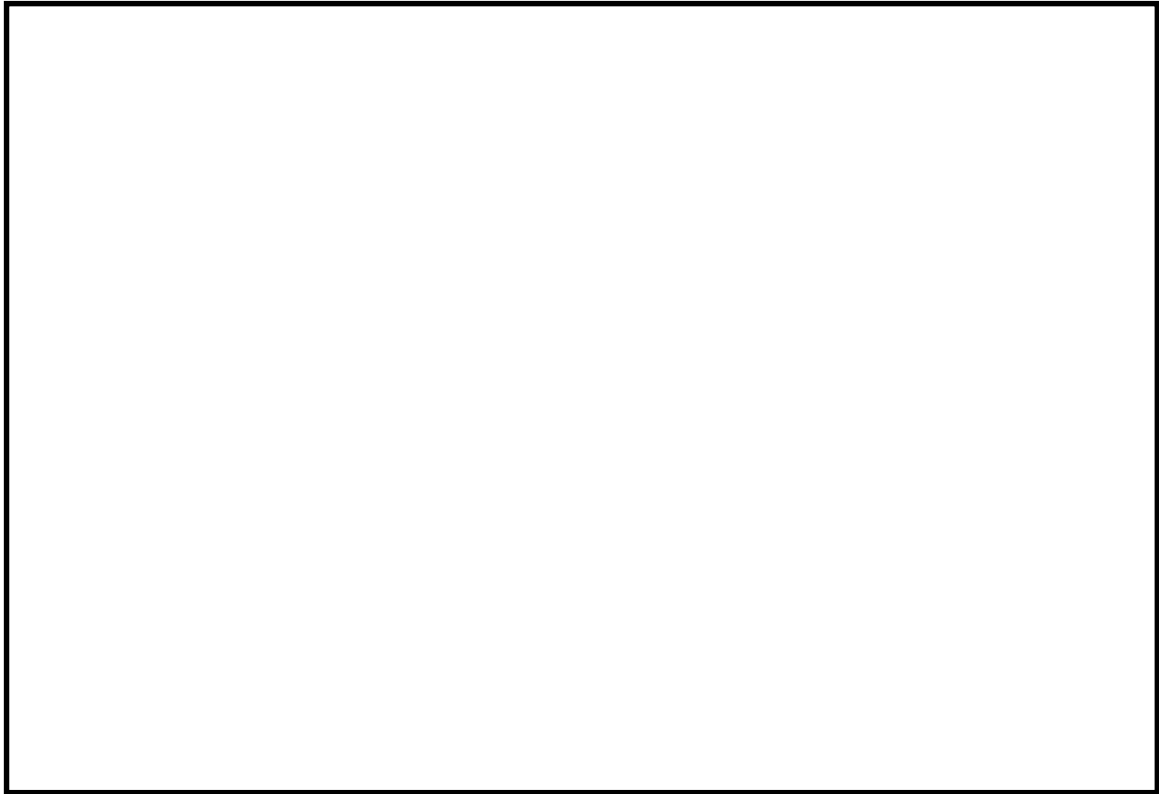
したがって、東海第二発電所に設置するP A Rの最高使用温度を300℃とすることは妥当と考えられる。



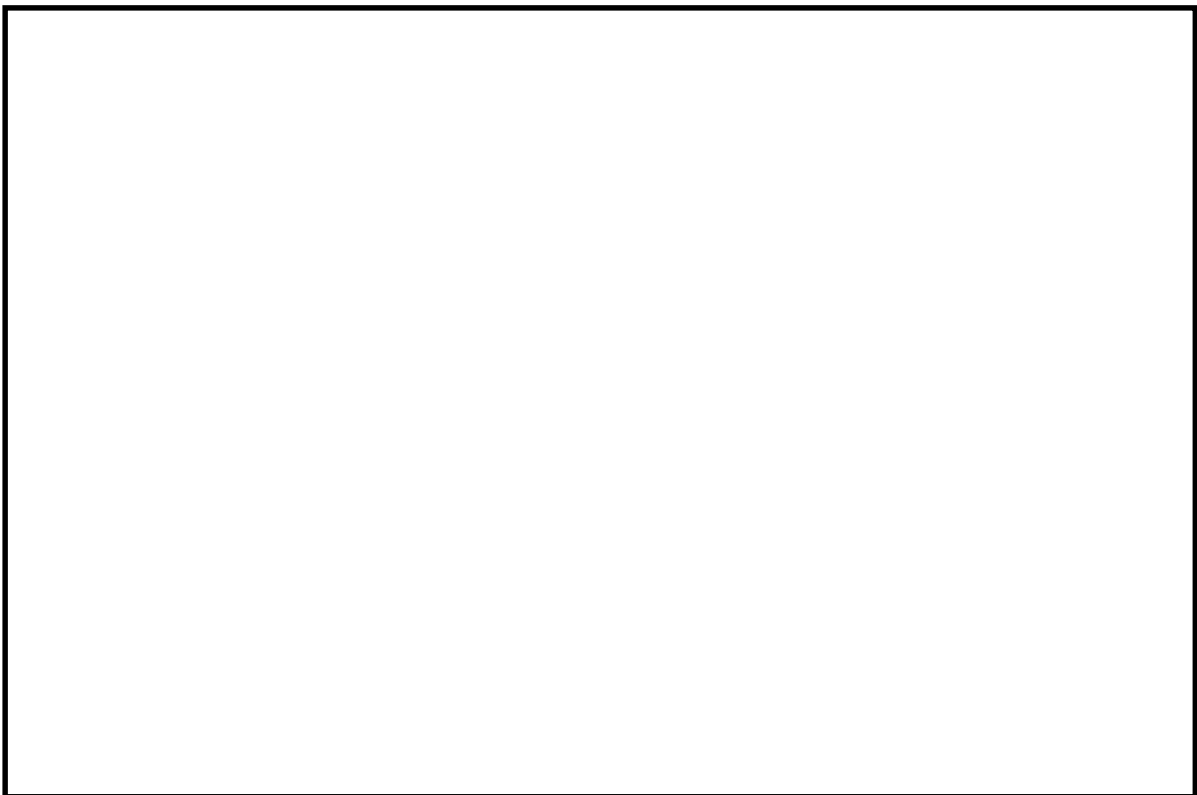
第11図 試験装置及び試験体の概要



第12図 試験体の温度計測点



第13図 温度及びPAR入口水素濃度の時間変化



第14図 温度及びPAR入口水素濃度の関係

(6) チムニの影響について

水素低減性能試験において、P A Rにチムニ(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。

東海第二発電所に設置するP A Rの水素処理容量は、第5表に示すとおり、延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため、チムニの影響がないことを確認している。

参考文献一覽

- 1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battelle-Europe (1991)
- 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)
- 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)
- 5 K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation" , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟6階へ漏えいした場合、PARの性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建屋原子炉棟6階への漏えい量は十分小さく、影響はないと考えられる。また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。

したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

(1) ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約24.4kgであり、NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については、CSEでの実験結果に基づきDF200を考慮する。

このとき、原子炉格納容器漏えい率を一律10%/day、原子炉建屋原子炉棟6階へ全量漏えいすると仮定した場合ガス状よう素は、約21mg/m³となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を第1表に、試験結果を第1図に示す。試験は、蒸気環境下において空間

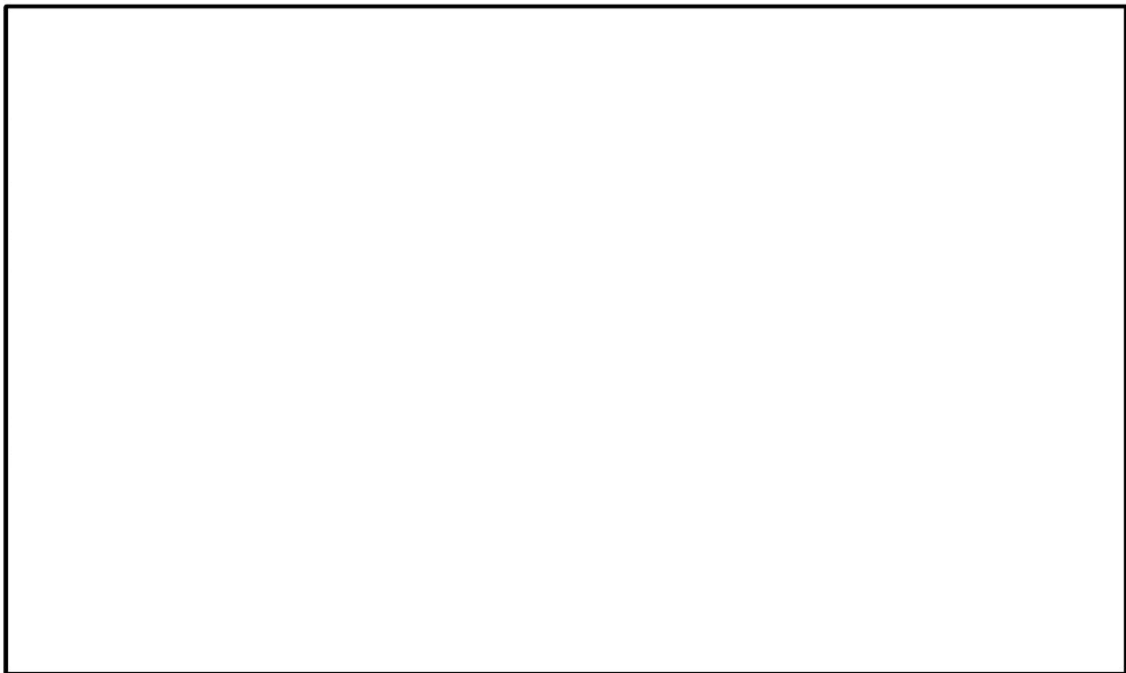
に対するよう素割合約300mg/m³で実施しており約25%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は十分、分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお、反応阻害は、よう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素の割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

第1表 試験条件（よう素の影響）

温 度	圧 力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120℃	2bar	4vol%	50～70vol%	300mg/m ³

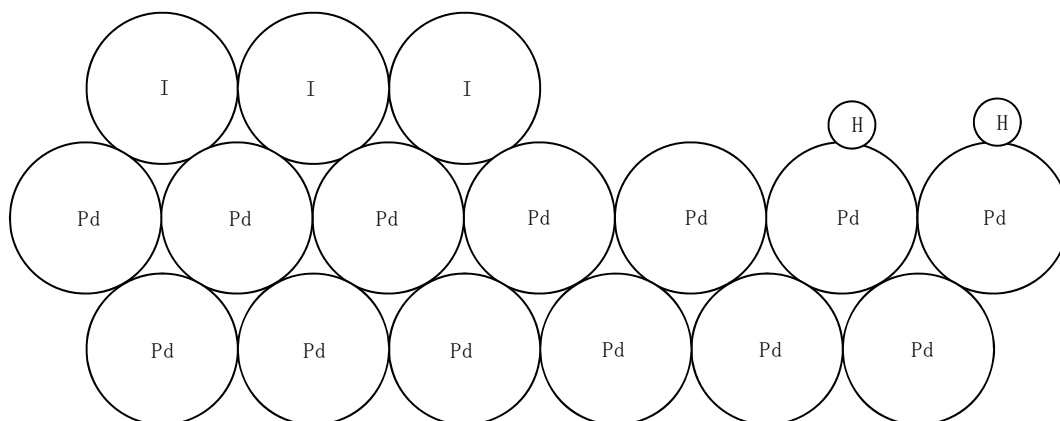


第1図 試験結果（よう素の影響）

本試験は、第1表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。

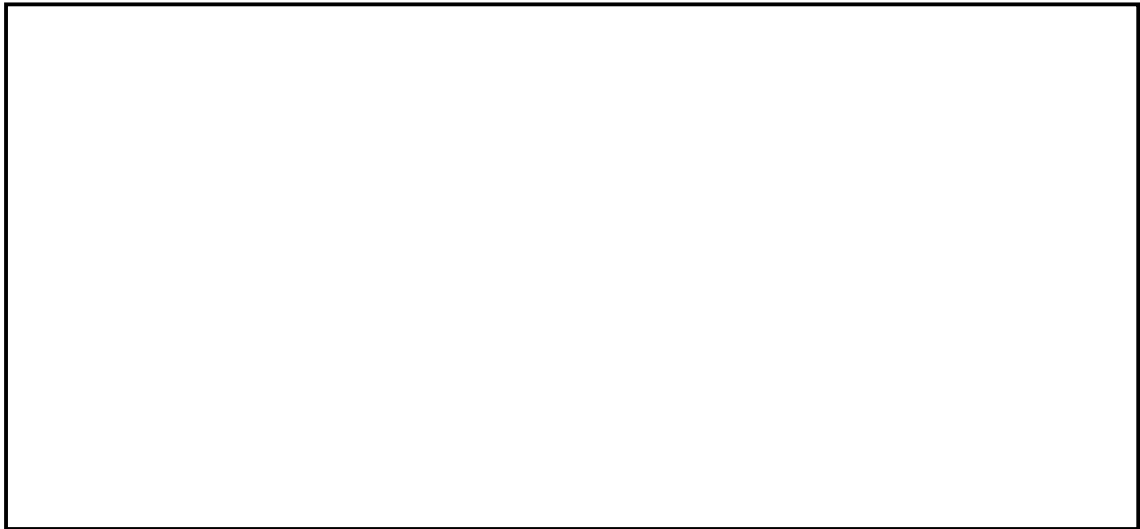
触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（第2図参照）。水蒸気濃度と圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えられないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙1(2)① 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。



第2図 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている(第3図参照)。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。



第3図 再結合効果と温度の関係

P A R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。N I S社製P A R触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は、再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は、再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果に示す触媒性能低下評価において、温度

条件は大きな影響を与えるものではない。

参考文献一覽

- 1 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

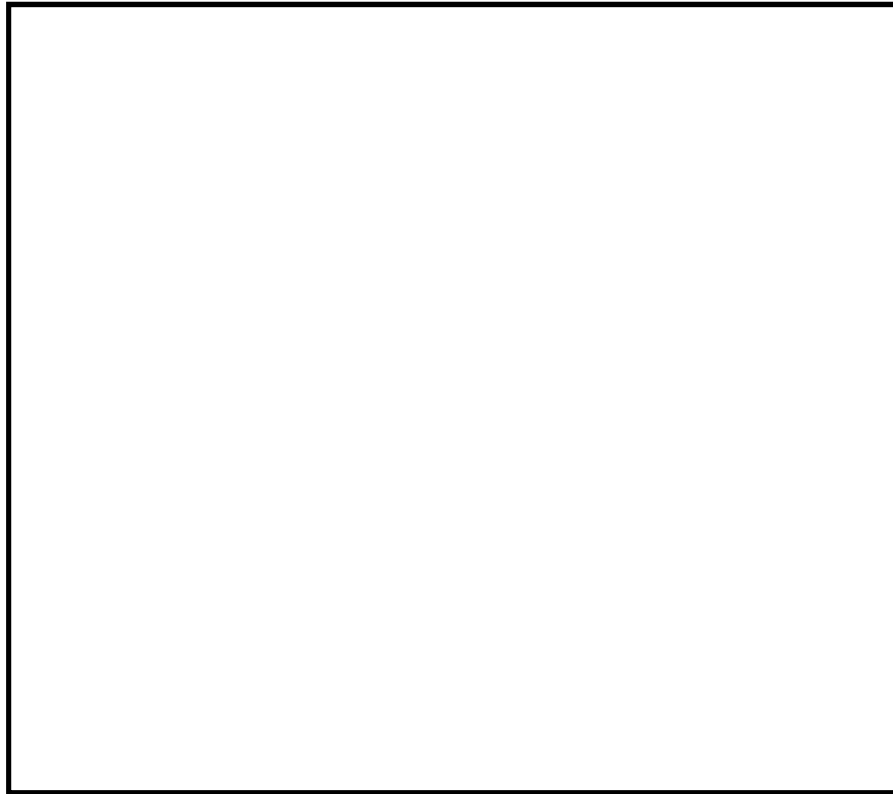
P A R 動作監視装置について

(1) 目的

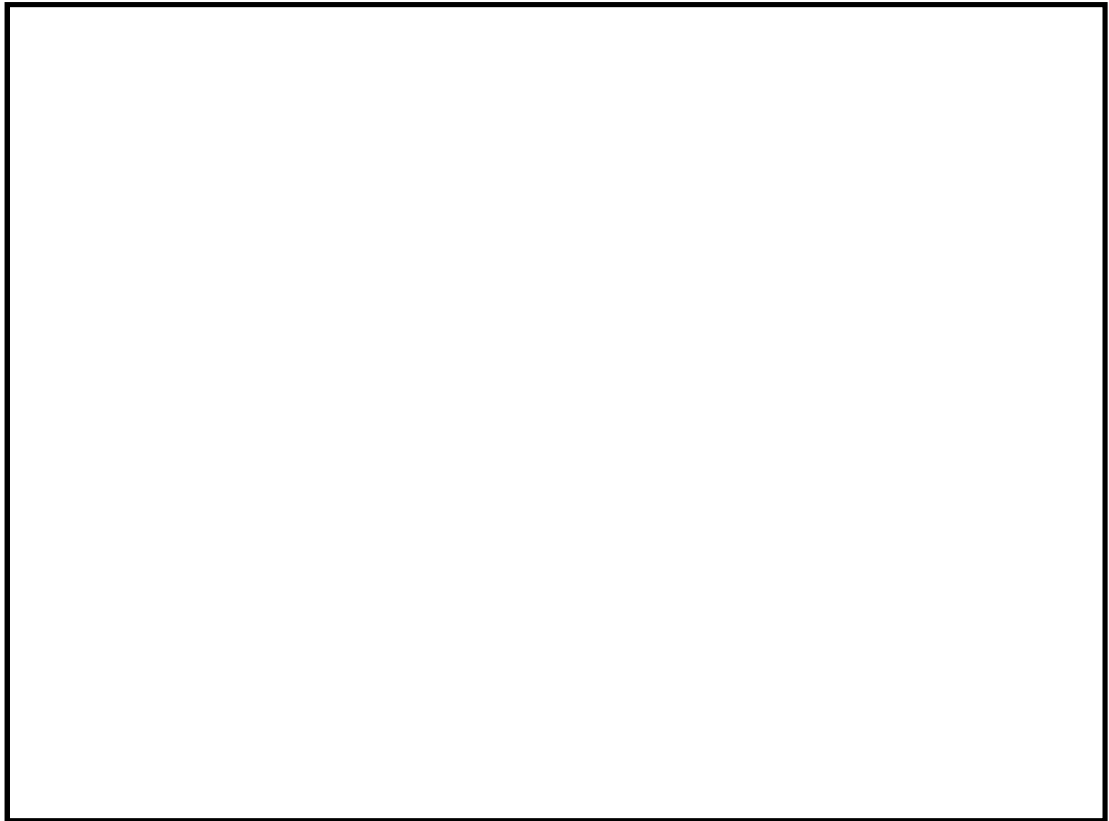
P A R は、原子炉建屋原子炉棟6階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作が不要な装置である。

P A R は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（第1図、第2図参照）ことから、P A R 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、P A R 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、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、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているP A R（2個）に熱電対を入口側と出口側に取付け、中央制御室にてP A R の温度を確認できるようにし、重大事故等対処時の監視情報の充実を図る。



第1図 SNLで行われた試験用PAR 概要



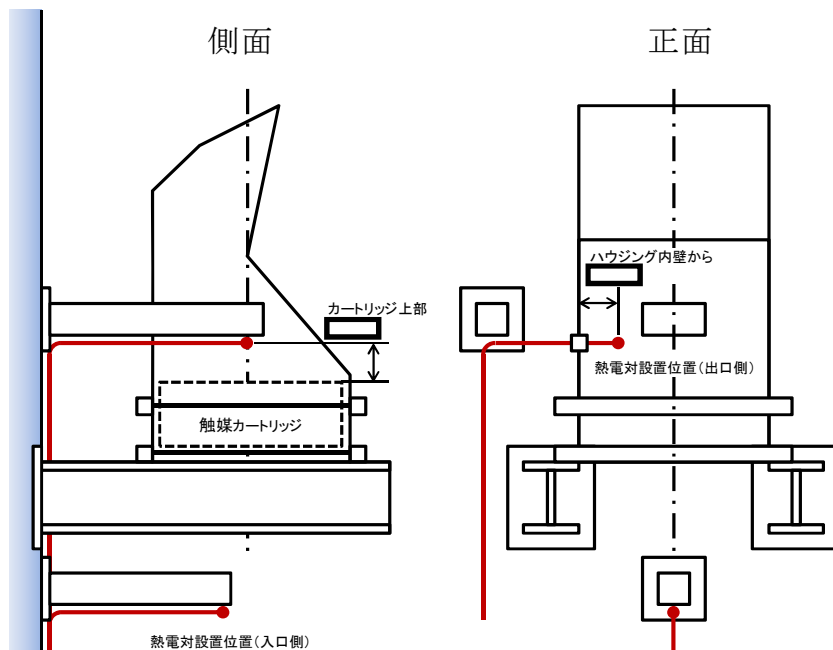
第2図 PAR温度と水素濃度の関係

(2) 設備概要

P A R 2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P A R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，P A R入口及び触媒カートリッジ出口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する。

実験結果（第2図）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P A R入口と出口のガス温度差は約40K，水素濃度4vol%程度でP A R入口と出口のガス温度差は約170Kになっており，P A Rの入口側と出口側の温度差が明確であることから，P A R動作を把握できる。



第3図 P A Rへの熱電対取付位置概要図

P A Rへの熱電対取付位置は，サポートとの干渉を考慮したP A R筐体付近への取付性，固定性，保守性等を考慮してP A R入口側及び出口側のガス温度が測れる位置とする。（第3図参照）

熱電対シースは， $\phi 3.2\text{mm}$ であり，P A R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。

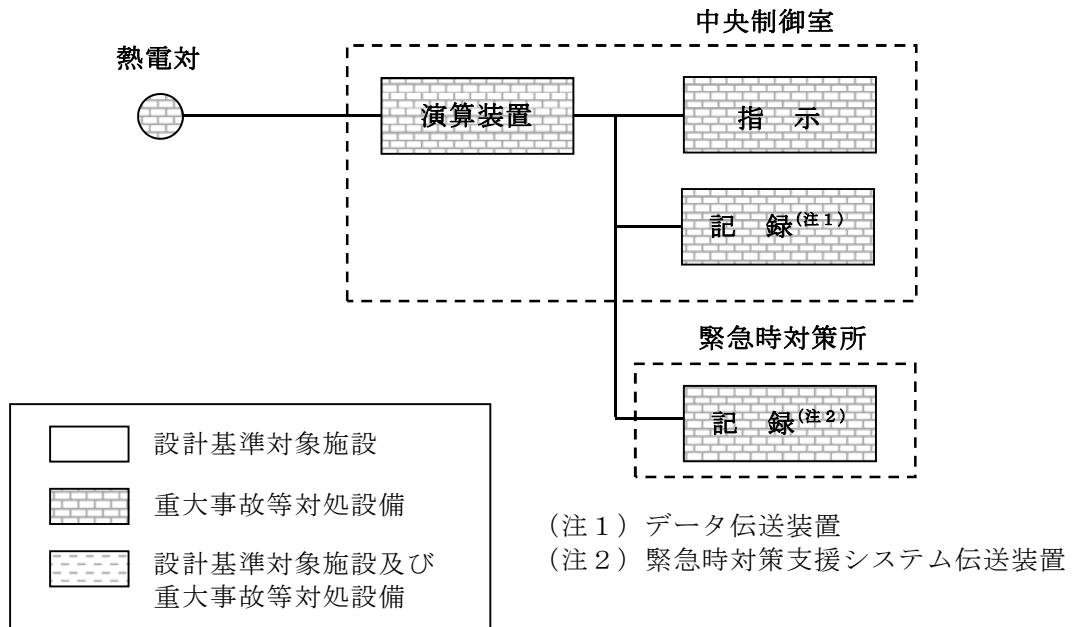
測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。

(第4図参照)

第1表 P A R 動作監視装置の主要仕様

名 称	種 類	計測範囲	個 数	取付箇所
P A R 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋 原子炉棟6階

※ 2基のP A Rに対して、出入口に1個設置

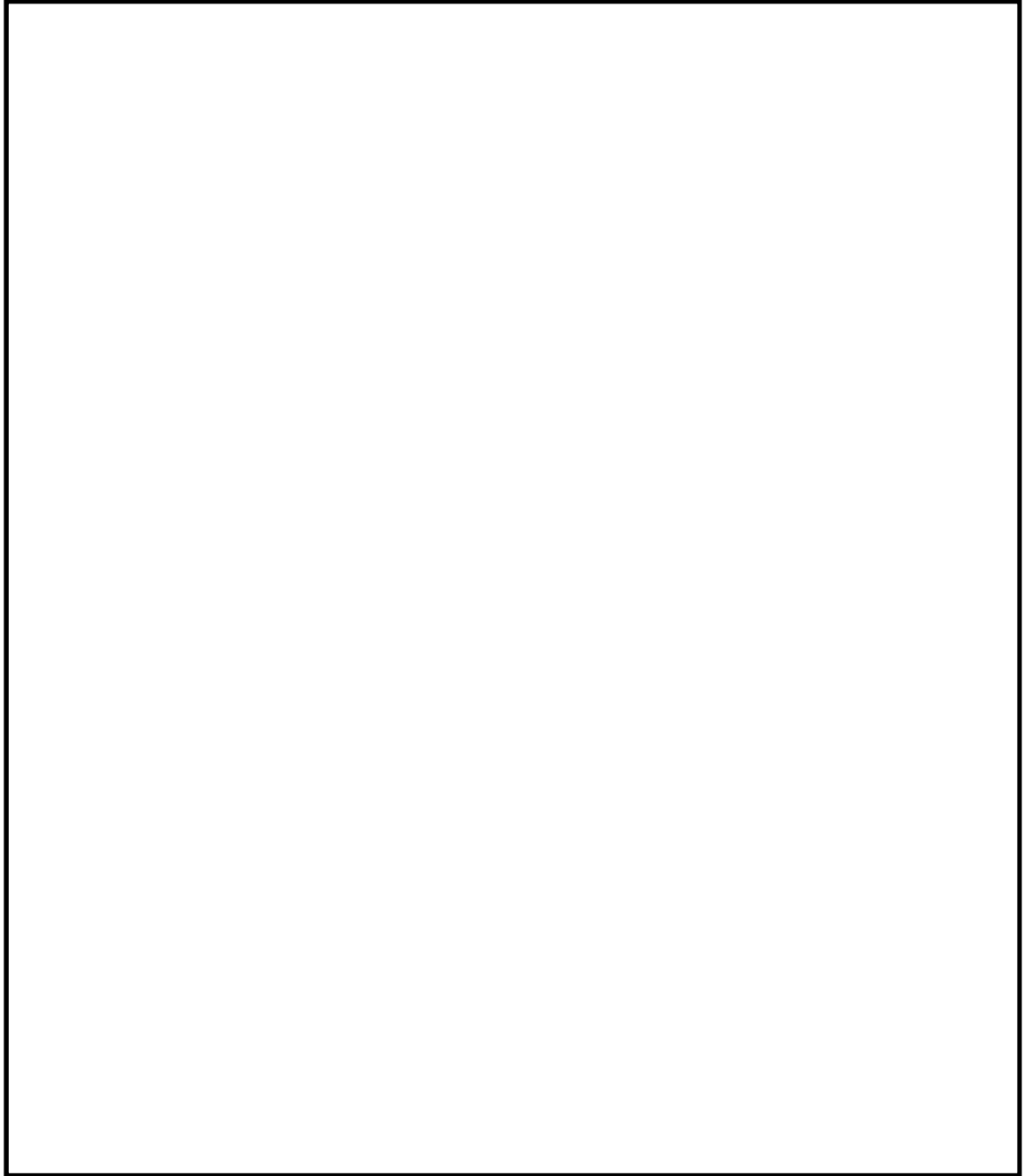


第4図 P A R 動作監視装置の概略構成図

(3) P A R 動作監視装置の設置場所

P A Rは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、P A R装置により上昇気流が発生する。したがって、原子炉建屋原子炉棟6階の水素ガスは、自然対流により拡散されることから、原子炉建屋原子炉棟6階の両壁面に配置したP A R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。

以上を考慮して，P A R 動作監視装置の設置場所は，位置的分散を考慮して，原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置したそれぞれ 1 個の P A R に設置する。（第 5 図参照）



第5図 P A R 動作監視装置の概略構成図

参考文献一覽

- 1 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000

P A R 周辺機器に対する悪影響防止について

P A R は、水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与えないためのP A R の設置方針を検討した。P A R の温度上昇が周辺機器に影響を与える項目としては、「①P A Rハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②P A R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 P A Rハウジングからの熱輻射による熱影響評価

P A Rハウジングが最高使用温度である300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

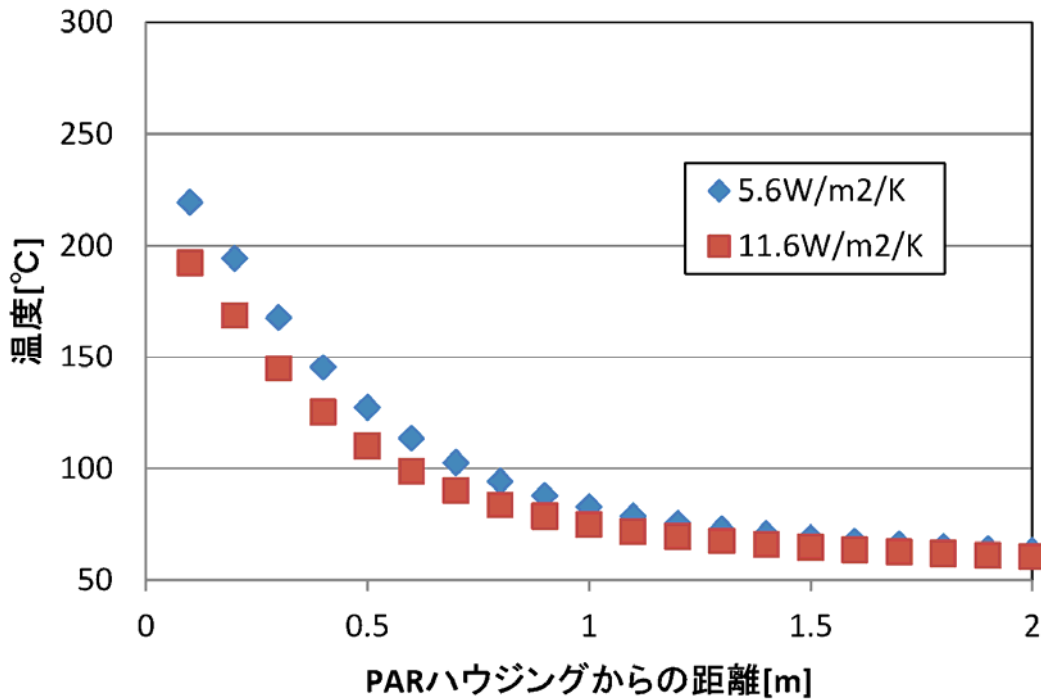
周辺機器の温度は、原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は、以下のユルゲスの式より計算する。

$$h = 5.6 + 4.0 u$$

ここで、 u [m/s]は、気流速度である。P A Rが起動する設計条件の10%/dayのケースにおける気流速度の最大値が約0.6 m/sであることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を0~1.5 m/sと仮定し、熱伝達率を計算すると5.6~11.6 W/m²Kとなる。したがって、熱伝達率は、5.6 W/m²・K及び11.6 W/(m²・K)の2ケースで評価を行った。

評価結果を第1図に示す。いずれのケースもP A Rから0.1m離れると周辺機器の表面温度は、300℃を十分下回ることから、隣接するP A Rに対して悪影響を与えることはない。また、評価結果の厳しい5.6 W/m²Kの場合であっても、P A Rから0.8m離れたところで100℃を下回り、1mの地点では83℃まで低下する。さらに、2mの地点でP A Rの輻射熱の影響はほ

ばなくなることから、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、PAR周囲（排気口方面除く）には、2m以上の離隔距離を設けることとする。



第1図 周辺機器のPARからの距離と温度の関係

② PAR排気ガスによる熱影響評価

PARの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、PARハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えており、PARの上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また、高温の出口ガスが排出される排気口からは、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう3m以上の離隔距離を設けることとする。

上気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。

< P A R 周辺機器への熱影響防止の方針 >

- ・ P A R 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。
- ・ P A R 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。

以上により，原子炉建屋原子炉棟6階に設置する重大事故等対処設備については，P A R 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，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近に設置することとしており，P A R 設置位置から10m以上離れているため，P A R の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

第 1 表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて、有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。

第 1 表 局所エリア

階 数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m ³)
2 階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋	42.1
	CRD 搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4
地下 1 階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1557.7

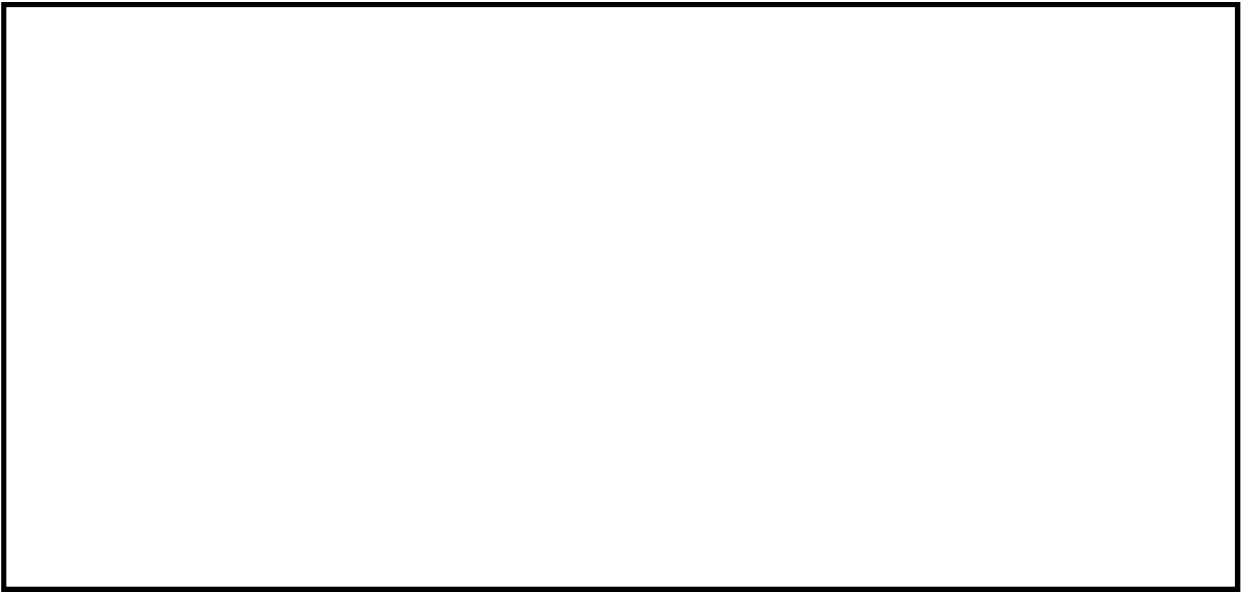
2. 解析条件

(1) 解析モデル

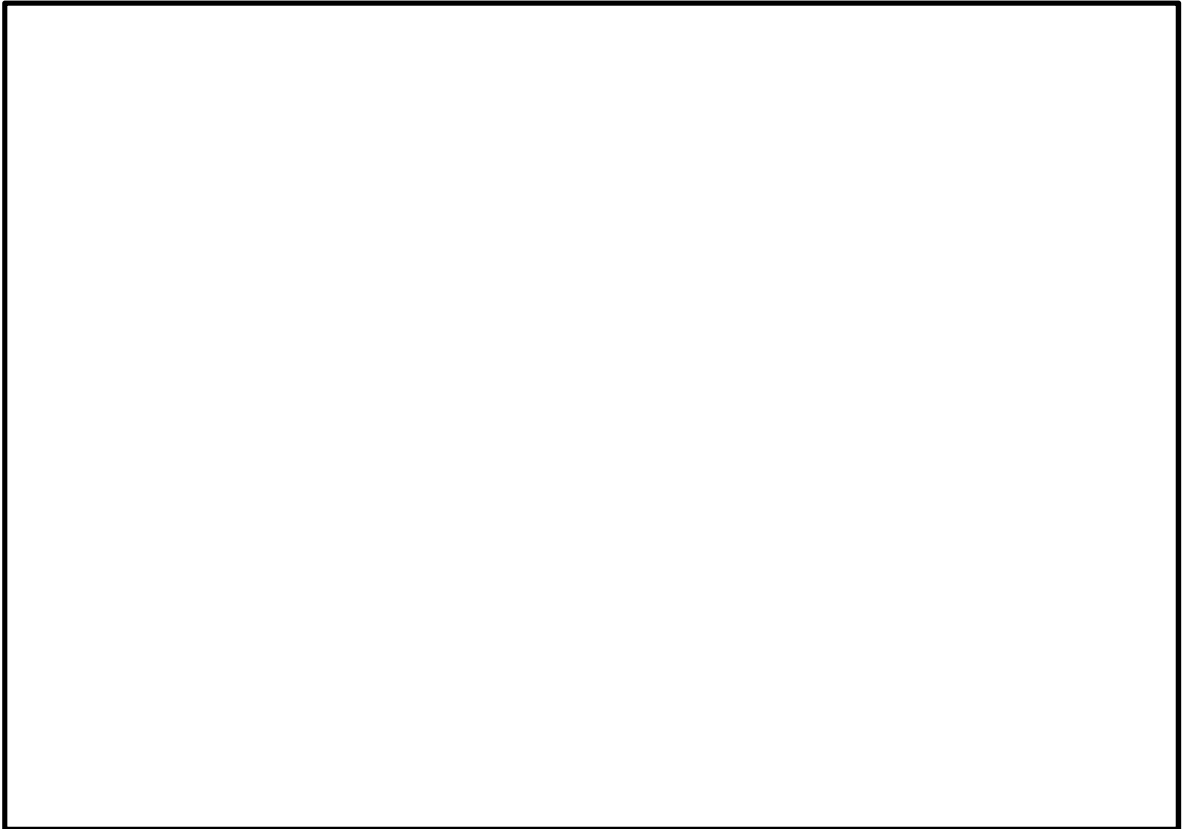
解析モデルを第 1 図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため、解析モデルは、小部屋とその隣接エリアをそれぞれ 1 ノードでモデル化し、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

エリア内は断熱とし、構造物のヒートシンク、壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから、保守的に評価するため、蒸気の100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

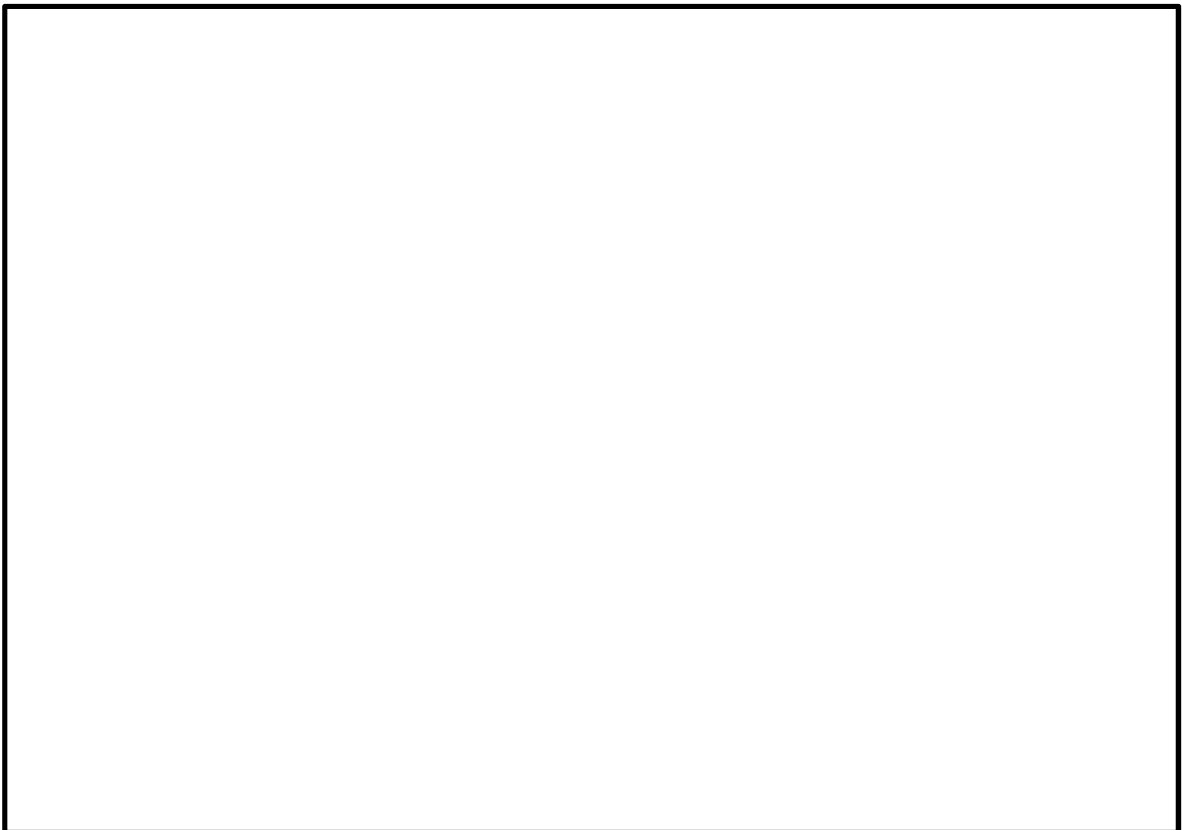
また、隣接エリアを第2図～第7図に示す。



第1図 2ノードモデル



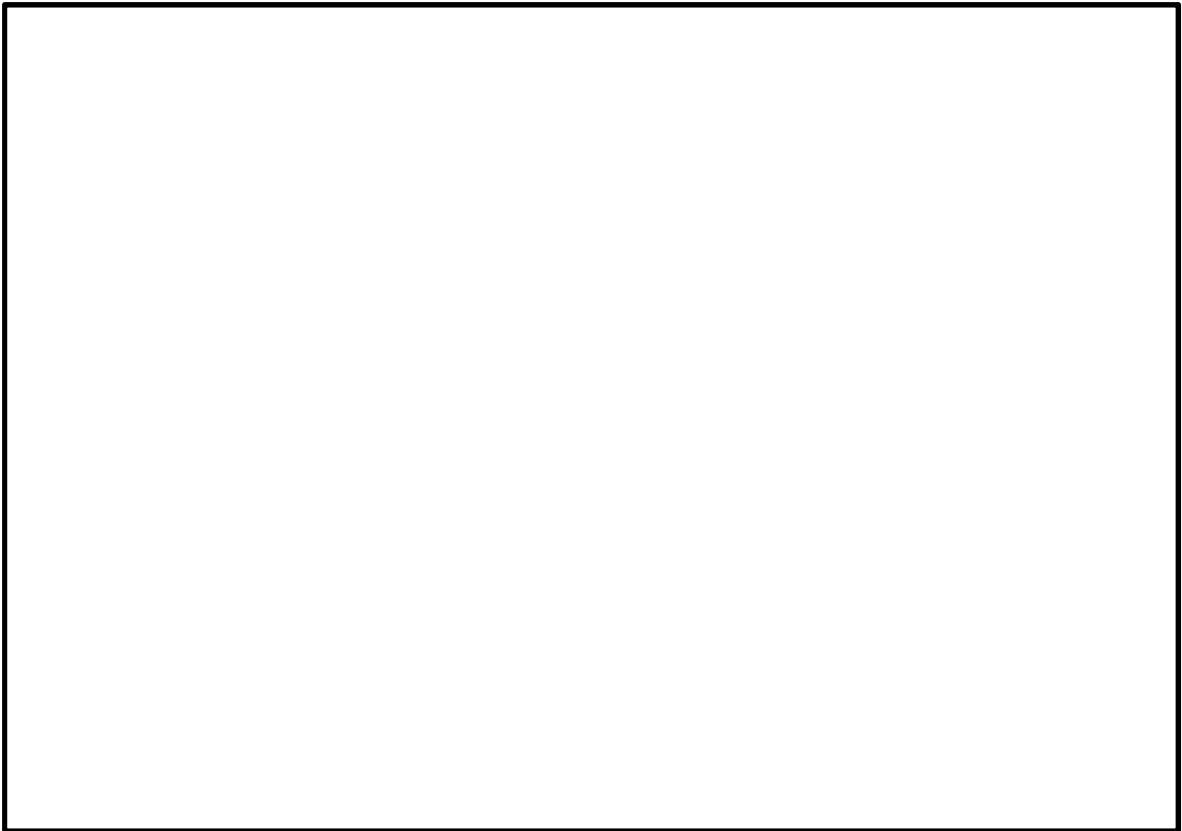
第 2 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階



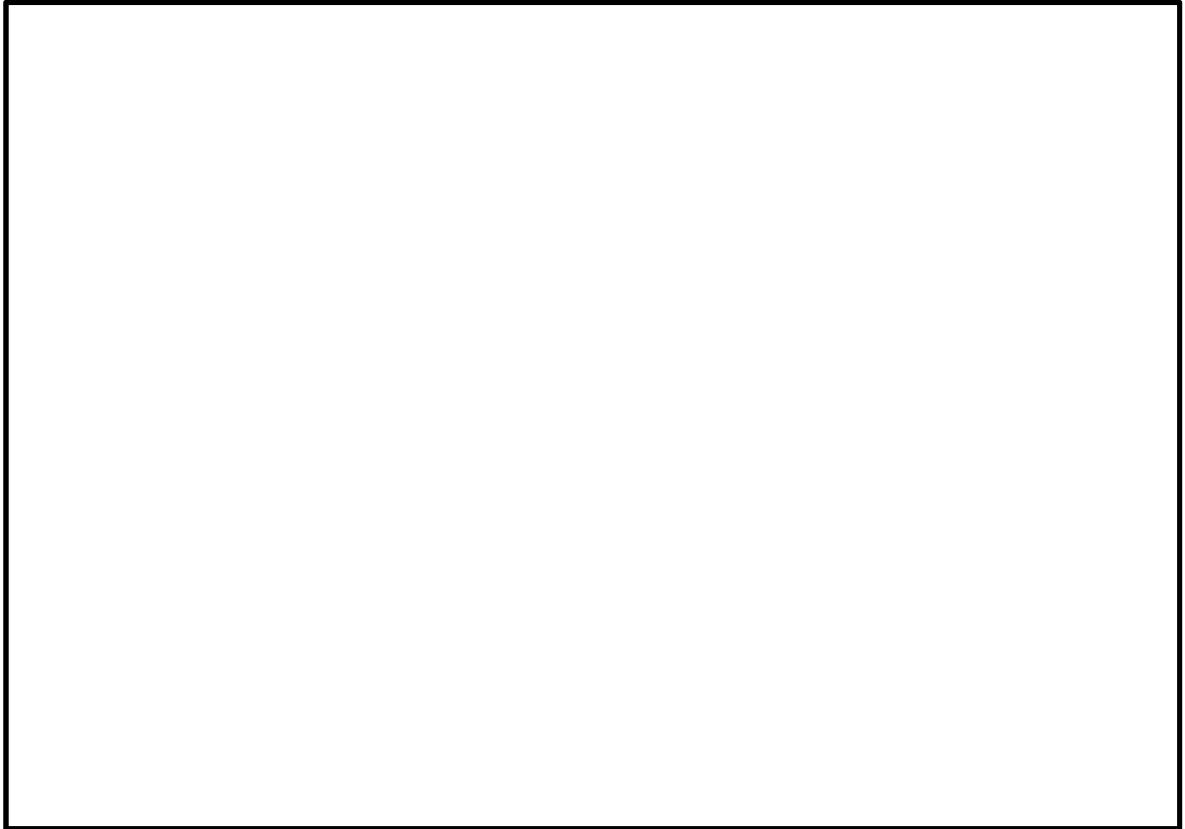
第 3 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 1 階



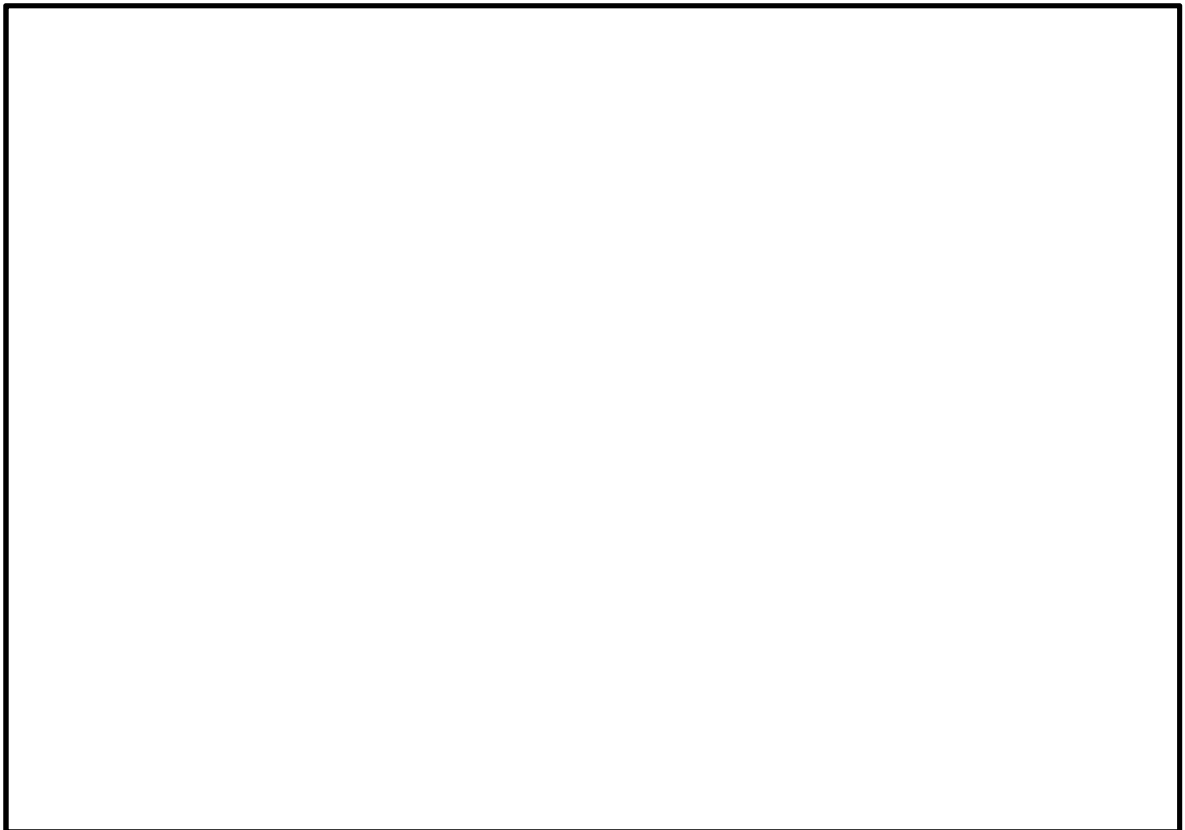
第4図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟2階



第5図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟3階



第 6 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 4 階



第 7 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 5 階

(2) 解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 2 ノードモデル解析条件

No.	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (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)	101.325kPa 40℃ 相対湿度 100%の空気 第 1 表参照	大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (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℃ 21% 79%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各小部屋の漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は、第 2.1.4.1-4 表と同様である。

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における漏えい条件を第 3 表及び第 4 表に示す。

第3表 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）における漏えい条件

項目	ドライウエル		サプレッション・チェンバ	
	0～30h	30h～	0～30h	30h～
圧力(kPa[gage])	620 (2Pd)	流入なし	620 (2Pd)	流入なし
温度(℃) (上：原子炉格納容器内, 下：建屋への漏えい時※ ¹)	200 100		200 100	
水素濃度 [vol%] ※ ¹	100		100	
水蒸気濃度 [vol%] ※ ¹	0		0	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] ※ ²	0.33		0.42	
備考	6階，2階の漏えい条件		地下1階の漏えい条件	

※¹ 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

※² 漏えい率は、第2.1.4.1-3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

第4表 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における漏えい条件

項目	ドライウエル				サプレッション・チェンバ				
	0～18h	18～96h	96～120h	120～168h	0～18h	18～36h	36～96h	96～120h	120～168h
圧力(kPa[gage])	620 (2Pd)	372 (1.2Pd)		248 (0.8Pd)	620 (2Pd)	372 (1.2Pd)		248 (0.8Pd)	
温度[℃] (上：原子炉格納容器内, 下：建屋への漏えい時※ ¹)	200 100			171 100	200 100			171 100	
水素濃度 [%] ※ ¹	100				100				
水蒸気濃度 [%] ※ ¹	0				0				
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] ※ ²	0.315	0.252	0.3	0.25	0.435	0.348	0.17		
備考	6階，2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件				

※¹ 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

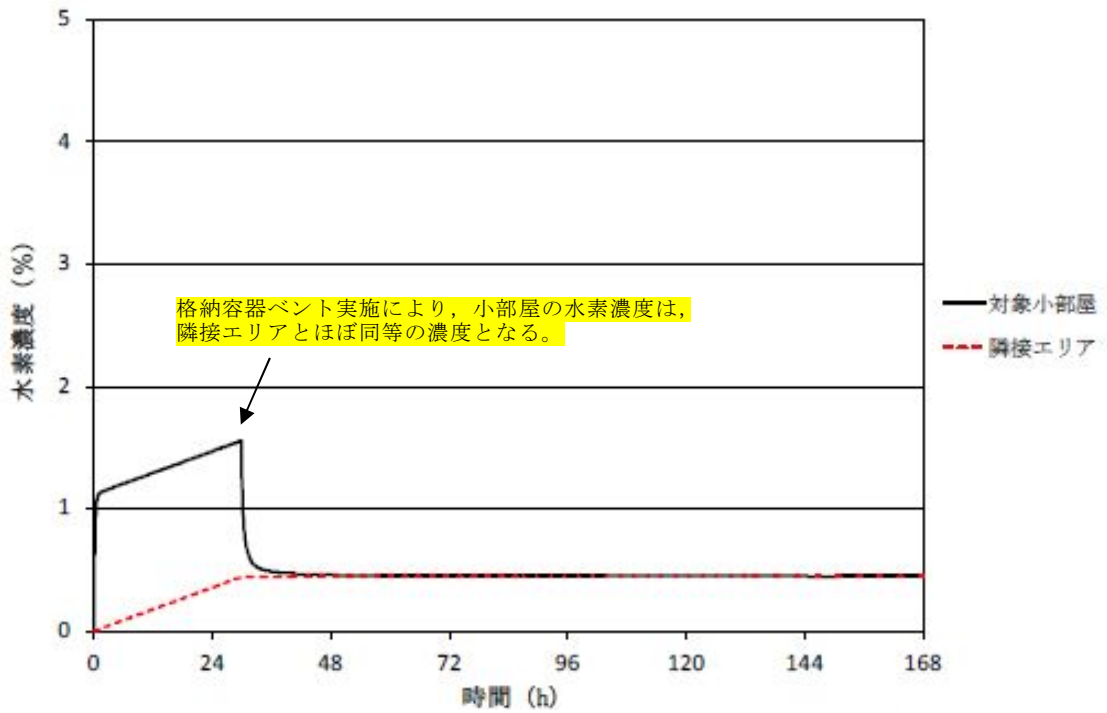
※² 漏えい率は、第2.1.4.1-3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

3. 解析結果

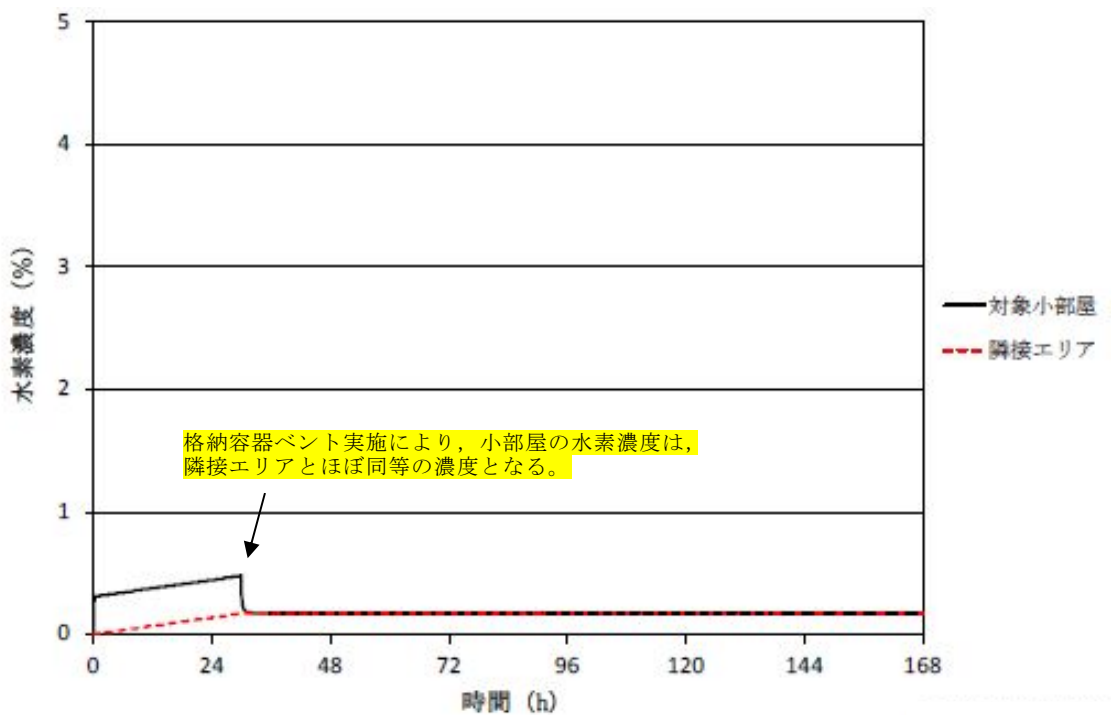
各ケースの 168h までの水素濃度最大値を第 5 表に示す。また、水素濃度の時間変化を第 8 図から第 13 図に示す。

第 5 表 解析結果

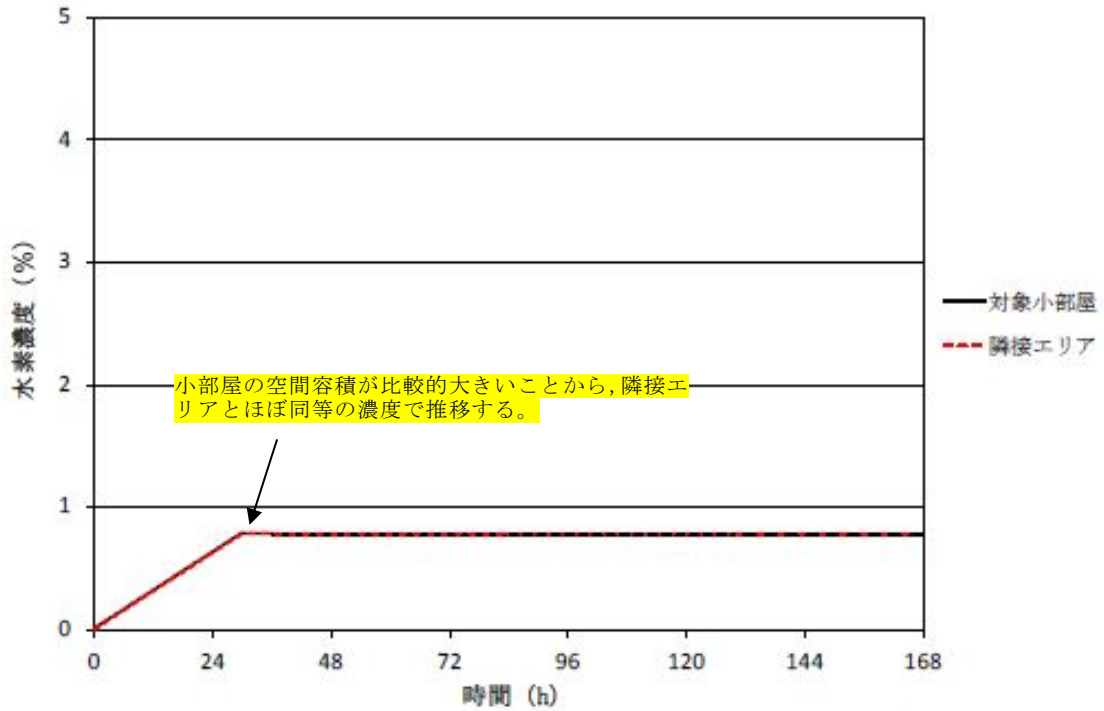
ケース No.	原子炉格納容器 漏えい条件	評価対象とする小部屋	水素濃度最大値[%]	
			評価対象 とする小部屋	隣接エリア
1	有効性評価 シナリオ包絡条件 (格納容器ベント 使用時)	ドライウエル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)	1.73	0.52
2		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階東側)	0.53	0.20
3		サプレッション・チェンバ アクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側)	0.91	0.91
4	有効性評価 シナリオ包絡条件 (代替循環冷却系 使用時)	ドライウエル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)	2.22	1.53
5		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階東側)	0.76	0.58
6		サプレッション・チェンバ アクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側)	1.83	1.83



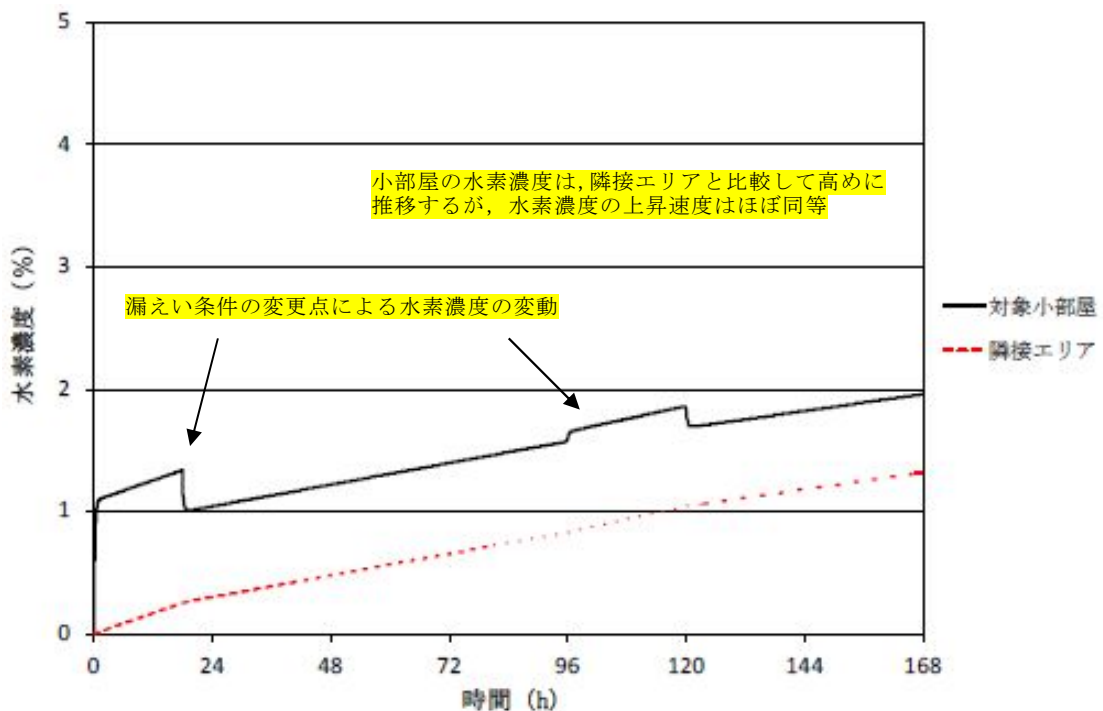
第 8 図 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋）



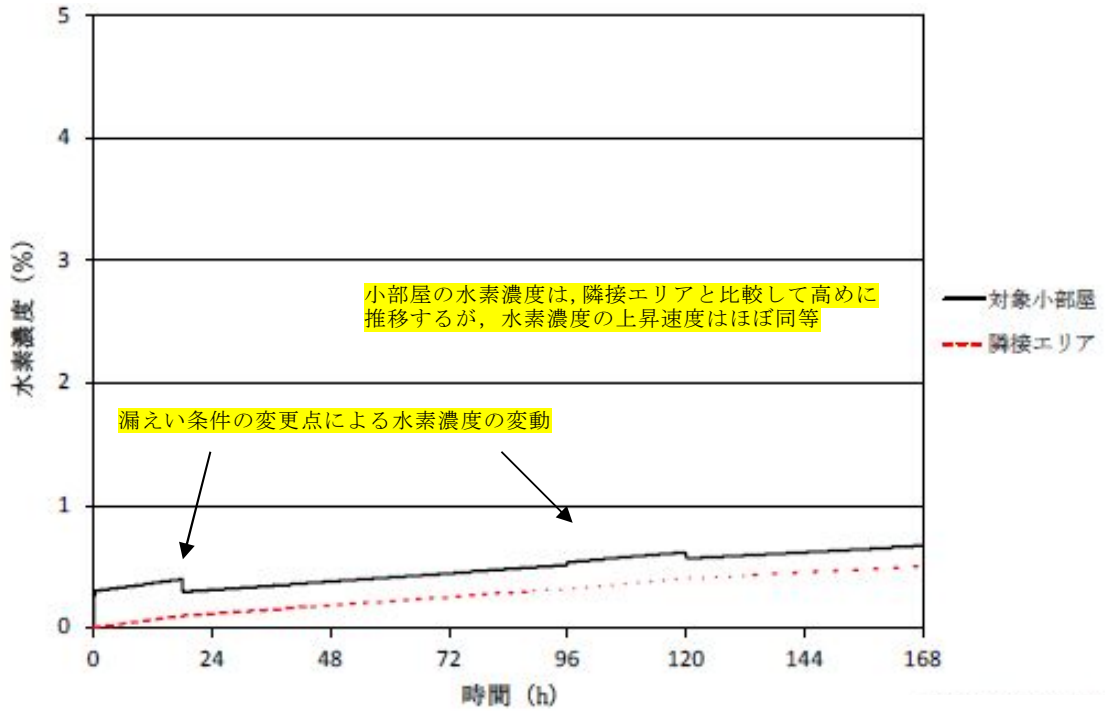
第 9 図 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）



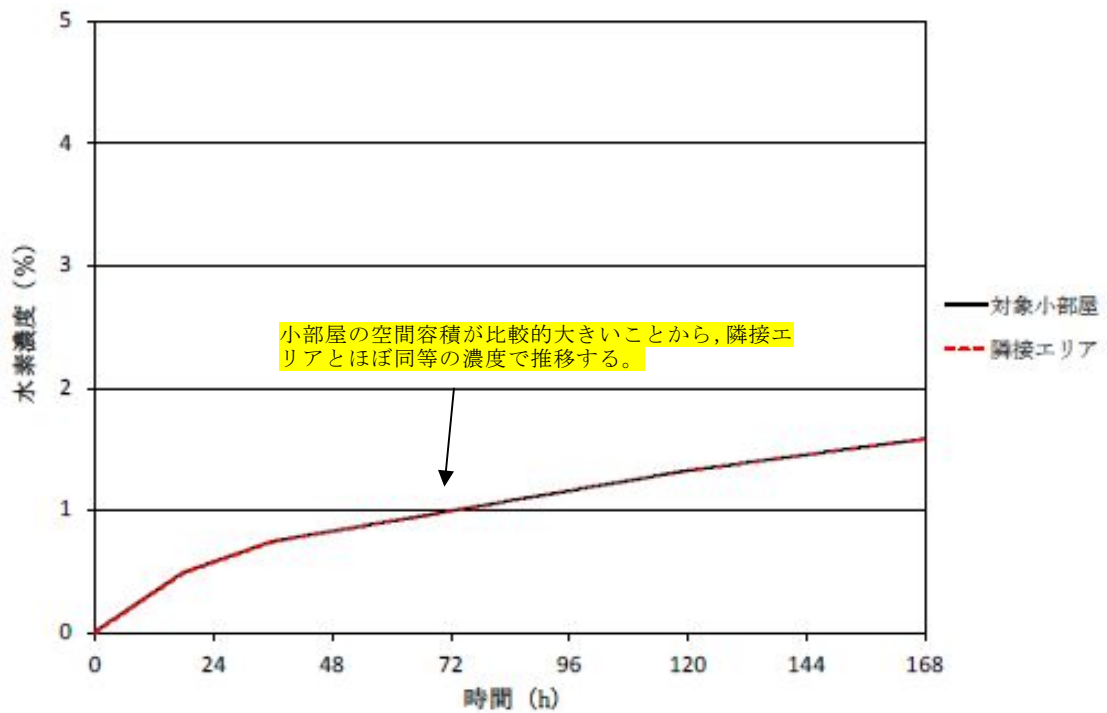
第 10 図 有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）における水素挙動（サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）



第 11 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋）



第 12 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）



第 13 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）

解析の結果から、有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）では、水素濃度は原子炉格納容器からの漏えいにより上昇するが、ベントを想定した30時間後で最大となる。その後は、水素濃度が低下すると同時に隣接エリアと水素濃度が均一化することから、可燃限界に到達することはない。

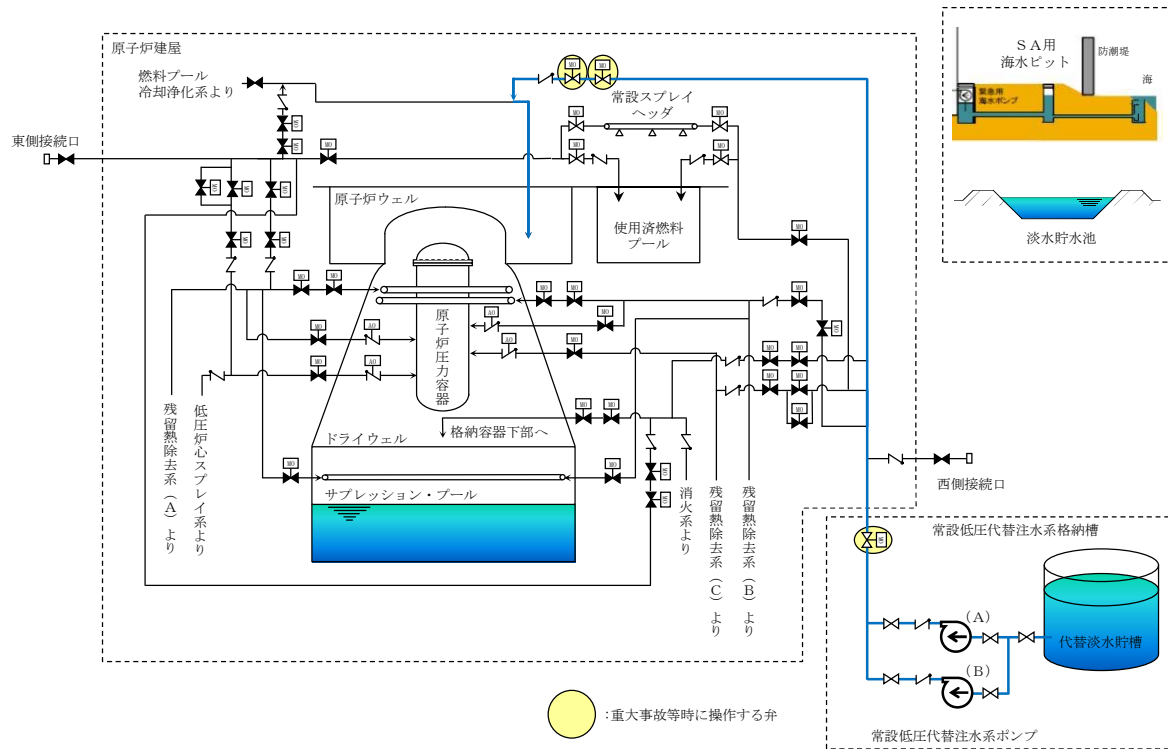
有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）に期待するシナリオでは、水素濃度は全体的には上昇傾向となり、168時間後時点で最も高くなるものの、可燃限界未満となる結果となった。

2ノードの解析において、小部屋と隣接エリアについては、それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが、2.1.4.2に示したケース1及びケース3において、建屋全体の水素濃度が均一化されていることから、小部屋に漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟6階に流入するものと考えられる。一方で、格納容器から異常な漏えいが発生した場合、原子炉建屋原子炉棟6階よりも先行して小部屋の水素濃度が上昇するおそれがあるため、判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は、小部屋に設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち、最高濃度を示すものとする。

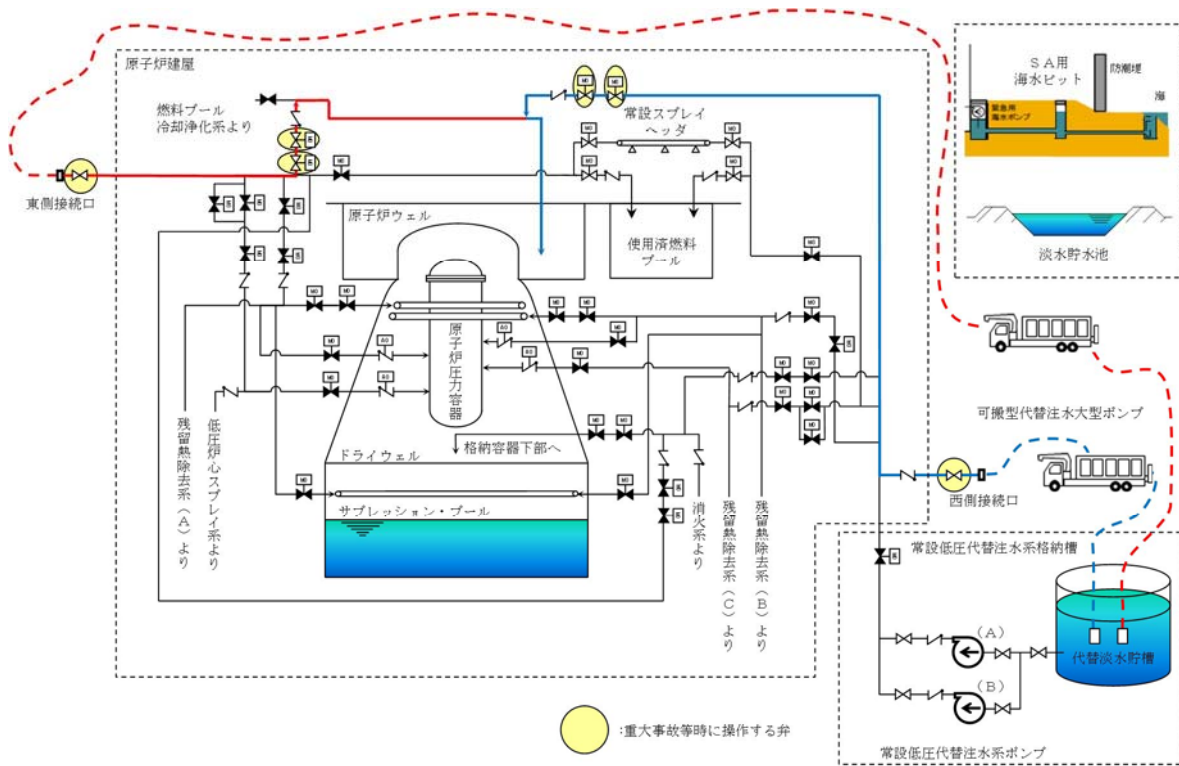
格納容器頂部注水系について

格納容器頂部注水系は、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、原子炉建屋原子炉棟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。格納容器頂部注水系は、第1図、第2図に示すように、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、原子炉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、原子炉建屋原子炉棟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、重大事故時に原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、格納容器頂部注水系を設置する。



第1図 格納容器頂部注水系（常設）



第2図 格納容器頂部注水系（可搬型）

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（常設及び可搬型）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（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として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。

また、格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として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。

第1表 格納容器頂部注水系主要仕様

	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
台数	1	1
容量	約200 m ³ /h	約1,320 m ³ /h (吐出圧力1.4MPaにおいて)

2. 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において、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原子炉格納容器限界温度（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。

これにより、トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減

しているが、格納容器頂部注水系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を得られるため、水素ガスの漏えいを更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、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

3. 格納容器頂部注水系による原子炉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原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。

(1) 評価方法

原子炉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。原子炉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トップヘッドフランジ及び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、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、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。

(2) 評価結果

格納容器頂部注水系による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第2表に示す。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。

第2表 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	—	—	SNCM439	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	α	1/K	1.27E-05	
温度差	ΔT	K	180	水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差
ひずみ	ε	—	2.29E-03	$\varepsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	σ	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439 (200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439 (200℃)

(3) 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原子炉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、低炭素鋼の脆性遷移温度は、一般的に約-10℃以下であり、水温がこの温度領域以上であるため、脆性の影響もないと考えられる。

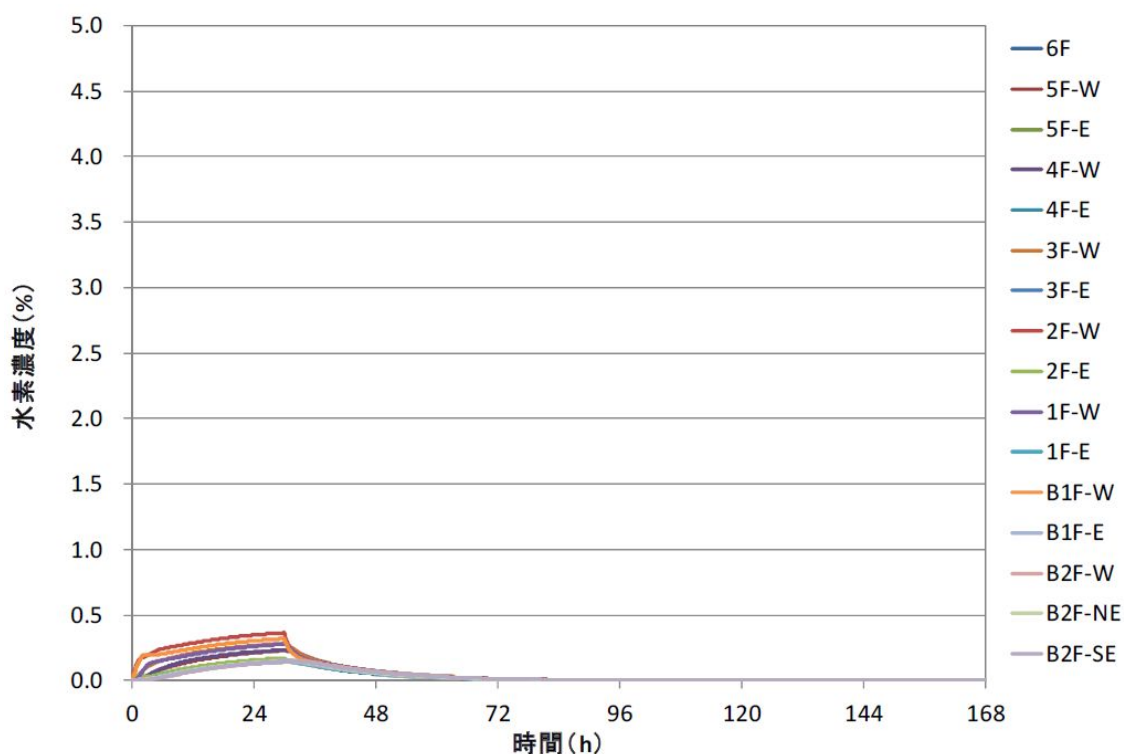
4. 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、D/Wヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し、D/Wヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部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。

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

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

格納容器頂部注水系の効果によって、格納容器 **トップヘッド** フランジからの漏えいなくなり、原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。漏えい箇所以外の条件は、**第 2.1.4.2-1** 表のケース 1 と同様である。第 1 図に解析結果を示す。



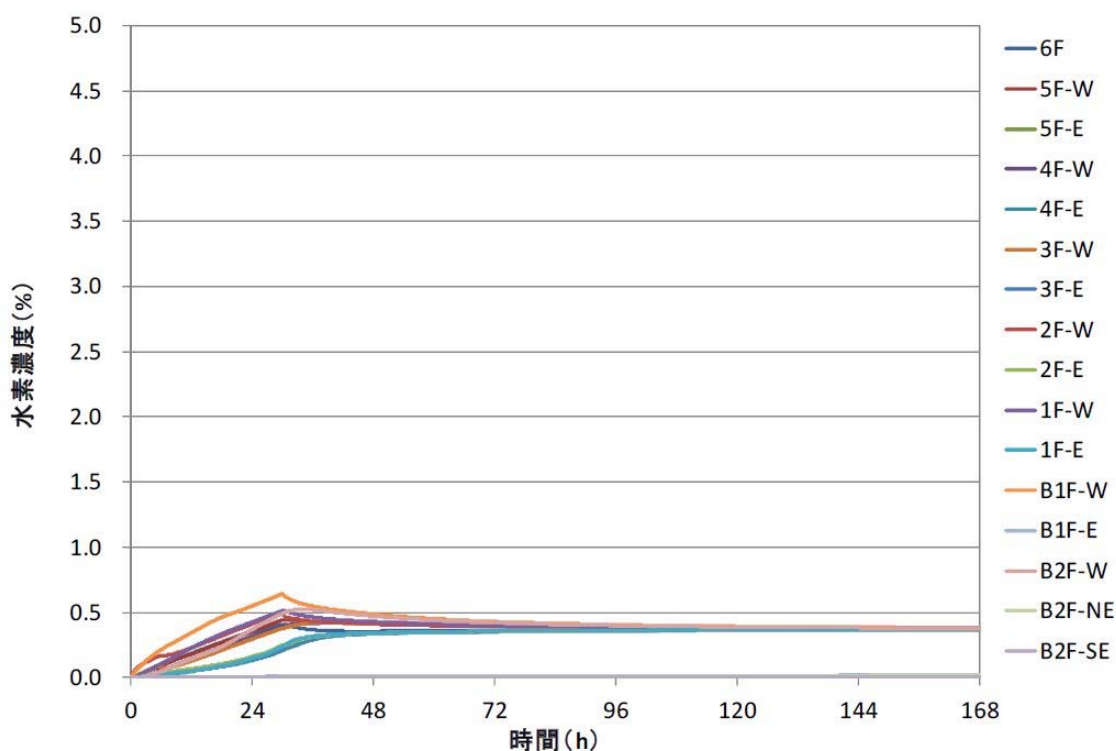
第 1 図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

（漏えい箇所：下層階のみ）

下層階のみから水素が漏えいした場合においても、FRVS/SGTSによる混合効果によって、各エリアの水素濃度が均一化され、可燃限界を大きく下回る結果となった。

また、格納容器頂部に注水した水が沸騰することで、原子炉建屋原子炉棟6階に水蒸気が追加で発生及び滞留し、原子炉建屋原子炉棟6階への水素流入を阻害するおそれがあるため、影響を評価した。

影響評価のため、FRVS/SGTSの稼働、停止による混合効果を確認する。FRVS/SGTSが稼働する場合の解析結果は、第2.1.4.2-1表のケース1と同様である。また、FRVS/SGTSが稼働しない場合の解析結果を第2図に示す。



第2図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

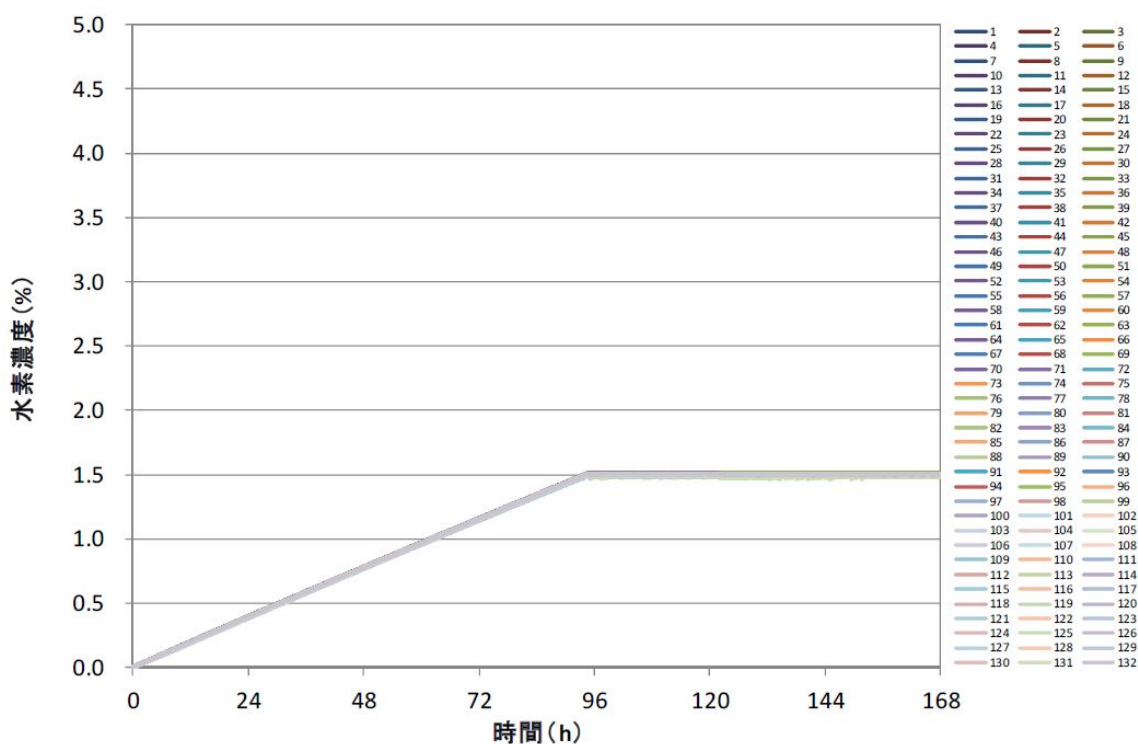
（ケース1のFRVS/SGTSが停止している場合）

第 2.1.4.2-1 表に示すケース 1 の F R V S / S G T S 稼働時において、各エリアの水素濃度は、均等に上昇していることが確認されるが、第 2 図の F R V S / S G T S 停止時では、各エリア水素濃度の均一化に時間を要している。よって、F R V S / S G T S の稼働による原子炉建屋原子炉棟内の混合効果は大きく、原子炉建屋原子炉棟 6 階で発生した水蒸気によって、水素の流入が阻害されることはない。

小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において、水素が成層化しないことを解析により確認する。

格納容器ベントまでの漏えい率を、格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%/day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 2 と同様である。水素濃度の解析結果を第 1 図に示す。



第 1 図 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階水素挙動 (サブボリューム)

PAR 起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。

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、原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で、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

炉心損傷時に格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃性限界である4vol%未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから、これを計測可能な以下の範囲とする。

- ・原子炉建屋水素濃度（6階）：0～10vol%
- ・原子炉建屋水素濃度（2階，地下1階）：0～20vol%

2. 水素濃度計の測定原理

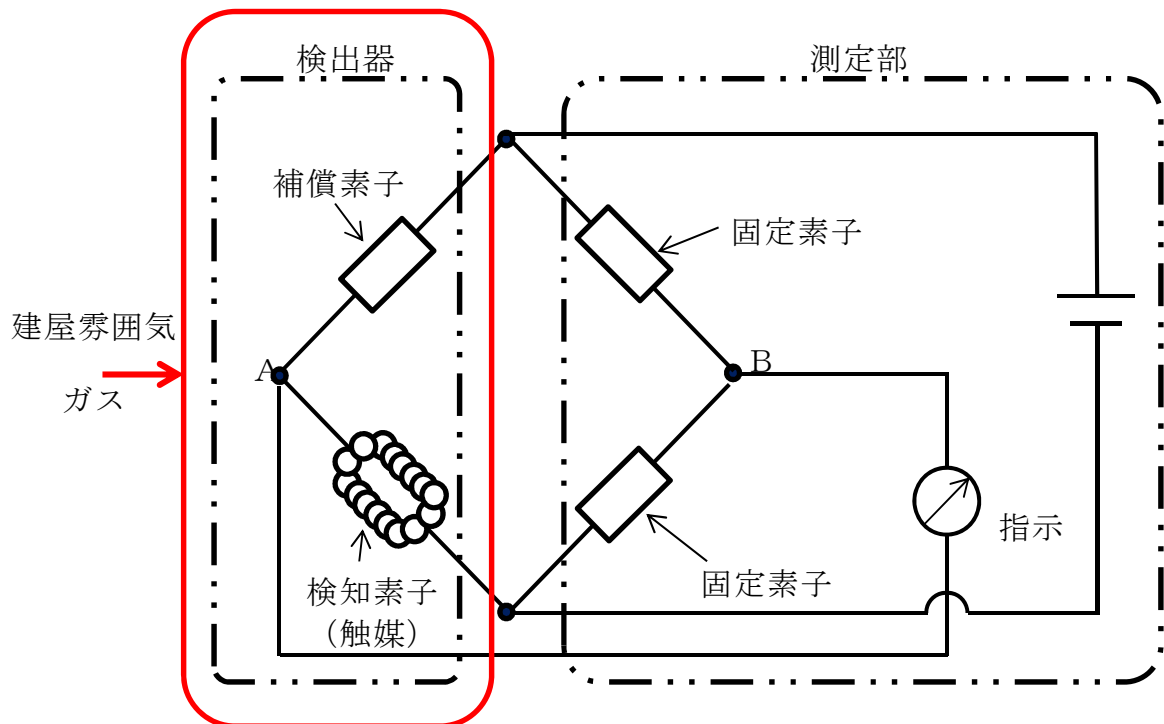
(1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟6階）

原子炉建屋原子炉棟6階に設置する水素濃度計は、触媒式の検出器を用いている。

触媒式の水素検出器は、検知素子と補償素子が第1図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は、触媒活性材でコーティングされており、水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は、水素濃度に

比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。



第1図 原子炉建屋水素濃度（6階）検出回路の概要図

(2) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階）

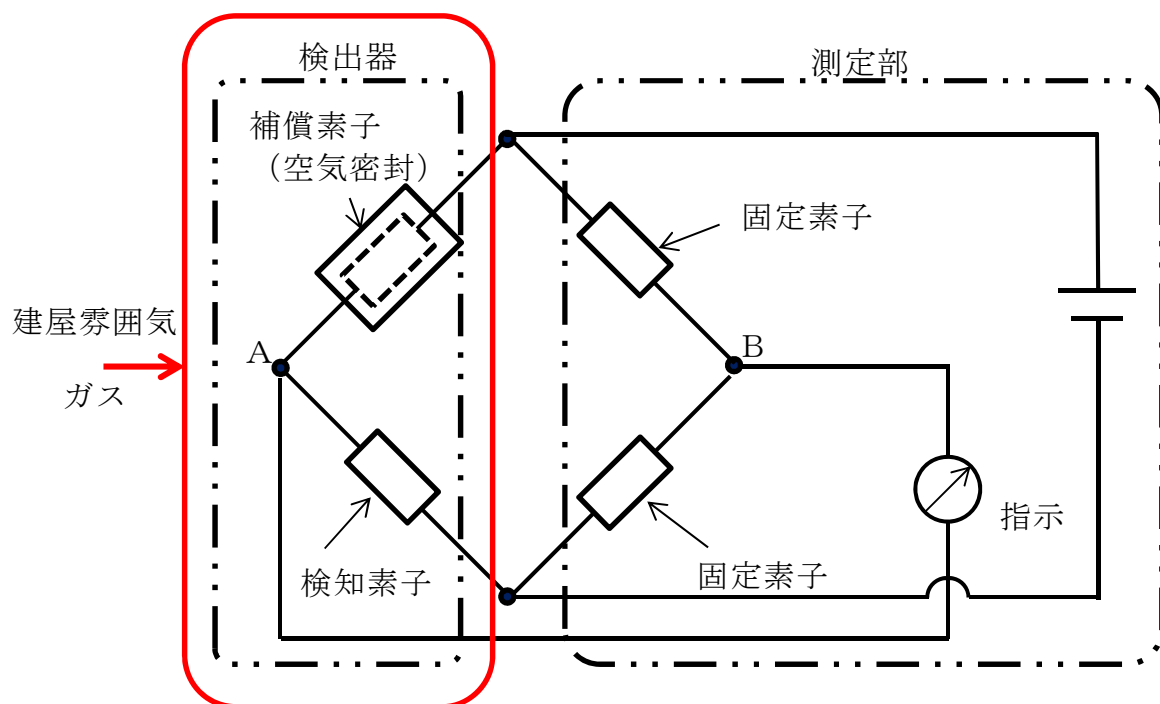
原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階に設置する水素濃度計は、熱伝導式の検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は、検知素子と補償素子が第2図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は、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、測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため、水素

が検知素子に接触することで、補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ、抵抗値が変化し、ブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は、水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、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が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{k})$ at 27°C である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より 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測に対する大きな誤差にはならない。

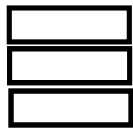
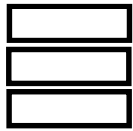


第 2 図 原子炉建屋水素濃度(原子炉建屋原子炉棟 2 階, 地下 1 階)検出回路の概要図

3. 原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について

水素濃度検出器の耐環境仕様は、各設置場所で想定される温度、湿度及び放射線量の環境を有している。第1表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。

第1表 水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様

対 象	項 目	想定環境※	検出器の耐環境仕様	備 考
原子炉建屋 原子炉棟6階 水素濃度	温 度 湿 度 積算放射線量	80℃ 100%RH 1.5kGy (7日間)		メーカー試験にて確認済
原子炉建屋 原子炉棟2階, 地下1階 水素濃度	温 度 湿 度 積算放射線量	65.6℃ 100%RH 1.5kGy (7日間)		耐環境試験により確認済

※ 想定環境は、詳細評価により今後見直す可能性がある。

P A R の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の P A R の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。

1. P A R の性能確保の考え方

P A R の性能評価式は、P A R 内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することで P A R の性能を確保できる。第1表に P A R の性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

第1表 P A R の性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流 量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	P A Rハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観，員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 （材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

2. 検査及び点検内容

1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、PARの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に、供用開始以降の点検内容を第3表に示す。

第2表 設置段階における検査内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として，検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

第3表 供用開始以降の点検内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として，検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は、

で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，第4表に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には，規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。

また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜き取り数としては，1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

第4表 触媒製作段階における管理項目

対 象	項 目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充填量	
触媒	比表面積	
	直径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後、 20分以内に10℃以上上昇又は 30分以内に20℃以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが、使用開始前においてもPARの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また、PARを設置する原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを供給し、水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで、メーカー推奨の判定基準を満足していることを評価し、触媒の健全性を確認する。工場製作時、使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件、判定基準を第5表に、試験装置の概要を第1図に示す。

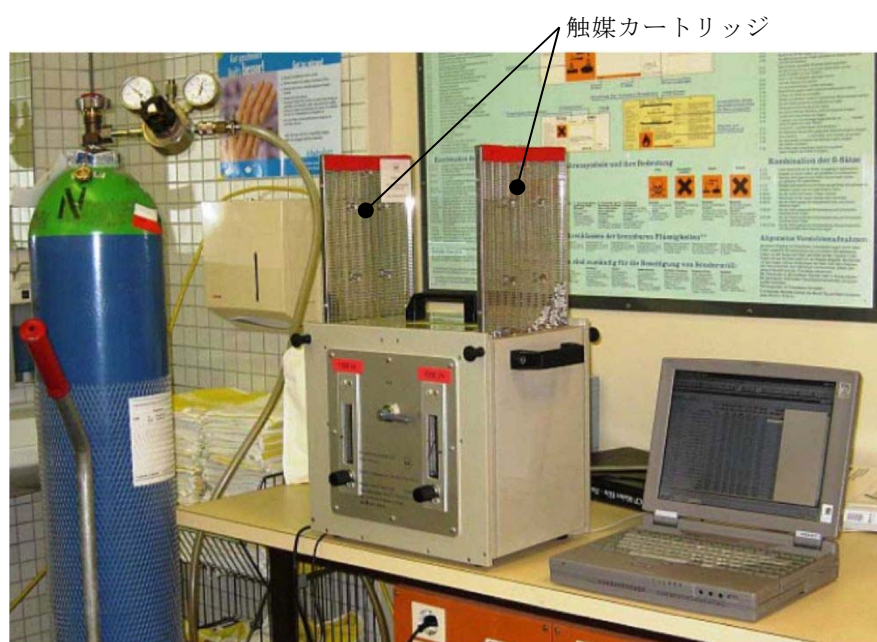
工場製作時には、メーカー標準の試験条件として水素濃度3vol%の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で行うため、水素処理能

力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。

なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

第5表 触媒の健全性確認試験条件

	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分



第1図 検査装置の概要図

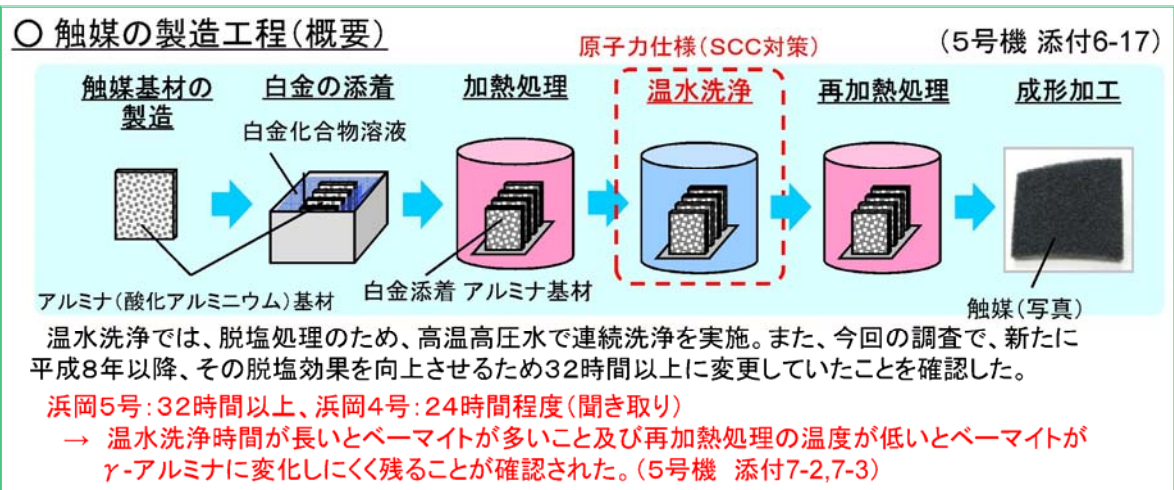
触媒基材（アルミナ）について

N I S 社製の P A R は、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見^{*}が得られている。

※ 「事対2147-002中部電力（株）浜岡原子力発電所4・5号機気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日経済産業省原子力安全・保安院）」

浜岡原子力発電所の事象では、触媒基材の製造工程において、S C C 対策として温水洗浄が実施されており、その際、アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第1図参照）。

N I S 社製の P A R は、触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと、X線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため、ベーマイト化による触媒の性能低下については、対策済みである。また、シロキサンによる影響は、密閉空間内で P A R 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、有意な差はなく、シロキサンに対して、被毒による影響がないことを確認している。



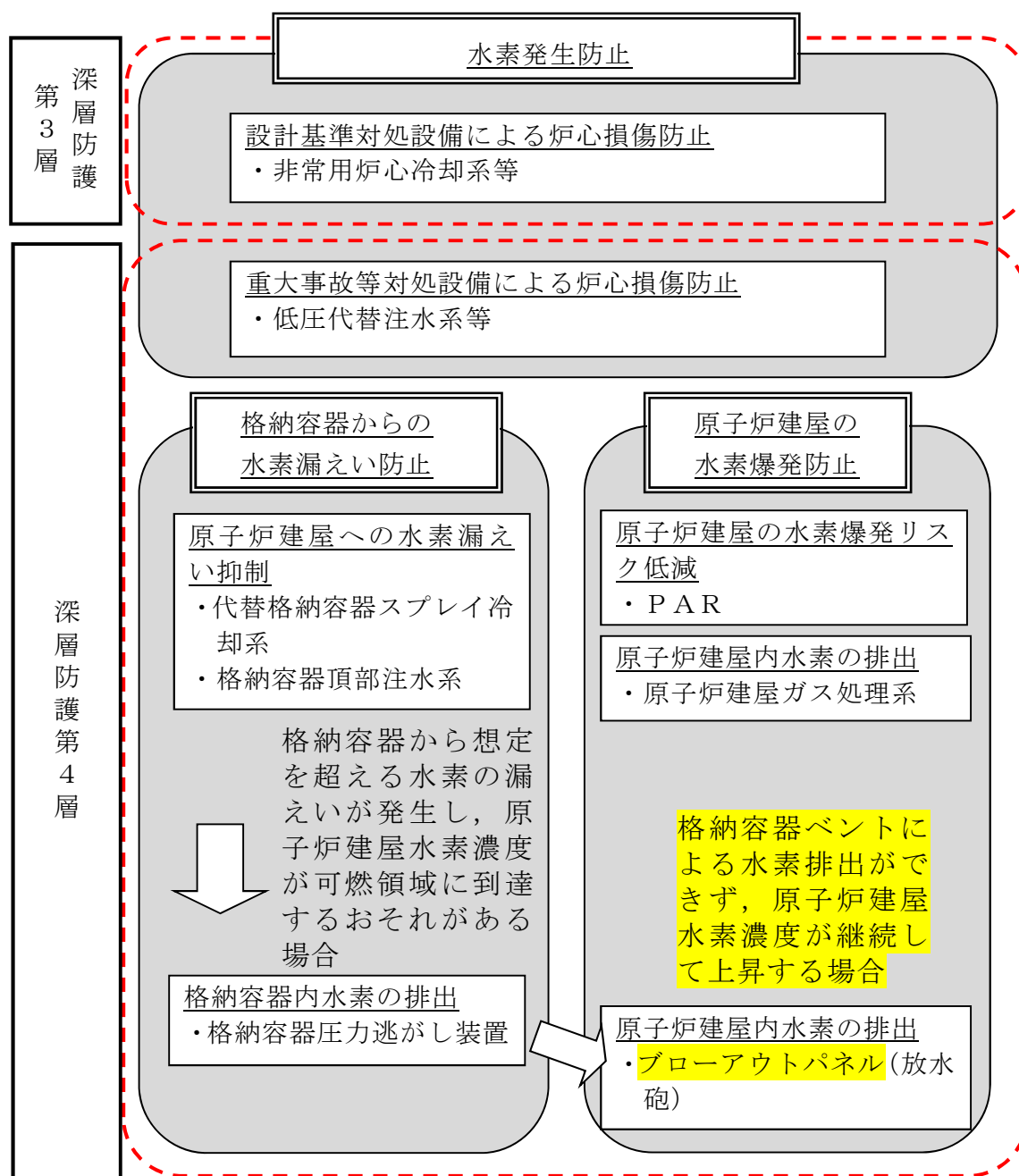
[出典] 「事対2147-002中部電力(株)浜岡原子力発電所4・5号機気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止(平成21年7月7日経済産業省原子力安全・保安院)」

第1図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

原子炉建屋水素爆発防止対策

1. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針

東海第二発電所の重大事故対策を含めた深層防護の第3層及び第4層のイメージを第1図に示す。



第1図 重大事故対策を含めた深層防護第3層及び第4層のイメージ

東海第二発電所の重大事故時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次に原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する対策、さらには、原子炉格納容器から漏えいした水素による原子炉建屋での水素爆発防止する対策を実施することとしている。

深層防護の第3層として設計基準対処設備により炉心損傷を防止する。重大事故等が発生した場合においては、深層防護の第4層として低圧代替注水系等により炉心の著しい損傷を防止する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び格納容器頂部注水系等により原子炉格納容器破損を防止する。なお、格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器頂部の温度を低下させ、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

それでもなお、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合には、PARにより水素を処理することで原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷防止を図る。

2. PARによる原子炉建屋水素爆発防止対策

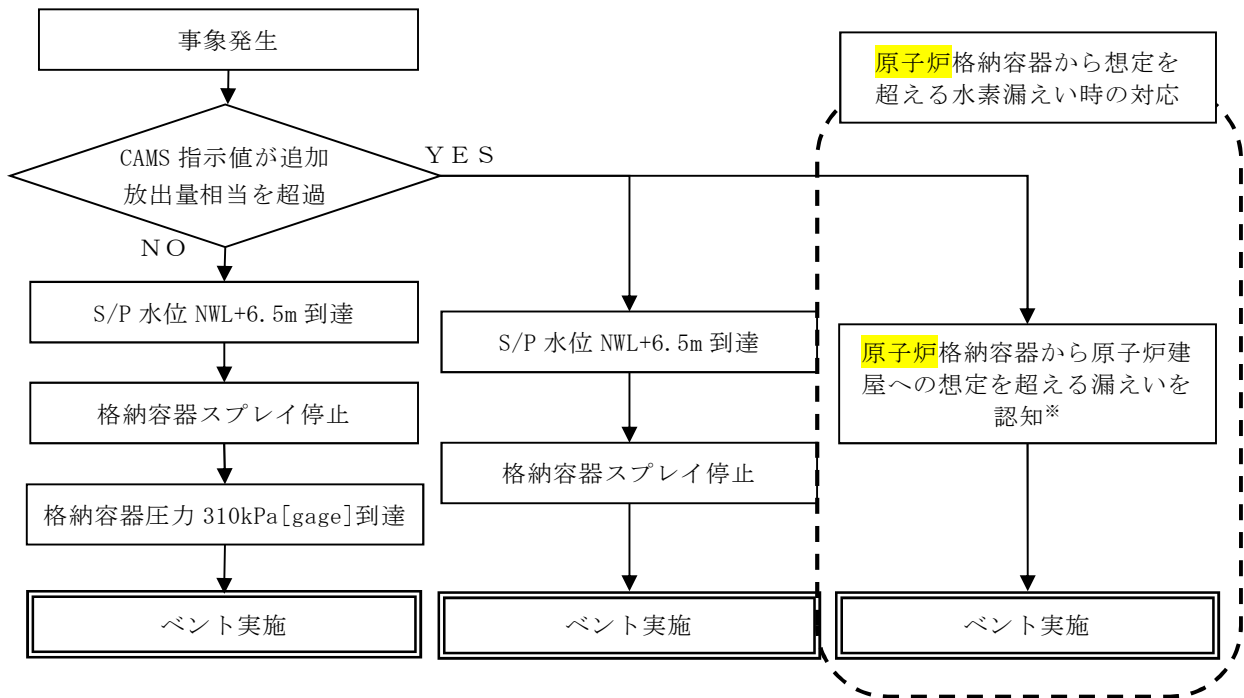
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類がある。原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいガスは、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉格納容器ハッチ類からの漏えいガスは、隣接する通路に流出し、大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて、原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階に上昇した水素は、PARにより処理する。

3. 原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応

格納容器破損モードのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損」では、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、P A R 起動水素濃度である 1.5vol%未満で推移し、原子炉建屋原子炉棟が水素爆発により損傷することはない。

また、何らかの理由により原子炉格納容器の健全性が損なわれ、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの水素漏えい量を低減し、原子炉建屋の水素爆発を防止するためにベントを実施することとしている。これにより、原子炉格納容器内の水素が格納容器ベントにより排出され、原子炉建屋へ漏えいするガスは、ほぼ蒸気となるため、原子炉建屋原子炉棟で水素爆発は発生しない。

原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 2 図に示す。



※ 原子炉格納容器からの異常な水素漏えい発生時において、原子炉建屋の水素爆発を防止するためのベント実施判断基準として、「原子炉建屋水素濃度計指示値が 2vol% に到達した場合」を設定する。

第 2 図 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー
(格納容器圧力逃がし装置によるベント実施の判断フロー)

原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて

重大事故等発生時に格納容器から漏えいした水素を原子炉建屋原子炉棟6階に導くために、通常運転時は、原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。大物搬入口ハッチカバーは、二分割の折り畳み式カバーであり、電動チェーンブロックにより開閉する。また、電動チェーンブロックにより全開状態で固定するとともに、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。(第1図及び第2図参照)

なお、今後は必要に応じて固縛等を実施する。



第1図 大物搬入口ハッチの閉状態



第2図 大物搬入口ハッチの開状態

原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのGOTHICコードの適用性

1. はじめに

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において、米国 E P R I (Electric Power Research Institute)により開発された汎用熱流動解析コード「G O T H I C (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。

2. 本解析コードの特徴

(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3相について、各々、質量、運動量及びエネルギーの3保存式を解く、完全3流体(9保存式)解析コードである。

各相間の質量、運動量及びエネルギーの移動は、構成式で表され、これにより、凝縮・沸騰現象や、凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており、これらの機器の作動及び制御を模擬できる。

このような基本構成により、原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流 体

前述のように、本解析コードは、気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気だけでなく水素、窒素、酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。

(3) 伝 熱

流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式で表される。

流体と壁面等の構造体との間の伝熱は、壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは、自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達、凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており、流体と構造物との間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また、構造物内部の熱伝導を考慮できる。

(4) 形状モデル

本解析コードの形状モデル例を第1図に示す。本解析コードでは、区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと、区画を1ボリュームとして扱う集中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。

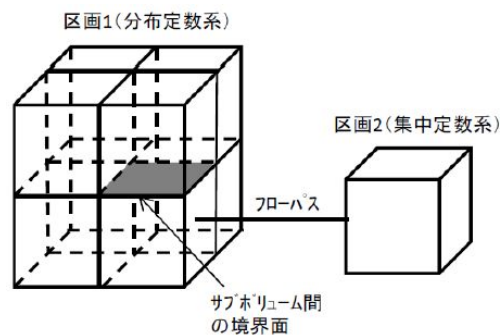
このうち、分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブボリュームの体積や高さ等、また、サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩

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。さらに、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。各サブボリュームについて、これらのモデルを含む質量・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。

形状モデルの例を第1図に示す。



第1図 形状モデル例

(5) 境界条件

流入境界から流入する流体の種類，流量，エネルギー等を設定できる。また，圧力境界条件により，境界での流体の圧力等を設定できる。一方，熱伝導体の境界においては，境界での熱流束，温度等を設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。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と酸素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. 本解析コードの妥当性確認

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析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3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) 3次元流動解析への適用性

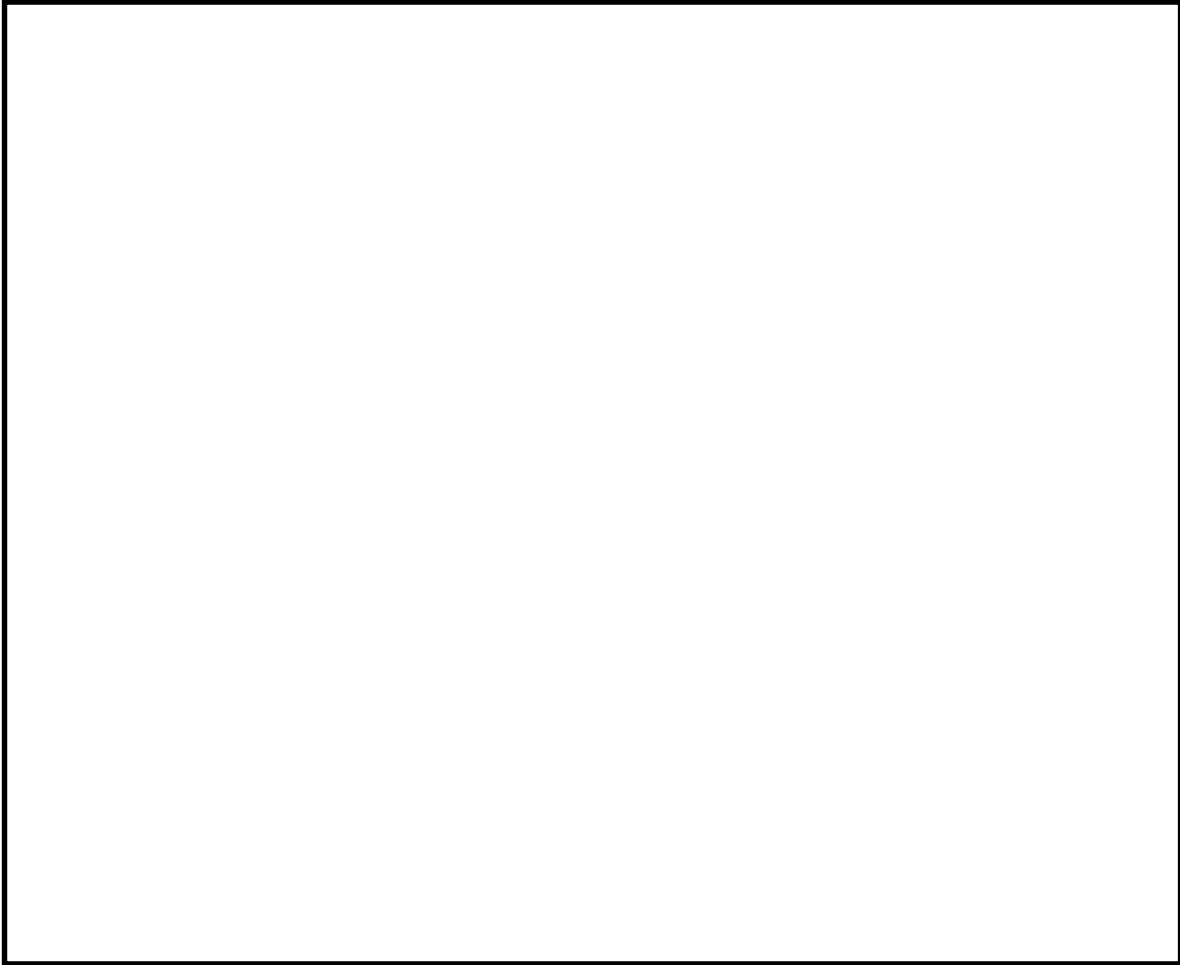
原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して，複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。

ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験としてNUPEC試験がある（第2図参照）。NUPEC試験は、第1表及び第3図から第5図に示すように、25の区画に分割された試験体系において、ガス放出の有無、放出ガスの種類（水蒸気又は水素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試験が行われ、雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し、かつスプレイを想定しない点で、原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース TestM-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

TestM-4-3 の試験条件を以下に示す。

- ・初期圧力：101kPa[abs]
- ・初期温度：28℃
- ・蒸気の放出条件：0.33kg/s（1,800秒で停止）
- ・ヘリウムの放出条件：0.03kg/s（1,800秒で停止）
- ・ガス放出区画：第4図参照
- ・スプレイ：なし

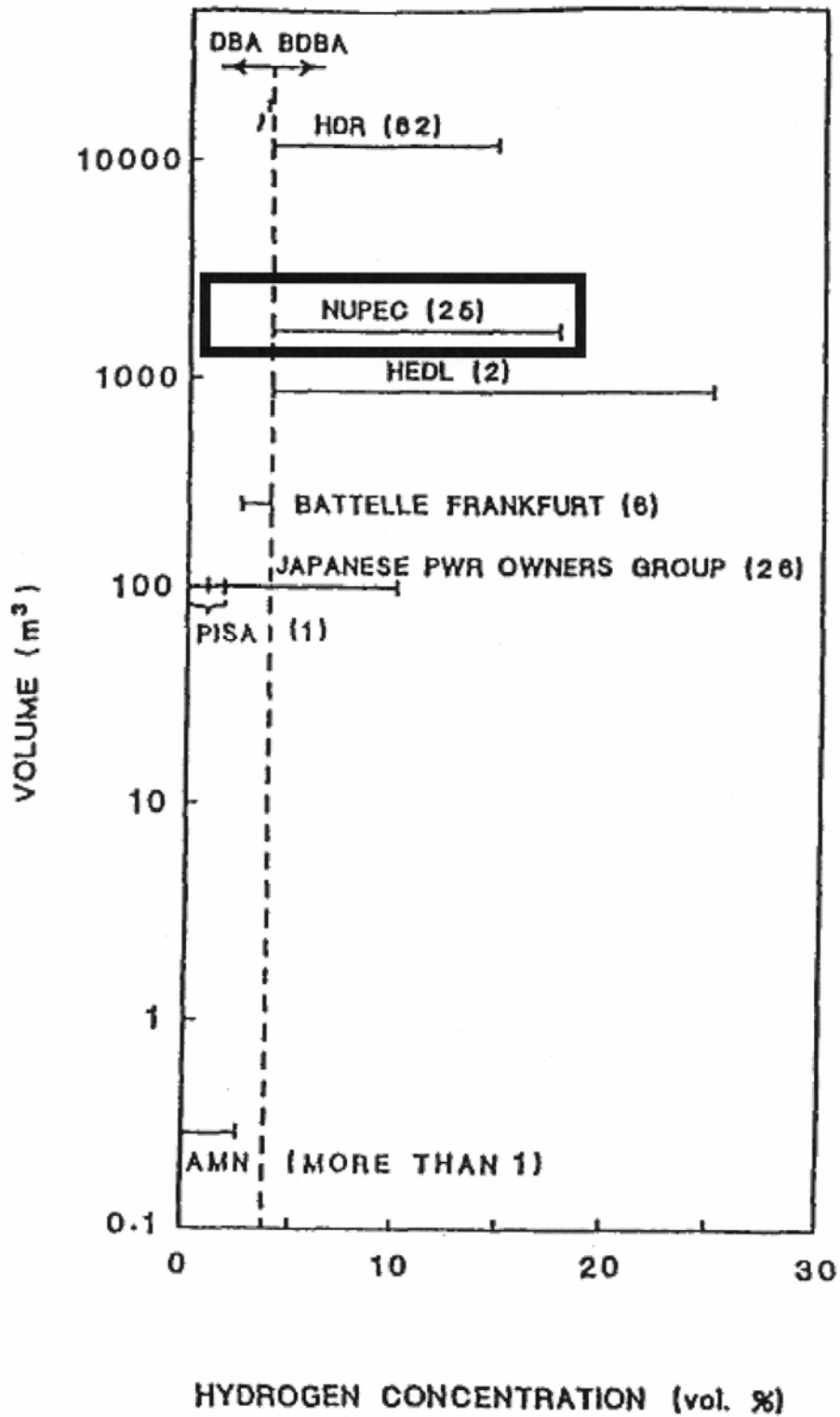




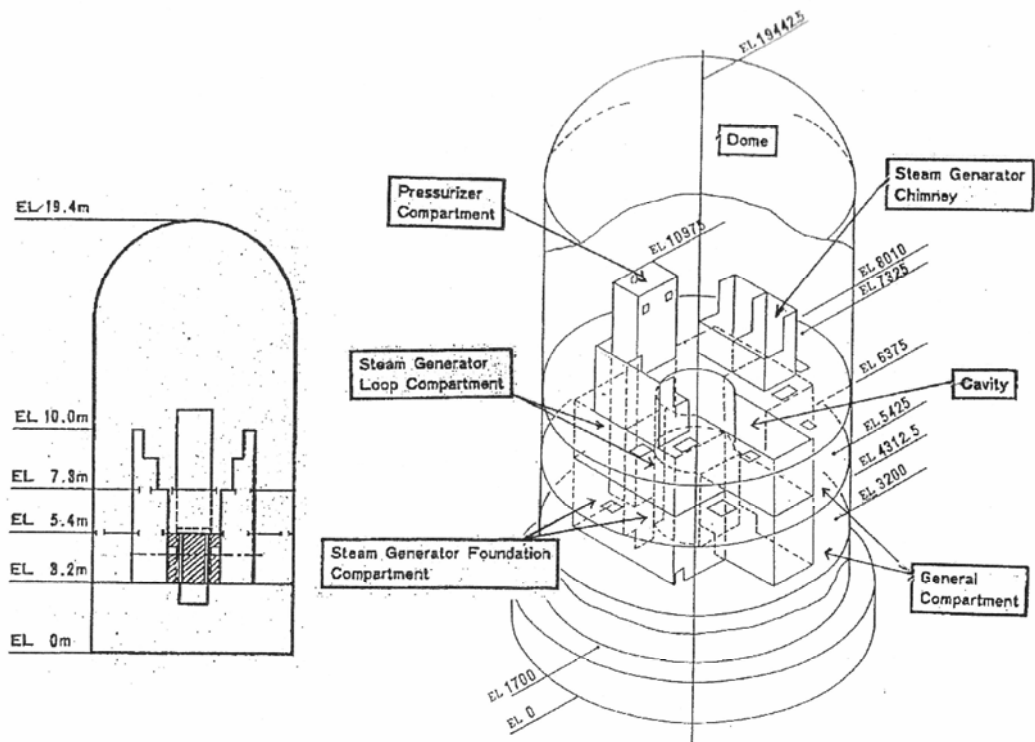
以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。

第1表 NUPEC試験体系の内部区画（出典：参考文献 [1] Table3-2）

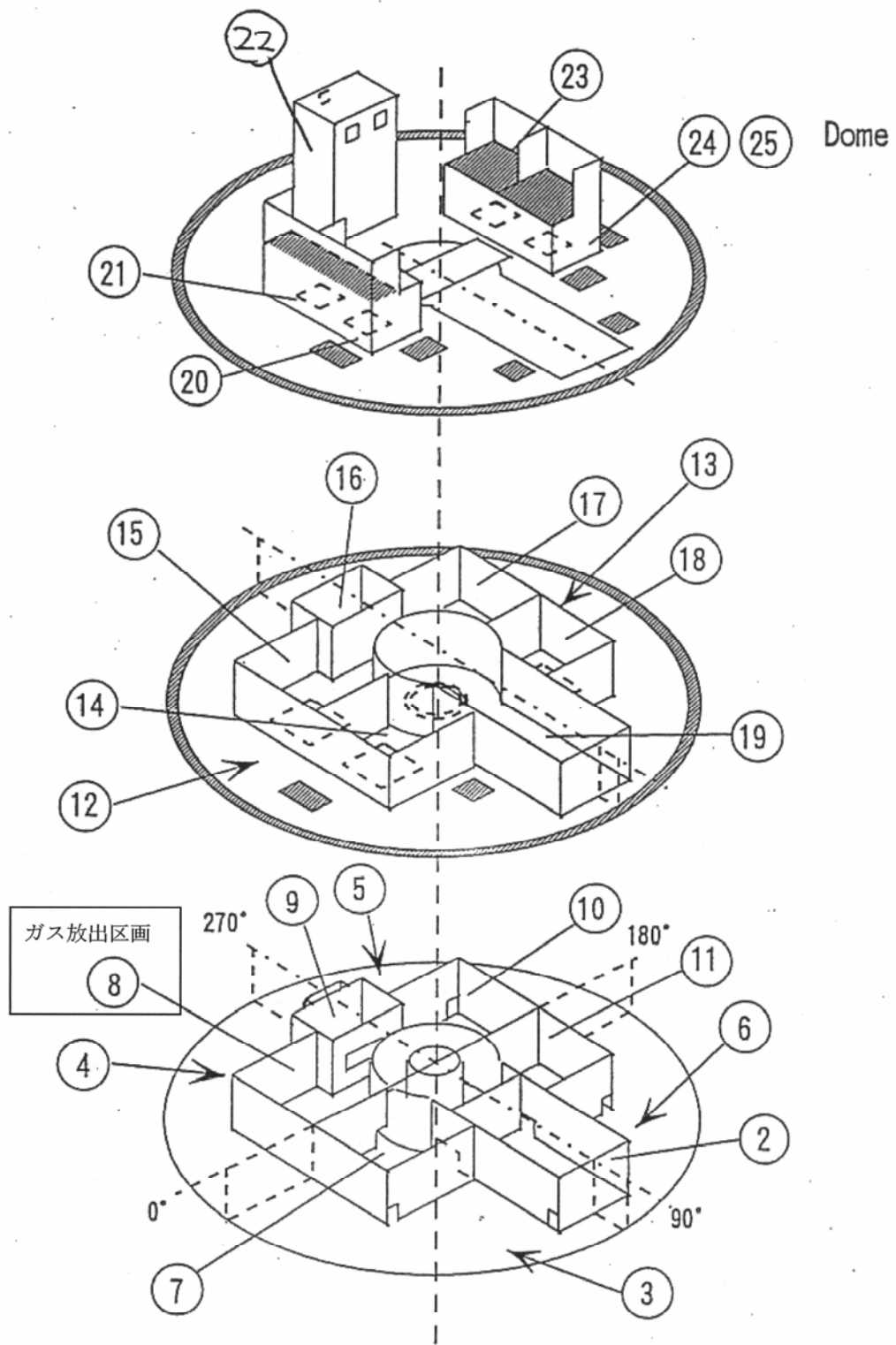
ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部



第2図 水素濃度の範囲と試験スケール (出典: 参考文献 [1] Fig.3-1)

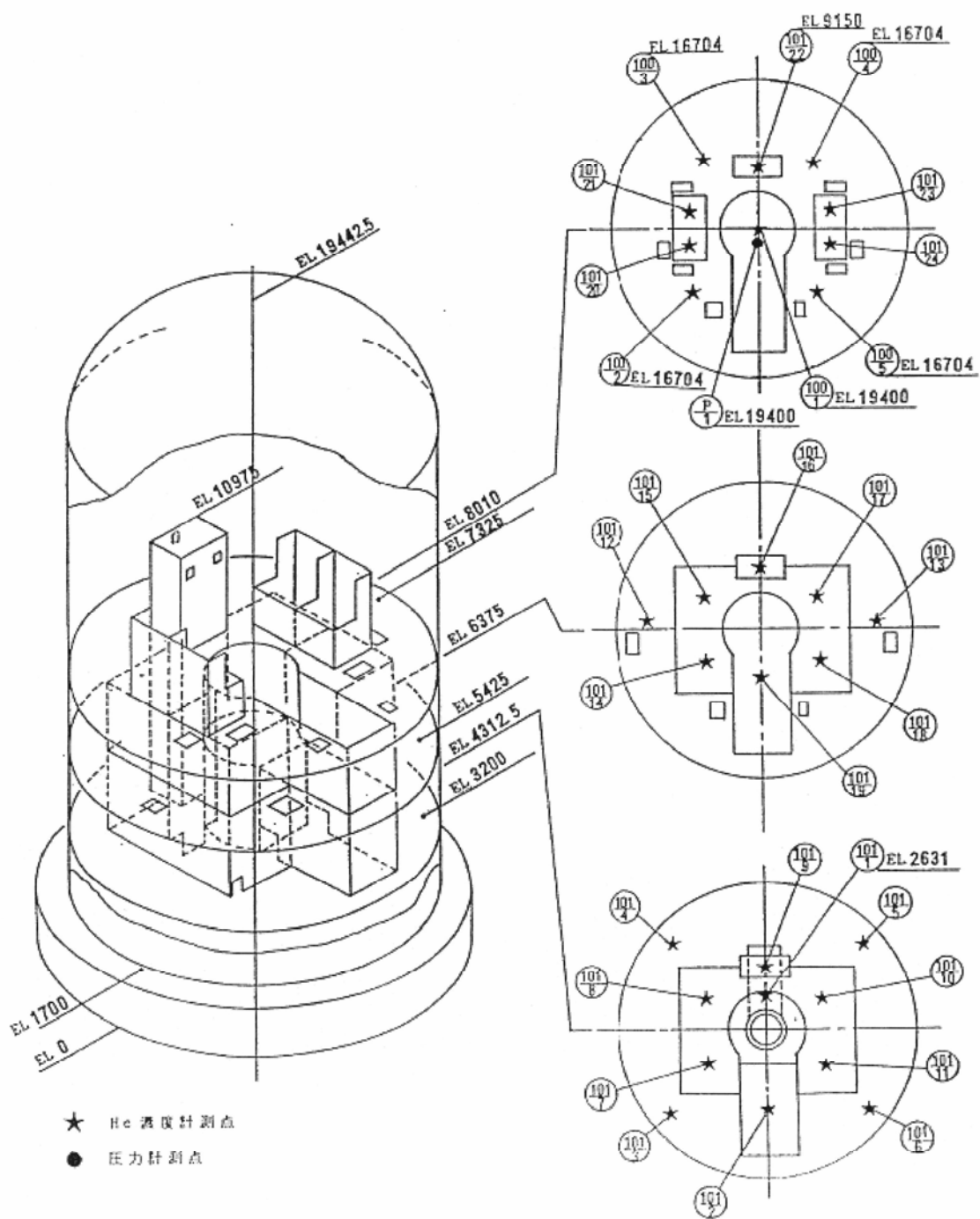


第3図 NUPEC試験体系の概要（出典：参考文献 [2] Fig. 17-1）

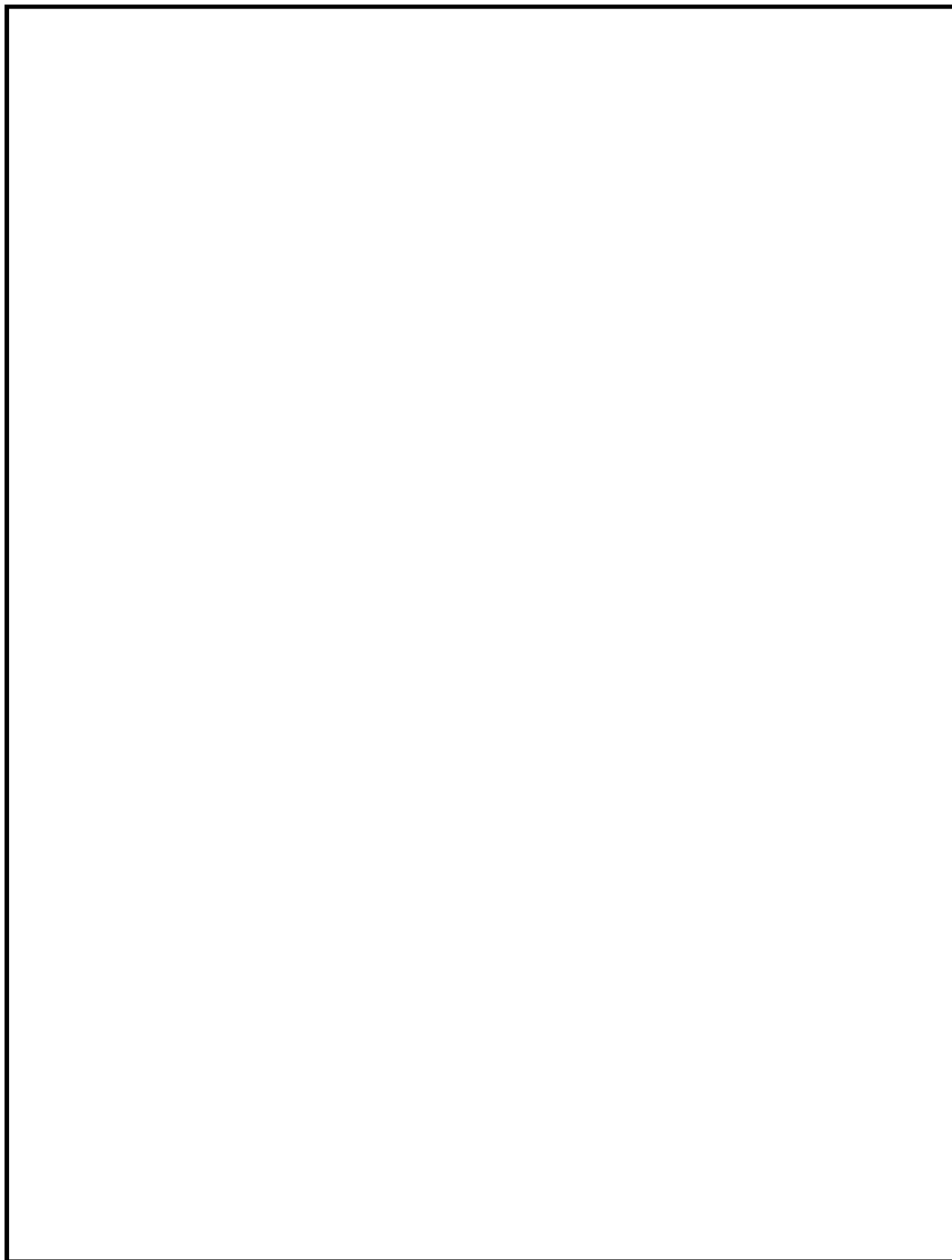


第4図 NUPEC試験体系における区画と開口部 (出典: 参考文献[2] Fig. 17

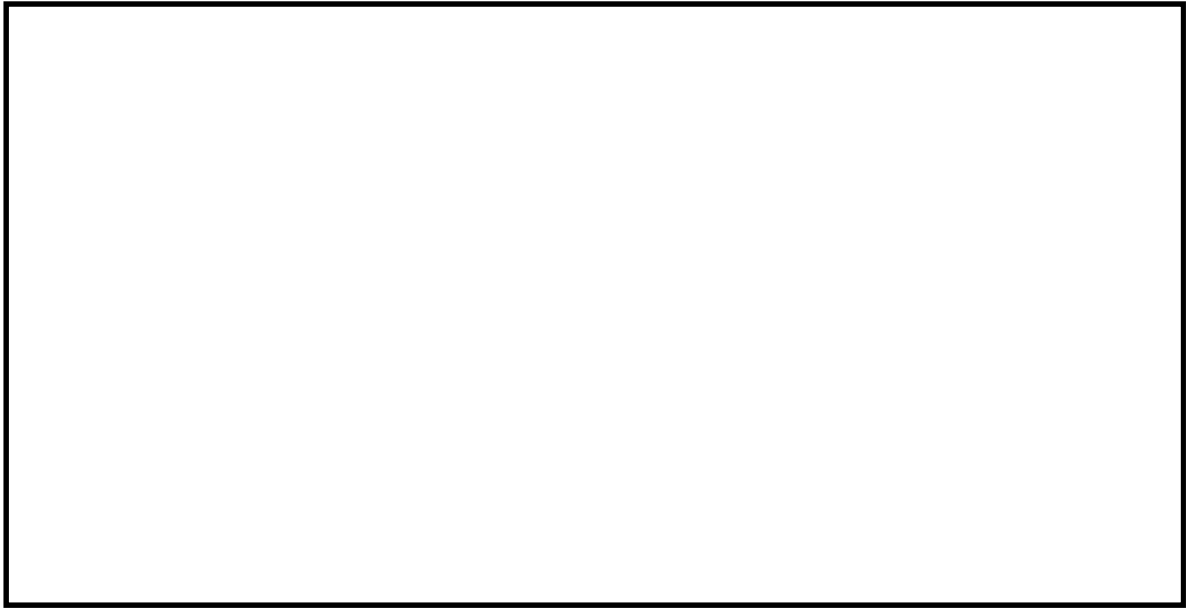
-2)



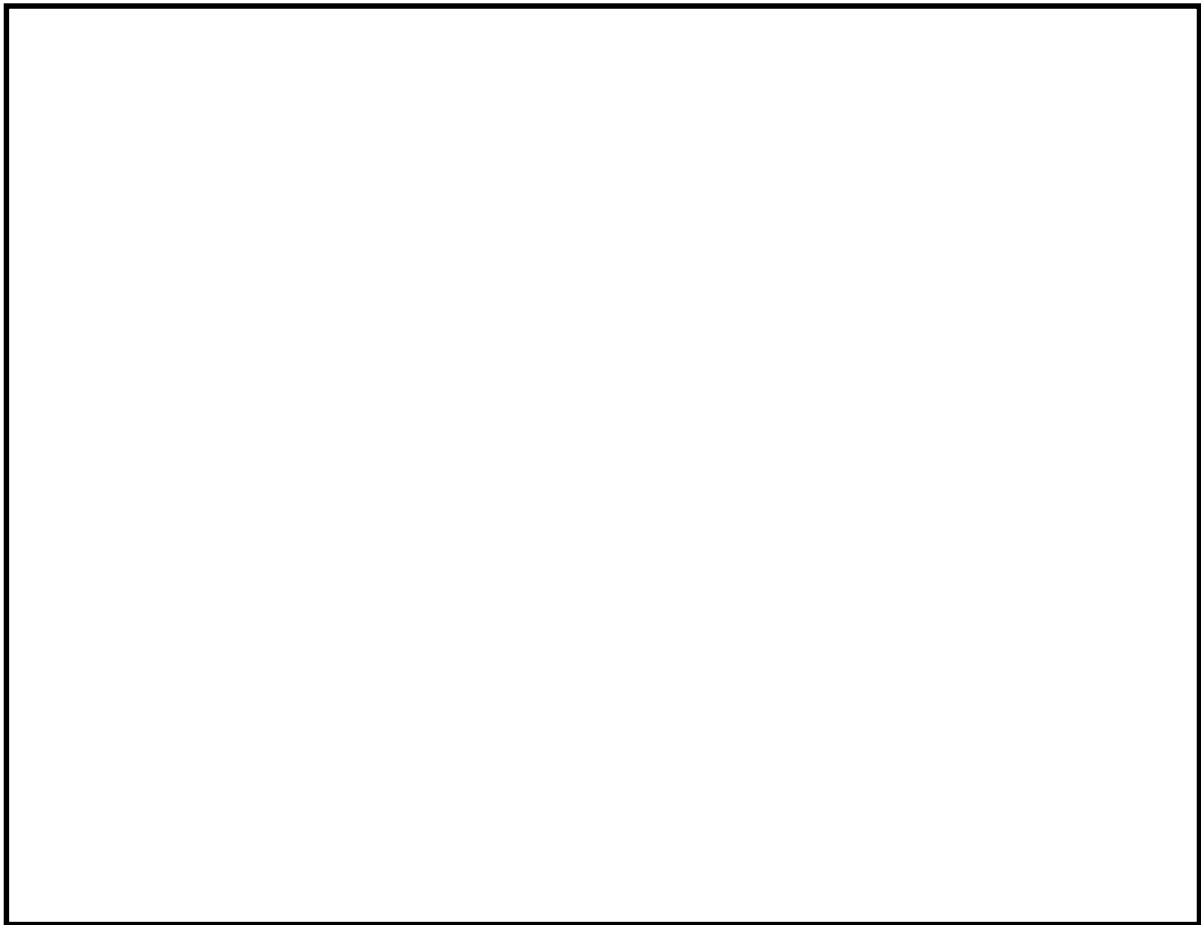
第5図 NUPEC試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：
 参考文献 [3] 図 3.1.4）



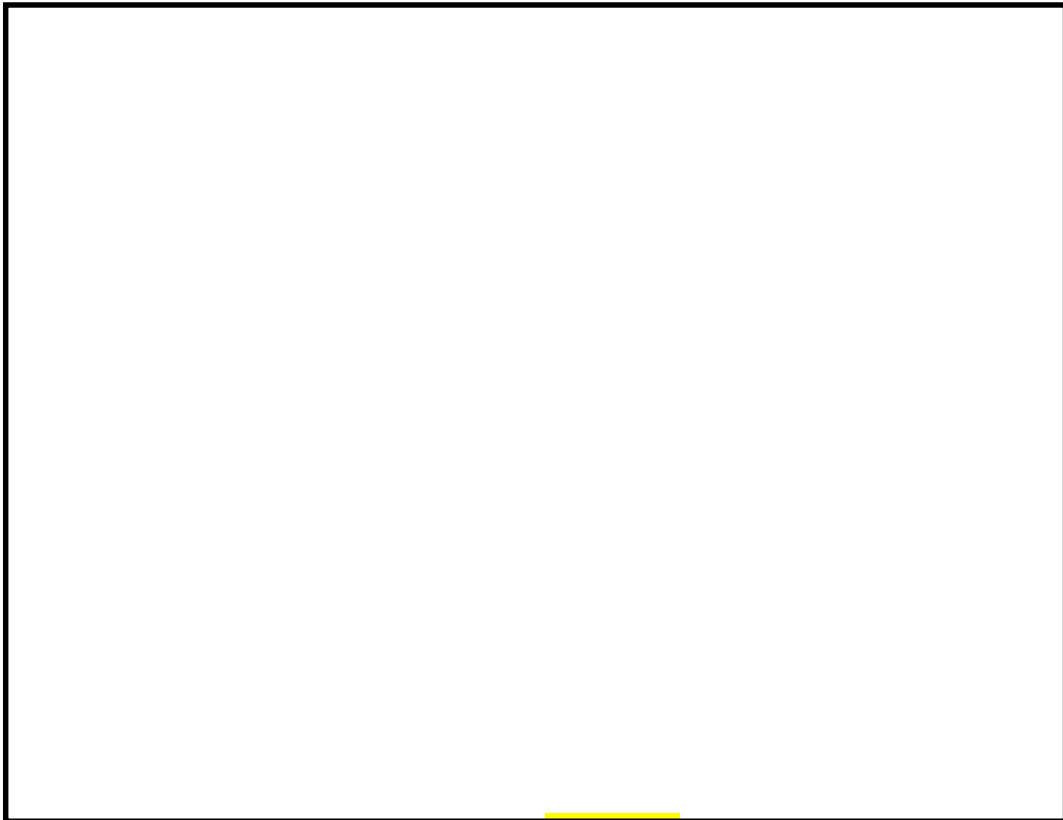
第 6 図 NUPEC 試験の解析モデル概要 (出典：参考文献 [2] Fig.17-3)



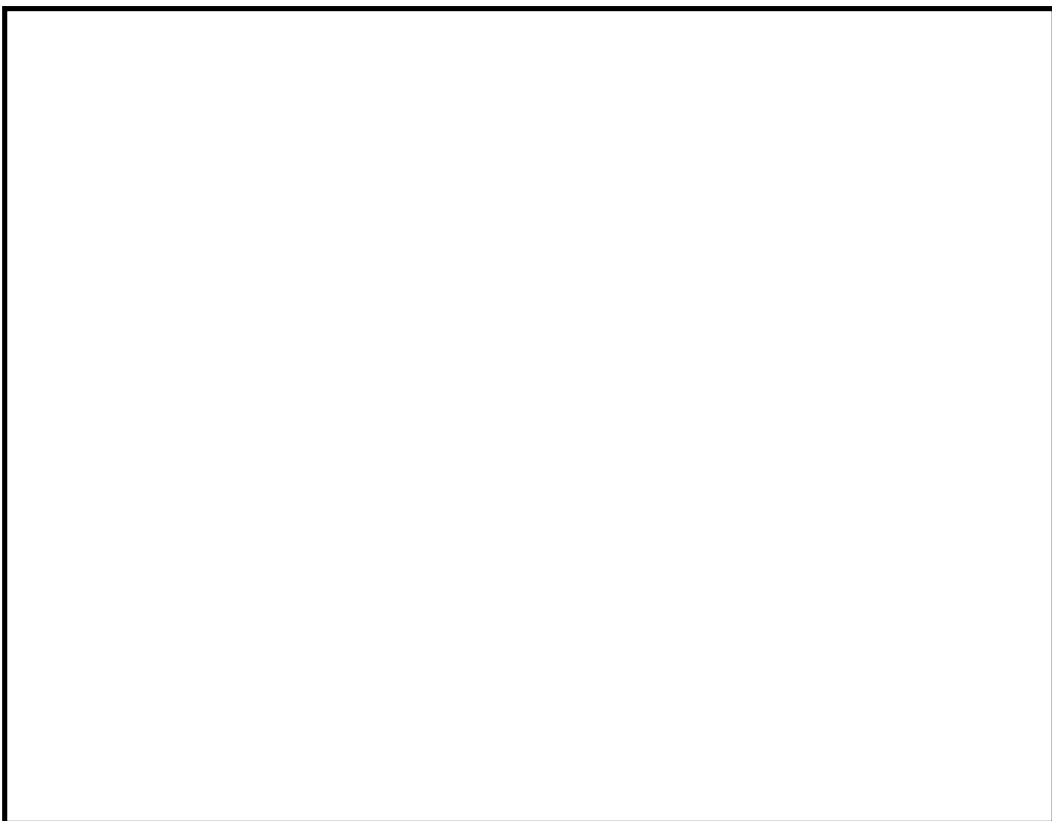
第 7 図 NUPEC 試験の解析モデルにおける分布定数系によるノード分割
(出典：参考文献 [2] Fig.17-4)



第 8 図 格納容器圧力 (出典：参考文献 [2] Fig.17-16)



第9図 格納容器温度（出典：参考文献 [2] Fig. 17-17）



第10図 ヘリウム濃度（出典：参考文献 [2] Fig. 17-19）

(2) 水蒸気凝縮(壁面熱伝達)への適用性

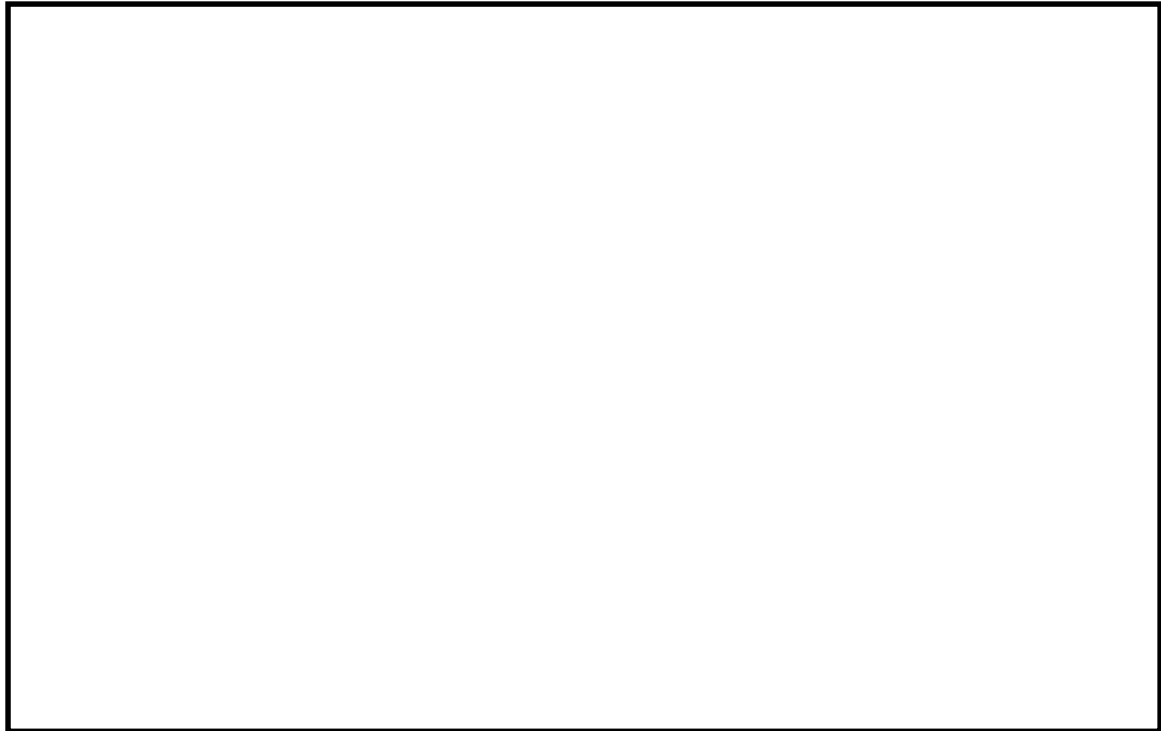
凝縮熱伝達モデルとして、DLM-FMモデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。

本モデルで評価した凝縮熱伝達について、個別効果試験データとの比較を第11図に示す。また、比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。



図に示すとおり、ほとんどの試験データに対して約20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は、以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから、本モデルを適用するのは妥当である。



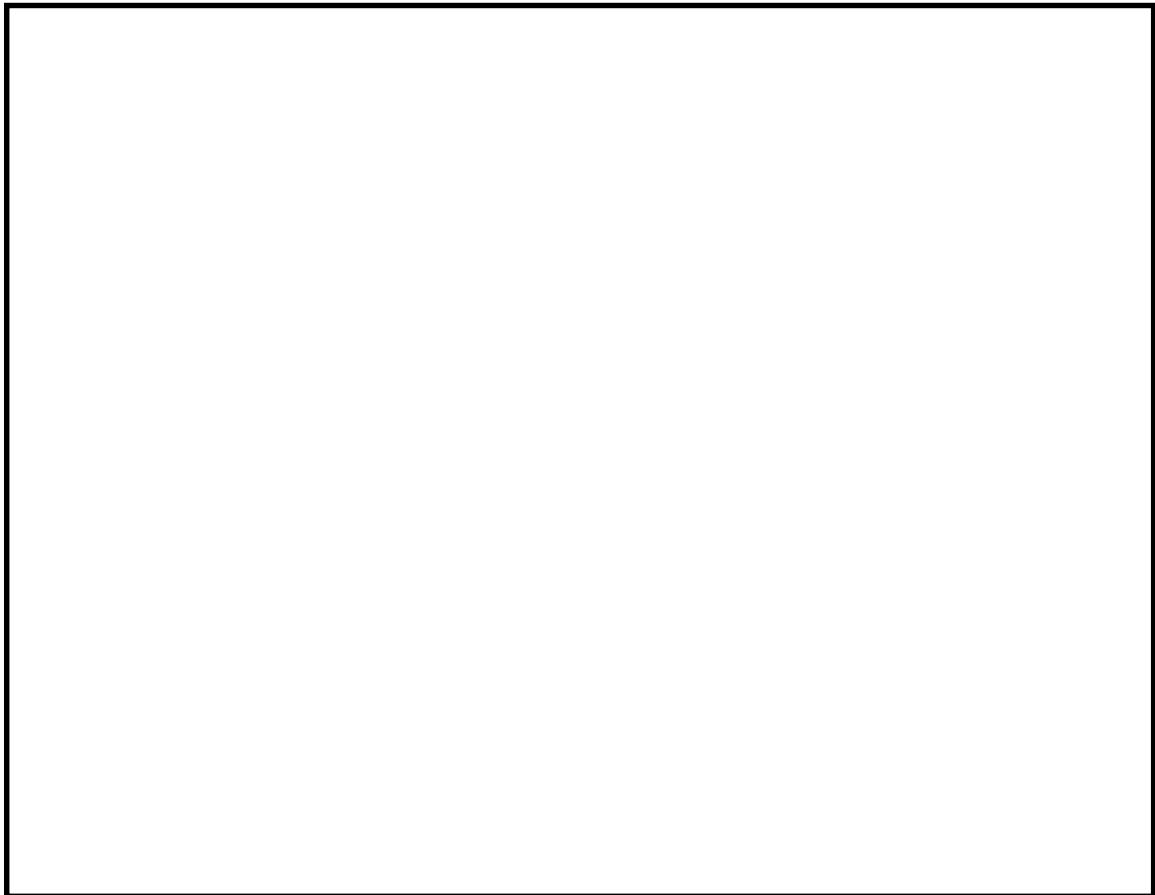


第 11 図 DLM-FMモデルの試験データとの比較(出典:参考文献[2]Fig.5
-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし、GOTHICコードに内蔵されている1次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において、熱伝導体の初期温度を500F、熱伝導体周りの流体温度を200Fとした条件で、GOTHICコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を第12図に示す。GOTHICコードは、理論解とよく一致しており、原子炉建物水素対策の有効性評価の中で、構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。



第 12 図 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：T A
3）と解析解（変数名：D C 3 T）との比較（出典：参考文献 [2]
Fig. 4-11)

(4) P A R 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 P A R による水素再結合挙動を，本解析コードによって適切に行えるかについては，以下の 2 つの点に着目して検討する必要がある。

- ・本解析コードでモデル化する P A R において，本来，P A R 内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。

- ・ P A R 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 P A R 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。

以下では，これらの観点に対しての考察・検討を示す。

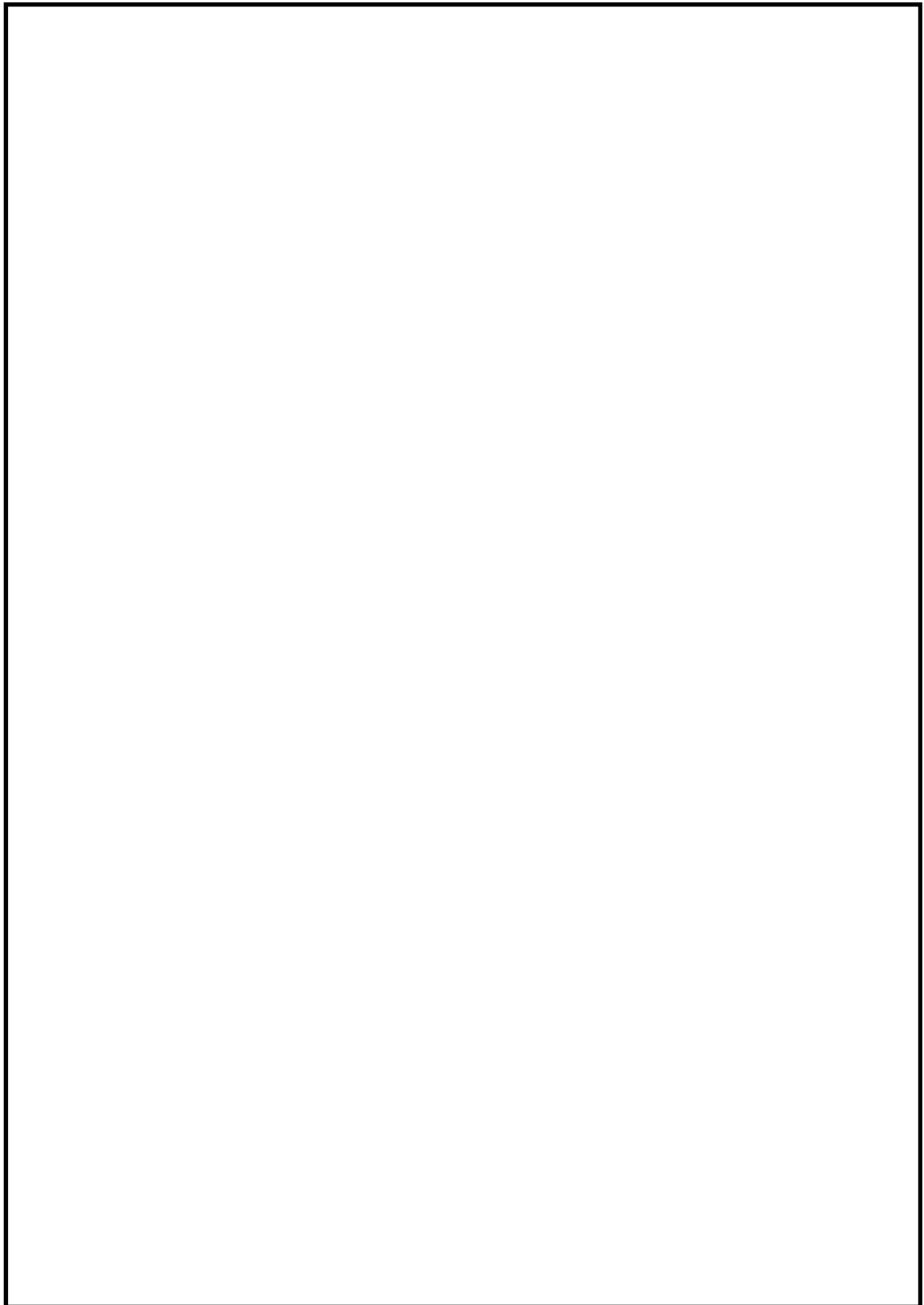
a. P A R 内の局所流動の扱い

P A R 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，複雑な熱流動が発生していると考えられる。

K A L I 試験^[4]での P A R の水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては，

（第 13 図）より求めた

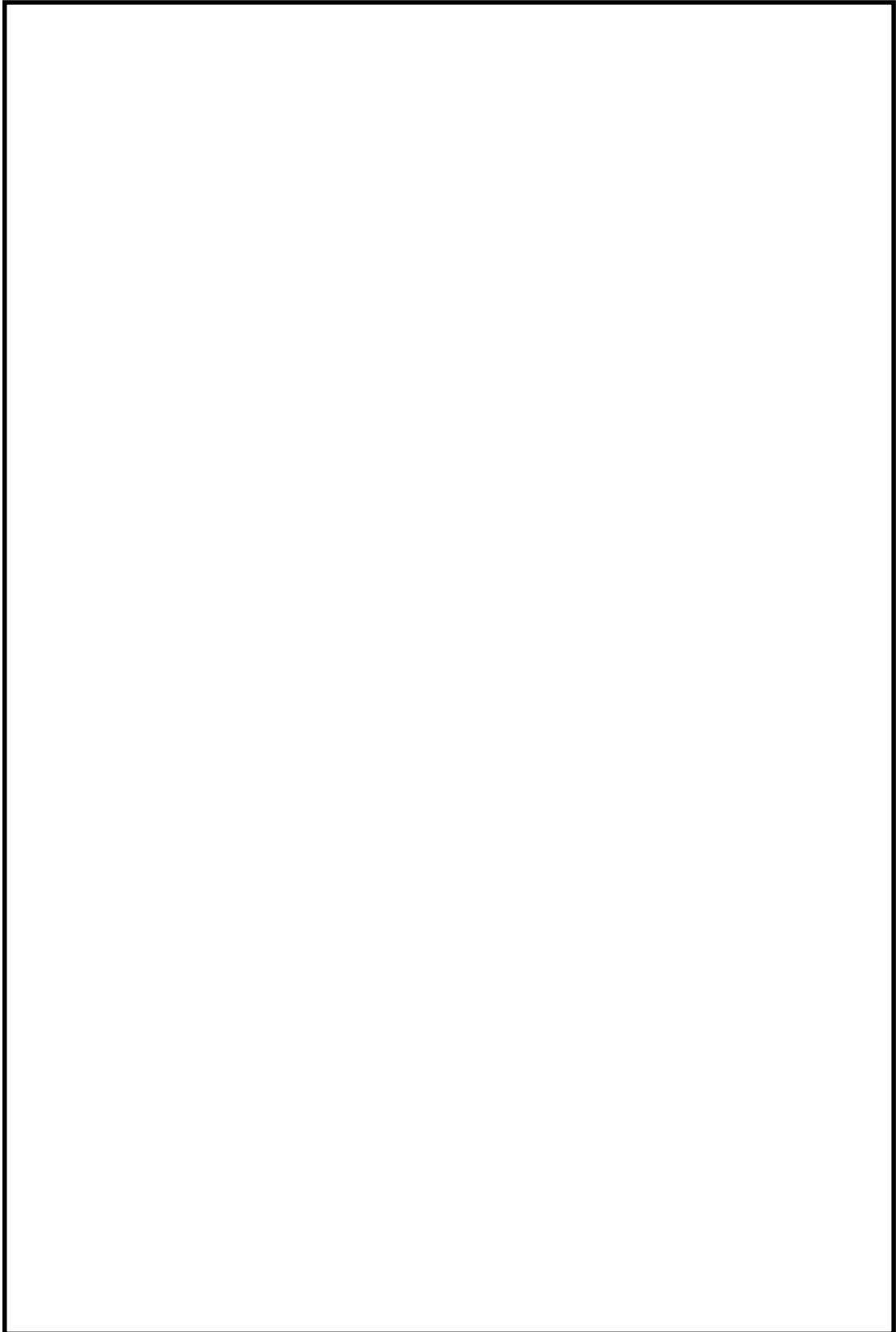
処理速度の実験値と，試験条件（温度，圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており，これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち，P A R 内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を，P A R の入口において計測された水素濃度，気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが，水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式は，P A R 内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており，P A R 入口条件として水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，これらの P A R 内部の局所性を陰に含んだ形で，当該 P A R 水素処理容量を得ることができるよう配慮されている。



第 13 図 K A L I 試験の計測位置

b. G O T H I CにおけるP A Rのモデル化

G O T H I Cにおいては，N I S社製のP A Rによる水素処理相関式を，機器モデルの一つである [] を [] で模擬している。G O T H I CにおけるP A Rの組み込みロジックを第 14 図に示す。 [] を使用して，F i s c h e r ^[5]の相関式に示されるP A R入口から自然に引き込まれる [] を模擬している。次に， [] を使用して， [] で模擬した体積流量，P A R入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。



第 14 図 P A R の組み込みロジック

c. G O T H I C のオペレーティングフロア解析モデルと P A R モデルの
関係

上記 b. により，G O T H I C コードにおいて，P A R の水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また，a. により，P A R 入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理容量を計算できることを示した。

G O T H I C による P A R の解析においては，オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは，P A R の大きさと比較して大きく，P A R 入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち，P A R の水素処理量を適正に評価するためには，P A R 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。

P A R モデルでは，フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し，同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度を P A R 入口の条件として使用している。P A R が設置される実機建屋体系では，作動中の P A R 排気は，周囲雰囲気に比べて高温であるので，上方へ立ち昇って行き，P A R の周囲に留まることはないと考えられるので，このように P A R 設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は，以下に示すとおり保守的な設定と考える。

・水素濃度

P A R 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ボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの水素濃度は，実際の P A R 入口の水素濃度よりも低くなり，相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。

・酸素濃度

P A R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ボリュームに排出され混合する。そのため、同サブボリュームの酸素濃度は、実際のP A R入口の酸素濃度よりも低くなり、P A Rの起動の観点で保守的な設定と考える。ただし、東海第二発電所の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

- ・ 気体温度

G O T H I Cモデルにおいては、P A R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、P A R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、オペレーティングフロア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、オペレーティングフロアの気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。

また、P A R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P A Rに流入することになり、これはP A R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、解放空間にお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。

d. P A R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a. からc. 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内の局所性については、PAR入口条件に縮約された水素処理容量相関式により、
- ・ PAR周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては、その設定がPARの水素処理量やオペレーティングフロア内のガス混合性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。

参考文献一覧

- 1 NUPEC, “Final Comparison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distoribution Test(Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
- 2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.
- 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 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants” , June 1997.
- 5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION” , Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995

原子炉建屋ガス処理系の健全性について

1. 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発に対する考慮について

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、非常用ガス再循環系は、フィルタユニット、排風機、ダクト及び弁などから構成されており、原子炉建屋原子炉棟内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。非常用ガス処理系は、フィルタユニット、排風機、ダクト及び弁などから構成されており、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、非常用ガス処理系排気筒から大気へ放出させ、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つ。

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内の水素を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満とすることで、原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系の水素濃度を防止する機能を有している。

また、原子炉建屋ガス処理系は、系統内に水素が滞留しないよう非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により水素を含むガスを屋外に排出する設計としている。

さらに、原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満の範囲において使用する。原子炉建屋ガス処理系運転中は原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を監視し、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が2vol%に到達した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。したがって、原子炉建屋ガス処理系は、系統内の水素濃度が可燃限界未満であることから水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

非常用ガス再循環系のフィルタユニットには、よう素用チャコールフィル

タの性能を満足させるため電気ヒータを使用している。電気ヒータは、フィン付の外装管内に収納されており、非常用ガス再循環系の処理空気と直接接触しない構造となっている。また、非常用ガス再循環系の処理空気温度が105℃及び137℃以上となった場合に過熱防止用サーモスタットが動作する設計となっており、水素ガスの着火温度である約500℃^{*}に対して十分低い温度での使用となる。よって、原子炉建屋ガス処理系は、水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

この設計により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される防爆性雰囲気とはならないため、原子炉建屋ガス処理系に設置される電気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地の必要もない。ただし、電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第十条及び第十一条に基づく接地を施す設計とする。

※ 水素ガスの着火温度について（水素濃度等の依存性について）

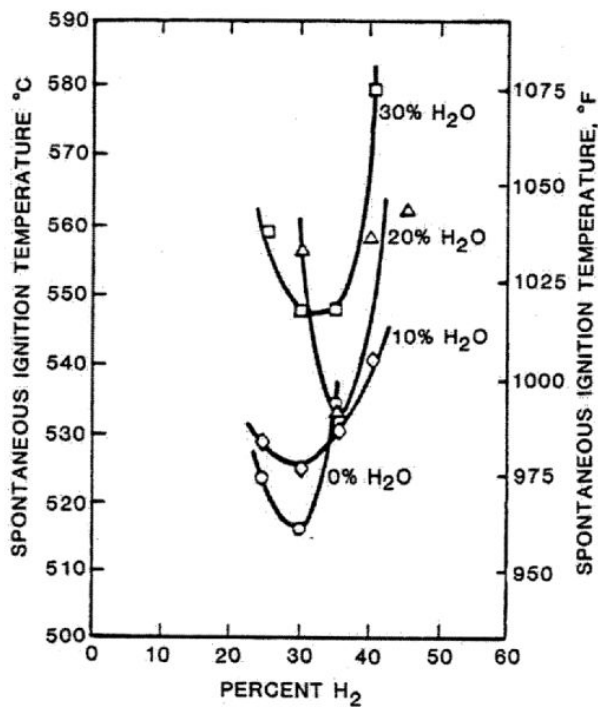
水素ガスの着火温度（自然着火温度）は、濃度、圧力等に依存性があるが、水素と空気の混合気体の1気圧における最低着火温度として500℃であることが機械工学便覧に示されている。

第1図に、NUREG/CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」及び Westinghouse Electric Corporation のレポート「Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, Report WAPD-SC-545」に示されている「水素濃度と水素着火温度の関係」を示す。第1図は、圧力が792kPaの場合でのデータであるが、水素着火温度は、水素濃度及び水蒸気濃度に依存するものの、500℃を下回らないことがわかる。

また、第2図に、同じNUREG/CR2726に示されている「水素の最低着火エネルギー

一と圧力の関係」を示す。第2図は、圧力が低くなるほど水素の最低着火エネルギーが大ききことを示していることから、圧力が低くなるほど水素の着火温度は高くなることがわかる。

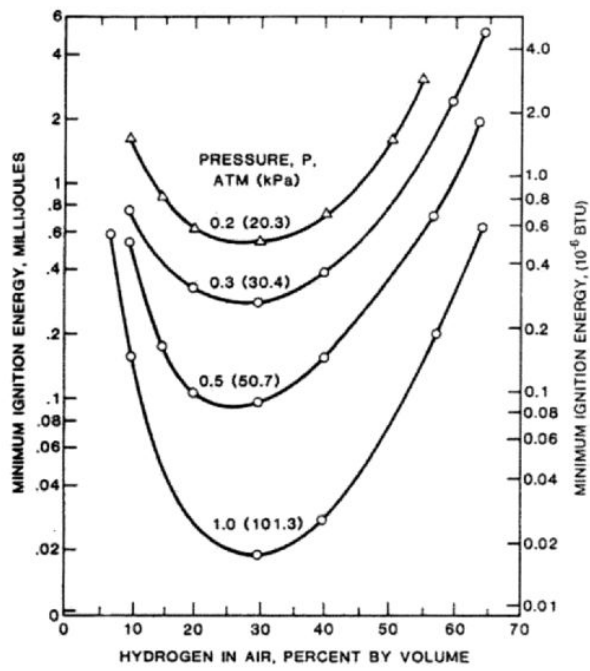
第1図及び第2図より、水素の着火温度は、濃度及び圧力に依存するが、500°Cを下回らないと考えられる。



※ 圧力 792kPa の場合

NUREG / CR 2726 「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用

第1図 水素着火温度と水素濃度の関係



NUREG / CR 2726 「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用

第2図 水素の最低着火エネルギーと圧力の関係

53-8 その他設備

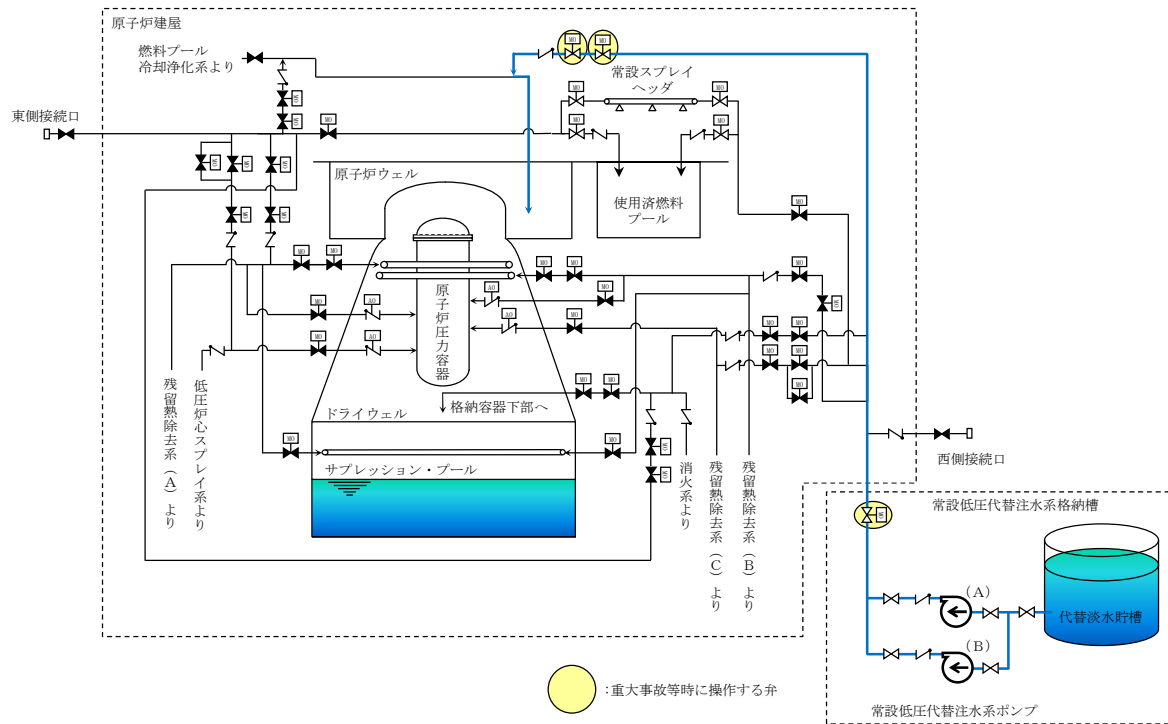
以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主設備の概要を示す。

(1) 格納容器頂部注水系の設置

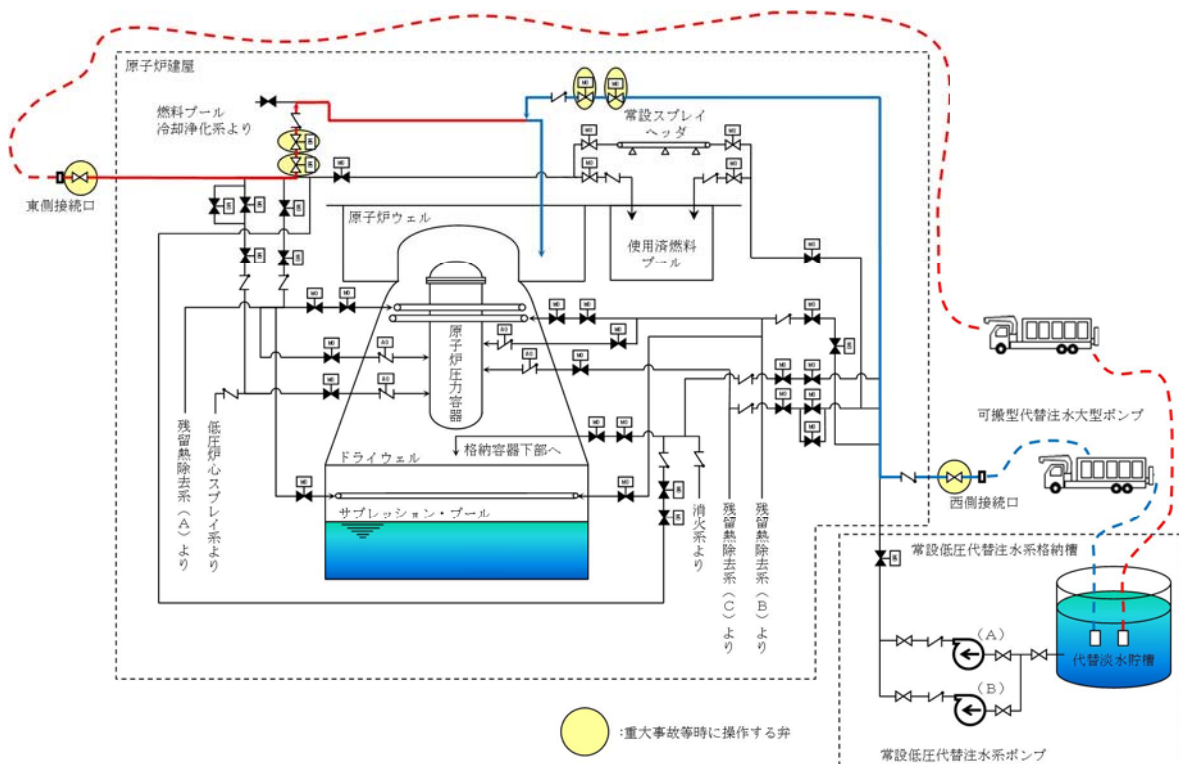
格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部注水系は常設（第1図）及び可搬型（第2図）があり、原子炉ウエルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程度の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性及び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、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、重大事故等発生時に代替淡水貯槽の水を原子炉格納容器頂部へ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。

格納容器頂部注水系（可搬型）は、重大事故等発生時に可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉建屋外から淡水貯水池又は代替淡水貯槽の水、若しくは海水を原子炉格納容器頂部へ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。

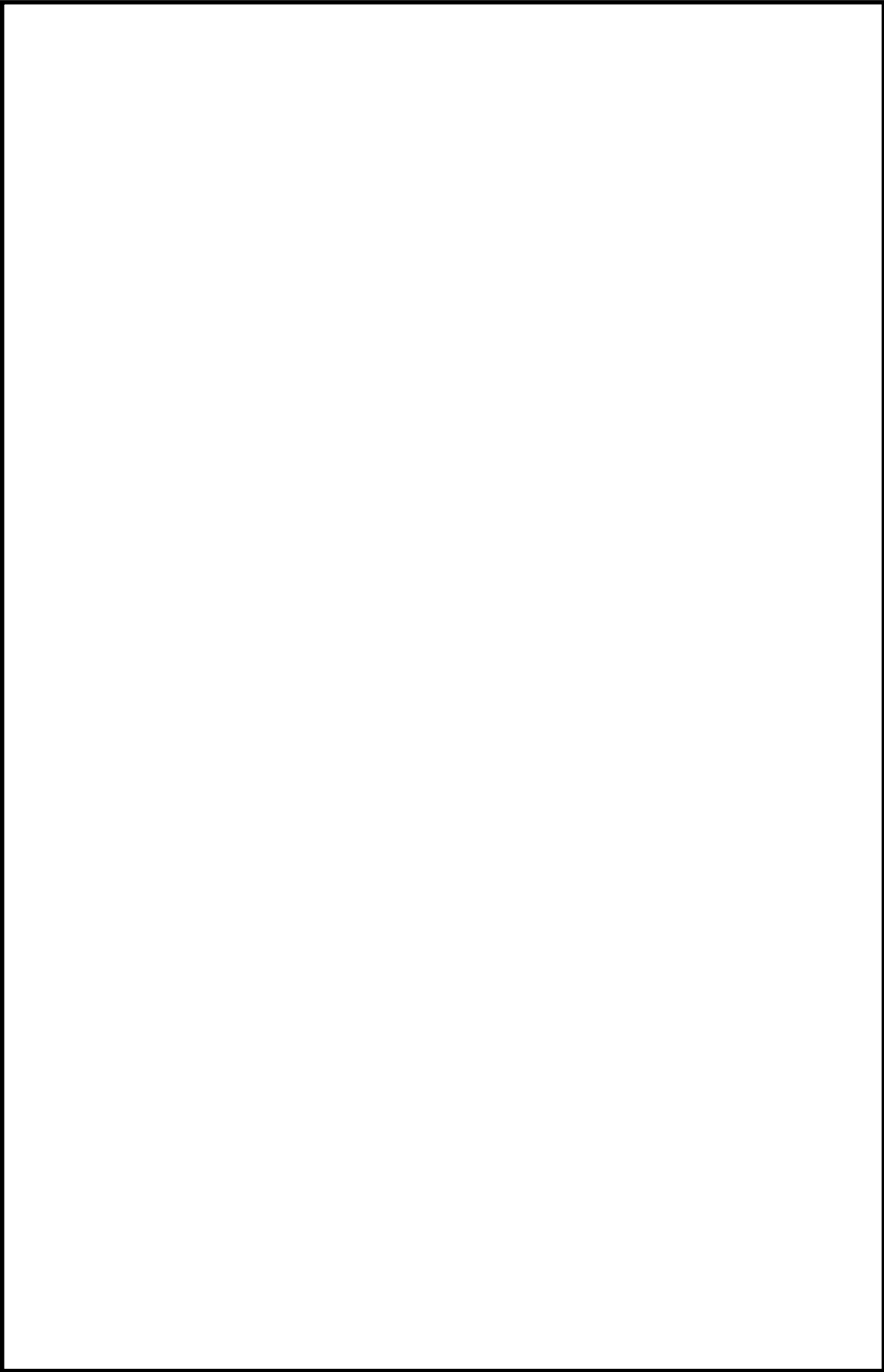


第 53-7-1 図 格納容器頂部注水系（常設）



第 53-7-2 図 格納容器頂部注水系（可搬型）

53-9 S A バウンダリ系統図 (参考図)



54-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	54-4 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	49-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
		関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離
	その他(飛散物)			その他設備	対象外
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	54-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b
			関連資料	54-7 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図	
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水中型ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
	第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	54-5 試験検査		
	第4号	代替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	54-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
		関連資料	54-7 接続図		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイノズル	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
	第2号	操作性	運搬設置, 接続操作	B c, B g	
		関連資料	54-3 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F	
		関連資料	54-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	—
			関連資料	—	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	—	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	54-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	54-9 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内	A	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッド	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
		第1号	海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F	
		関連資料	54-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	54-4 系統図	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
		関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		緊急用海水ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他建屋内	C
			海水	常時海水通水又は海で使用	I
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	
	第2項	第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系熱交換器	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
		第5号	悪影響防止	通常待機時は隔離又は分離	A b
		第6号	設置場所	操作不要	対象外
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
		第3号	共通要因故障防止	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系ポンプ	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		第1号	海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	54-5 試験検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
				関連資料	54-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
					関連資料	—
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性 環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		海水	海水を通水しない	対象外	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料	54-3 配置図		
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	54-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外	
		関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止 系統設計	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止 環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
	サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール温度(SA)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		海水		海水を通水しない	対象外	
		周辺機器等からの 悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料		54-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J
		関連資料		54-5 試験検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
	関連資料		54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)		その他設備	対象外	
		関連資料		—		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
		関連資料		54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
		関連資料		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性 環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		海水	海水を通水しない	対象外	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料	54-3 配置図		
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	54-5 試験検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用	対象外	
		関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止 系統設計	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止 環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
	サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

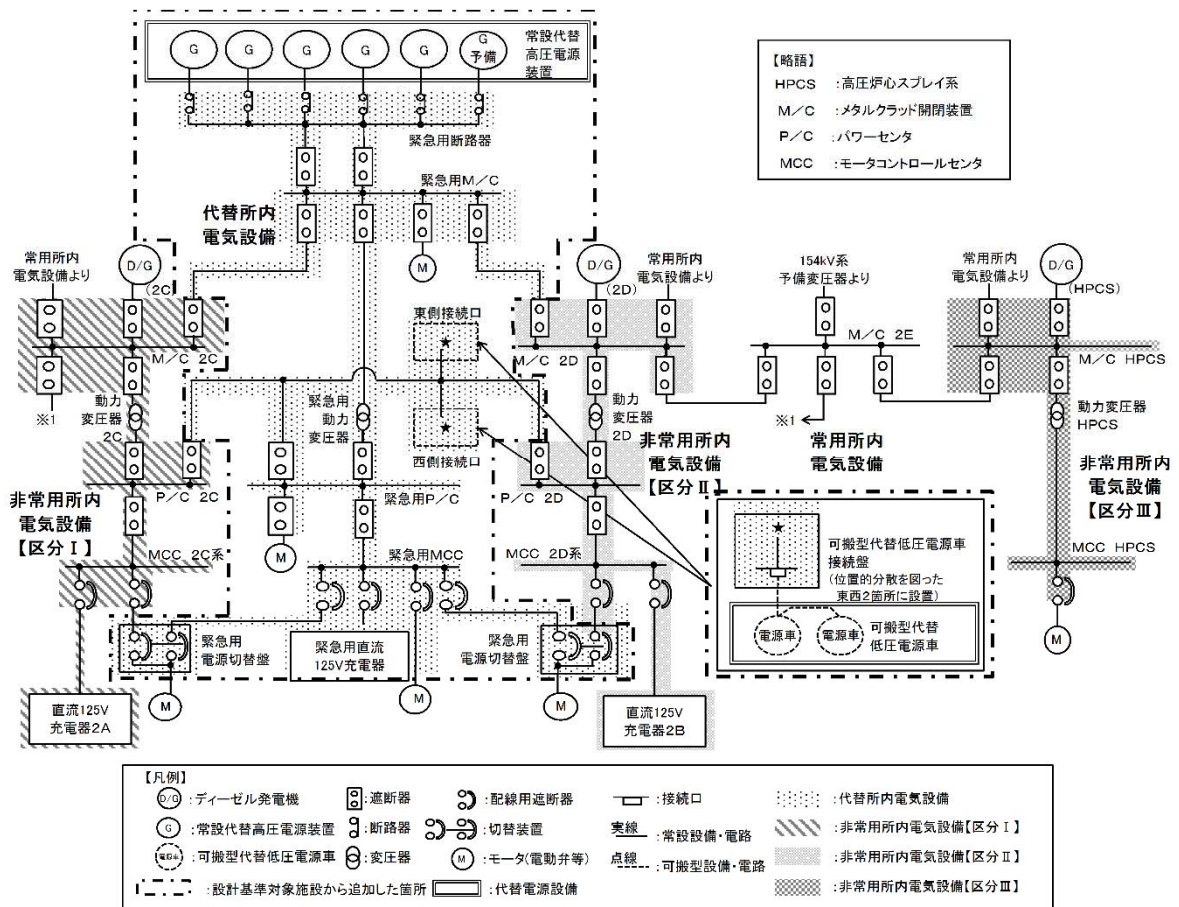
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

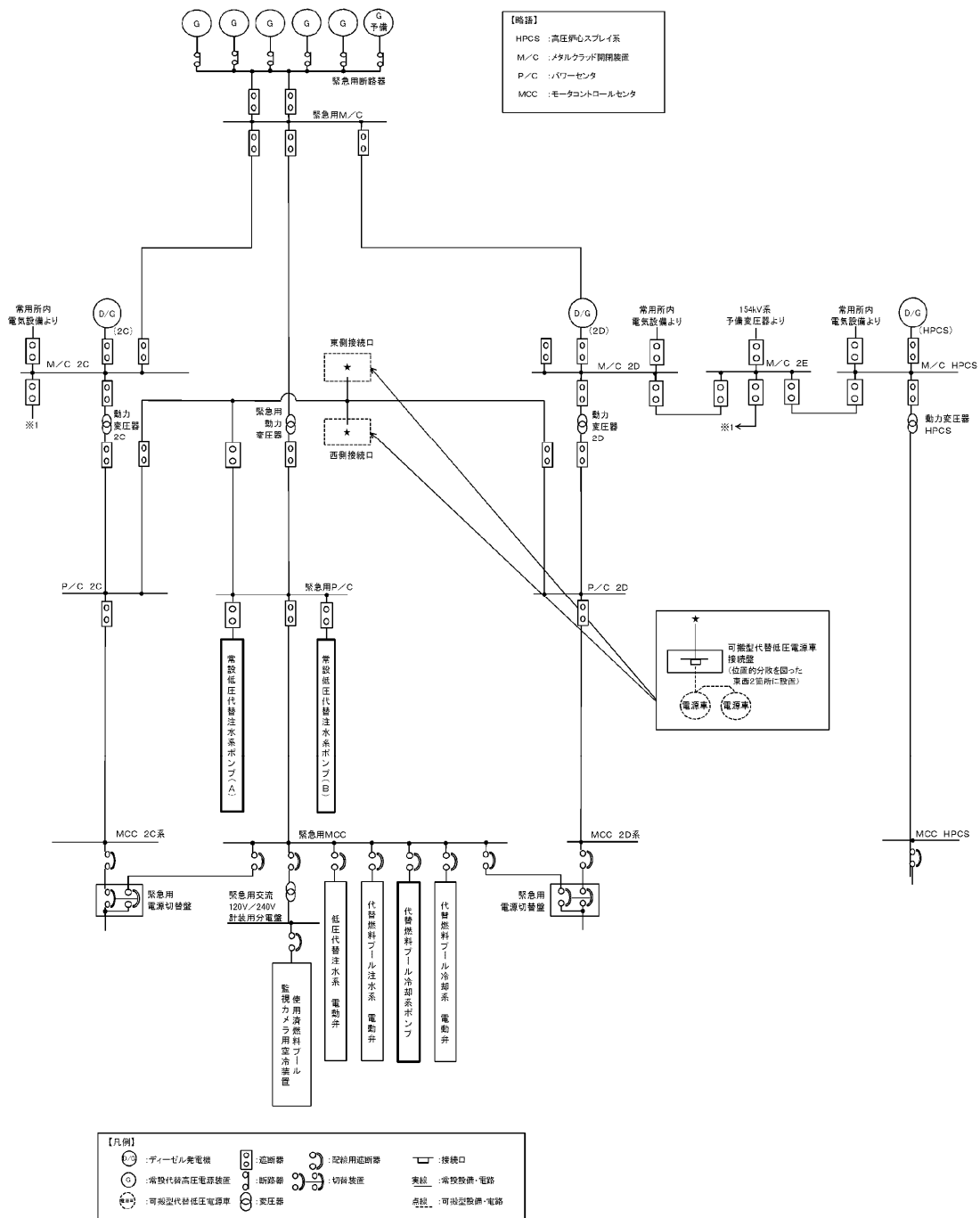
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B d, B f
			関連資料	54-3 配置図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	54-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用	対象外
	関連資料		54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
		その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料	54-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備			

54-2 単線結線図

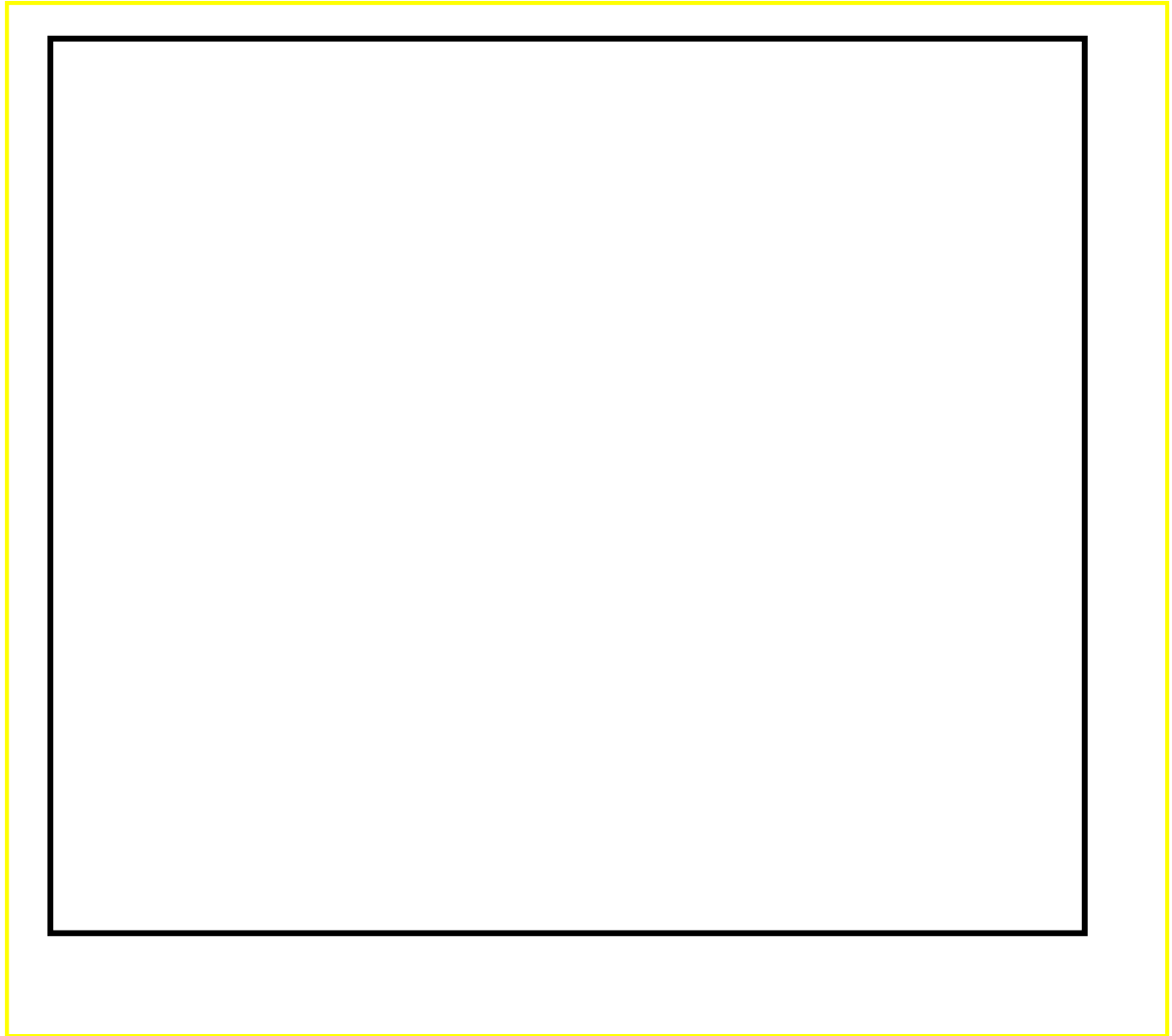


第 54-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/3)

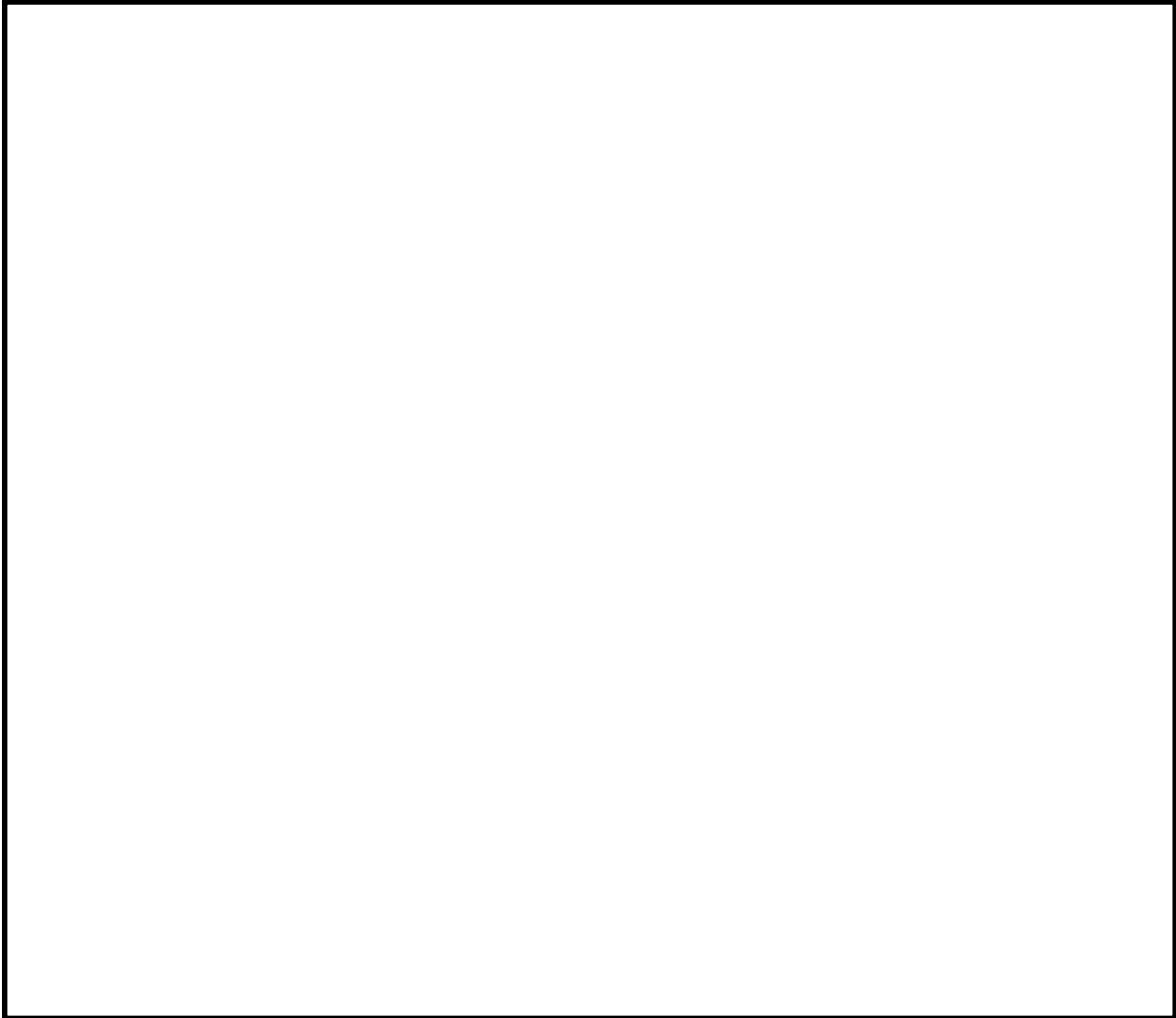


第 54-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/3)

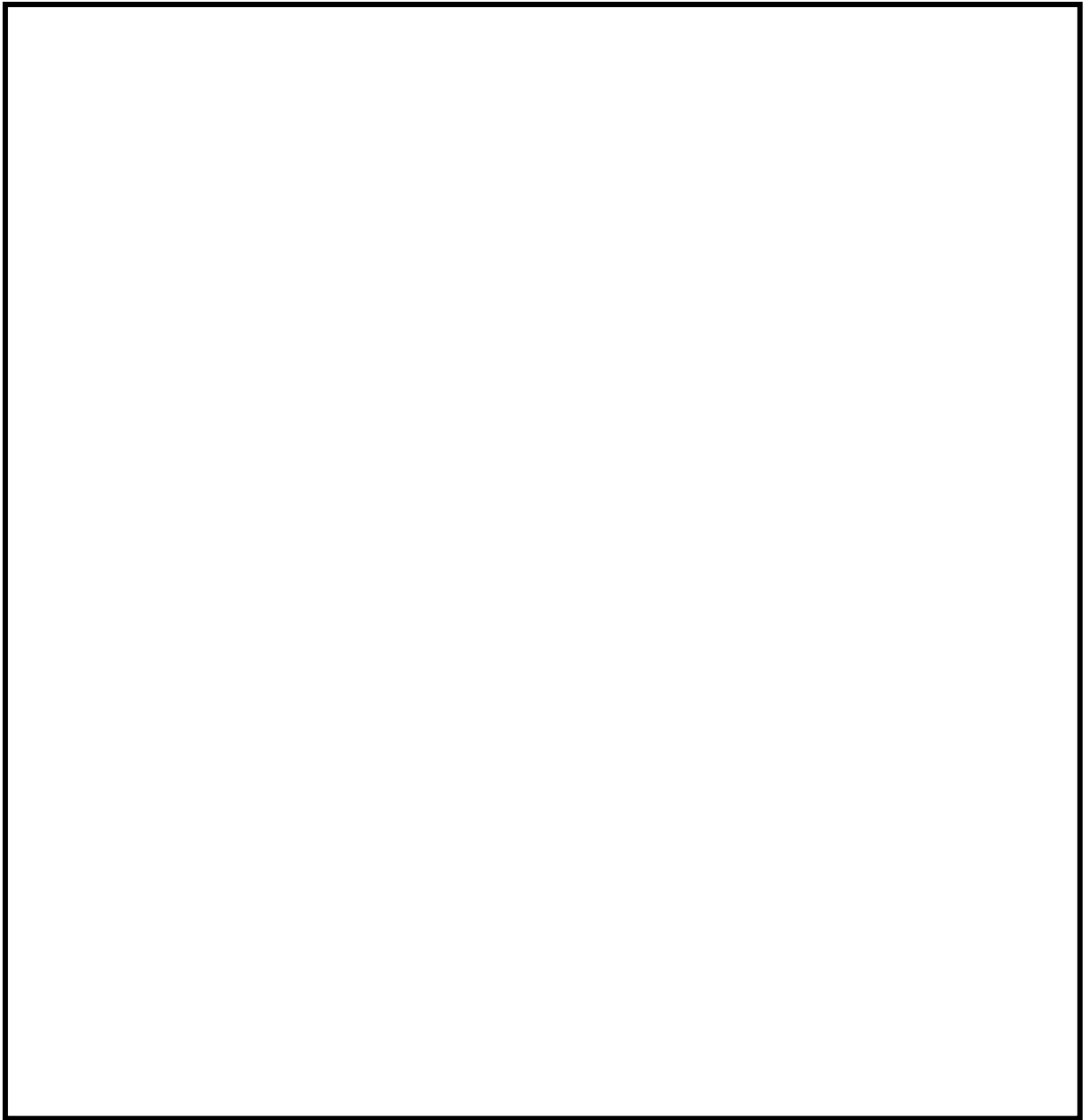
54-3 配置図



第 54-3-1 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図 (1 / 2)

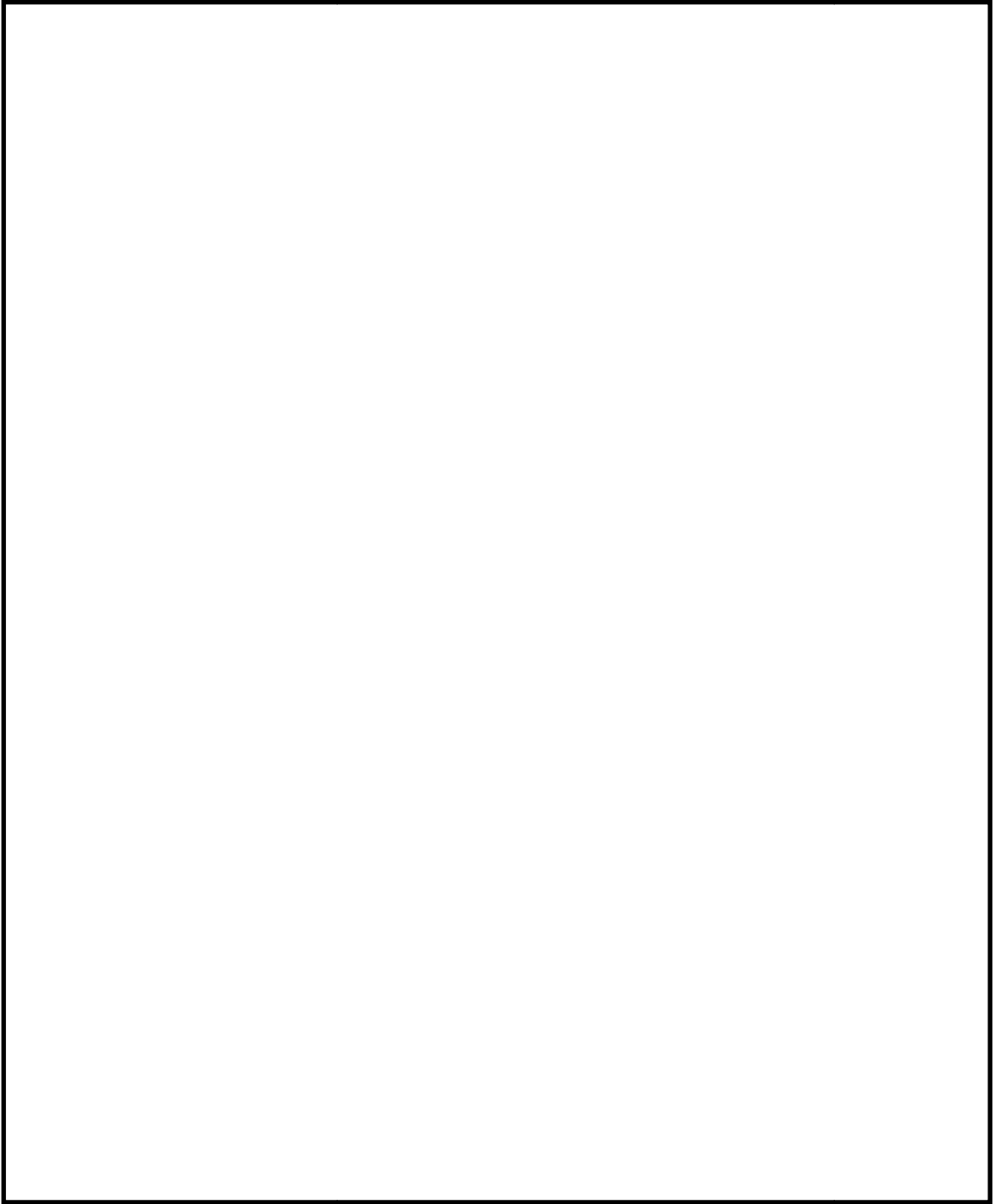


第 54-3-1 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図 (2 / 2)

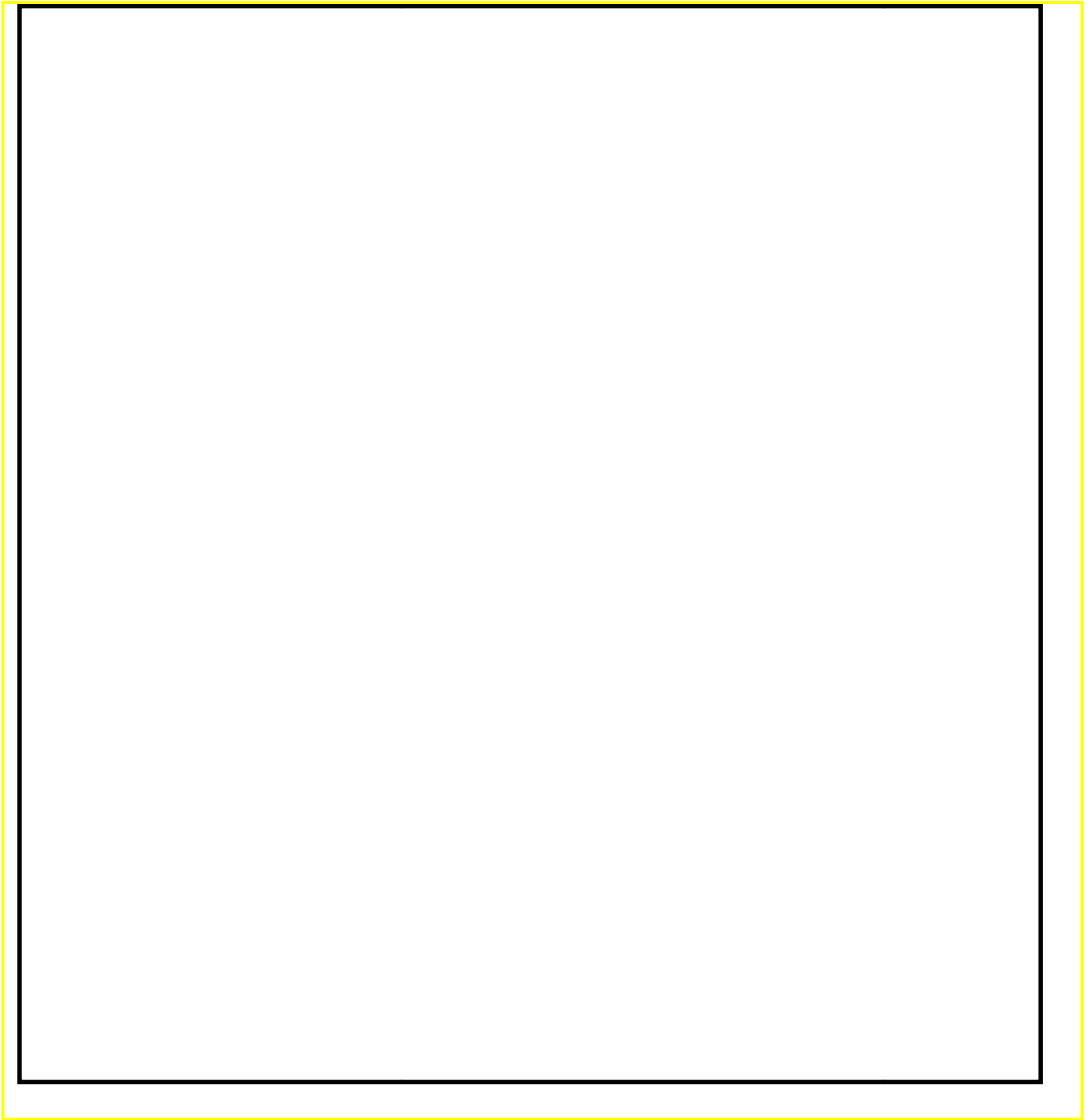


第 54-3-3 図 代替燃料プール注水系（注水系）

機器配置図（1/2）

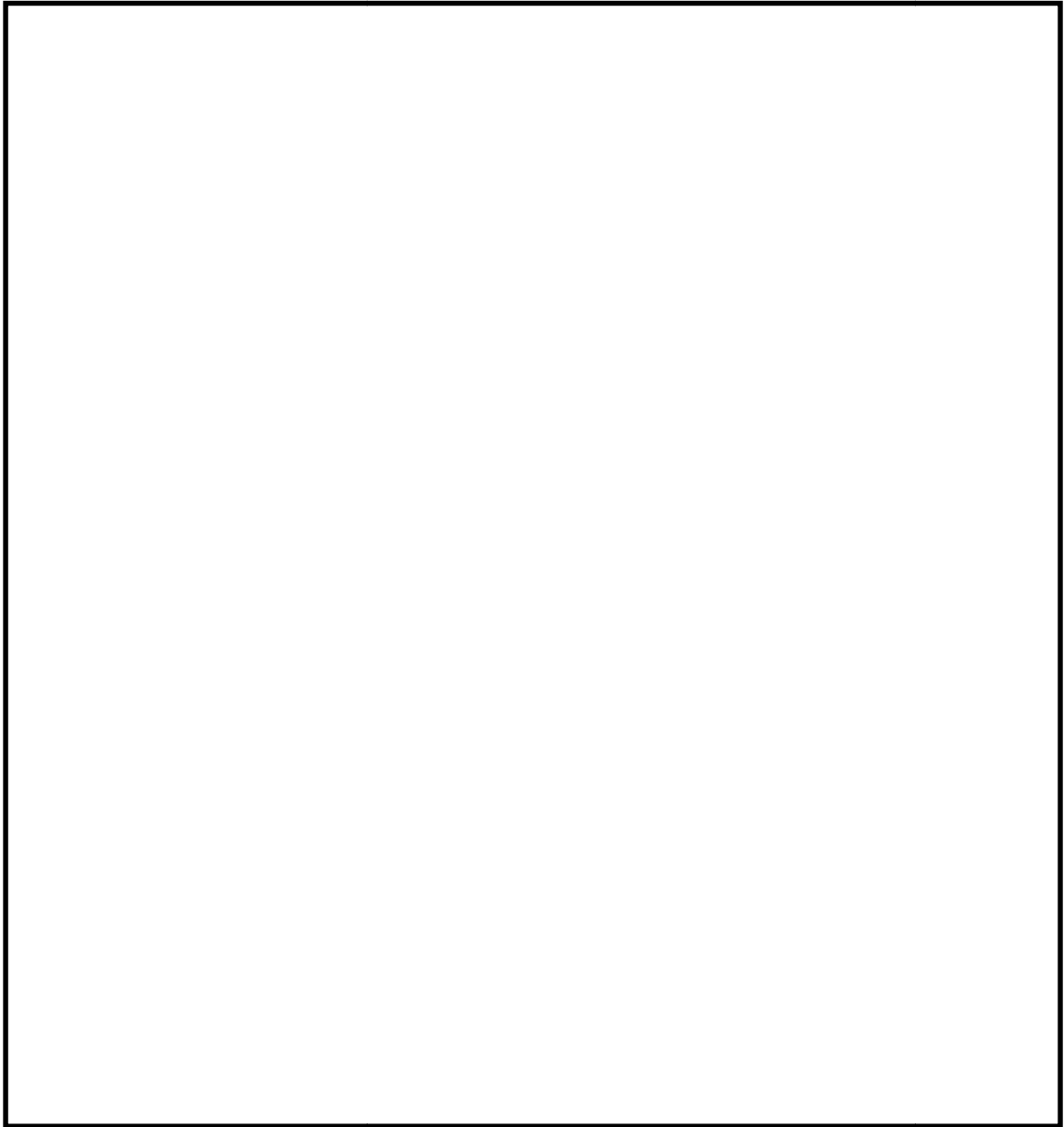


第 54-3-3 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）
機器配置図（2/2）

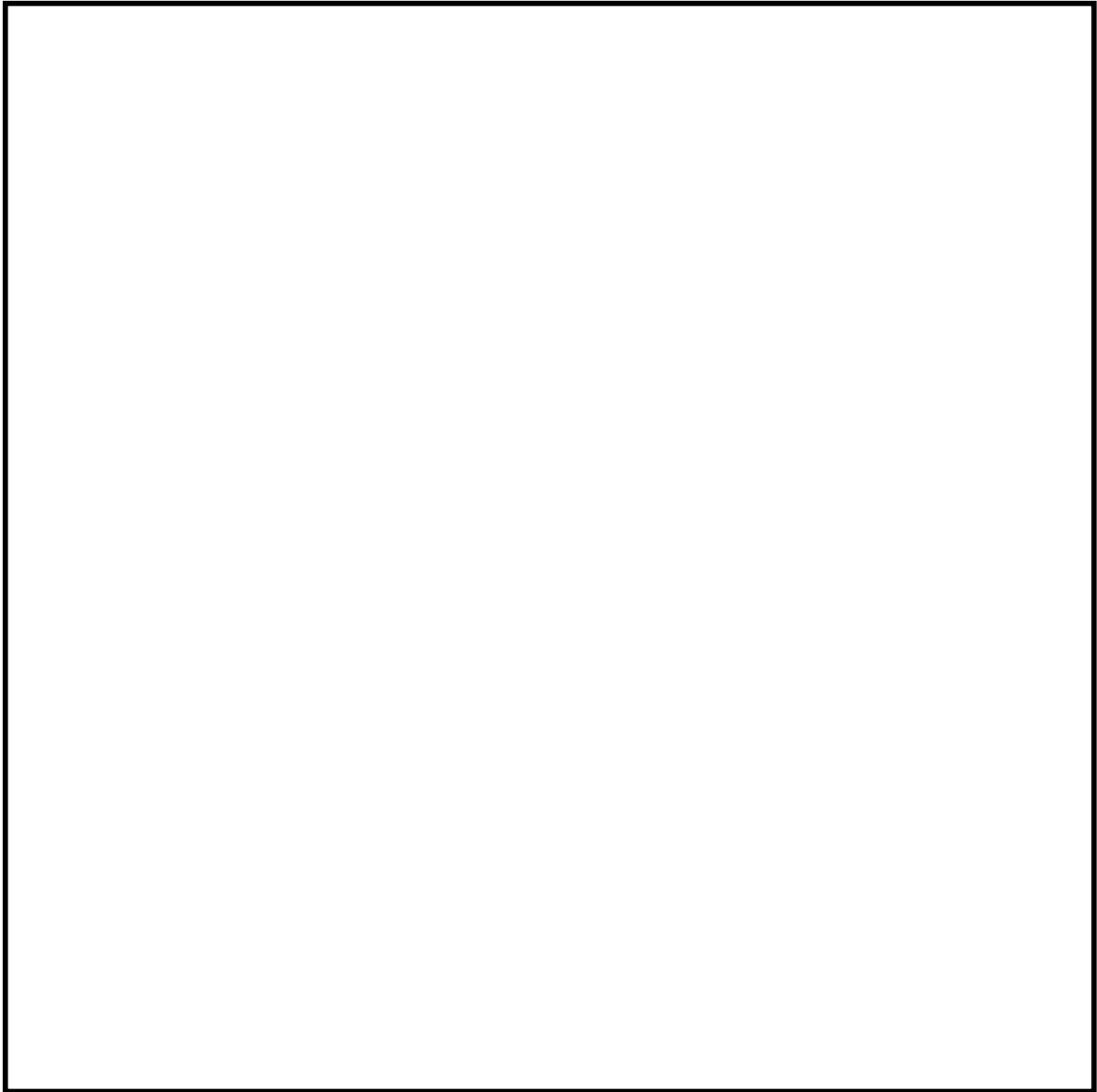


第 54-3-4 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（1／3）

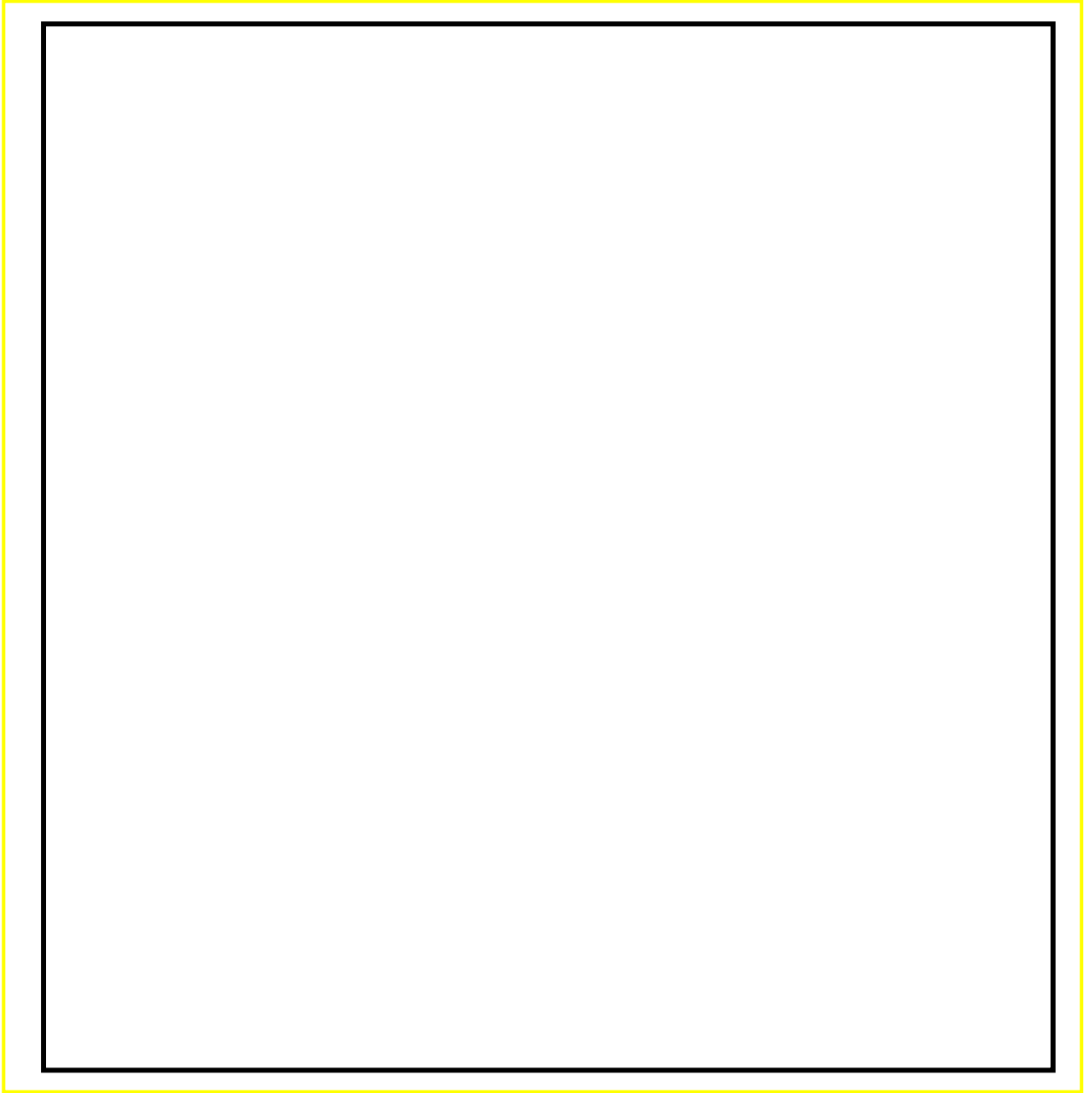


第 54-3-5 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）
機器配置図（2/3）



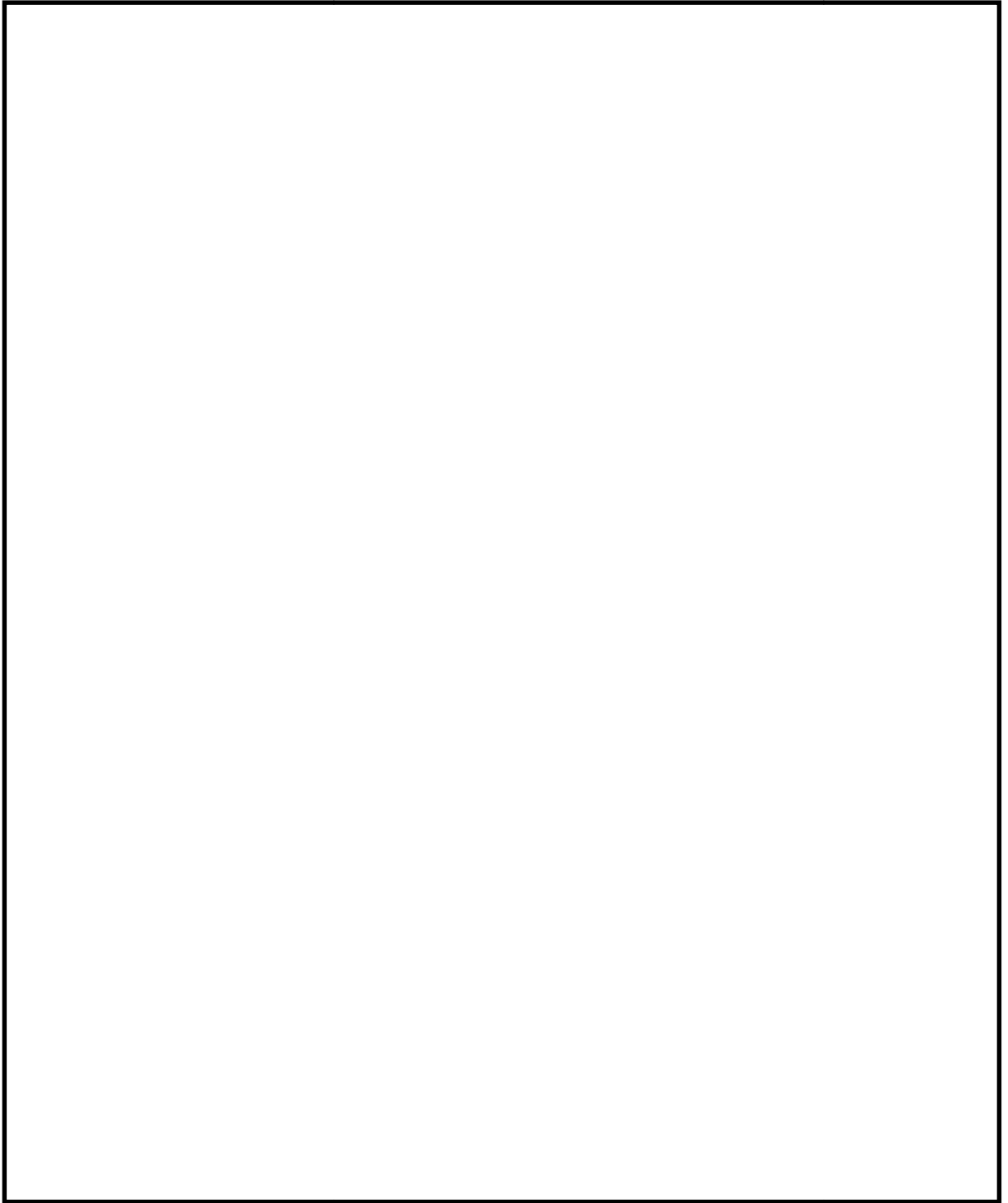
第 54-3-6 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（3／3）



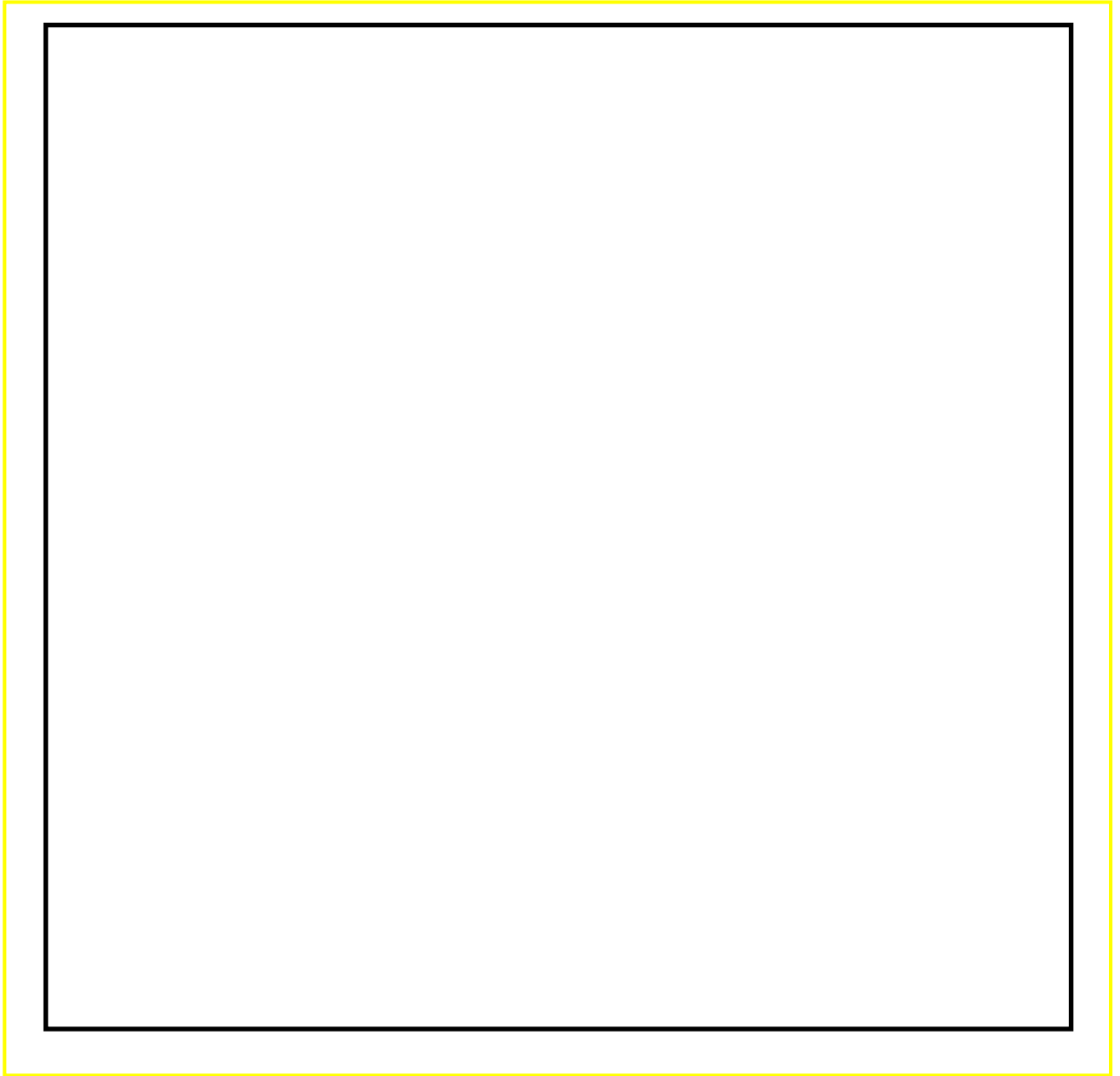
第 54-3-7 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（1／3）



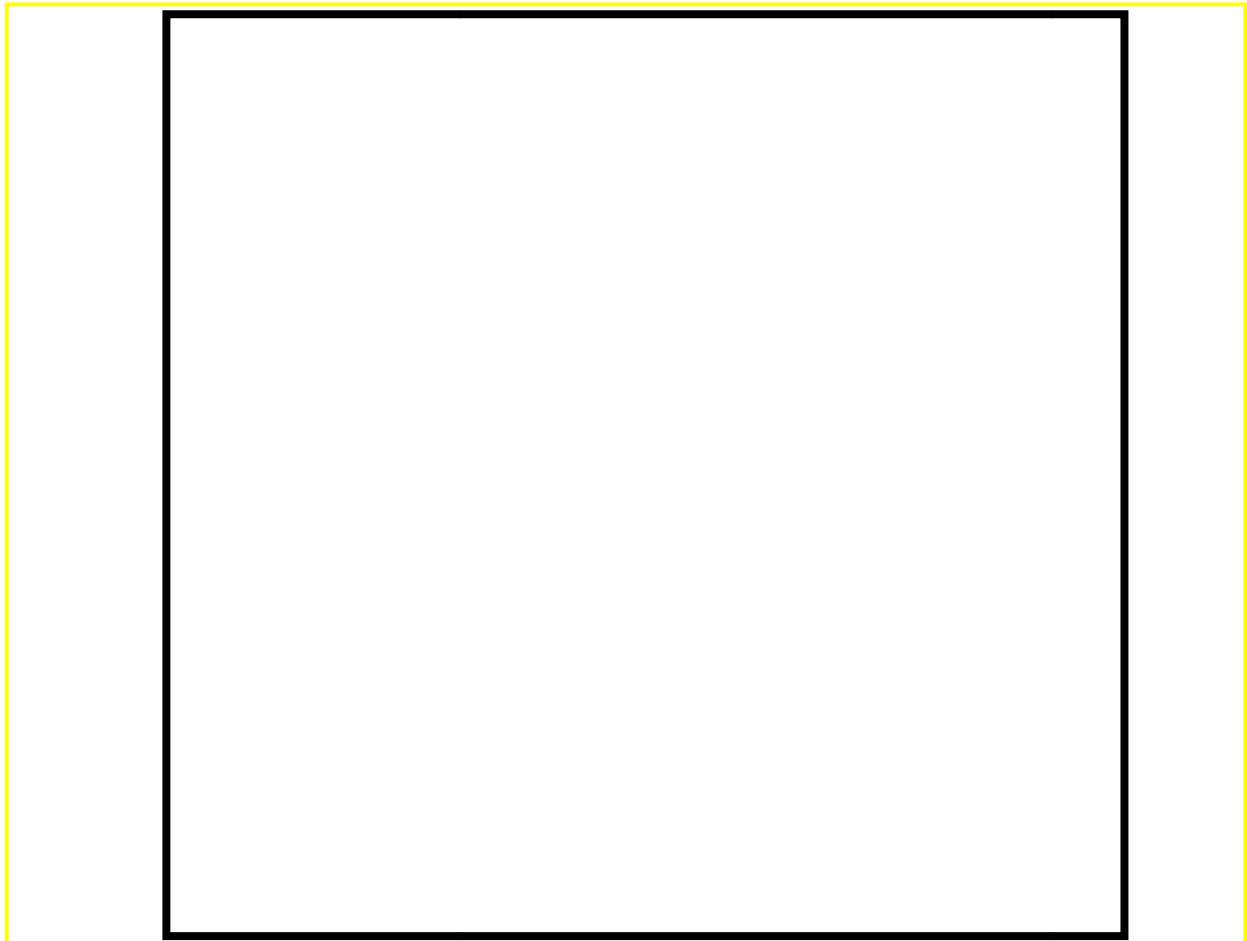
第 54-3-8 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（2／3）



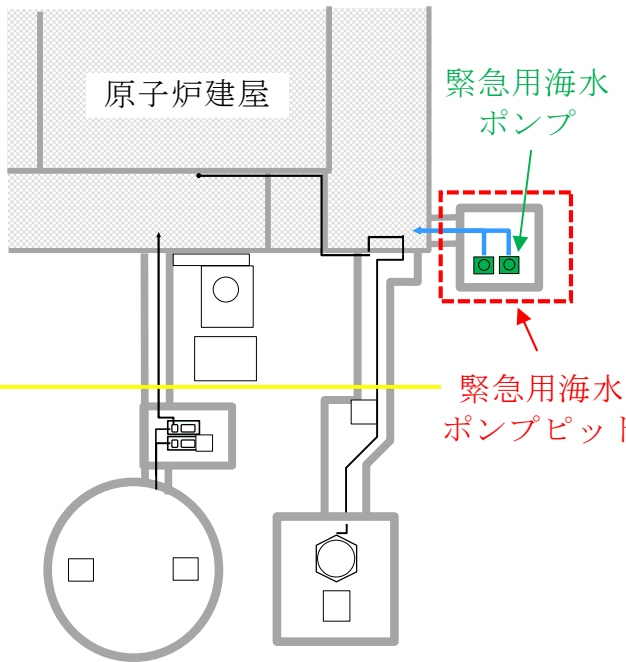
第 54-3-9 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（3／3）



[全体配置図]

緊急用海水
ポンプ



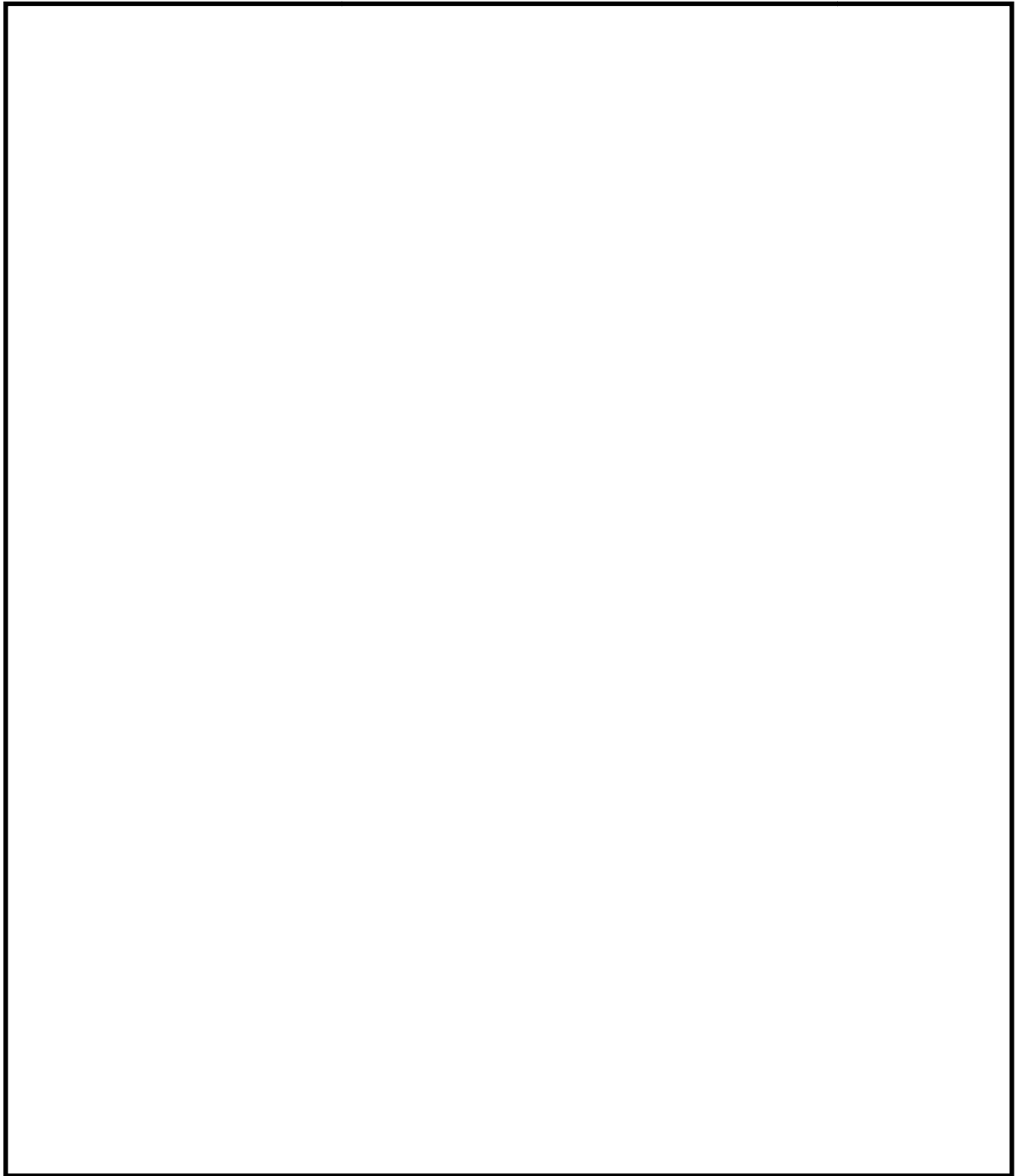
[平面図]

緊急用海水系配置図

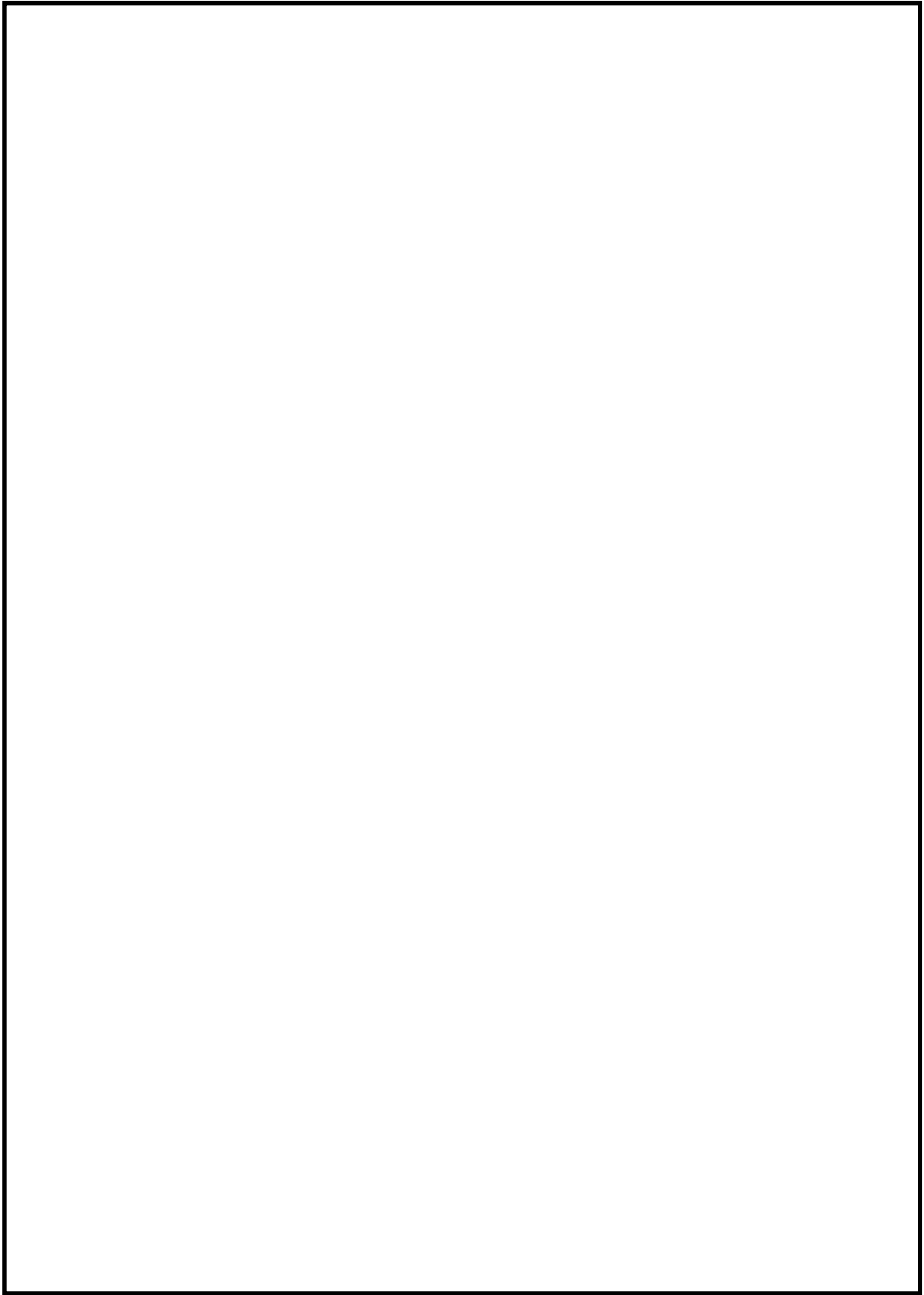


[立面図]

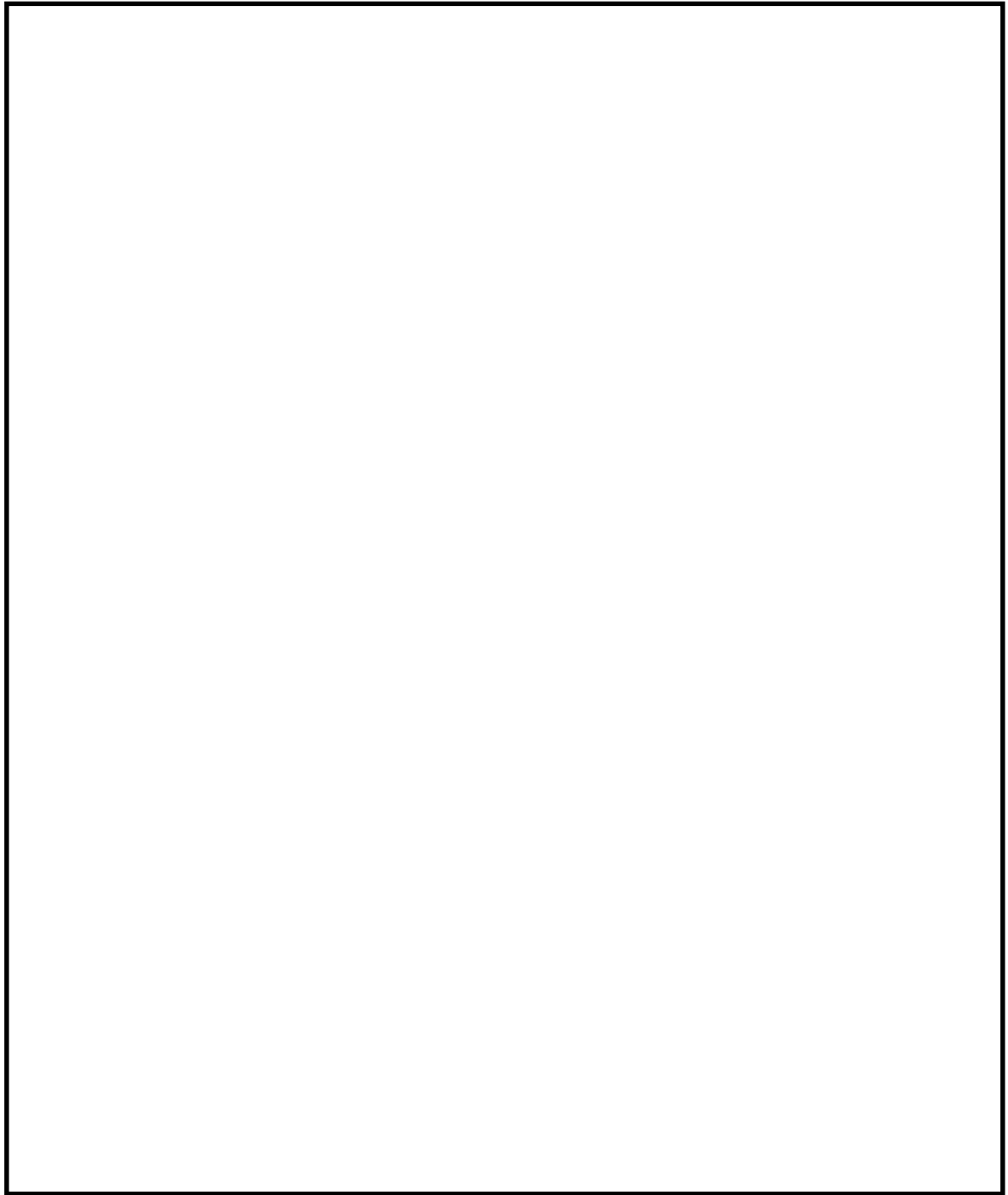
第 54-3-10 図 代替燃料プール冷却系
機器配置図 (1 / 2)



第 54-3-11 図 代替燃料プール冷却系 機器配置図 (2/2)

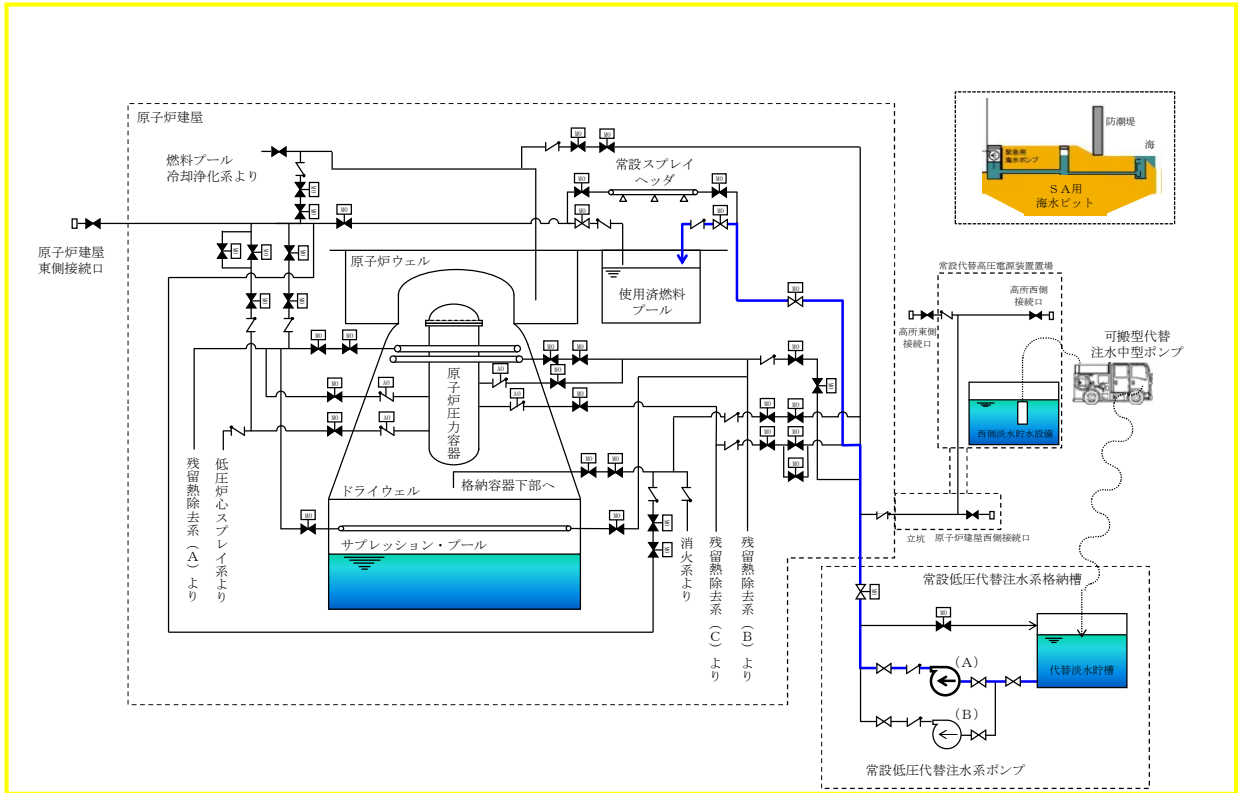


第 54-3-12 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (1/2)

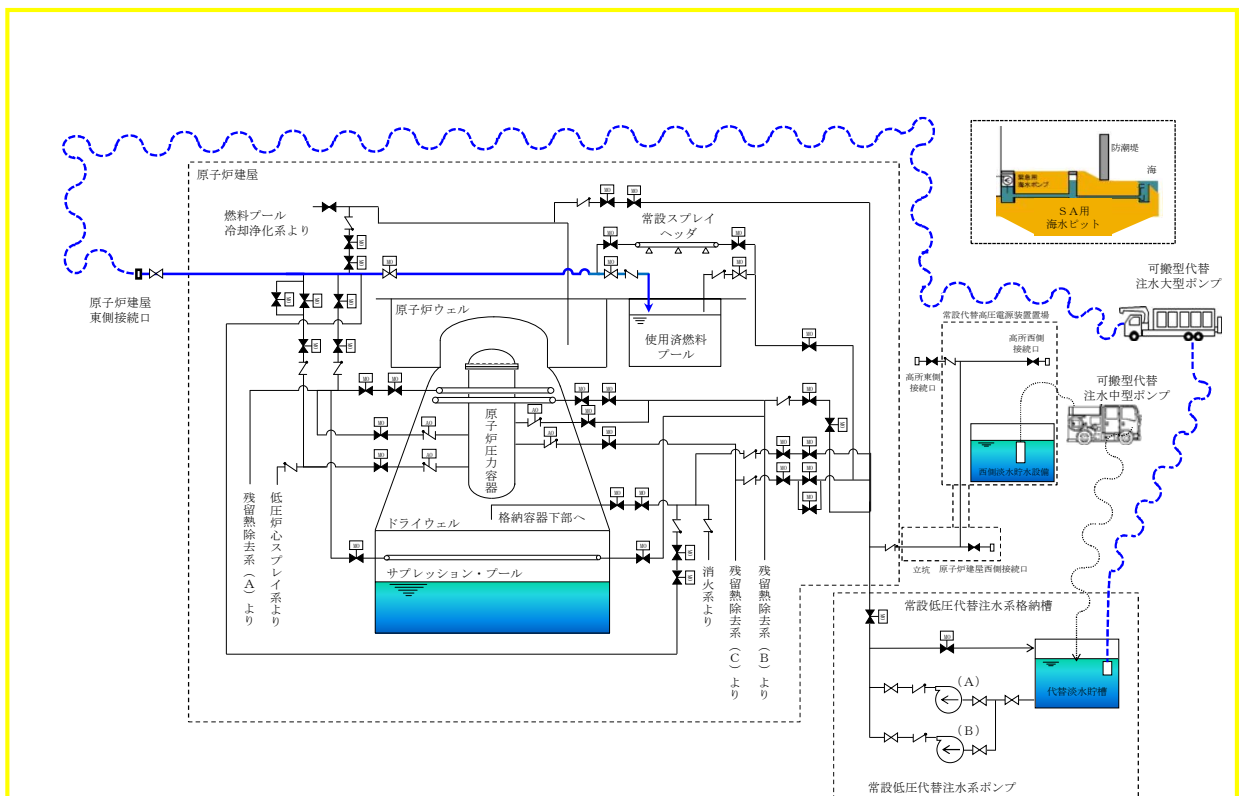


第 54-3-13 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (2/2)

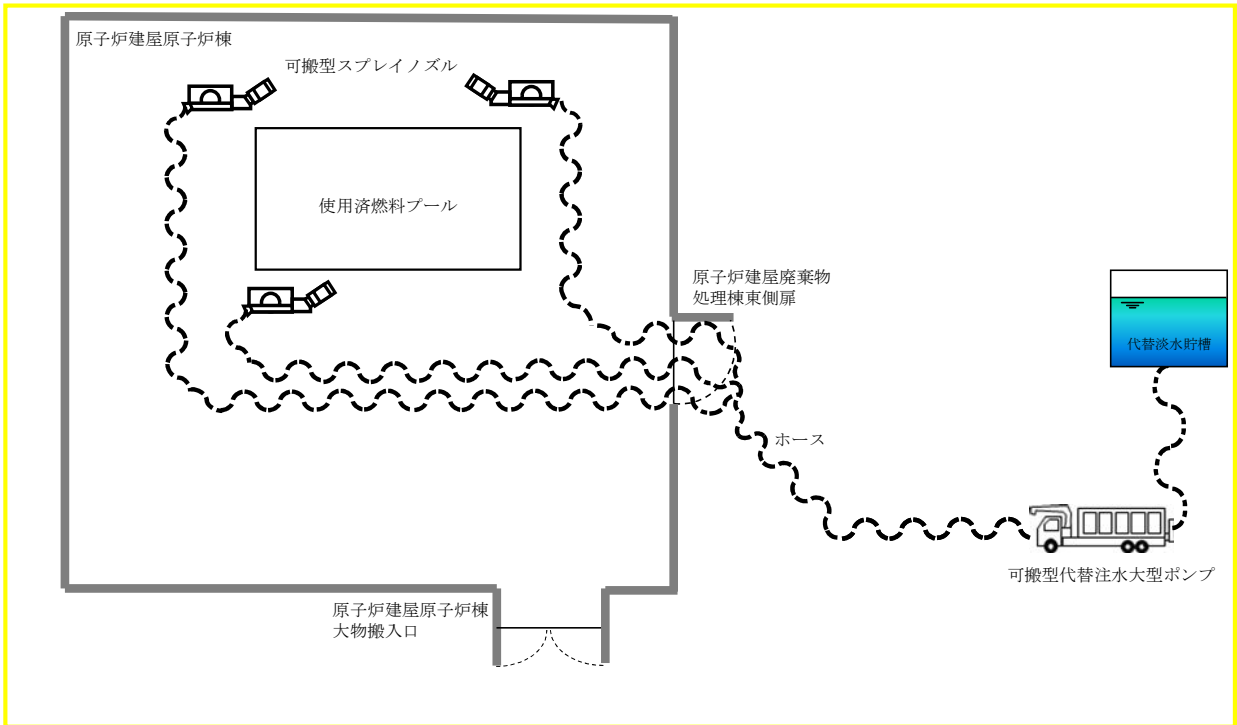
54-4 系統図



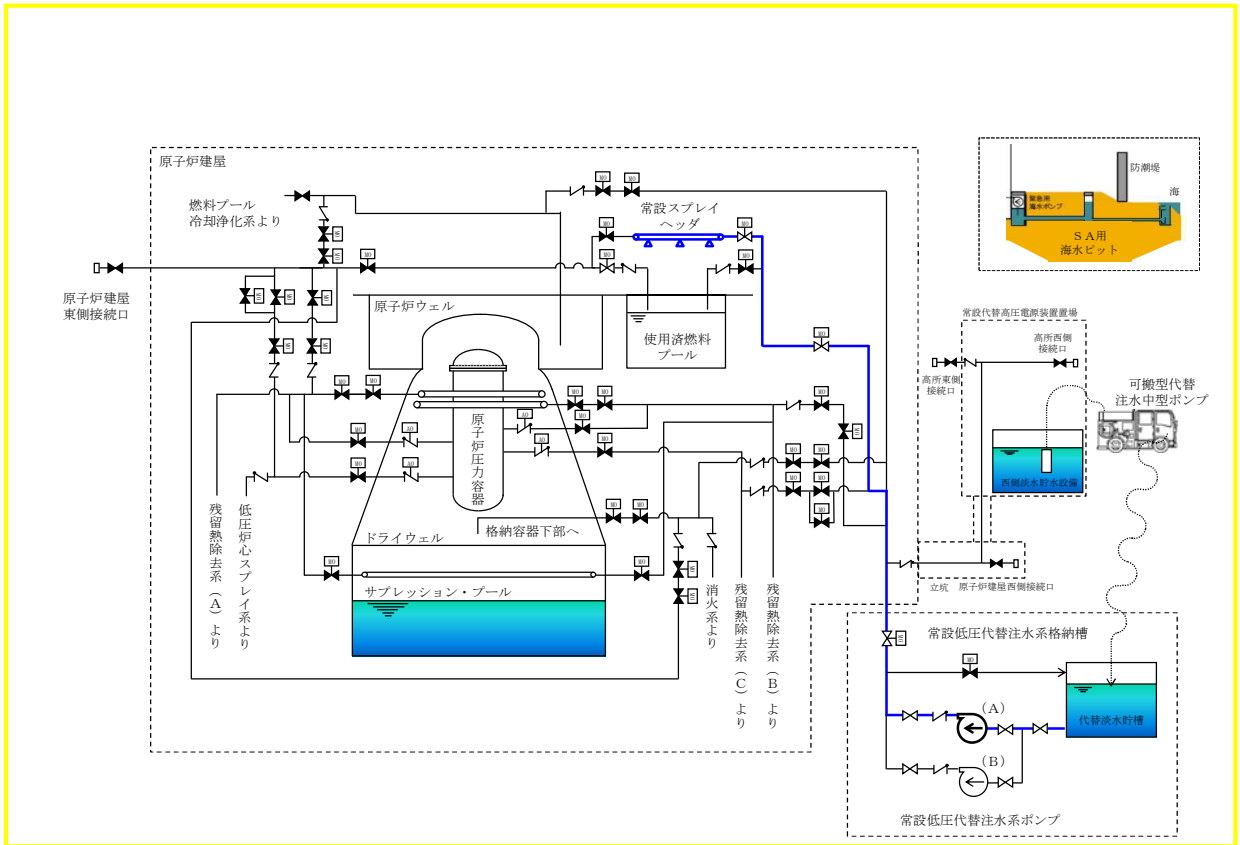
第 54-4-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



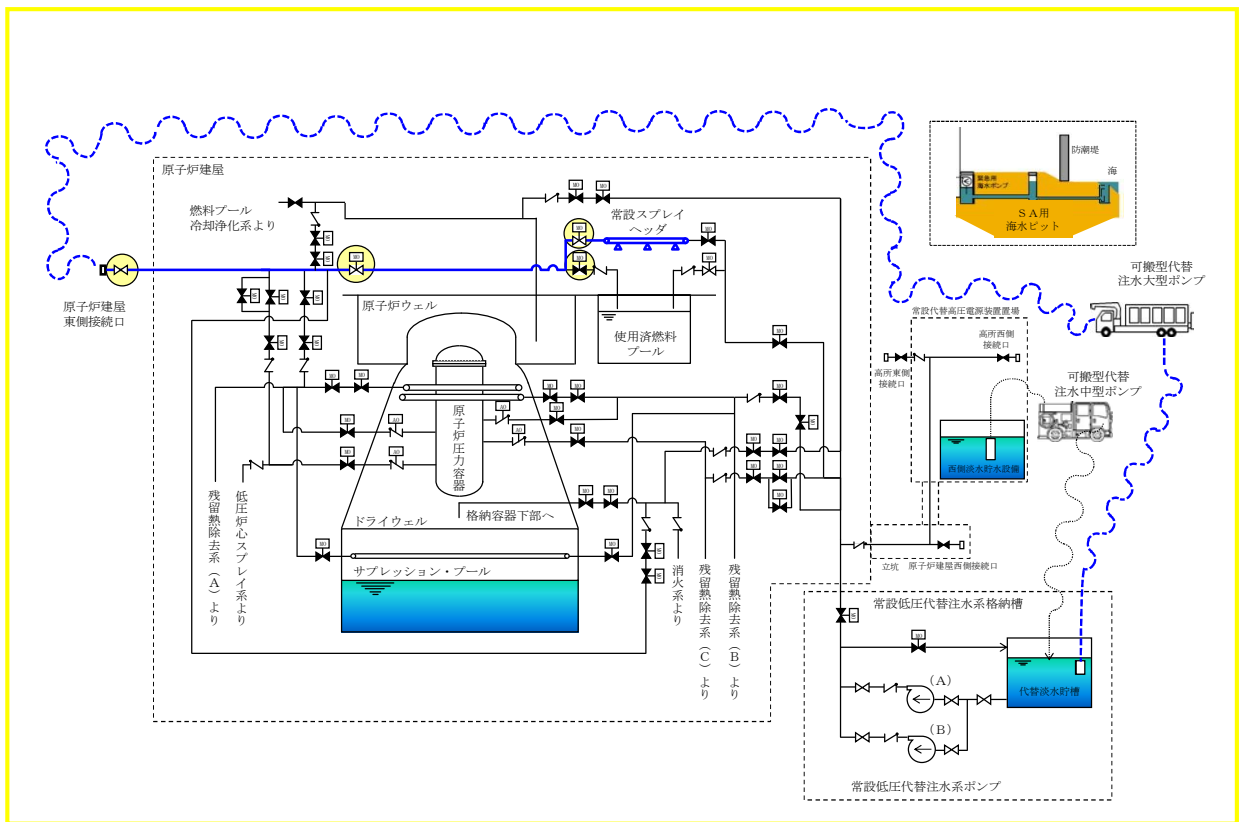
第 54-4-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



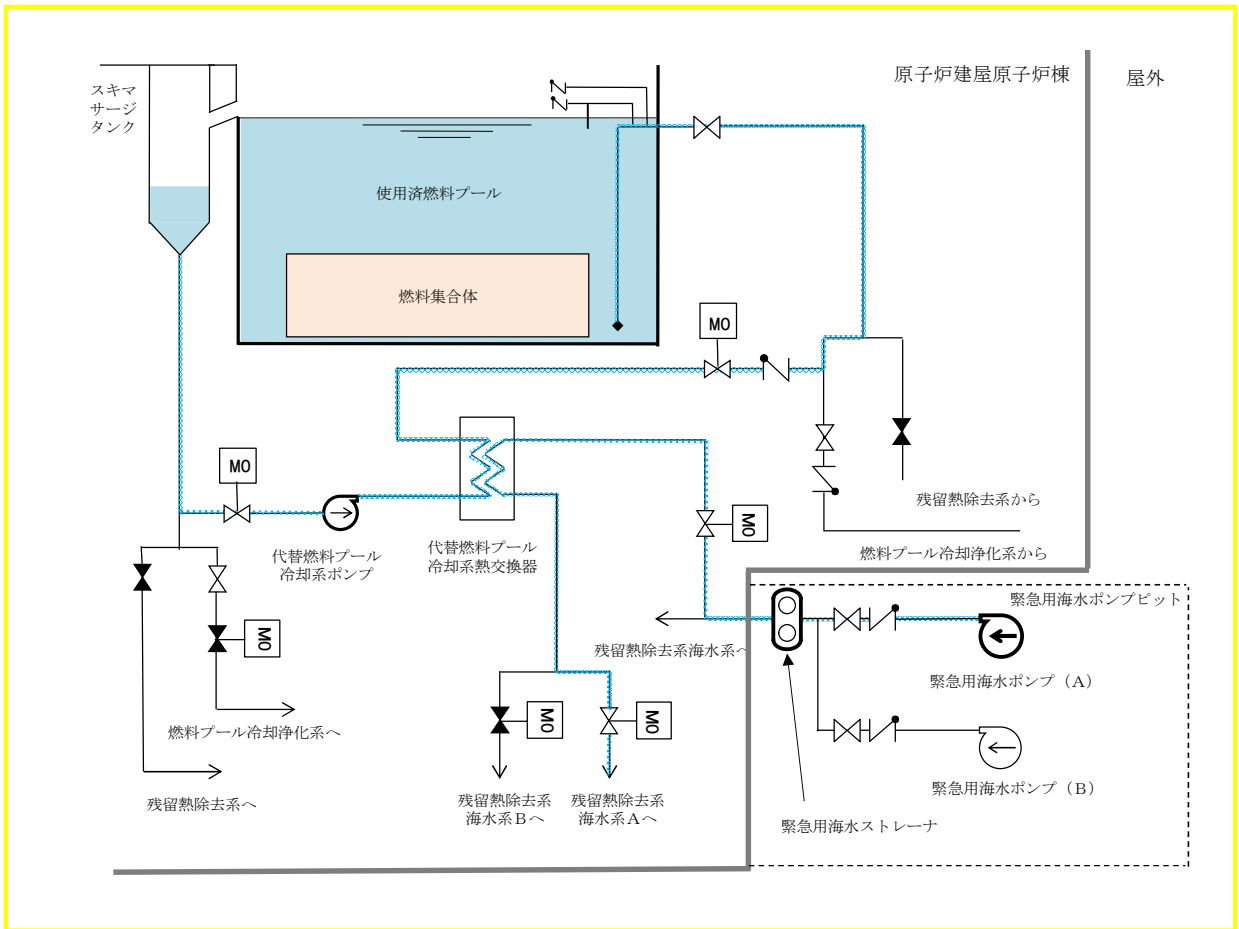
第 54-4-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



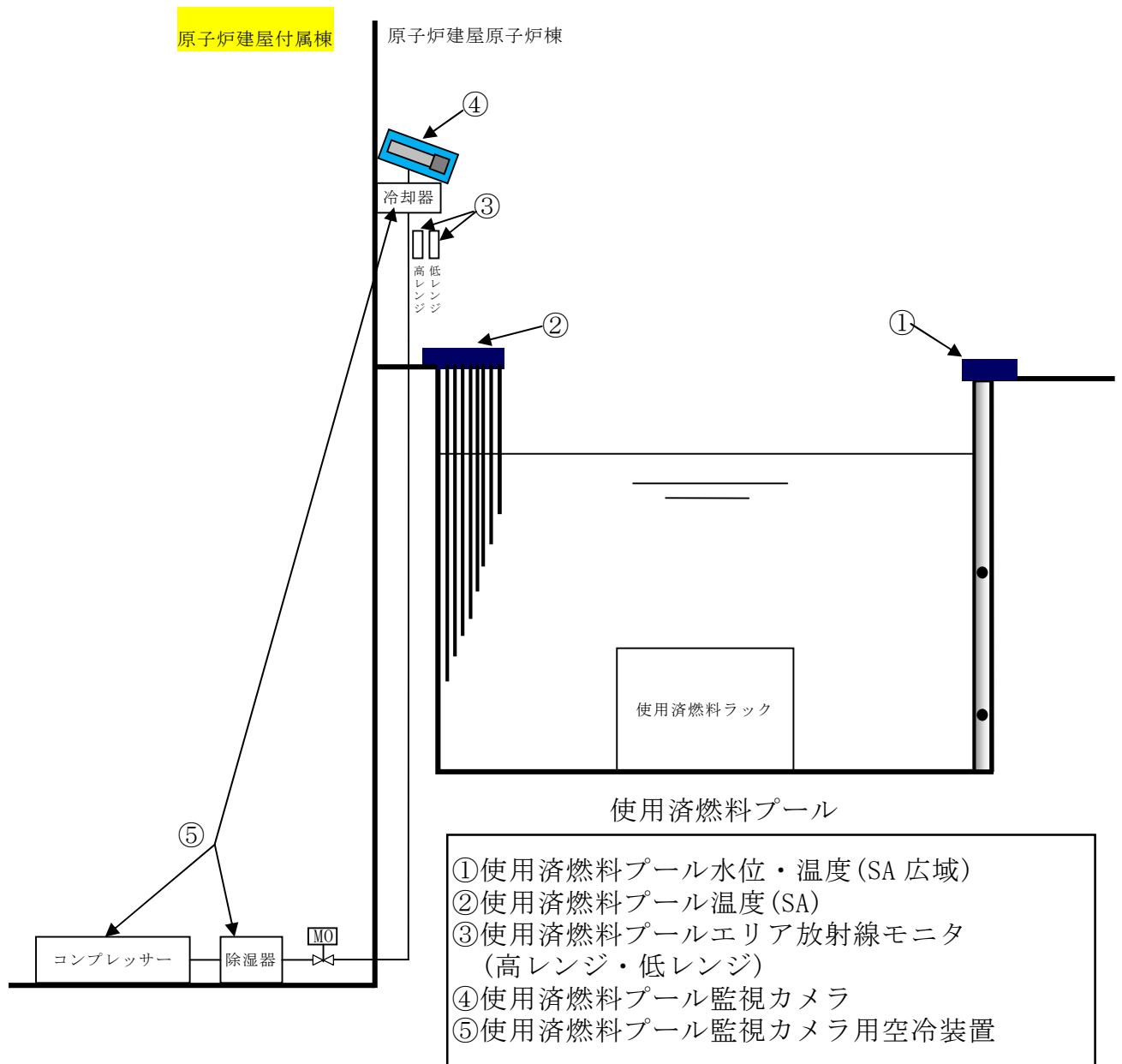
第 54-4-4 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-5 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-6 図 代替燃料プール冷却系系統図

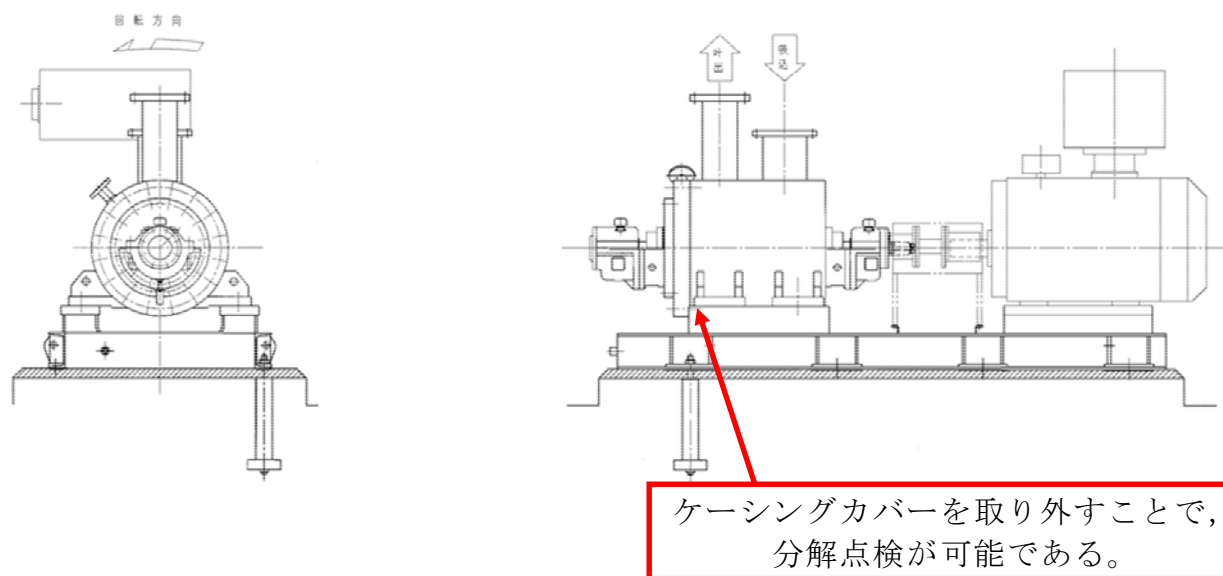


第 54-4-7 図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

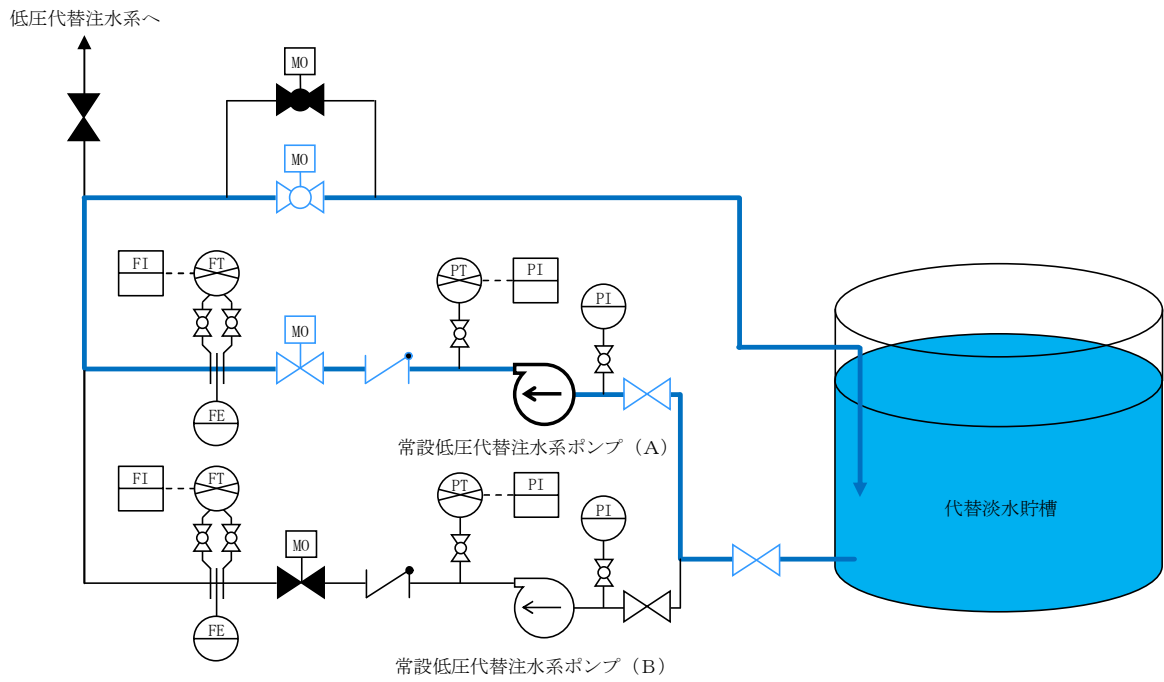
54-5 試験検査

第54-5-1表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（常設）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認



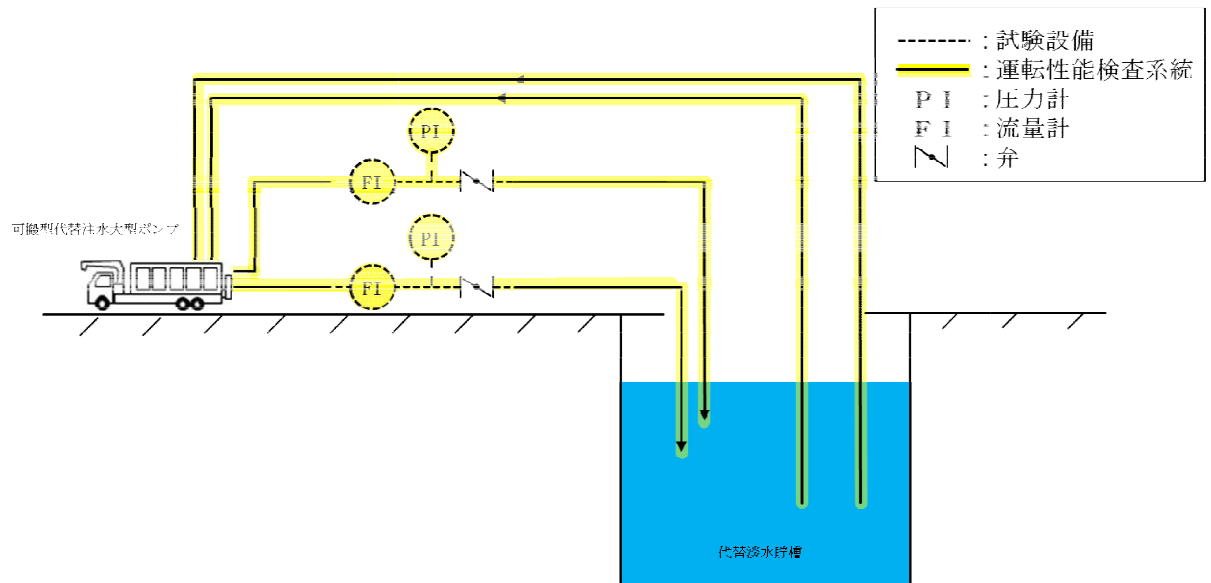
第 54-5-1 図 代替燃料プール冷却系ポンプの試験検査概要図



第 54-5-2 図 常設低圧代替注水系ポンプの試験検査概要図

第54-5-2表 代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（可搬型）

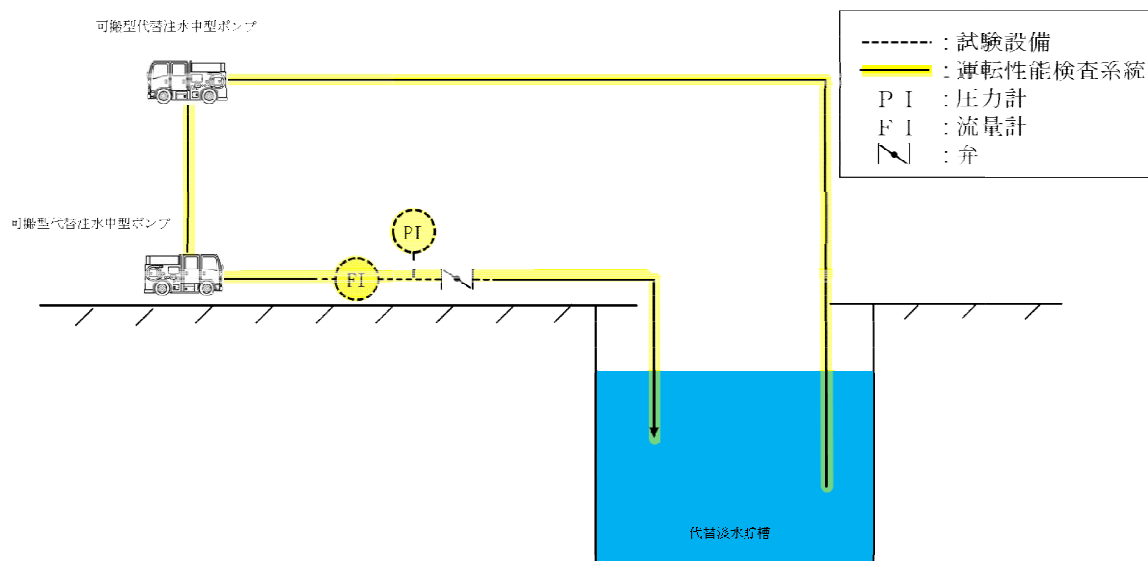
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

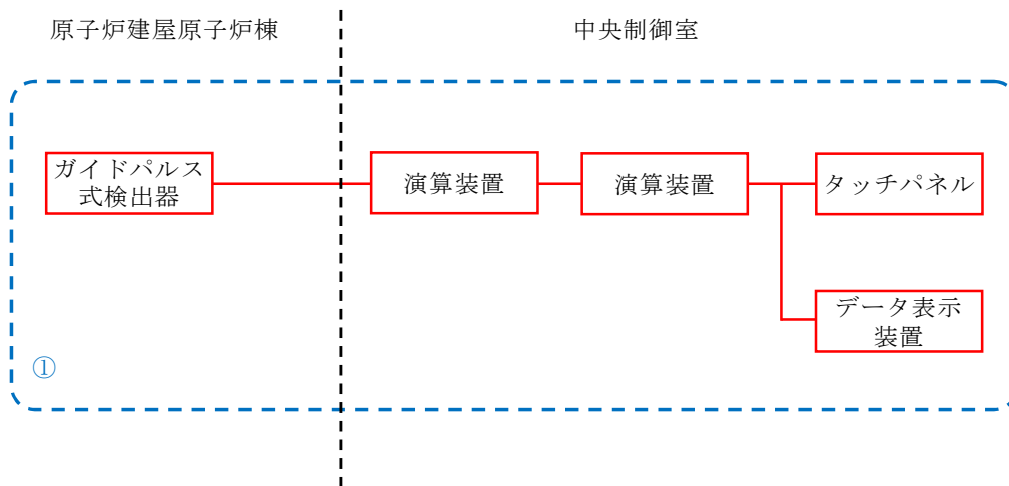
第 47-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



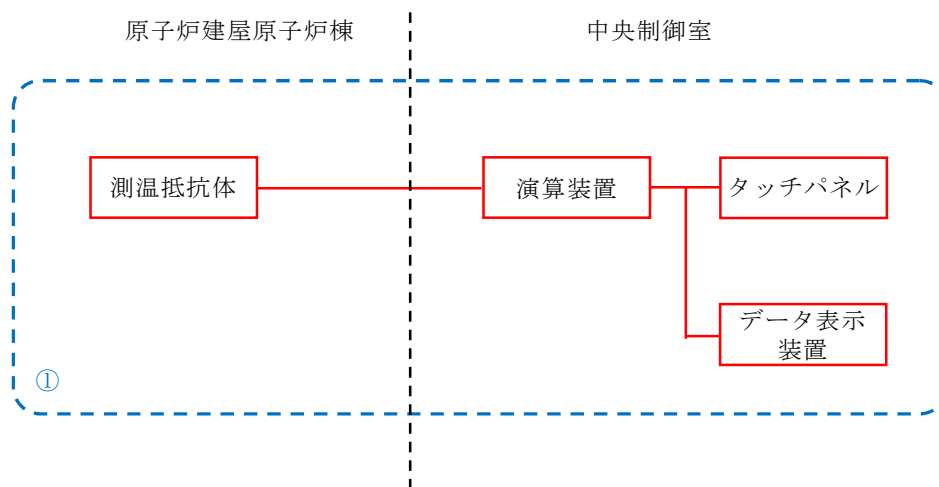
図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査システムを示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯水槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、システムの漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 47-5-4 図 機能・性能検査システム
(可搬型代替注水中型ポンプ)



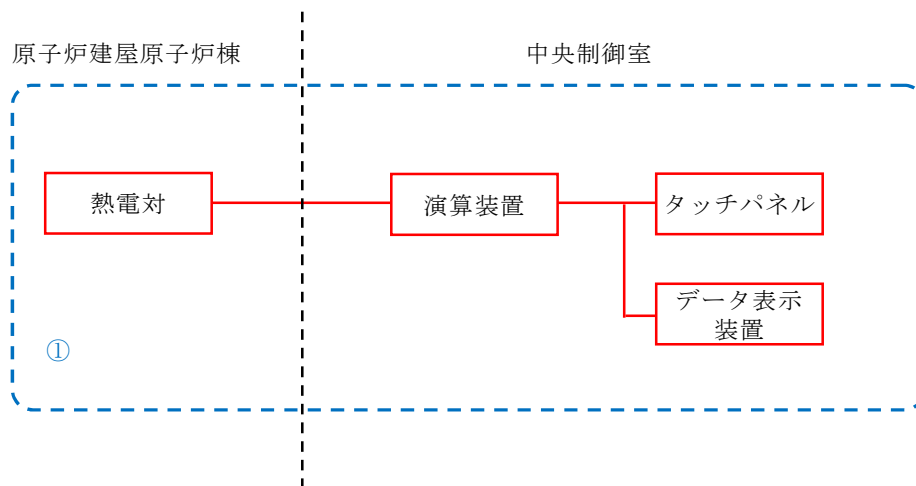
①試験装置を用いてガイドパルス式検出器の校正を実施（点検・検査）

第 54-5-5 図 使用済燃料プール水位（SA 広域）の試験検査概要図



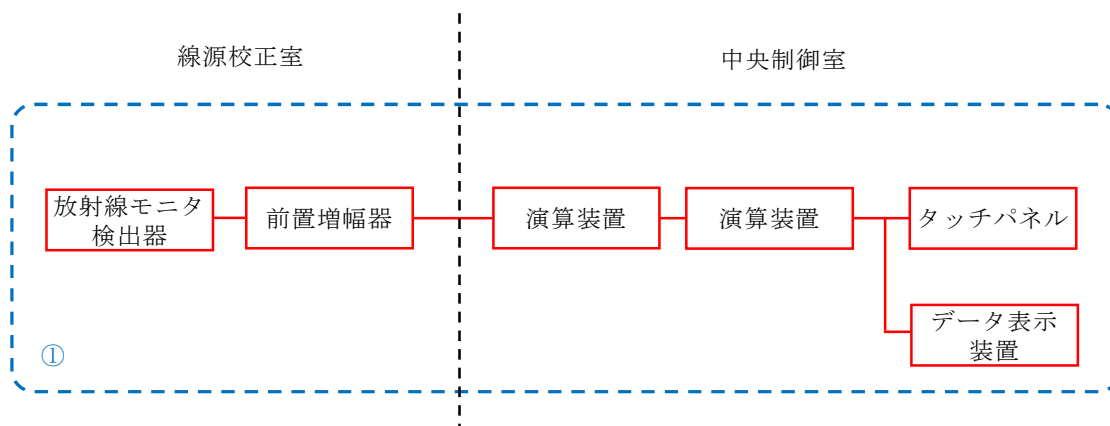
①検出器（測温抵抗体）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-6 図 使用済燃料プール温度（SA 広域）の試験検査概要図



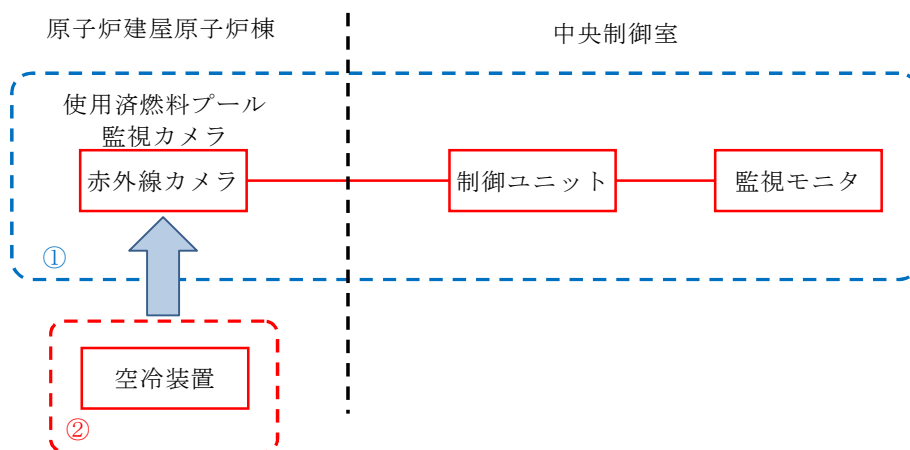
①検出器（熱電対）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-7 図 使用済燃料プール温度（SA）の試験検査概要図



①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）

第 54-5-8 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の試験検査概要図

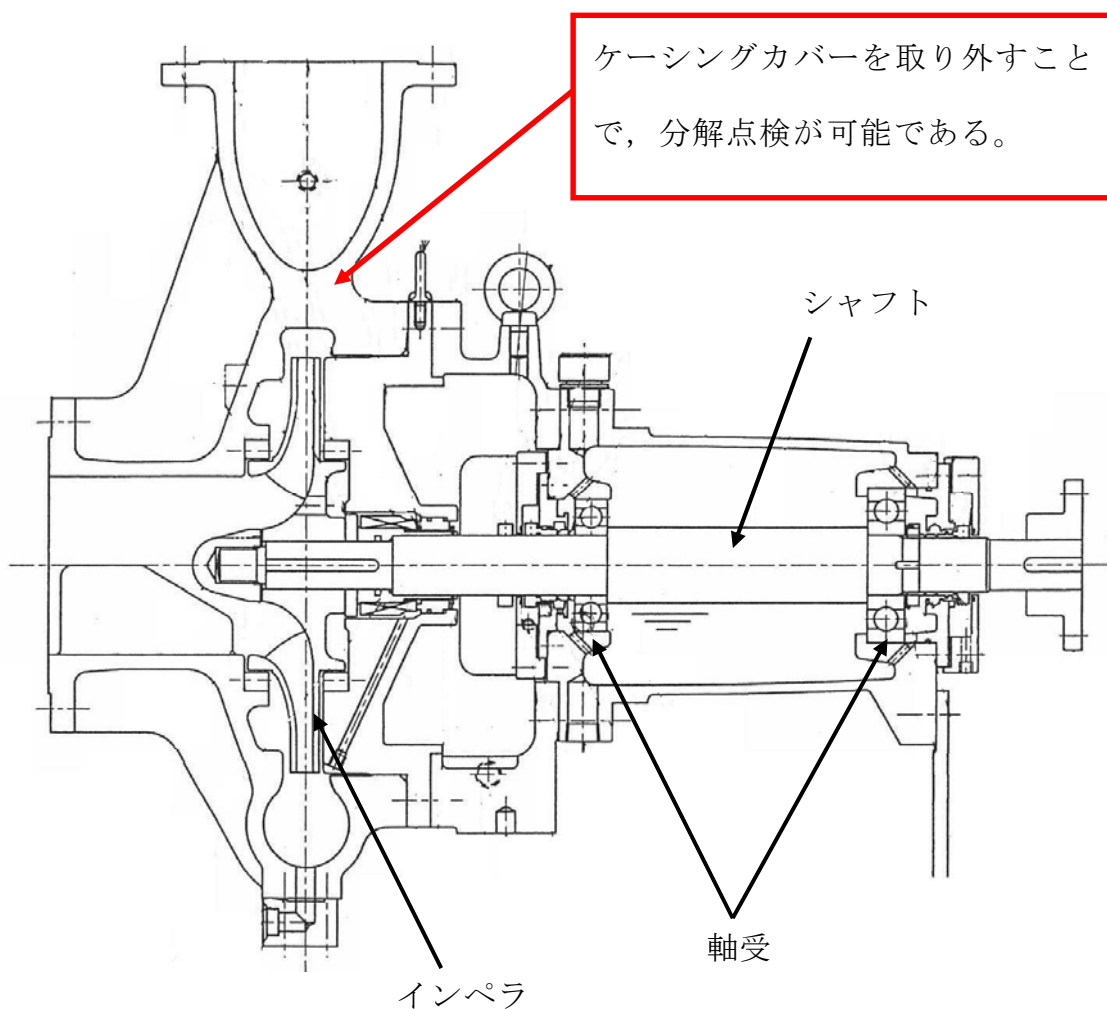


- ①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

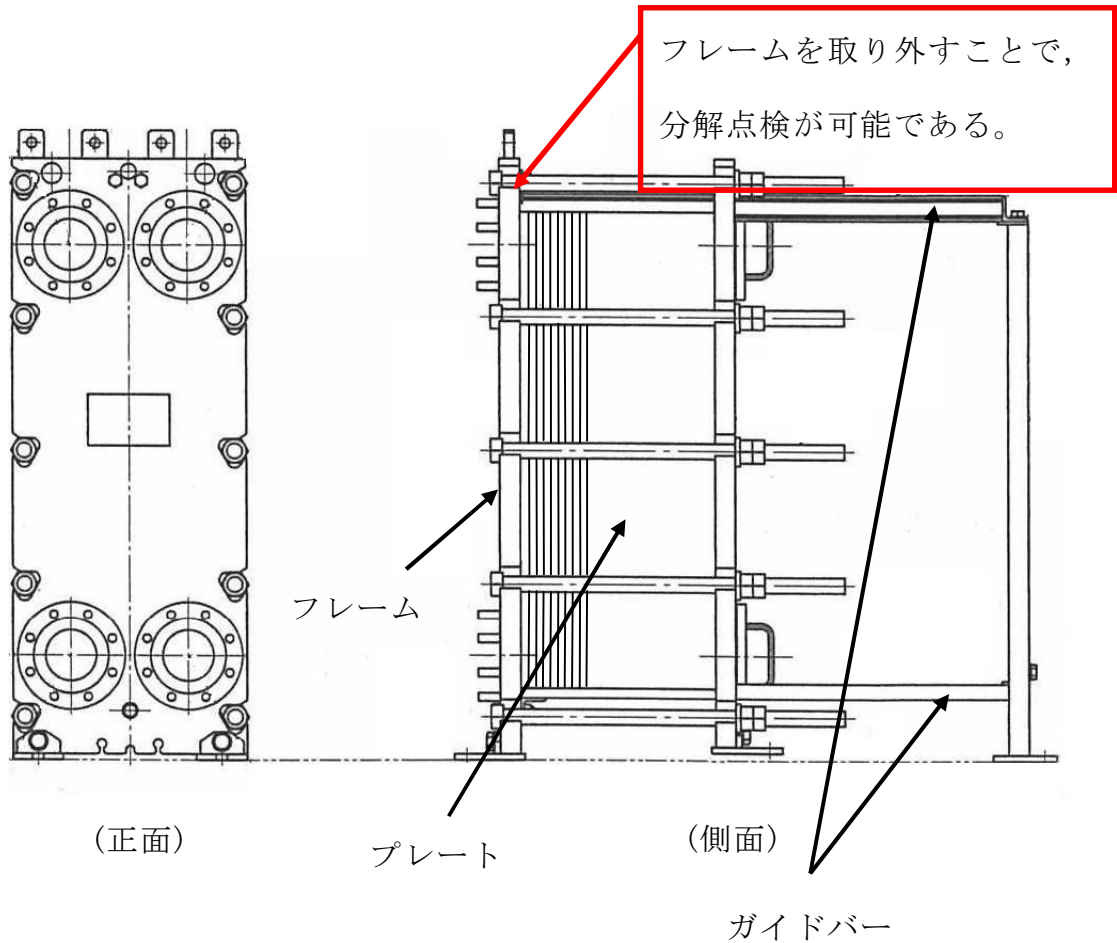
第 54-5-9 図 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール
監視カメラ用空冷装置の試験検査概要図

第54-5-3表 代替燃料プール冷却系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ及び熱交換器の運転性能
		ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
分解検査	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
		熱交換器の部品の表面状態を，目視により確認



第 47-5-10 図 機能・性能検査系統



第 54-5-11 図 代替燃料プール冷却系熱交換器の試験検査概要図

54-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h	50以上, 70以上 (注1) (約200 (注2))
全揚程	m	80以上, 130以上 (注1) (約200 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW	190
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故1及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故2において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第54条第1項対応」という）。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも、使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第54条第2項対応」という）。

常設重大事故等対処設備の代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは1個設置するとともに、予備1個を設置する。

1. 容量

- (1) 第54条第1項対応における常設低圧代替注水系ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（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常設低圧代替注水系ポンプの注水容量は50m³/hであるため、要求値を50m³/h以上とする。
- (2) 第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-20～24）で確認されている45.4m³/hであるため、常設スプレイヘッドを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を70m³/h以上とする。

常設低圧代替注水系ポンプの容量の公称値は、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、(1)及び(2)の要求値を満足する約200m³/hとする。

また、代替燃料プール注水系は、低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系

と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

代替燃料プール注水系で使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、燃料プールに注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、配管・機器圧損を基に設定する。

- (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）第54条第1項対応の場合
(第54条第1項対応における必要容量である $50\text{m}^3/\text{h}$ を用いて算出する。)

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.5m

配管・機器類圧損 約 11.7m

合計 約 74.2m

以上より、代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約74.2mであり、要求値は80mとする。

- (2) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合
(第54条第2項対応における必要容量である $70\text{m}^3/\text{h}$ を用いて算出する。)

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.9m

配管・機器類圧損 約 62.5m

合計 約125.4m

以上より、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約125.4mであり、要求値は130mとする。

常設低圧代替注水系ポンプの全揚程の公称値は、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、(1)及び(2)の要求値を満足する約200mとする。

3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約 $2.94\text{MPa}[\text{gage}]$ ）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約 $0.20\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を加えた約320.63mとなる $3.14\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

代替燃料プール注水系として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5. 電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約163kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (67/100) \\ &= 162.6 \text{ kW} \doteq 163 \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 200

H : ポンプ揚程 (m) = 200 (第54-6-1 図参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約67 (第54-6-1 図参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第54-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約163kWであり、代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は、ポンプ特性より190kWとする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/ 個	50, 70 以上 (注1) (約 1,320 (注2))
全揚程	m	51.8, 106.0 以上 (注1) (約 140 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約 847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故1及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故2において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第54条第1項対応」という）。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも、使用済燃料に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第54条第2項対応」という）。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで2個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2個の合計4個を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

1. 容量

- (1) 第54条第1項対応における可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（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可搬型代替注水大型ポンプの注水容量は50m³/hであるため、要求値を50m³/h以上とする。
- (2) 第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレー流量について」（54-6-20～24）で確認されている容量は45.4m³/hであるため、常設スプレーヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレーする要求値を70m³/h以上とする。

上記の流量を上回る必要があることから、ポンプ容量を約1,320m³/hとする。

また、代替燃料プール注水系は、低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量 ($50\text{m}^3/\text{h}$) における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（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、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 37.4 m

ホース圧損 約 0.7 m

配管及び弁類圧損 約 20.1 m

合計 約 58.2 m \approx 59 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系単独注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、59mとなる。

また、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系 ($50\text{ m}^3/\text{h}$)、代替格納容器スプレイ冷却系 ($130\text{ m}^3/\text{h}$) 及び代替燃料プール注水系 ($16\text{ m}^3/\text{h}$) の同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程は、圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格圧力容器）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、以下を考慮した設計とする。

(2) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力 約 46.1 m

静水頭 約 26.1 m

ホース圧損 約 28.1 m

配管及び弁類圧損 約 29.0 m

合計 約 129.3 m ≒130 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系同時注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、130mとなる。

また、可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の単独スプレイ時の全揚程は、必要容量を上回る流量として70m³/hにおける圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉压力容器）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，以下を考慮した設計とする。

水源と移送先の圧力差 約 0 m
静水頭 約 37.8m
配管・機器類圧損 約 66.0m
ホース圧損 約 2.2m
合計 約 106.0m ≒106m

また、可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の単独スプレイ時の全揚程は、必要容量を上回る流量として126m³/hにおける圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉压力容器）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，以下を考慮した設計とする。

水源と移送先の圧力差 約 0m
静水頭 約 38m
配管・機器類圧損 約 50m
ホース圧損 約 52m
合計 約 140m

また、可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m³/hにおける吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

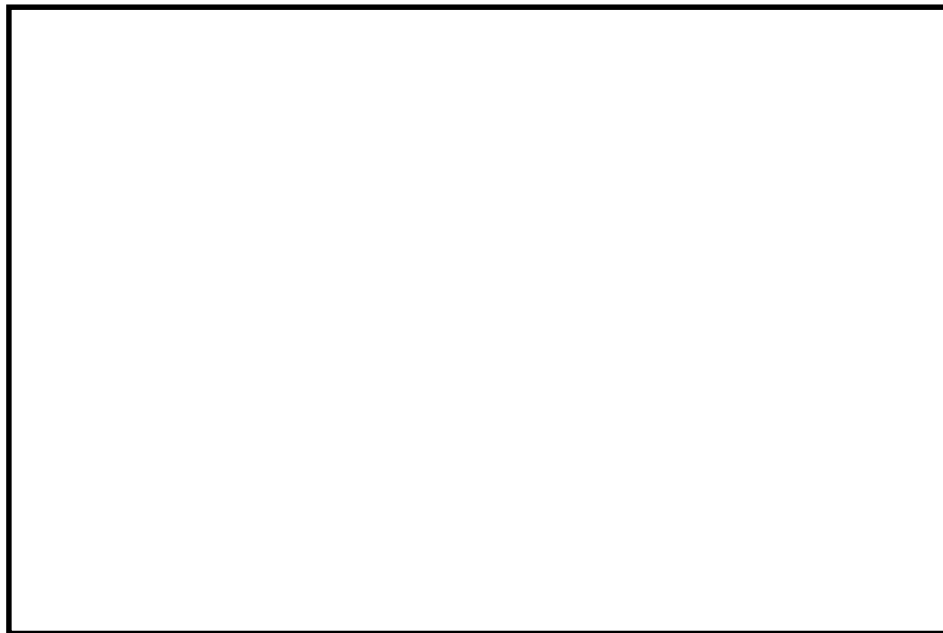
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は、ポンプ特性より約847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名 称	可搬型代替注水中型ポンプ	
容量	m ³ /h/ 個	50 以上 (注 1) (約 210 (注 2))
全揚程	m	97 以上 (注 1) (約 100 (注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約 147
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

【設定根拠】

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水中型ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故 1 及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故 2 において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため 2 個のポンプを使用する。保有数は 2 セットで 4 個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 個の合計 5 個を保管する。

1. 容量

第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水中型ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（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可搬型代替注水中型ポンプの注水容量は 50m³/h であることから、ポンプ容量を 210m³/h とする。

なお、可搬型代替注水中型ポンプ 1 個では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ 2 個を直列に接続し、1 台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで 2 台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、原子炉圧力容器への単独の注入流量を確保することに加え、複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

代替燃料プール注水系は、代替格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保する設計とする。代替燃料プール注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、使用済燃料プールへの注水を目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 1.0m

2台目への静水頭 約 8.5m

合計 約 38.5m =39m

(2) 中型ポンプ2台目～原子炉格納容器（中型ポンプ2台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 38.5m

ホース圧損 約 0.1m

配管及び弁類圧損 約 16.3m

合計 約 54.9m=55m

以上より、代替燃料プール注水系単独注水時の可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、55mとなる。

また、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（ $50\text{ m}^3/\text{h}$ ）、代替格納

容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水も考慮する設計とする。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉压力容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ 2 台目（中型ポンプ 1 台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 10.9m

2 台目への静水頭 約 5.0m

合計 約 $44.9\text{m} = 45\text{m}$

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 46.1m

静水頭 約 27.1m

ホース圧損 約 0.3m

配管及び弁類圧損 約 22.6m

合計 約 $96.1\text{m} = 97\text{m}$

以上より、低圧代替注水系同時注水時に使用する可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $210\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は、供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は、ポンプ特性より約147kW とする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名 称		緊急用海水ポンプ
容量	m ³ /h	834 以上 (注1) (約 844 (注2))
全揚程	m	120 以上 (注1) (約 130 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW	510
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

緊急用海水ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは、使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量を有する設計とする。また、設計基準対象施設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海水供給量を有する設計とする。

なお、代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは、使用済燃料プールの冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 個設置するとともに、予備 1 個を設置する。

1. 容量

代替燃料プール冷却設備に使用する緊急用海水ポンプの必要容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去可能な容量である 144m³/h 以上とする。

また、基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも、格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし、690m³/h 以上とする。

<要求値>

- ①残留熱除去系熱交換器他 : 690m³/h
- ②代替使用済燃料プール冷却系熱交換器 : 144m³/h
- ①+②=834m³/h以上

緊急用海水ポンプの容量の公称値は、834m³/h 以上を供給可能な設計とし、約 844m³/h とする。

2. 全揚程

前項①と②の同時使用を考慮した流量時に必要な揚程としては約120mであり、これに、裕度を見込み公称値を約130mとする。

3. 最高使用圧力

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切揚程、建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し、2.45MPa [gage] とする。

①ポンプ締切揚程 2.01MPa[gage]

②静水頭 0.05MPa[gage]

合計 2.06MPa[gage] ≒ 2.45MPa[gage]

4. 最高使用温度

緊急用海水ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系海水ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

5. 電動機出力

電動機出力は、緊急用海水ポンプの容量834m³/h、全揚程130m及び効率約90%を考慮し、510kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系ポンプ
容量	m ³ /h	124以上（注1）（約124（注2））
全揚程	m	40以上（注1）（約40（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	0.98
最高使用温度	℃	80
電動機出力	kW	約30
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替燃料プール冷却系ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプは、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも、使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量を有する設計とする。

なお、代替燃料プール冷却系ポンプは常設の重大事故等対処設備として必要な容量を賄うことができる設置個数として、1個設置する。

1. 容量

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却に必要な容量は124m³/hであるため、要求値を124m³/h以上とする。

代替燃料プール冷却系ポンプの容量の公称値は、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、要求値を満足する約124m³/hとする。

2. 全揚程

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要吐出圧力は、水源と移送先との圧力差、静水頭、配管・機器類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 0m

水源と移送先の静水頭 約 8m

配管・機器類圧損 約 24m

合計 約 32m

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプの必要な全揚程は約32mであり要求値は40mとする。

3. 最高使用圧力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮する。

ポンプ締切運転時の揚程	約54m (約0.53MPa[gage])
ポンプ設置箇所から移送先までの静水頭	約18m (約0.18MPa[gage])
合計	約72m (約0.71MPa[gage])

上記から、代替燃料プール冷却系の最高使用圧力は、約72m (約0.71MPa[gage])を上回る圧力とし、0.98MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度は、使用済燃料プール初期水温を保安規定における制限値として65℃としているため、その温度に余裕を考慮し、80℃とする。

5. 電動機出力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの容量124m³/h, 揚程30mの時の必要軸動力は, 下記の式より約21kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((124/3,600) \times 40) / (67/100) \\ &= 20.2kW \doteq 21kW \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_W : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 124

H : ポンプ揚程 (m) = 40 (第54-6-3図参照)

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約67 (第54-6-3図参照)



第54-6-3図 代替燃料プール冷却系ポンプ性能曲線

以上より, 代替燃料プール冷却系ポンプの原動機出力の公称値はポンプ特性より30kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
個数	個	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注1）／約2.31（注2）
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 0.98 / 海水側 0.98
最高使用温度	℃	淡水側 80 / 海水側 66
伝熱面積	m ²	51.1m ² 以上
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

（概要）

代替燃料プール冷却系熱交換器は、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能を喪失した場合でも、使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

1. 容量の設定根拠

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし、2.31MWとする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 一次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側の最高使用圧力は、系統内の最大静水頭（燃料プールと系統最低レベルとの水頭差）とポンプ締切揚程に余裕を考慮し、0.98MPa [gage]とする。

2.2 二次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用圧力は、緊急用海水系主配管の最高使用圧力に合わせて0.98MPa [gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 一次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用温度は、保守的に有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できない場合を想定しても、使用済燃料プールの温度は約78℃までの上昇に留まるため、80℃とする。

3.2 二次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用温度は、運転温度に余裕を考慮し、66℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積は、下記を考慮して決定する。

(1) 必要最小伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量 2.31MW を満足するための性能計算で求められる 44.4 m²/個 とする。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K \times \Delta T} = \frac{2.31 \times 10^6}{2924 \times 17.8} \\ &= 44.38 \quad \doteq 44.4 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$Q \quad : \text{設計熱交換量 (W)} \quad = 2.31 \times 10^6 \quad (= 2.31 \text{ MW})$$

$$K \quad : \text{熱通過率 (W/m}^2 \cdot \text{K)} \quad = 2924$$

$$\Delta T \quad : \text{対数平均温度差 (K)} \quad = 17.8$$

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

(2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A_1 &= N \times A_p \\ &= 223 \times 0.255 = 56.8 \quad \doteq 56.8 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)}$$

$$N \quad : \text{伝熱板有効枚数 (枚)} \quad = 223$$

$$A_p \quad : \text{伝熱板1枚当たりの有効伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 0.255$$

(3) 伝熱面積の設計確認値

代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積の設計確認値は、汚れによる性能低下を見込み、公称伝熱面積に10%の余裕を考慮した伝熱面積として設定する。この設計確認値 51.1m²/個は、必要最小伝熱面積を上回っており、設計熱交換量 2.31MW/個を確保できるものである。

なお、伝熱面積の設計確認値は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A' &= (1-0.1) \times A_1 = 0.9 \times 56.8 \\ &= 51.12 \quad \doteq 51.1 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A' \quad : \text{伝熱面積の設計確認値 (m}^2\text{)}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 56.8$$

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器，ペDESTAL（ドライウエル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH 特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH 特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが 80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階*	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ヘデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失、津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ヘデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階 [※]	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 [※]	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階 [※]	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m ³ /h	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象： 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンク

リート相互作用

・使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールスプレイについて，使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1) 評価条件

- ・使用済燃料プール内の冷却水が流出して照射済燃料が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても 35 であるが，顕熱冷却による効果は考慮せずに，保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。
- ・想定する崩壊熱は，第 54-6-1 表，第 54-6-2 表及び第 54-6-3 表に示すとおり，原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の 2 ケースとする。

(2) 必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は，崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い，以下の式で評価した。評価結果を第 54-6-4 表に示す。

$$V / t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hgf \times \rho)$$

V / t : 必要注水量 [m³ / h]

Q : 崩壊熱 [MW]

hgf : 飽和水蒸発潜熱 [kJ / kg] (= 2,257 kJ / kg)

ρ : 注水密度 [kg / m³] (= 958kg / m³)

第 54-6-1 表 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間 / 1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間 / 1 サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間 ¹	30 日	30 日
使用済燃料体数	1,486 体 ²	1,486 体 ³
定検時取出燃料体数	-	764 体 ³
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後 ⁴

- 1 : 過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。
- 2 : 使用済燃料プールの最大貯蔵量 (2,250 体) から 1 炉心分の燃料 (764 体) を除いた体数 (1,486 体) が貯蔵されているものとする。
- 3 : 使用済燃料プールの最大貯蔵量 (2,250 体) の燃料が貯蔵 (前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料 (764 体) + 使用済燃料 (1,486 体)) されているものとする。
- 4 : 過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 54-6-2 表 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.283
定検燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 54-6-3 表 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.293
定検時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
定検時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
定検時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
定検時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
定検時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 54-6-4 表 東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	2.1 [MW]	9.1 [MW]
必要なスプレイ流量	3.49 [m ³ / h]	15.08 [m ³ / h]
	約 15.4 [gpm]	約 66.4 [gpm]

(3) 必要スプレイ量

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

この結果，使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合，崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 $15.2\text{m}^3/\text{h}$ となった。

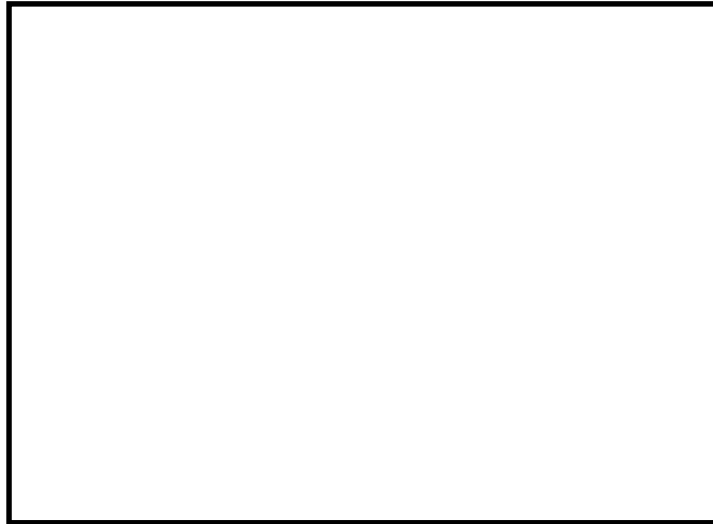
可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 $50\text{m}^3/\text{h}$ であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06-12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm （約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量になっている。

(4) 放水範囲

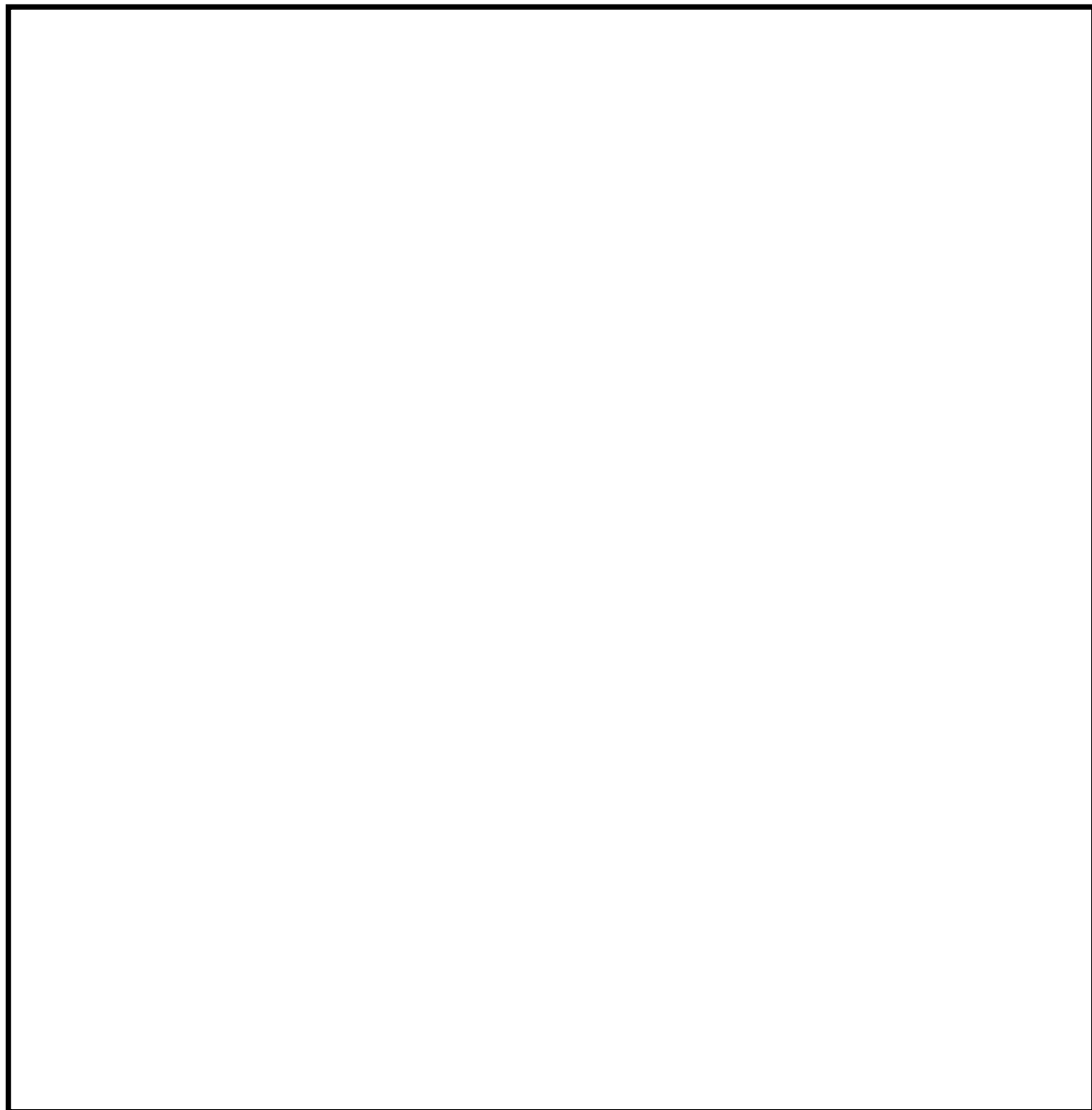
（可搬型スプレイノズル）

下記条件により，第 54-6-1，2 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

- ・ ノズル角度：+10 度
- ・ 本体角度：-10 度
- ・ 旋回角度： ± 40 度
- ・ スプレイ流量 $42\text{ m}^3/\text{h}$



第 54-6-1 図 可搬型スプレイヘッドの放水範囲（単体）



第 54-6-2 図 可搬型スプレイヘッドの放水範囲（組合せ）

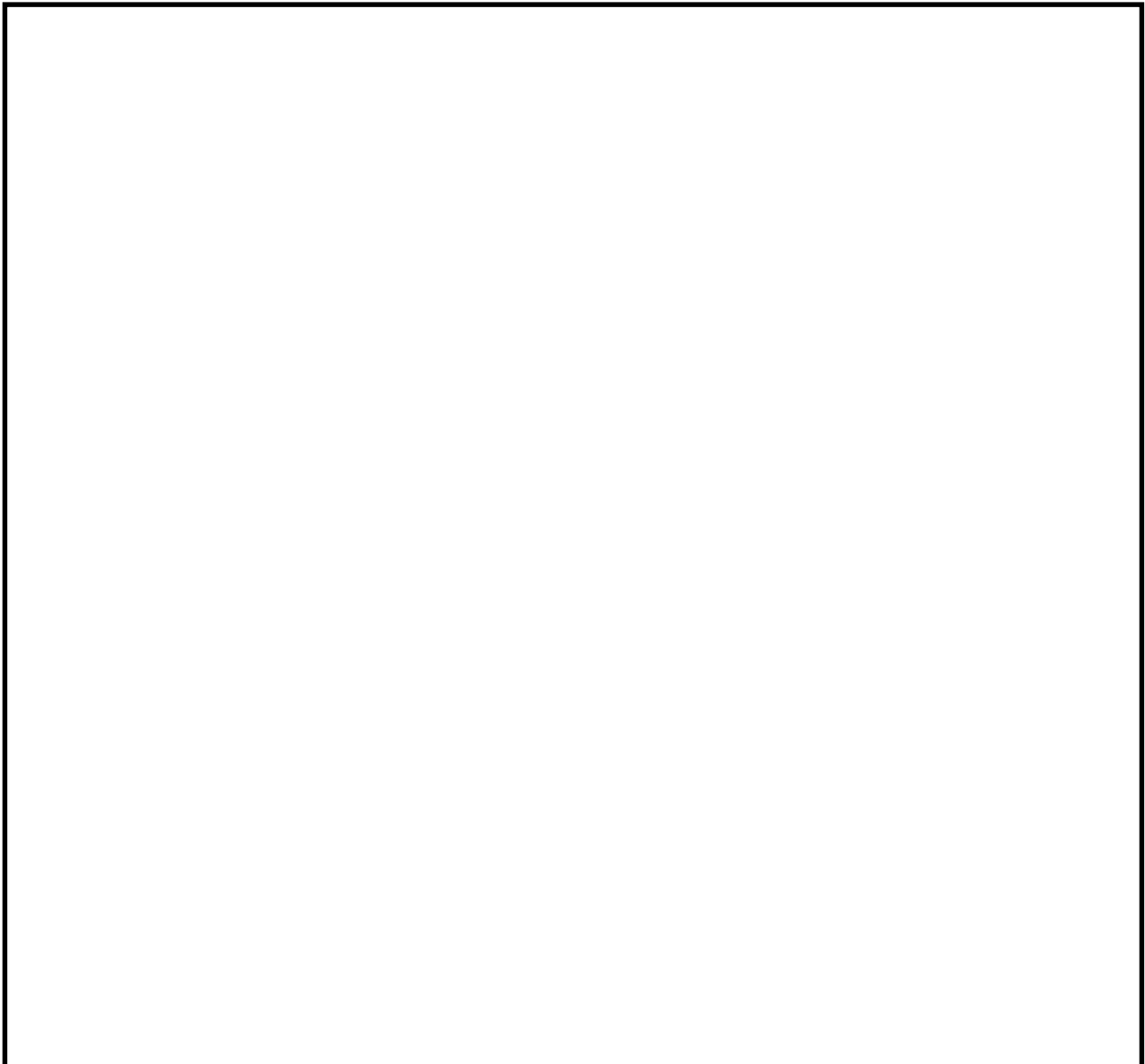
(常設スプレイヘッド)

下記条件により，第 54-6-1，2 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

・ノズル使用本数，ノズル設置角度及びスプレイ流量

仕様	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量 (1本あたり)
A	15本	上向き 15°	2.34m ³ /h
B	5本	下向き 40°	3.83m ³ /h
C	4本	下向き 60°	3.83m ³ /h

合計流量 69.6 m³/h



第 54-6-3 図 常設スプレイヘッドの放水範囲

・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

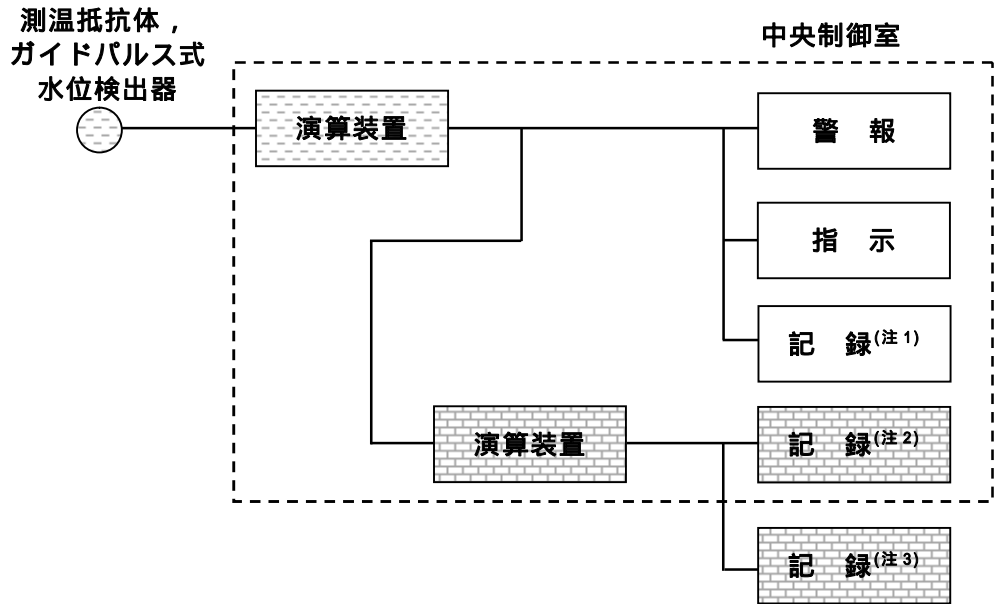
(1) 設置目的

使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）を設置する。

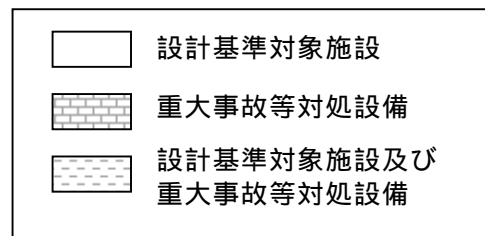
(2) 設備概要

使用済燃料プール温度（SA 広域）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，使用済燃料プール温度（SA 広域）の検出信号は，測温抵抗体にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換した後，使用済燃料プール温度を中央制御室に指示し，記録する。

使用済燃料プール水位（SA 広域）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，水位検出器へパルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。
（第 54-6-4 図「使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図」参照）



- (注1) プロセス計算機
- (注2) データ伝送装置
- (注3) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-6-4 図 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様を第 54-6-5 表に，計測範囲を第 54-6-6 表に示す。

第 54-6-5 表 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	ガイドバルブ式	EL. 35,077 mm ~ 46,577 mm	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階
	測温抵抗体	0 ~ 120	1 (検出点 2 箇所)	

第 54-6-6 表 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	EL. 35,077 mm ~ 46,577 mm	EL. 46,195 mm	EL. 46,195 mm	EL. 45,576 mm (N.W.L から - 0.619m)		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0 ~ 120	52 以下	66 以下	0 ~ 100		

* 1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，低温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

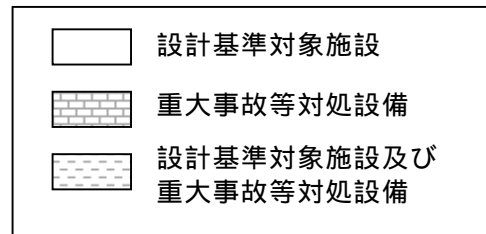
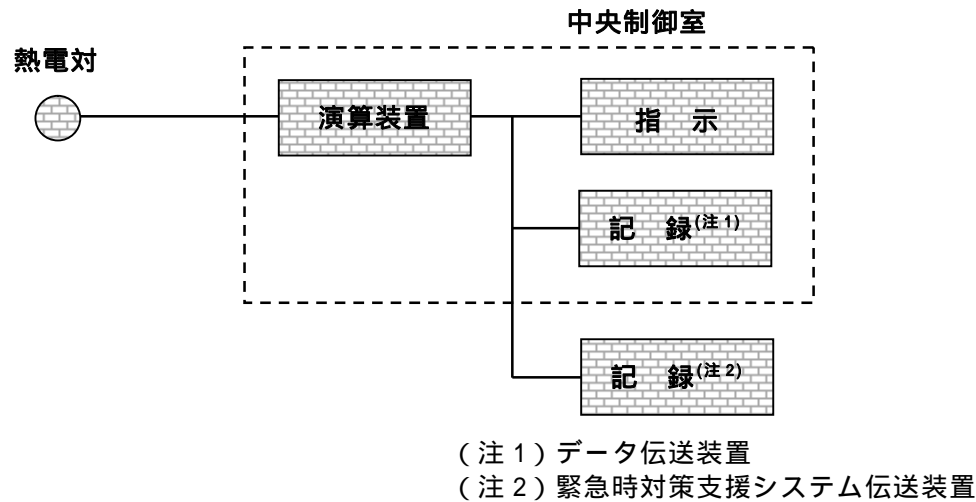
・使用済燃料プール温度（SA）

(1) 設置目的

使用済燃料プールの温度について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール温度（SA）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料プール温度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（SA）の検出信号は，熱電対にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-6-5 図「使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図」参照）



第 54-6-5 図 使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プール温度（SA）の仕様を第 54-6-7 表に，計測範囲を第 54-6-8 表に示す。

第 54-6-7 表 使用済燃料プール温度（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール温度（SA）	熱電対	0～120	1 (検出点 8 箇所)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54-6-8 表 使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
使用済燃料プール温度（SA）	0～120	52	66 以下	0～100	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について温度を監視可能である。

* 1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，低温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

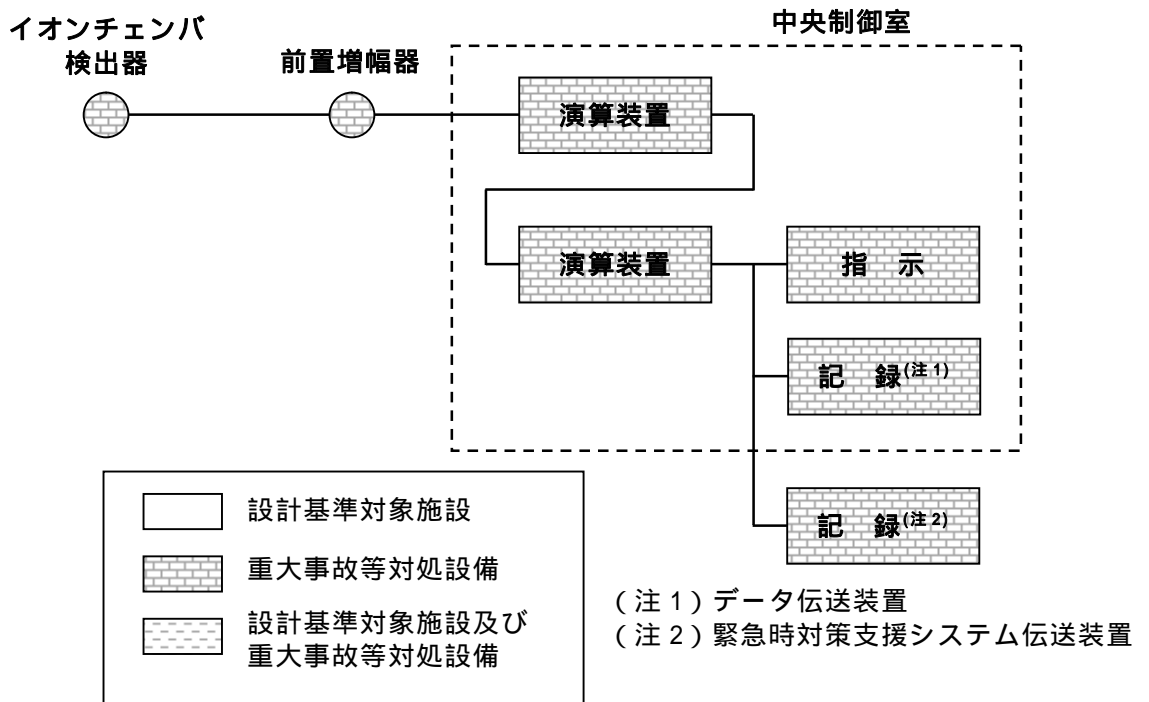
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

(1) 設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換し、演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。（第 54-6-6 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照）



第 54-6-6 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様を第 54-6-9 表に，計測範囲を第 54-6-10 表に示す。

第 54-6-9 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	1	原子炉建屋 原子炉棟 6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	イオンチェンバ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	原子炉建屋 原子炉棟 6階

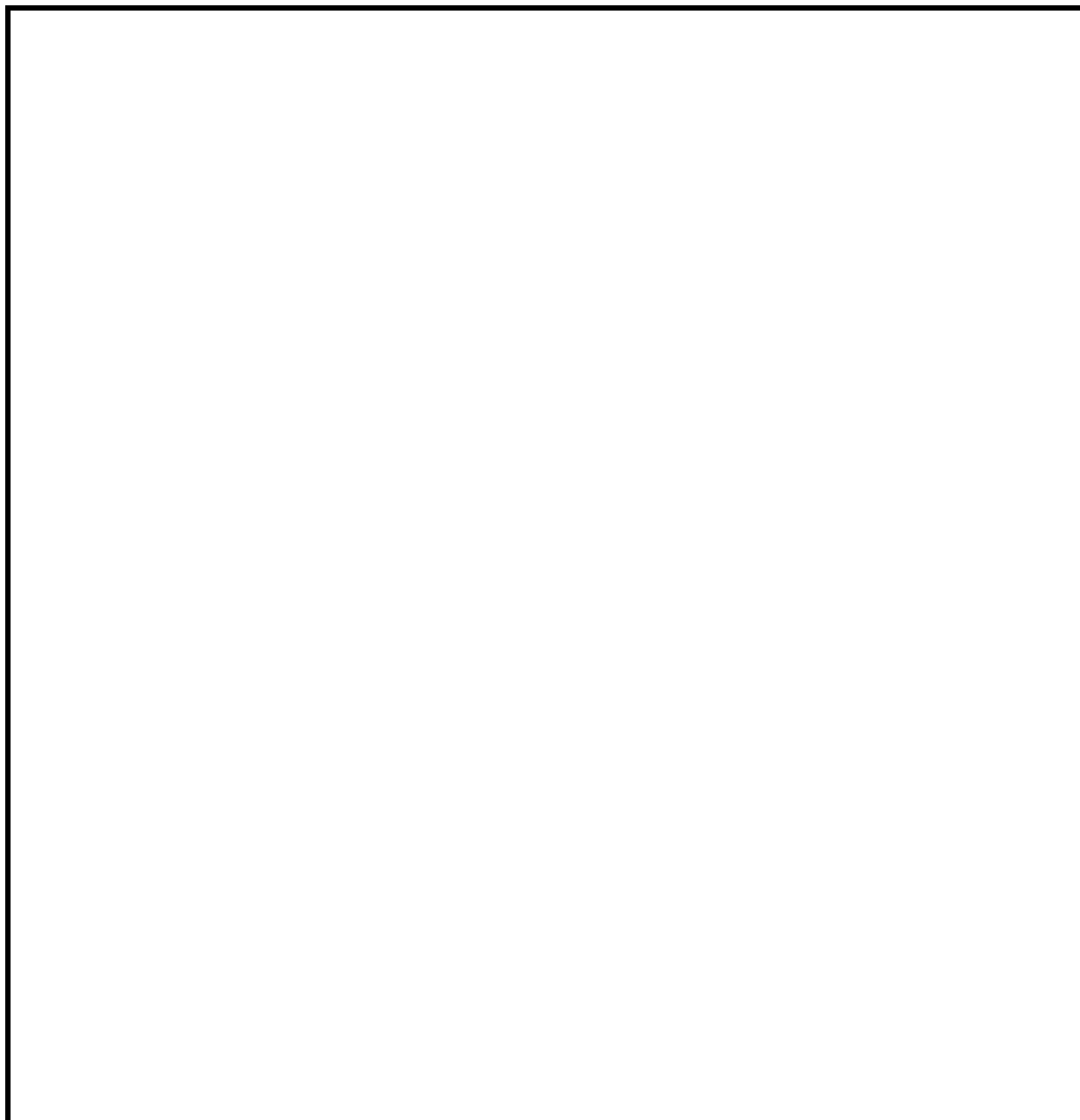
第 54-6-10 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	バックグラウンドレベル		3.0mSv/h 以下		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$					

* 1：プラント状態の定義は以下のとおり。

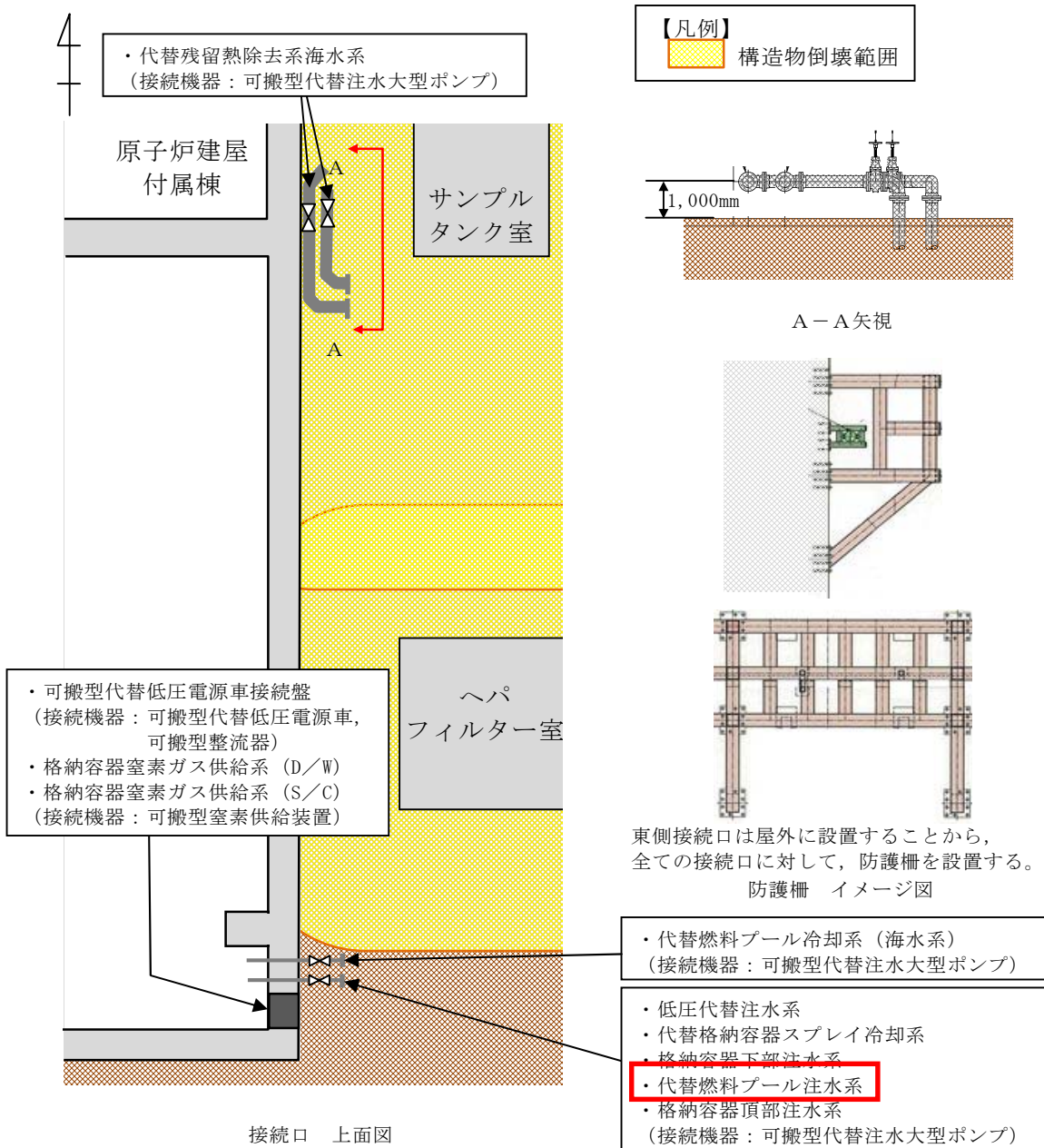
- ・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，低温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

54-7 接続図



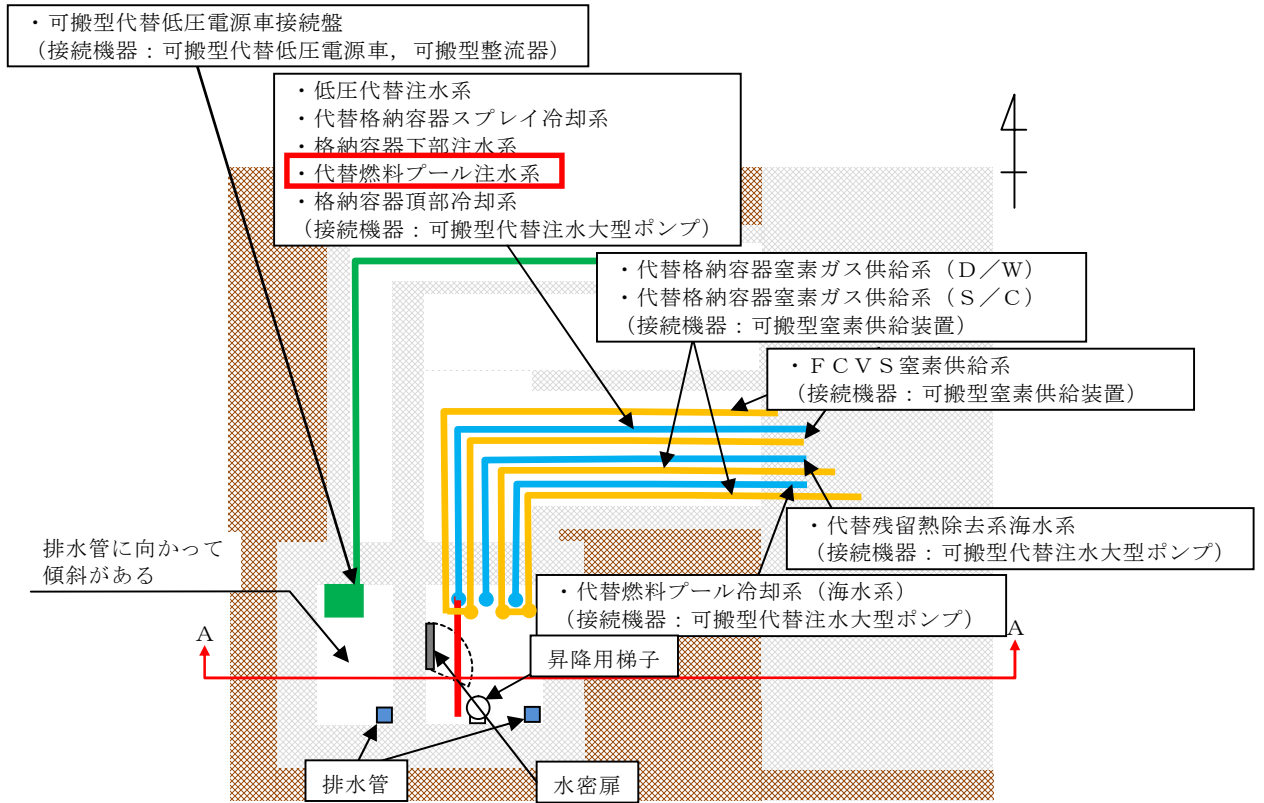
第 54-7-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッダ）

接続図

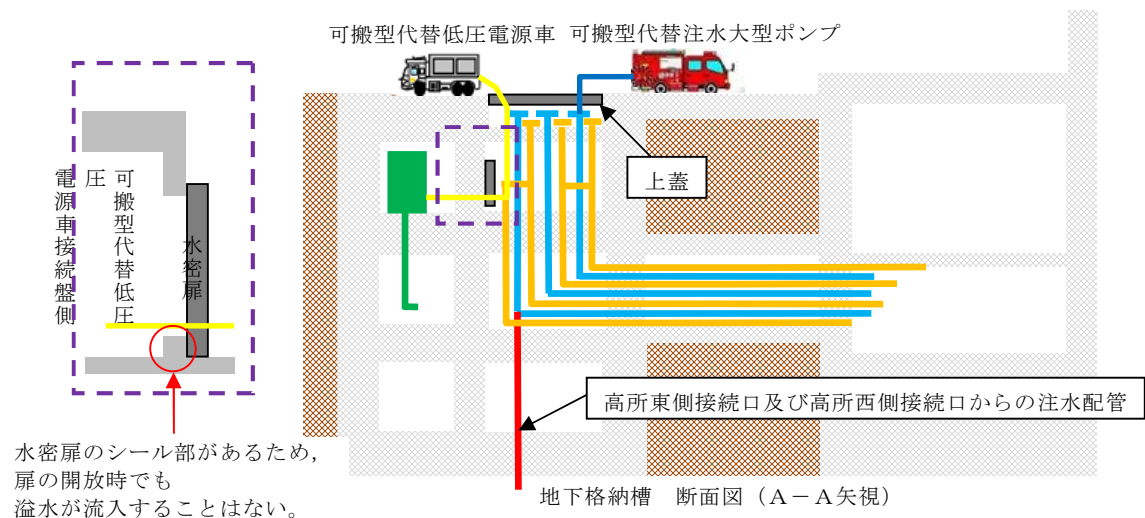


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 54-7-2 図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図

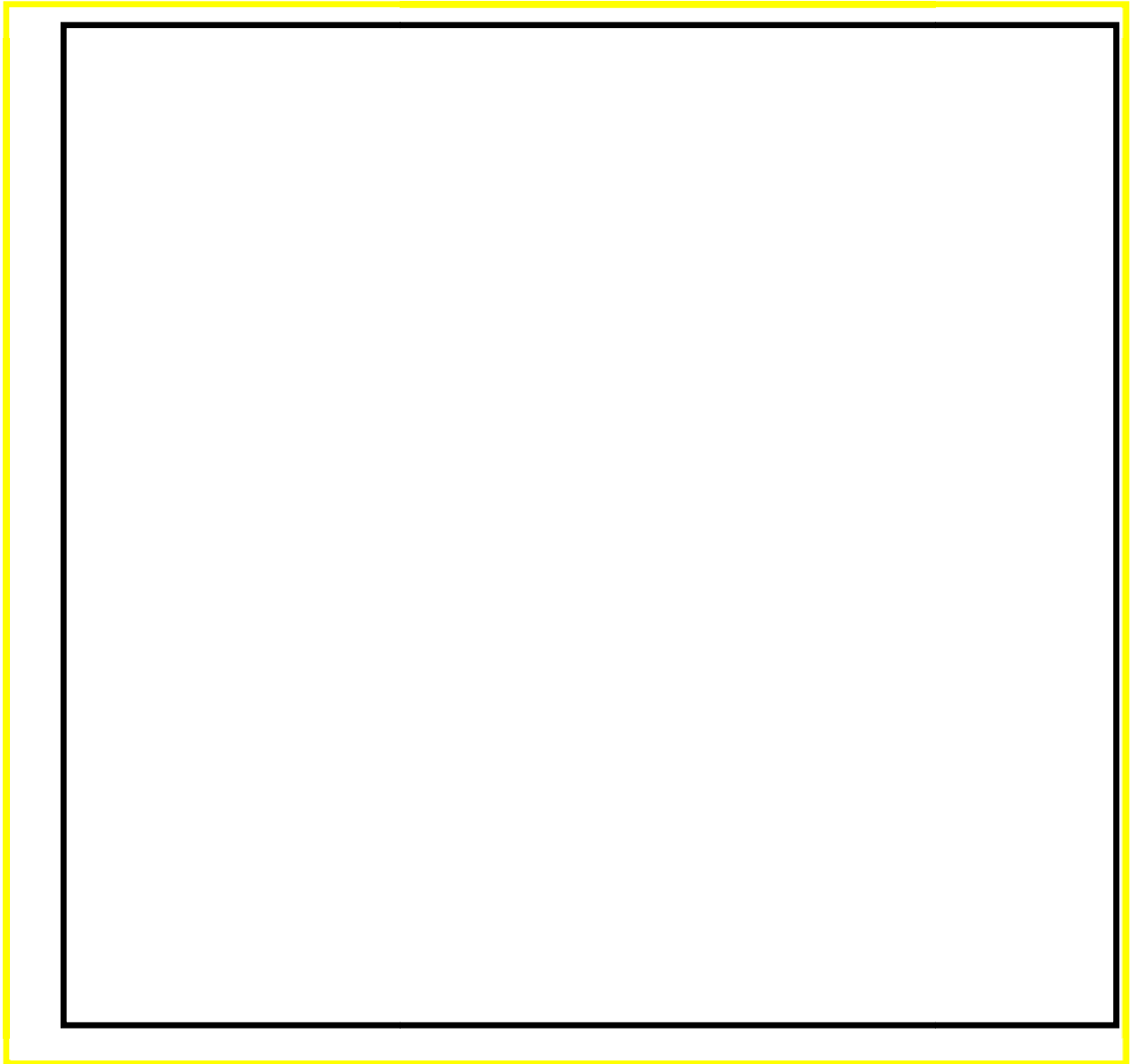


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

：第54条に係る接続口を示す。

第54-7-3 図 西側接続口の構造図

54-8 保管場所図



第 54-8-1 図 保管場所図

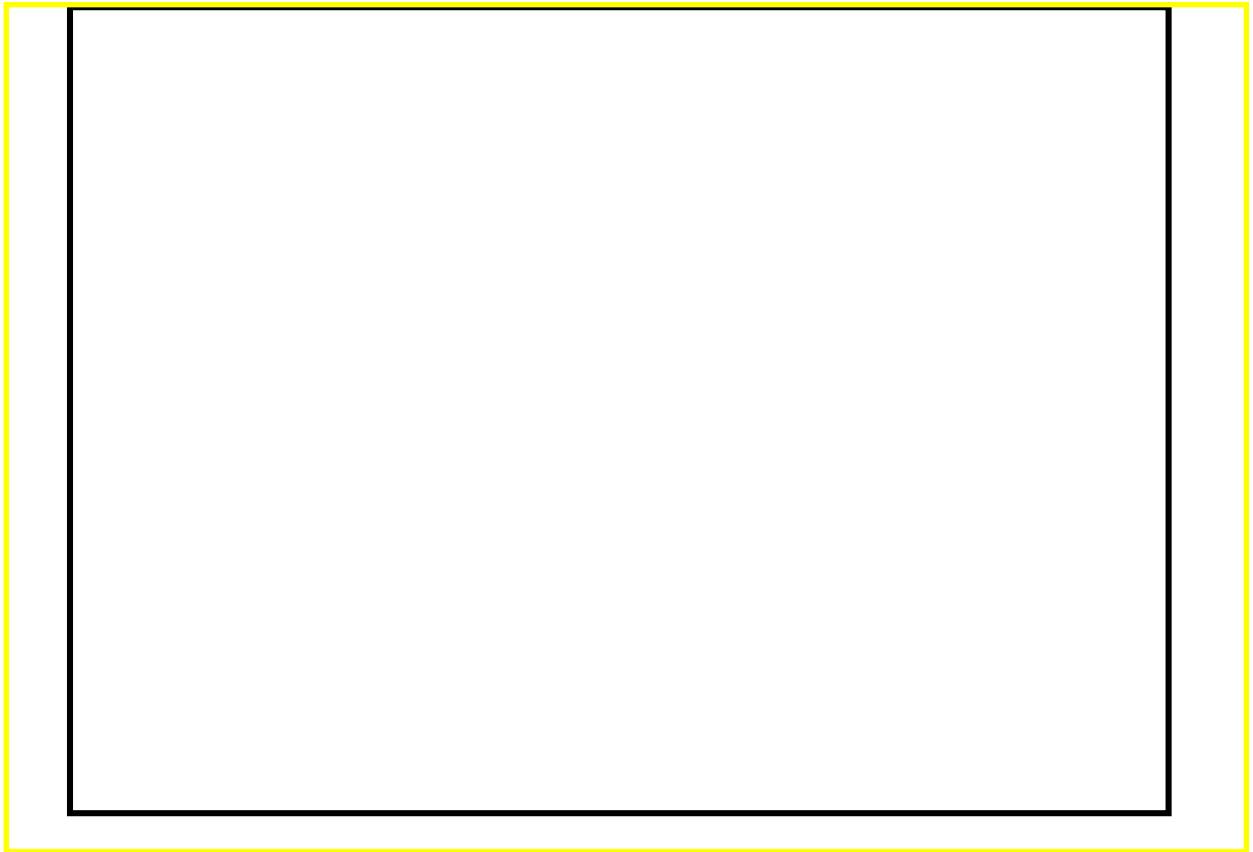
可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

代替燃料プール注水系で使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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、設計基準対象施設の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の西側、南側保管場所に配置する設計とする。

54-9 アクセスルート図



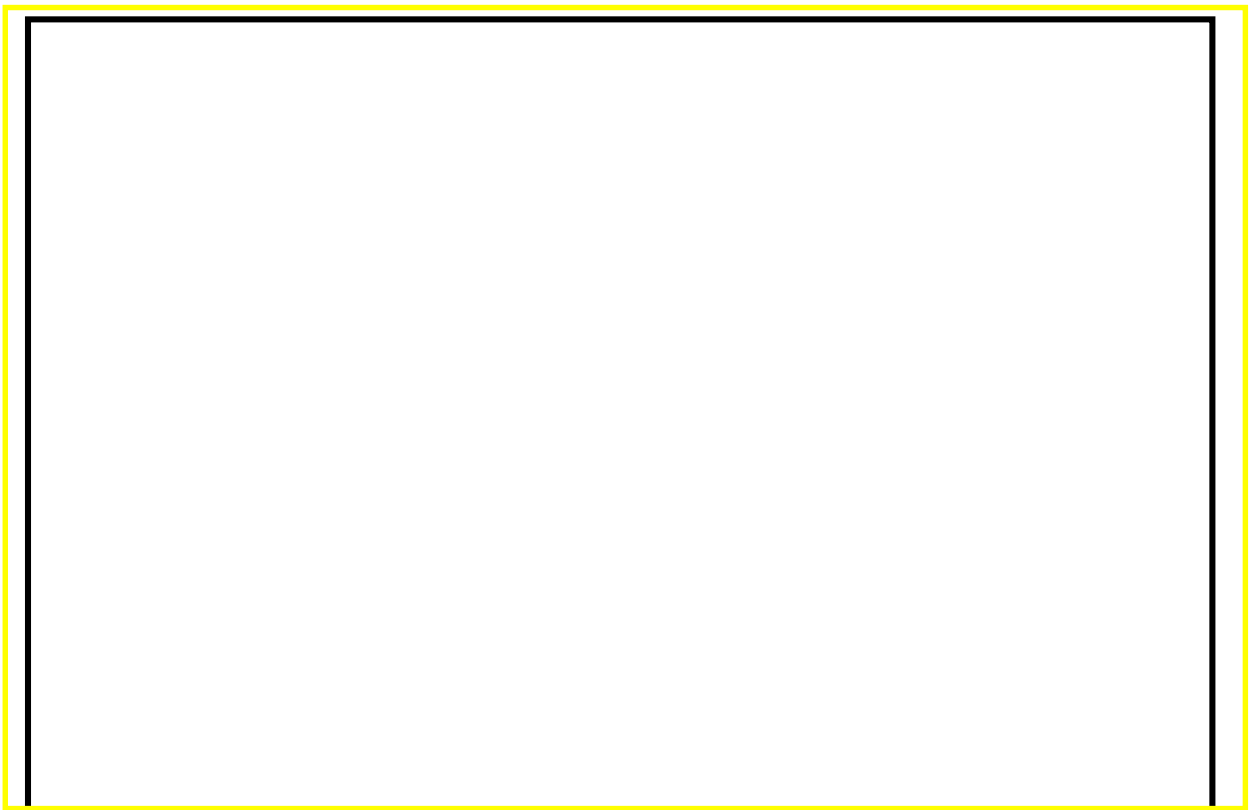
第 54-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



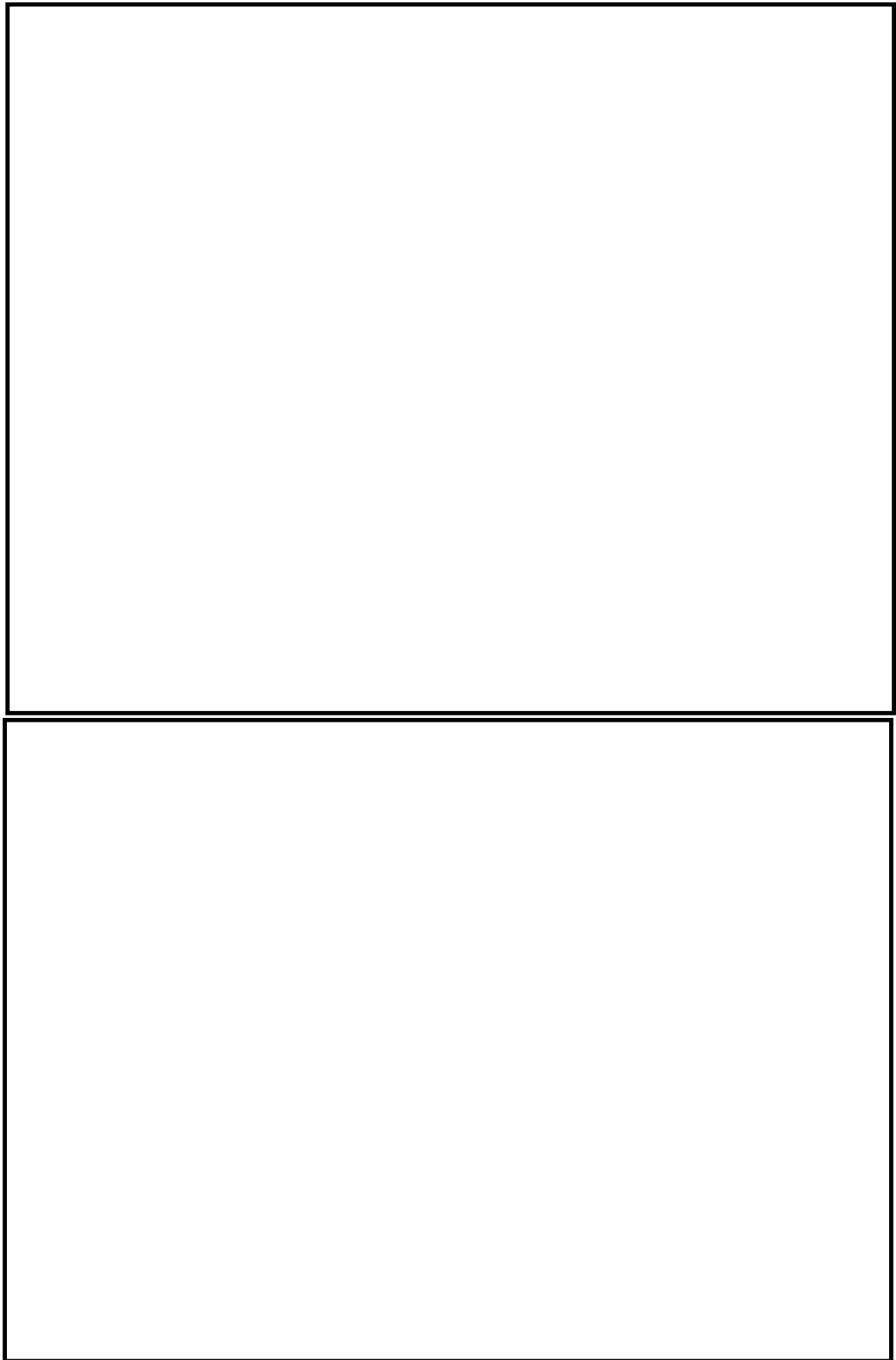
第 54-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



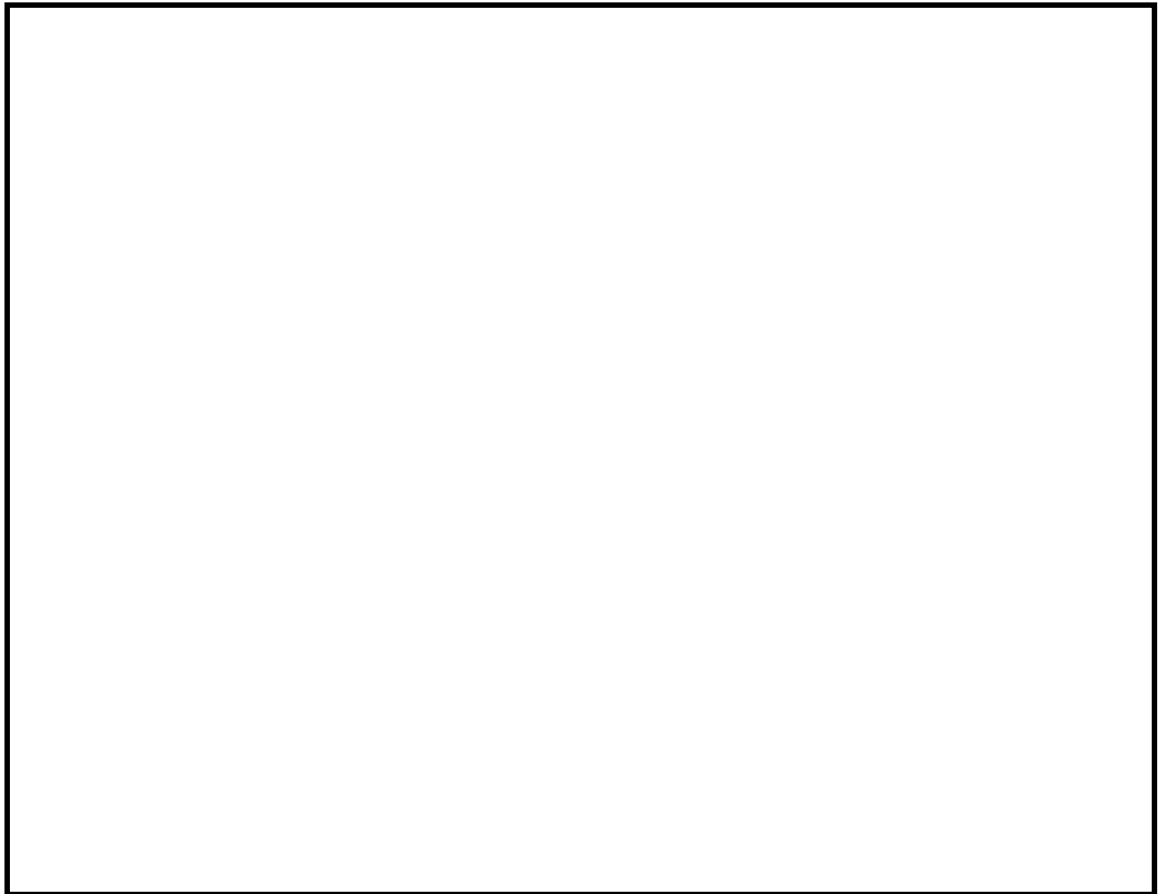
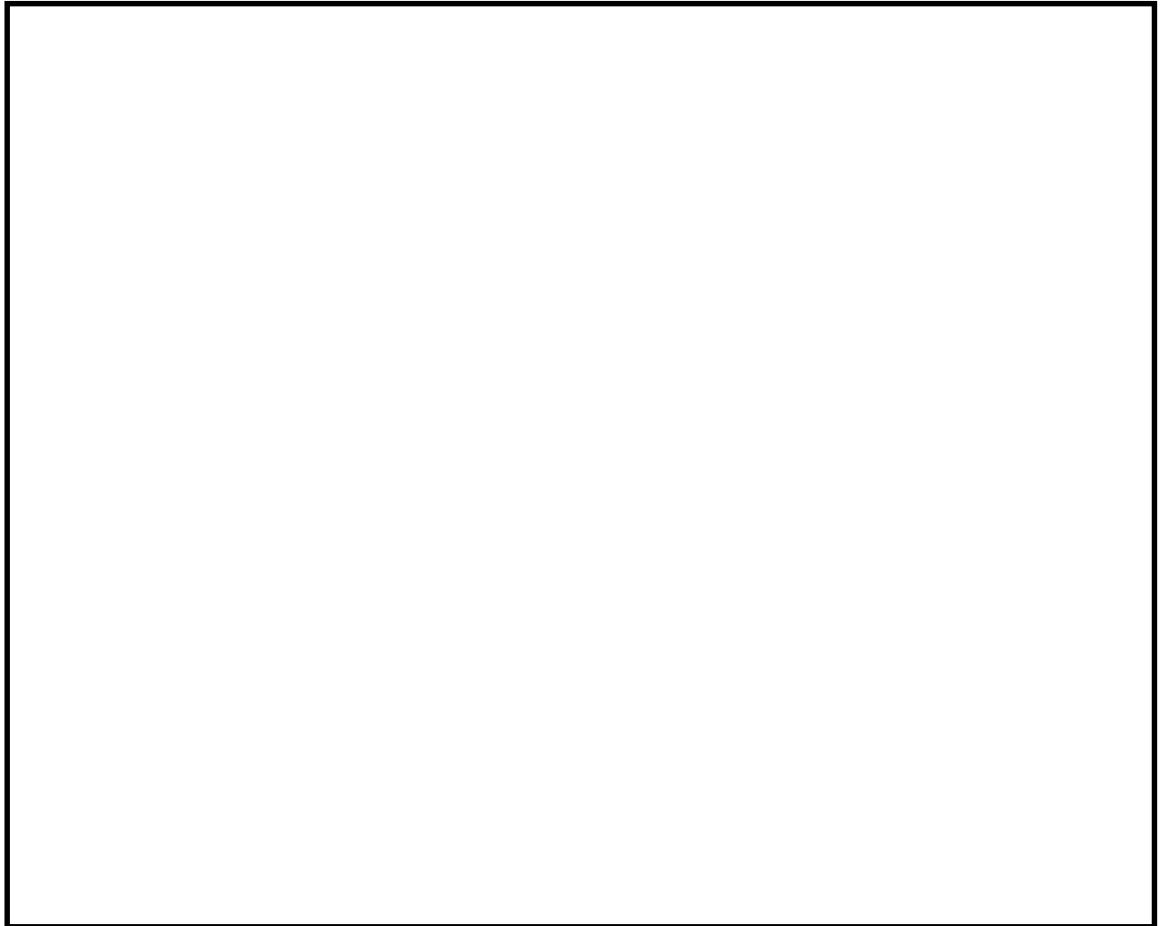
第 54-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



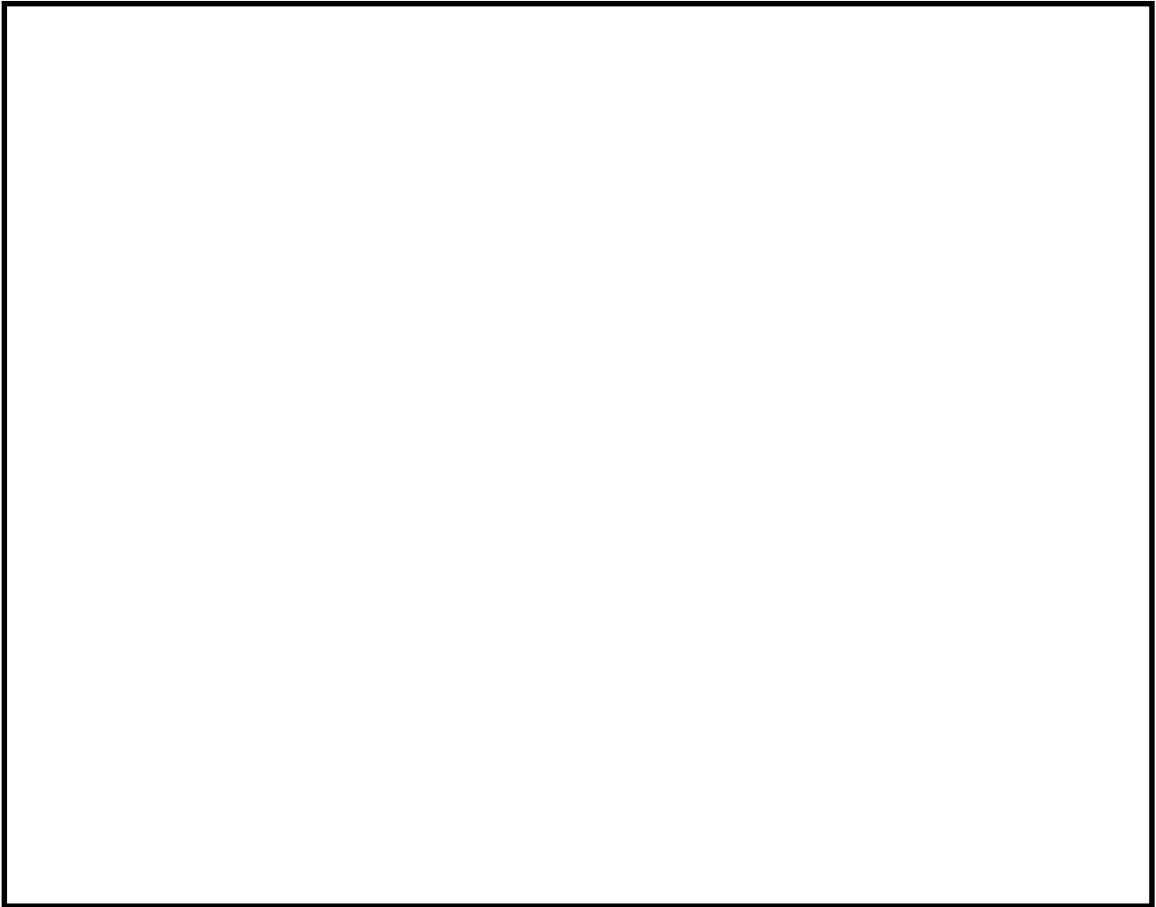
第 54-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要



第 54-9-5 図 屋内アクセスルート図 (1/3)



第 54-9-6 図 屋内アクセスルート図 (2/3)



第 54-9-7 図 屋内アクセスルート図 (3/3)

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、設計基準対象施設、重大事故等対処設備、自主対策設備に分類し、第 54-10-1 表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

第 54-10-1 表 各系統の位置付け

No	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
3	代替燃料プール注水系	—	○	—
4	代替燃料プール冷却系	—	○	—
5	消火系による燃料プール注水	—	—	○
6	補給水系による燃料プール注水	—	—	○
7	代替燃料プール冷却系 (可搬型代替注水大型ポンプ)	—	—	○

(1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を第 54-10-1 図に示す。

燃料プール冷却浄化系は、循環ポンプ 2 個、熱交換器 2 基、ろ過脱塩装置 2 基、配管、弁類により構成され、以下のプロセスにより使用済燃料貯蔵プールの冷却機能を担う。

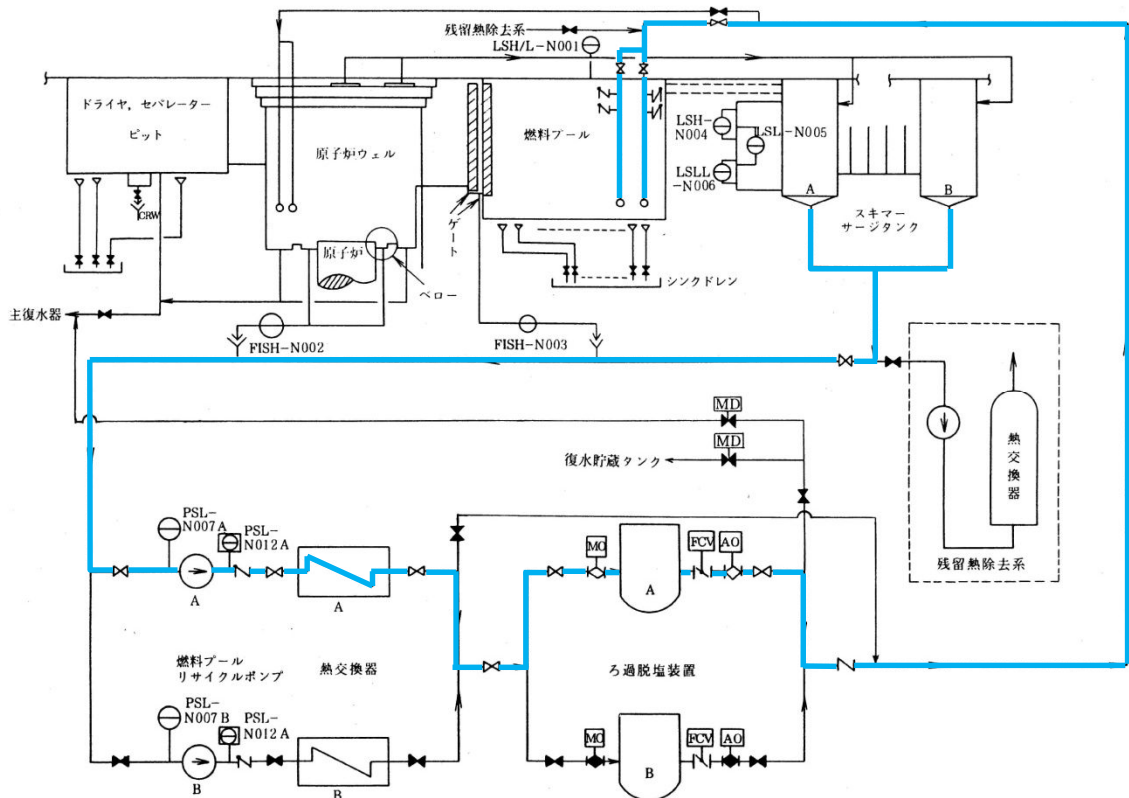
- ① プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み、循環ポンプにて加圧される。
- ② プール水中の種々の不純物を、ろ過脱塩装置に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

④熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻る。

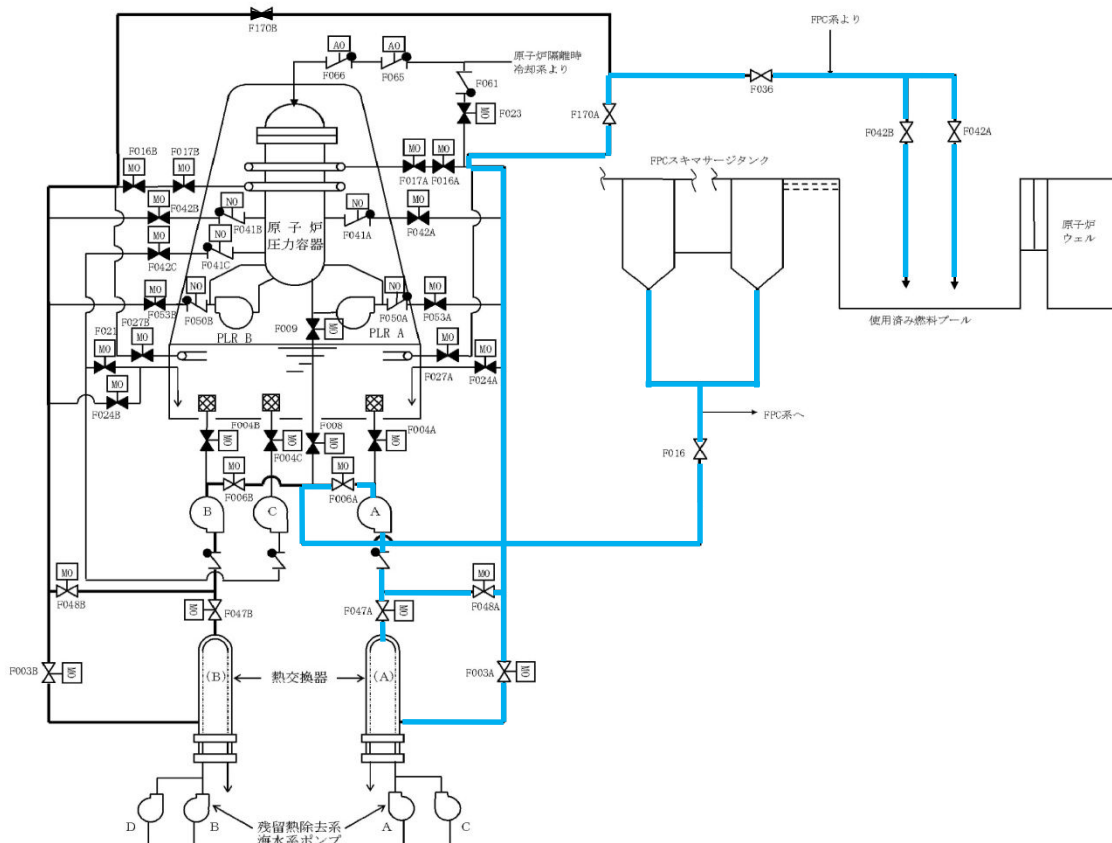
(2) 残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 【設計基準対象施設】

残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) の系統概要を第 54-10-2 図に示す。

残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) は、設計上の交換燃料より多くの燃料が原子炉からプールに取り出される場合、燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生ずるため、残留熱除去系ポンプ、熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化系によるプール冷却を補助し、燃料プールを所定の温度以下に保つ。



第 54-10-1 図 燃料プール冷却浄化系 系統概要



第 54-10-2 図 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要

(3) 代替燃料プール注水系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール注水系の系統概要図を補足説明資料 54-4-2～4 に示す。

- ① 代替燃料プール注水系（注水ライン）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、

使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

- ② 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

- ③ 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を

代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ、計測制御装置、及び水源である代替淡水貯槽、淡水貯水池、若しくは海水、流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

(4) 代替燃料プール冷却系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール冷却系の系統概要図を補足説明資料 54-4-5 に示す。

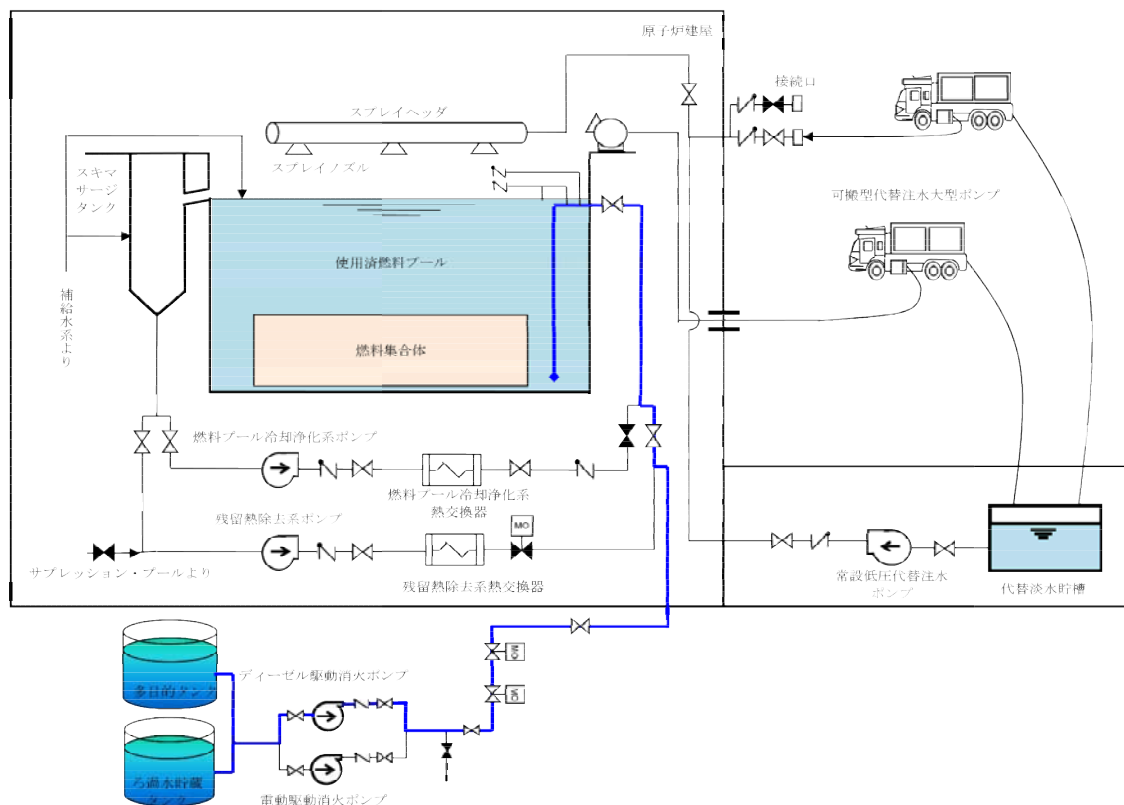
代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され、重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

使用済燃料プール水は、代替燃料プール冷却系ポンプにより昇圧し、代替燃料プール冷却系熱交換器を通した後、使用燃料プールへ戻される。

また、代替燃料プール冷却系熱交換器は、海を水源とした緊急用海水ポンプにより送水された海水により除熱されて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送される。

(5) 消火系による代替燃料プール注水【自主対策設備】

消火系により使用済燃料プールへ注水する設備概要を第 54-10-3 図に示す。消火系による使用済燃料プールへの注水は、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、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使用済燃料プールへ注水し、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する機能を有する。

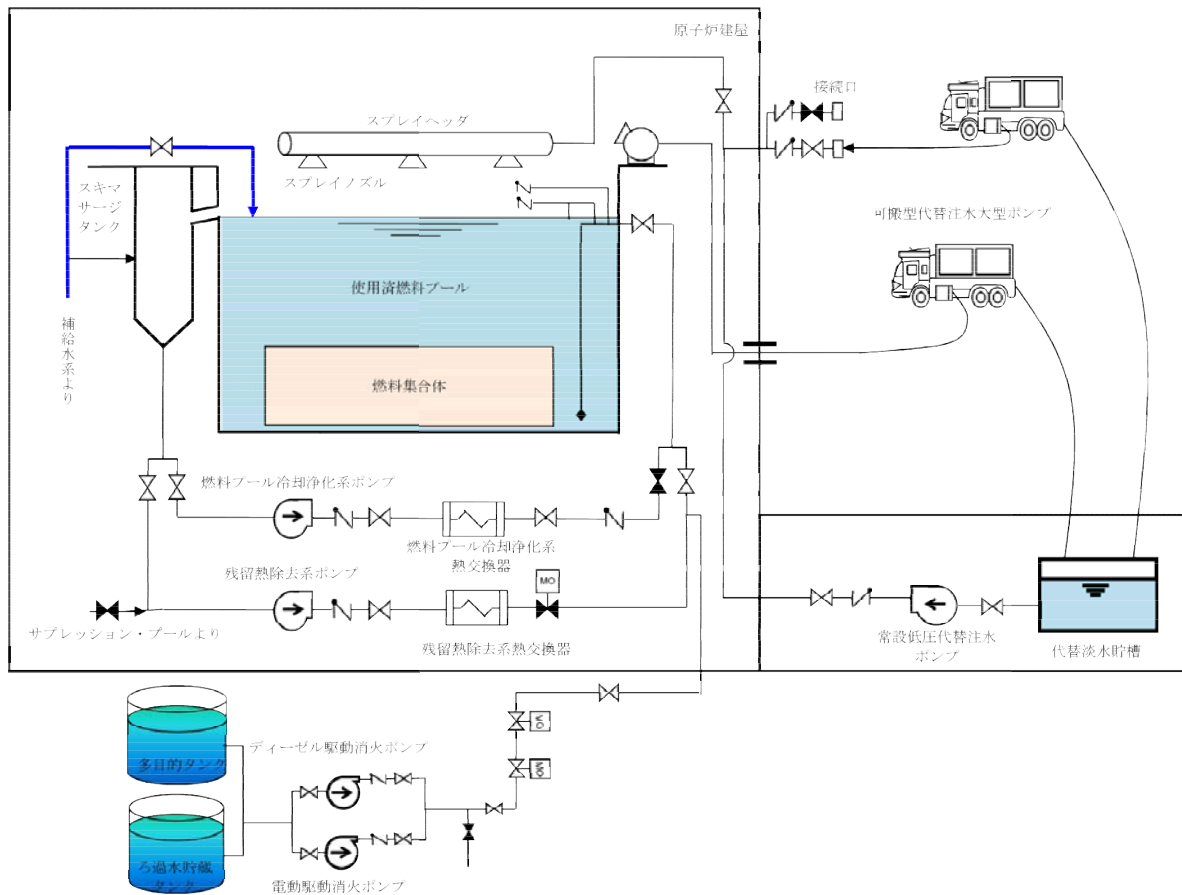


第 54-10-3 図 消火系による代替燃料プール注水の概要図

(6) 補給水系による使用済燃料プール注水【自主対策設備】

補給水系による使用済燃料プール注水の設備概要を第 54-10-4 図に示す。

水移送系による使用済燃料プールへの注水は、復水移送ポンプを用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設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、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

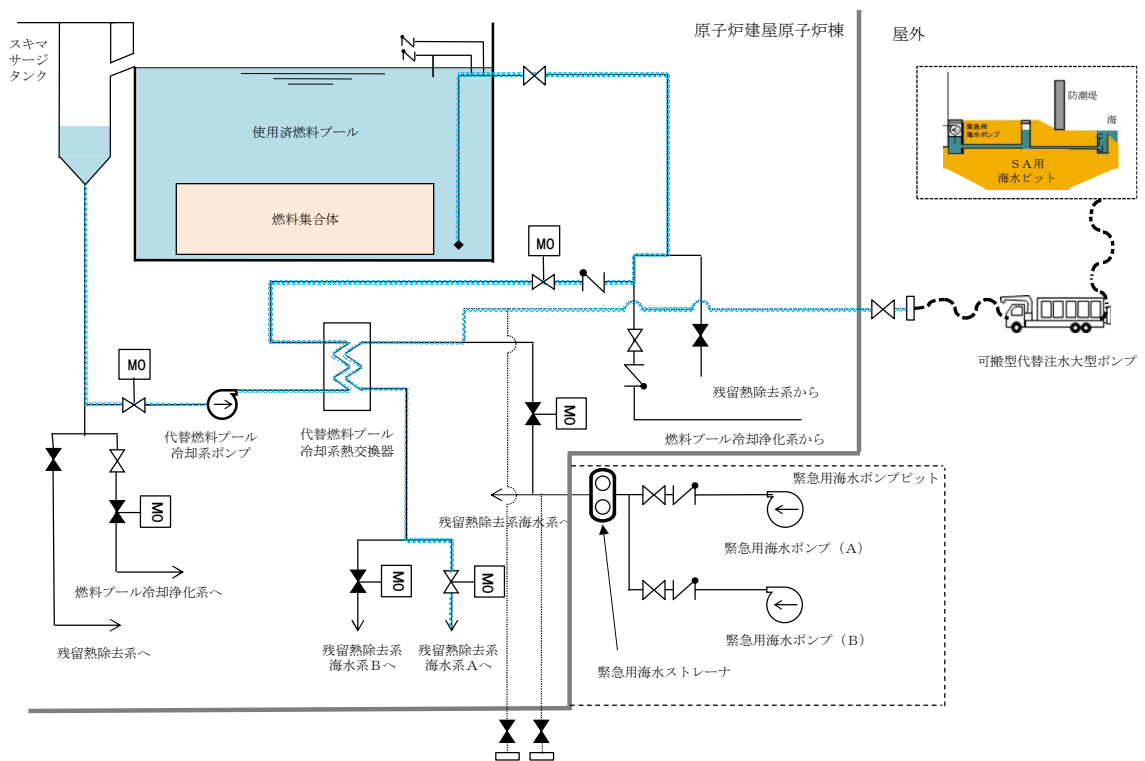


第 54-10-4 図 補給水系による使用済燃料プール注水の概要図

(7) 代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）【自主対策設備】

代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の設備概要を第54-10-5図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却は、緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することにより使用済燃料プールを冷却する。



第 54-10-5 図 代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の概要図

54-11 使用済燃料プール監視設備

1. 使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果を指示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

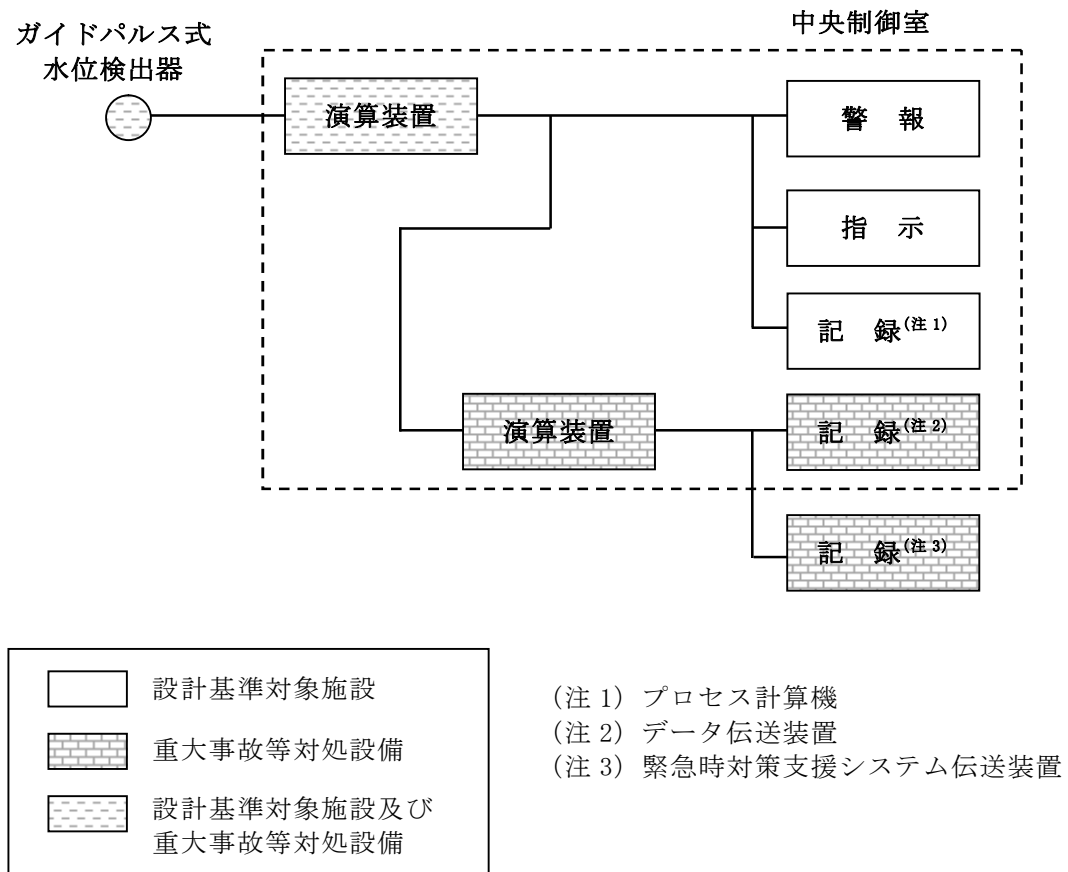
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2. 設備概要について

2.1 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

(1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（SA 広域）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，パルス信号を発信し，検出器頂部のコネクタ部からの反射波と空気と水面の境界面からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-1 図参照）



第 54-11-1 図 使用済燃料プール水位（SA 広域）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : EL. 35,077 mm ~ EL. 46,577 mm

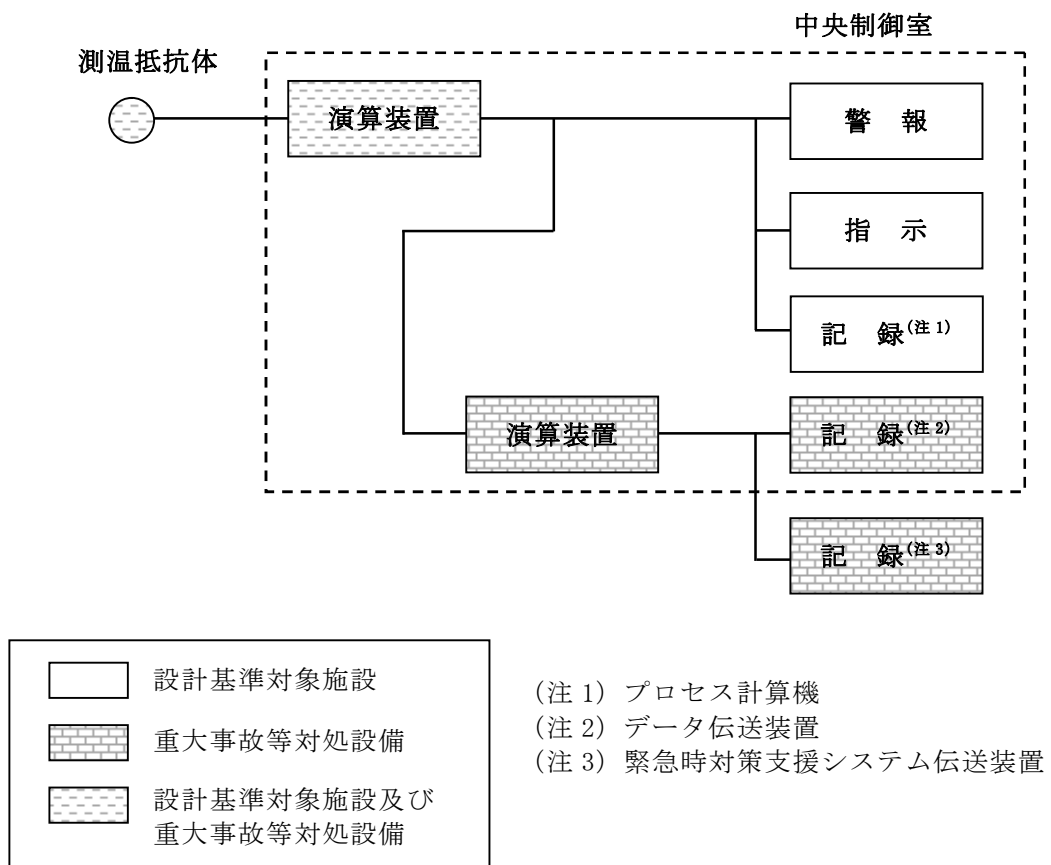
個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プール水位 (SA 広域) は第五十四条第 1 項で要求される想定事故 (第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し, 使用済燃料ラック底部近傍 (EL. 35,077 mm) から使用済燃料プール上端近傍 (EL. 46,577 mm) を計測範囲とする。(第 54-11-3 図参照)

(2) 温度計測について

使用済燃料プール温度（SA 広域）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，測温抵抗体により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-2 図参照）



第 54-11-2 図 使用済燃料プール温度（SA 広域）の概略構成図

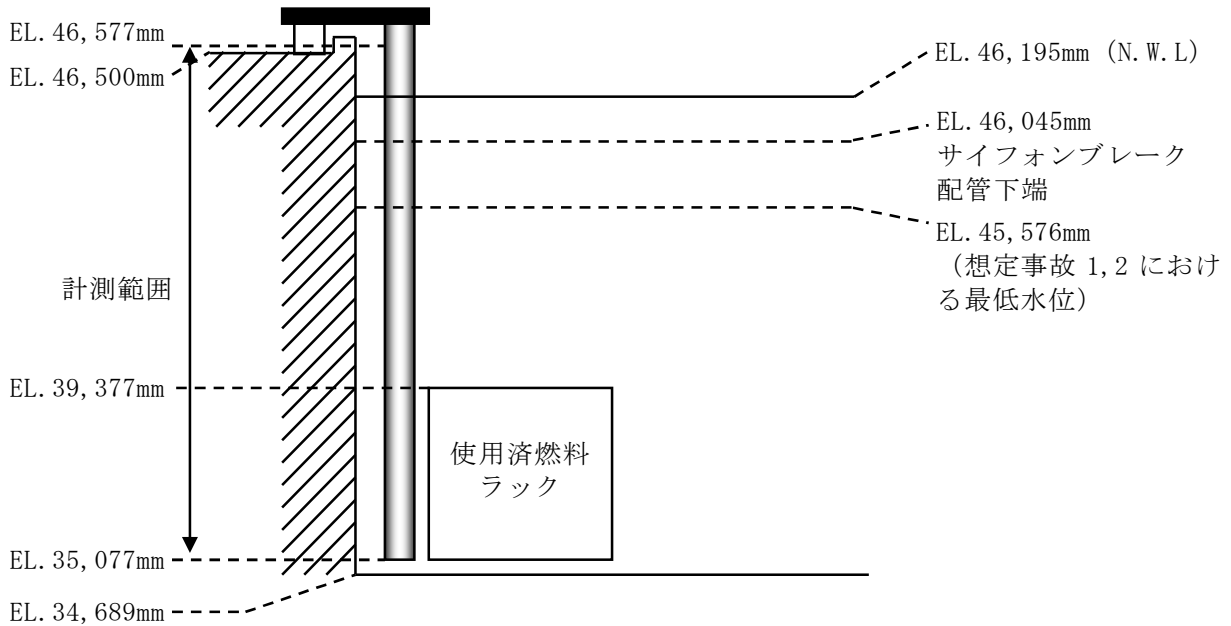
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120°C

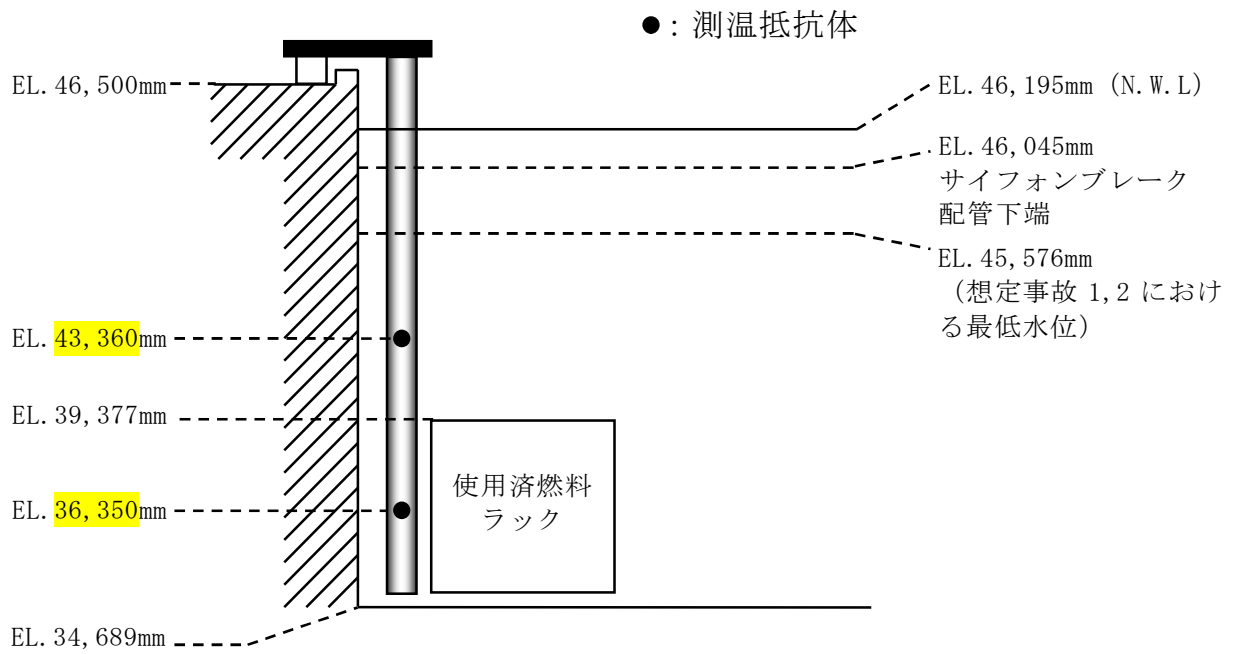
個 数 : 2 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価: 燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位 (EL. 45, 576mm)) においても温度計測できる設置位置とする。(第 54-11-4 図参照)



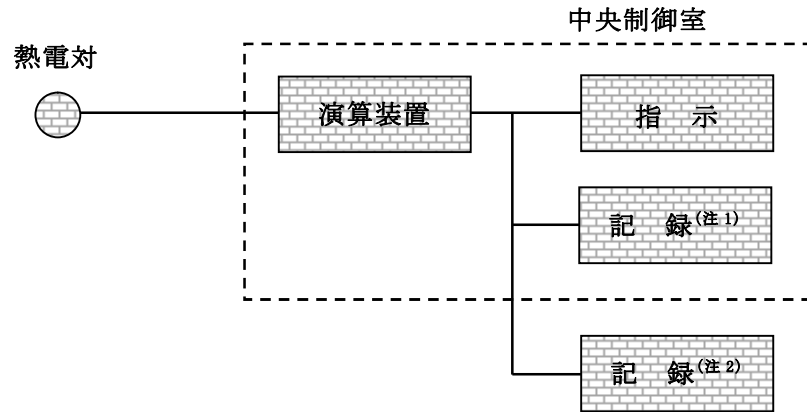
第 54-11-3 図 使用済燃料プール水位 (SA 広域) の概略構成図



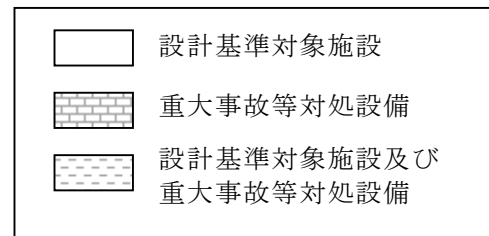
第 54-11-4 図 使用済燃料プール温度 (SA 広域) の概略構成図

2.2 使用済燃料プール温度 (SA)

使用済燃料プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。(第 54-11-5 図参照)



(注 1) データ伝送装置
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-11-5 図 使用済燃料プール温度 (SA) の概略構成図

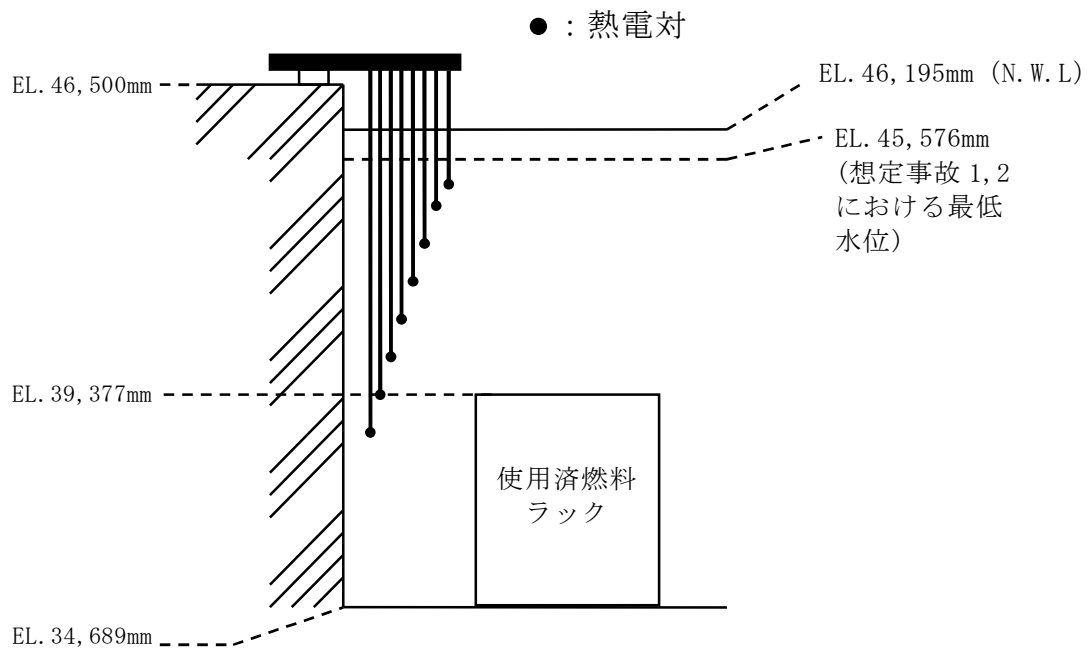
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120℃

個 数 : 1 個 (検出点 8 箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1(a) 想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b) 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL. 45, 576mm）においても温度計測できる設置位置としている。（第54-11-6図参照）

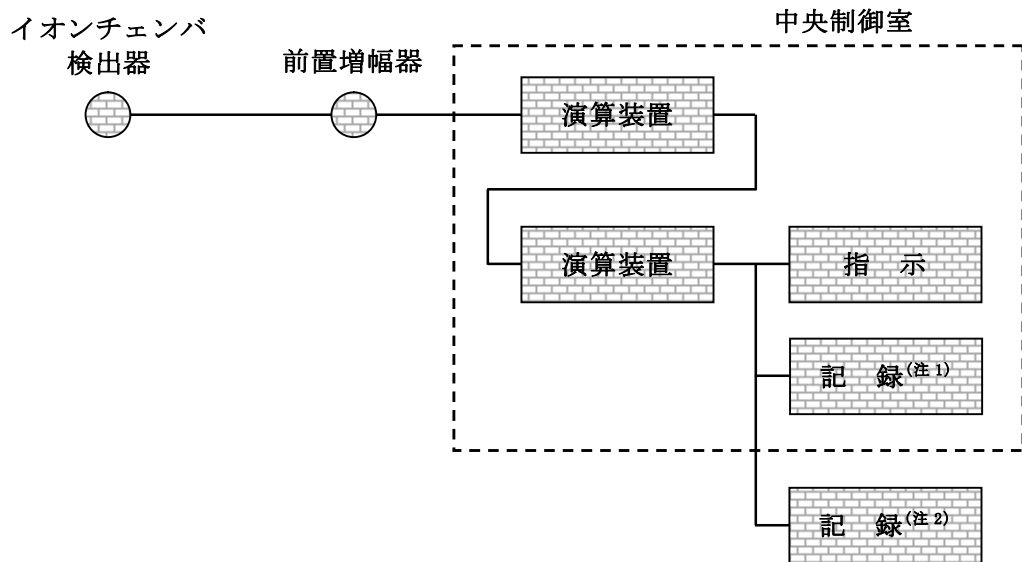


第54-11-6図 使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

2.3 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

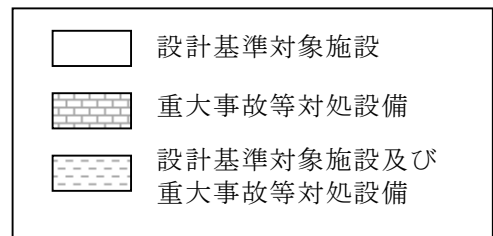
使用済燃料プールエリア放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリアの空間線量率を、イオンチェンバ式検出器を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器にて増幅し、演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。

なお、事故時においても、より広範囲の計測を可能とするため高レンジと低レンジの放射線モニタを設置する。（第 54-11-7 図参照）



(注1) データ伝送装置

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-11-7 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

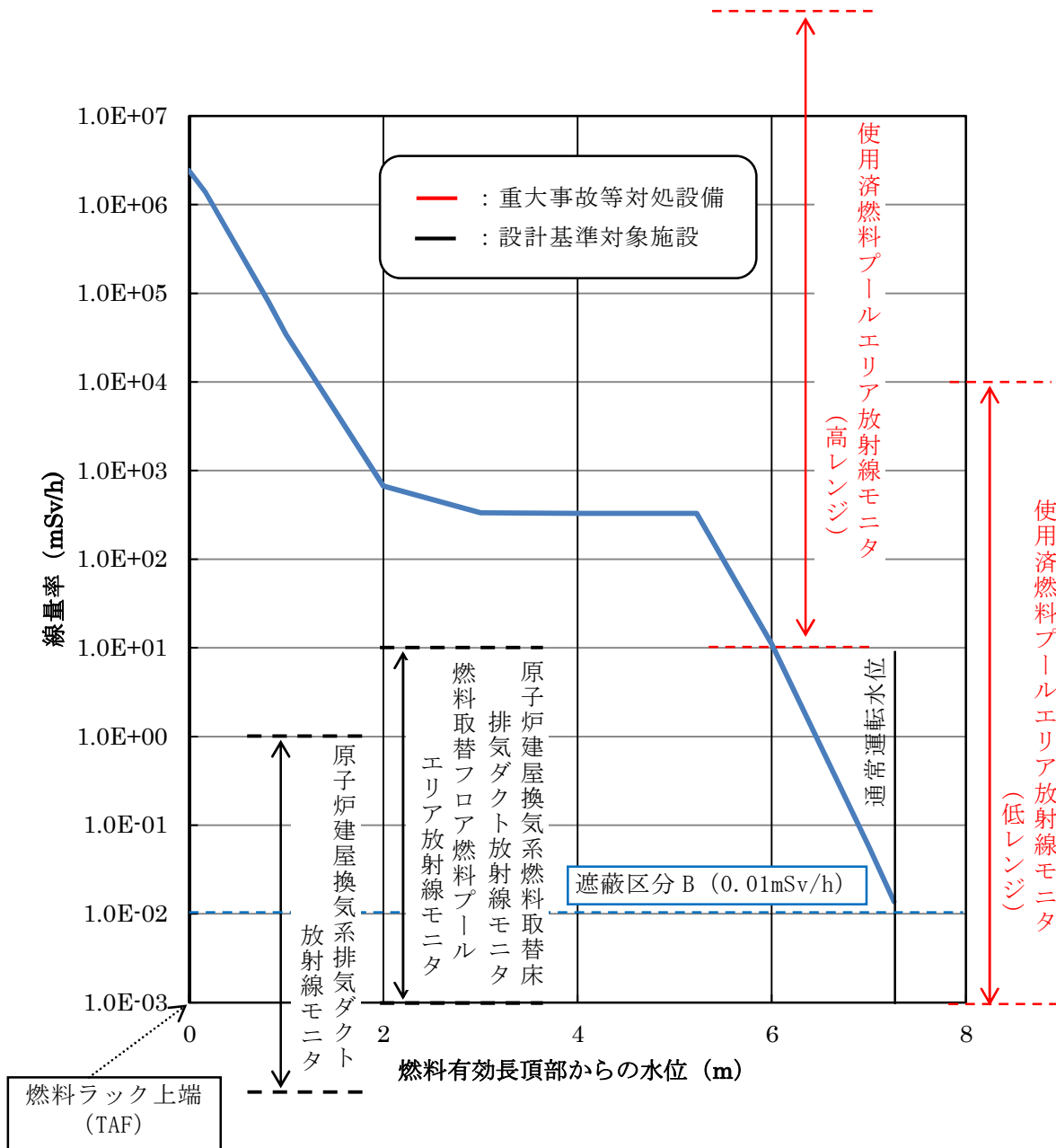
(設備仕様)

計測範囲 : 高レンジ $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$
低レンジ $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

個 数 : 各 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プールエリア放射線モニタの計測範囲は、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（ $\sim 10^5 \text{Sv/h}$ ）とする。（第 54-11-8 図参照）



第 54-11-8 図 水位と放射線線量率の関係

2.4 使用済燃料プール監視設備の測定範囲と予想変動範囲の関係

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視できる測定範囲を有している。（第 54-11-1 表参照）

第 54-11-1 表 測定範囲と重大事故等時の予想変動範囲

名称	測定範囲	予想変動範囲
使用済燃料プール水位・温度 （SA 広域）	EL. 35, 077mm～46, 577mm	EL. 45, 576mm (N. W. L から-0. 619m)
	0～120℃	0～100℃
使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	0～100℃
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	3. 0mSv/h 以下
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	

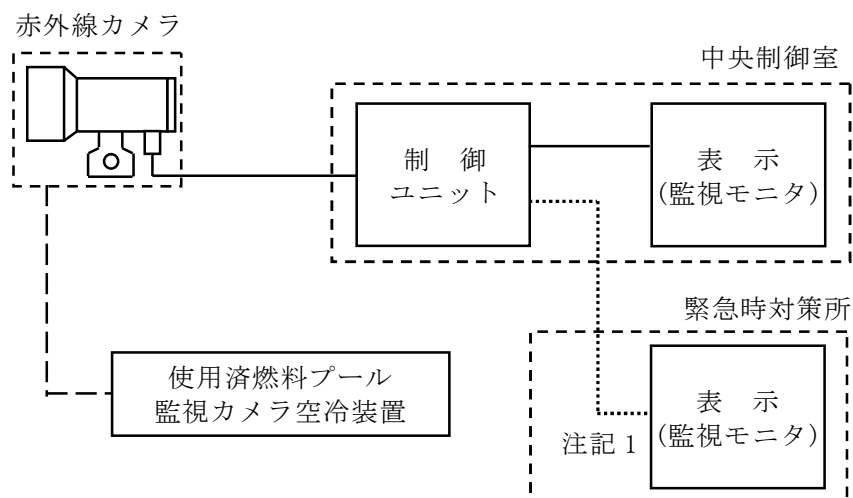
2.5 使用済燃料プール監視カメラ

(1) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。(第 54-11-9 図参照)

なお、使用済燃料プール監視カメラの視野概略図を第 54-11-10 図に示す。



注記 1 : 緊急時対策所まで無線通信

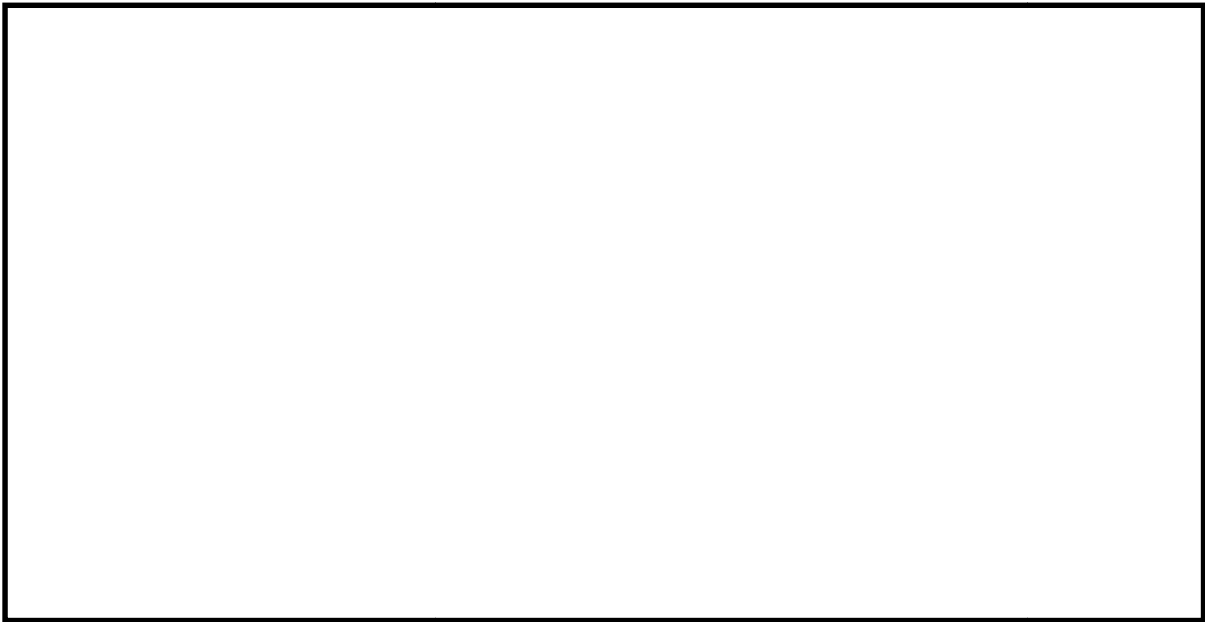
第 54-11-9 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

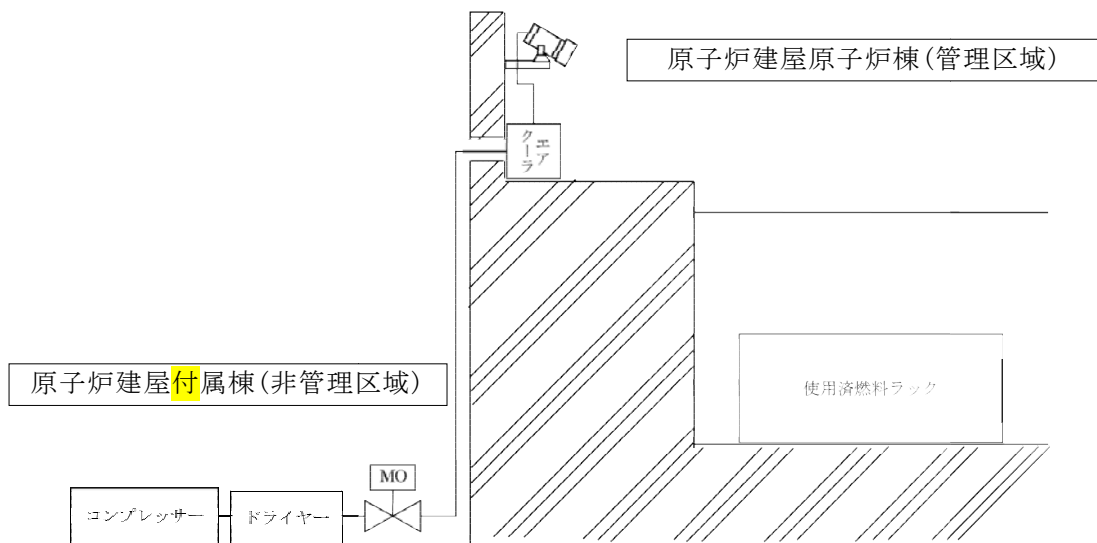
使用済燃料プール監視カメラ監視範囲 (第 2.4-2 図「使用済燃料プール視野概略図」参照)



第 54-11-10 図 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、ドライヤー、エアクーラー等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 54-11-11 図参照)



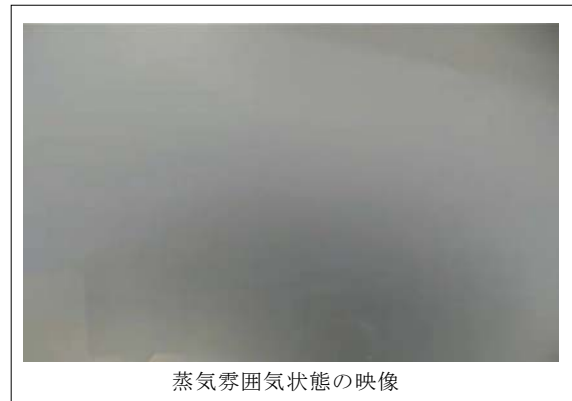
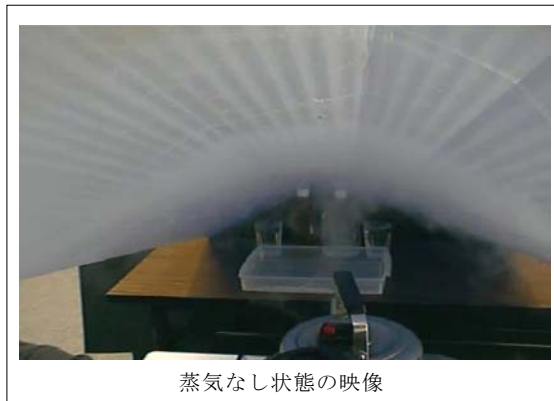
第 54-11-11 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3) 蒸気雰囲気下での使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

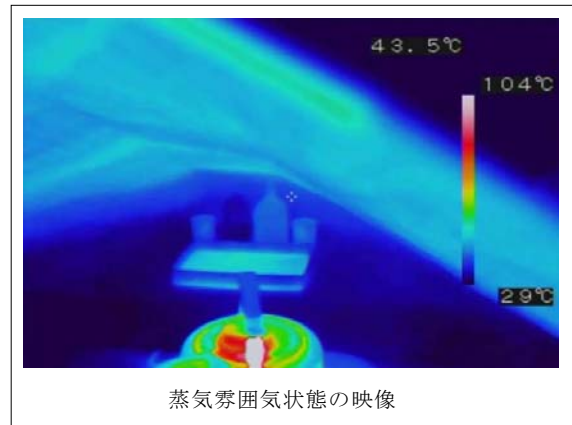
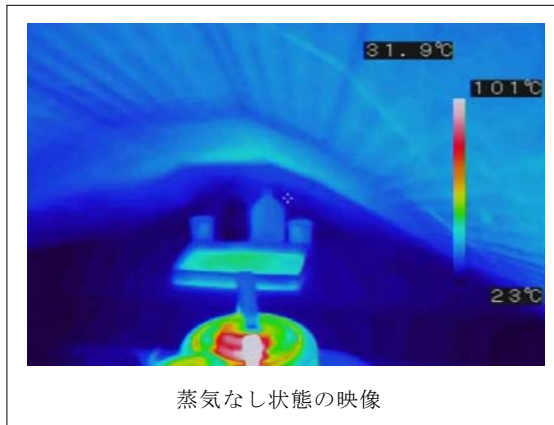
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られず、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また、使用済燃料プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料プール監視カメラを設置する原子炉建屋 6 階の温度は 100℃となることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合については、ガラス表面に水滴がつくことにより赤外線の減衰等により対象物がぼやけることがあるが、対象物に温度（赤外線放射量）の差があればさらにはっきりとした映像になると思われる。これより、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能と考えられる。（第 54-11-12 図参照）

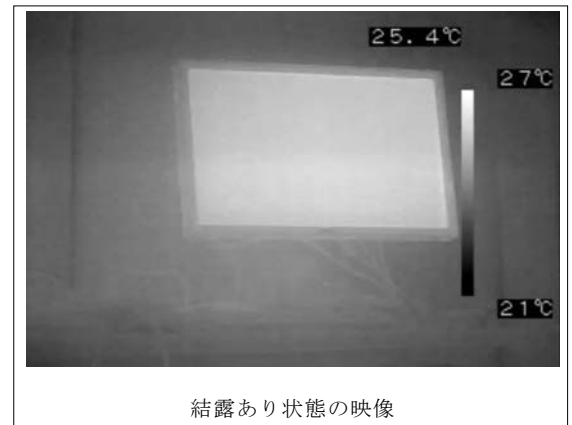
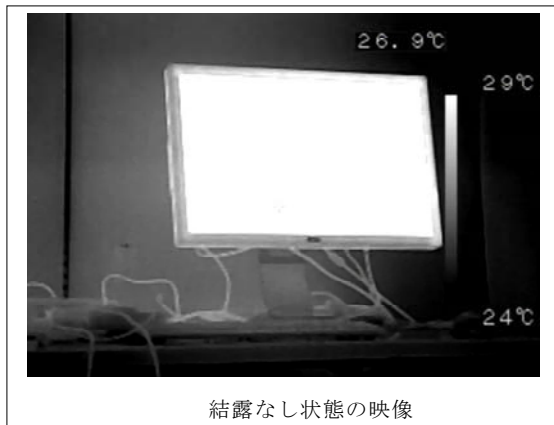
①可視カメラ



②赤外線カメラ



③赤外線カメラのレンズに結露を模擬



第 54-11-12 図 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プール水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度、空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料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。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料プール水位（SA 広域）を配備する。
- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については、使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境条件の悪化を想定した使用済燃料プールエリア放射線モニタにて空間線量率を計測する。

[水位監視]

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

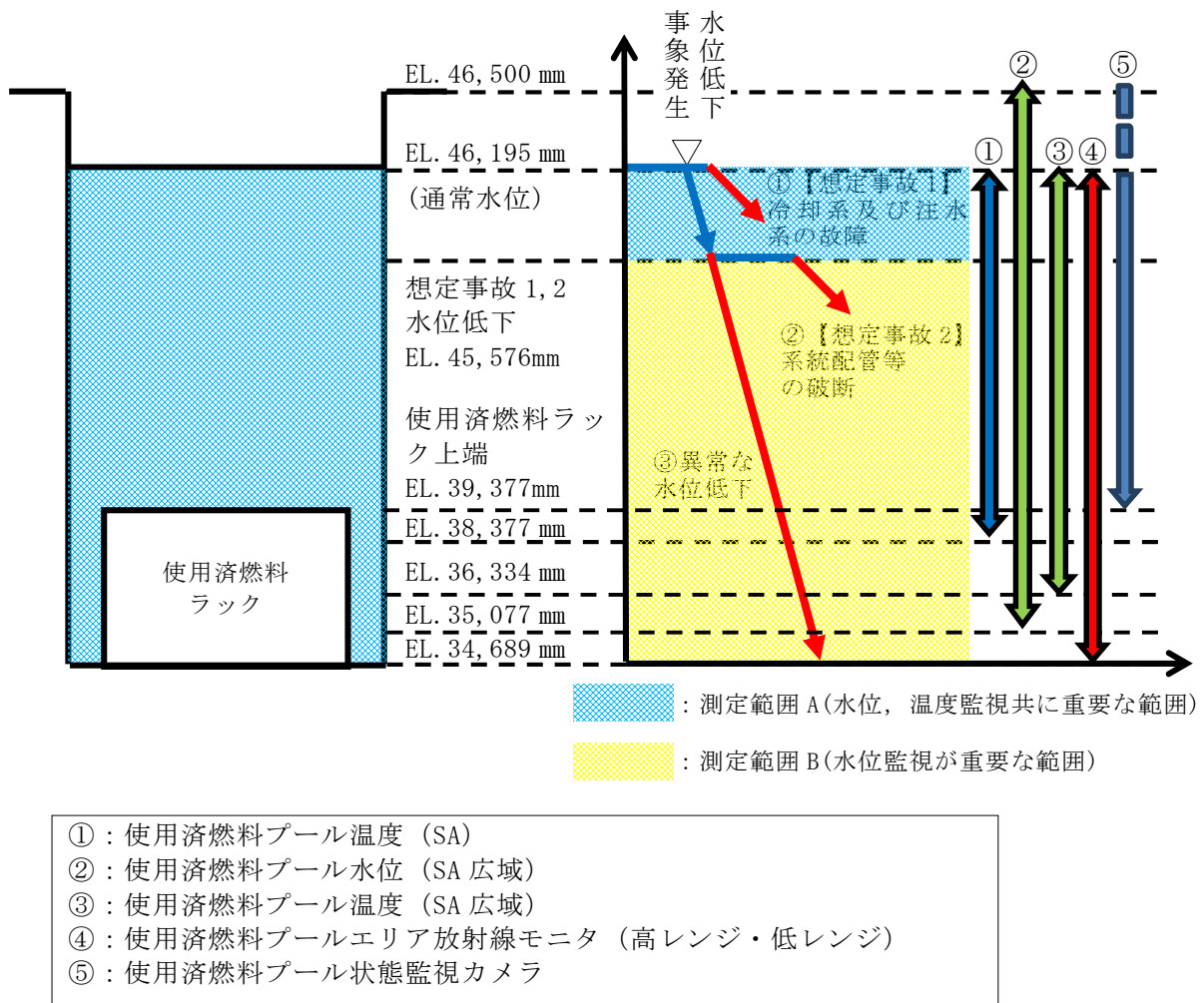
[温度監視]

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸散状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

[空間線量率監視]

使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、第 54-11-13 図に示す。



第 54-11-13 図 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1) 使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（SA 広域））は、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し、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器、ヒューズによって電氣的な分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（SA 広域、SA））は、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し、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器、ヒューズによって電氣的な分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(3) 使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排

気ダクト放射線モニタ)と重大事故等対処設備(使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ,低レンジ))は,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し,設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また,電源についても遮断器,ヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については,現場検出器から中央制御室まで,電線管による独立したケーブルを布設する設計とし,設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

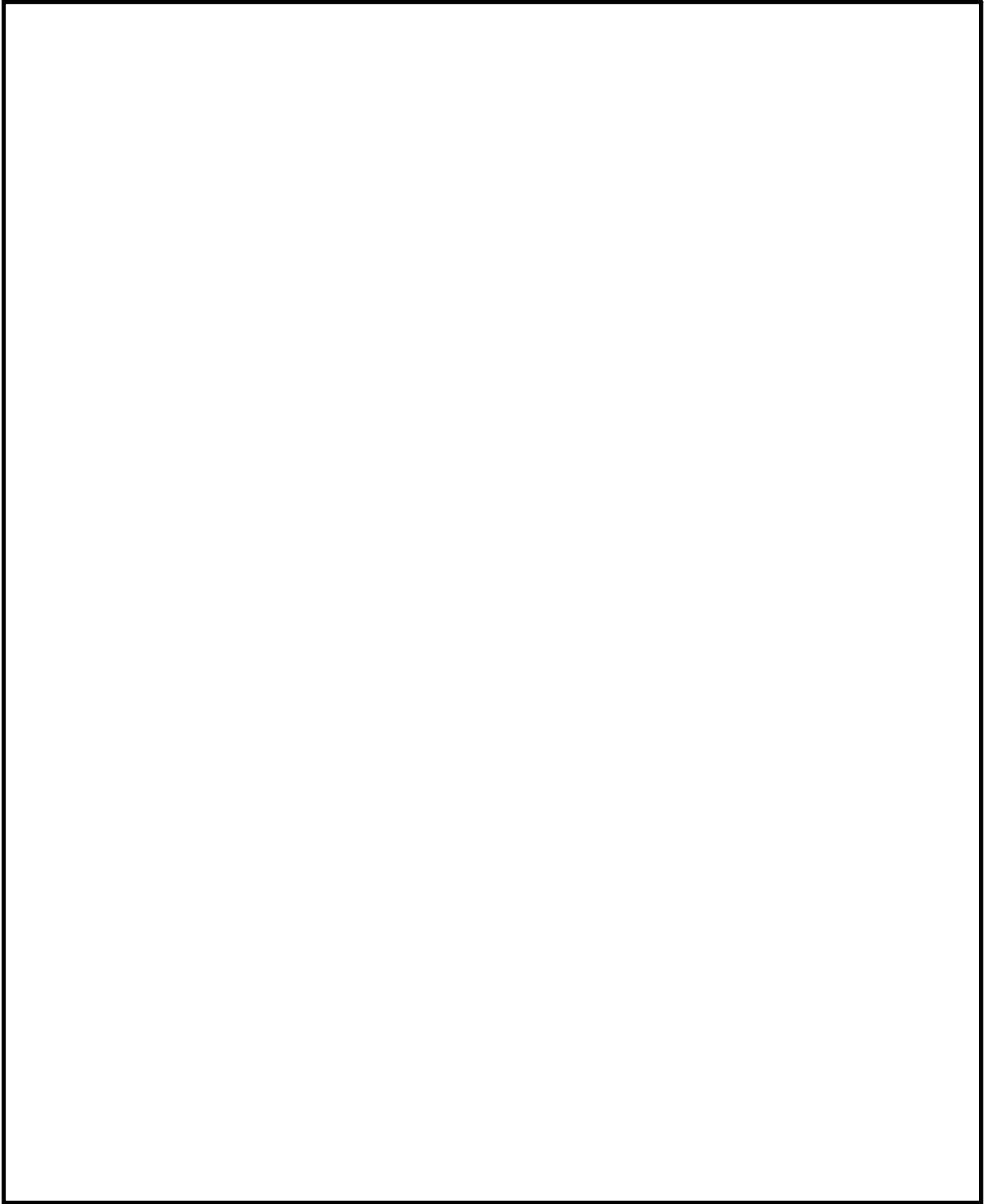
これら重大事故等対処設備は,原子炉建屋原子炉棟6階に設置し,重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し,ケーブルは電線管により布設する設計とすることで,火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また,当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備(検出器)からの信号は,微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になることは考えられず,かつ,信号ケーブルは電線管によって独立して布設する設計とすることで,設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し,設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は,共通要因(火災,地震,溢水)により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。(第54-11-14 図参照。)



第 54-11-14 図 使用済燃料プール監視設備の配置図

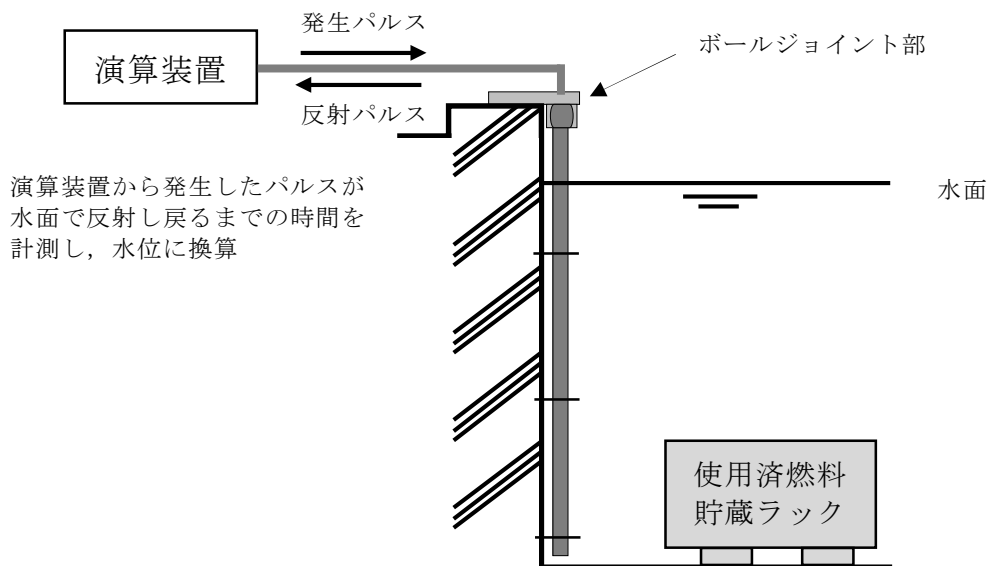
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，演算装置から高速電圧パルスを発生させ，検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒が，同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており，検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 2 箇所を温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

(3) ガイドパルス式の選定理由

東海第二発電所では、重大事故等発生時の使用済燃料プール水位計測には、以下の理由によりガイドパルス式を選定した。

- ・使用済燃料プール上部から下部にわたる広い計測範囲において、連続計測可能である。
- ・ガイドパルス式（TDR方式）による水位計測は、一般的に採用されており、豊富な実績がある。
- ・重大事故等発生時の環境で使用可能である。

項目	仕様他		評価	備考
計測範囲	EL. 35, 077～46, 577mm	使用済燃料プール底部近傍から上部まで計測可能。	○	—
計測の連続性	連続計測	使用済燃料プール底部近傍から上部まで連続計測可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続計測可能。
計測原理	ガイドパルス式（TDR方式）	TDR方式による水位計測は一般的に採用されており、豊富な実績がある。	○	—
耐震性	水位検出器 監視モニタ	基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持。	○	—
耐環境性	水位検出器	使用済燃料プール区域は、プール水の沸騰による蒸散による温度、湿度の上昇及び異常な水位の低下による放射線量に対して機能維持。	○	監視・信号処理設備である電気品は中央制御室に設置
作業性	常設	常設のため、重大事故等発生時における現場作業なし。	○	—

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。

第 1-1 表 使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

監視計器			環境条件*1 【想定変動範囲】		評価	補 足	総合 評価
水位・ 温度	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	温度	120℃	～100℃	○	—	○
		湿度	防水	～100%	○	飽和蒸気下で健全性確認済。	○
		放射線	1.4MGy	～1.5kGy	○	—	○
	使用済燃料プール温度（SA）	温度	100℃	～100℃	○	—	○
		湿度	100%	～100%	○	—	○
		放射線	—	～1.5kGy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
空間 線量	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	温度	100℃	～100℃	○	—	○
		湿度	防水	～100%	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	770kGy	～1.5kGy	○	—	○
状態 監視	使用済燃料プール監視カメラ	温度	≤50℃	～100℃	△	耐環境試験にて□□で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃環境での使用も想定し、空気による冷却等により□□以下に維持することで、耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する防護）	～100%	○	防水仕様であり問題ない。	○
		放射線	□□	～1.5kGy	△	ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位（SA 広域）を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

※1：現時点で想定している変動範囲であり、今後見直す予定あり

第 1-1 表より計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題はな
い。なお、使用済燃料プール監視カメラは、カメラの仕様を超えた環境条件
となっているが、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置し、耐環境
性の向上を図る。

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイカの健全性について

東海第二発電所 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

(1) サイフォンブレーカの機能及び耐震性について

使用済燃料プール水戻り配管に設置されているサイフォンブレーカについては、弁等の機器は設置されていない口径 A の配管であり、既設の真空破壊弁が設置してある配管から枝分かれした形状であり、水面下約 mm に水没させる。使用済燃料プール水戻り配管破断時においては、EL に設置するサイフォンブレーカより空気を吸入することにより、サイフォンブレークさせ使用済燃料プール水位の低下を防止するものである。

使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている既設サイフォンブレーカに新設の配管サイフォンブレーカを接続し、耐震 S クラスで設計する。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみであることから、誤操作や故障により機能を喪失することはない。そのため、使用済燃料プール水戻り配管のサイフォン現象による漏えいが発生した場合でも、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

(3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「ろ過脱塩装置」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によ

るサイフォンブレーカの閉塞を防止することが可能である。

- ・ プール水面上の空気中からの混入物
- ・ プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・ 燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・ 燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・ プール洗浄後の残留化学洗浄液またはフラッシング水

a. ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は，カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

ろ過脱塩装置の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナの元素は 24×110 メッシュ（縦約 1.016 mm×横約 0.23 mm）であり，サイフォンブレーカを閉塞させるような不純物の除去が可能である。

b. 使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは，当直員により，1回／1日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレーカを閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより，除去作業が速やかに行えるため，異物による閉塞を防止することが可能である。

(4) 落下物干渉による変形について

静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて使用済燃

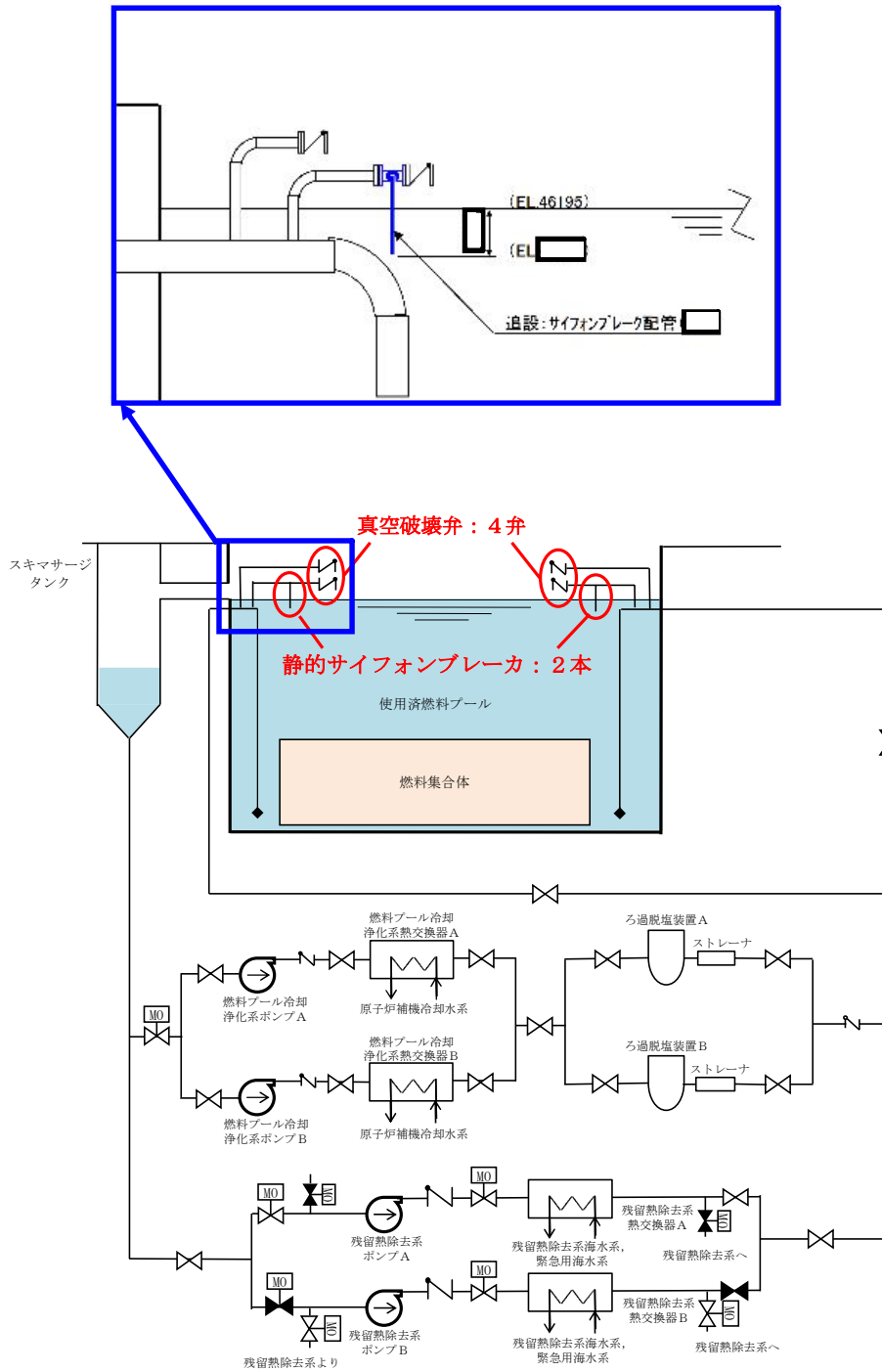
料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としている。

よって、落下物として静的サイフォンブレーカに干渉すると考えられる設備は軽量物であるが、仮に落下して静的サイフォンブレーカに変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス鋼であることから、配管が完全閉塞に至る変形は考えにくいことから、サイフォン効果の除去機能は確保される。

4. サイフォンブレーカの健全性確認方法について

サイフォンブレーカについては、定期的なパトロール（1回／1週）を実施し、目視により水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。



第 54-12-1 図 サイフォンブレイカ設置概要図

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルを平成 6 年 11 月に設置（平成 3 年 5 月認可）し、現在に至るまで燃料を貯蔵している。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第 54-13-1 表に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第 54-13-1 図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり、使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果が

ある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、第 54-13-2 図に示すとおり、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かである。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

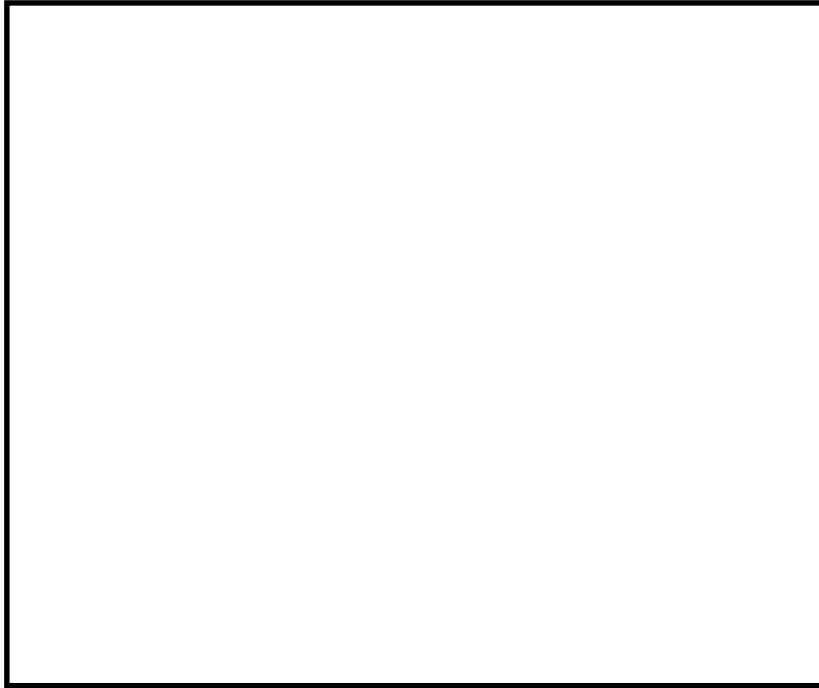
なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

第 54-13-1 表 未臨界性評価の基本計算条件

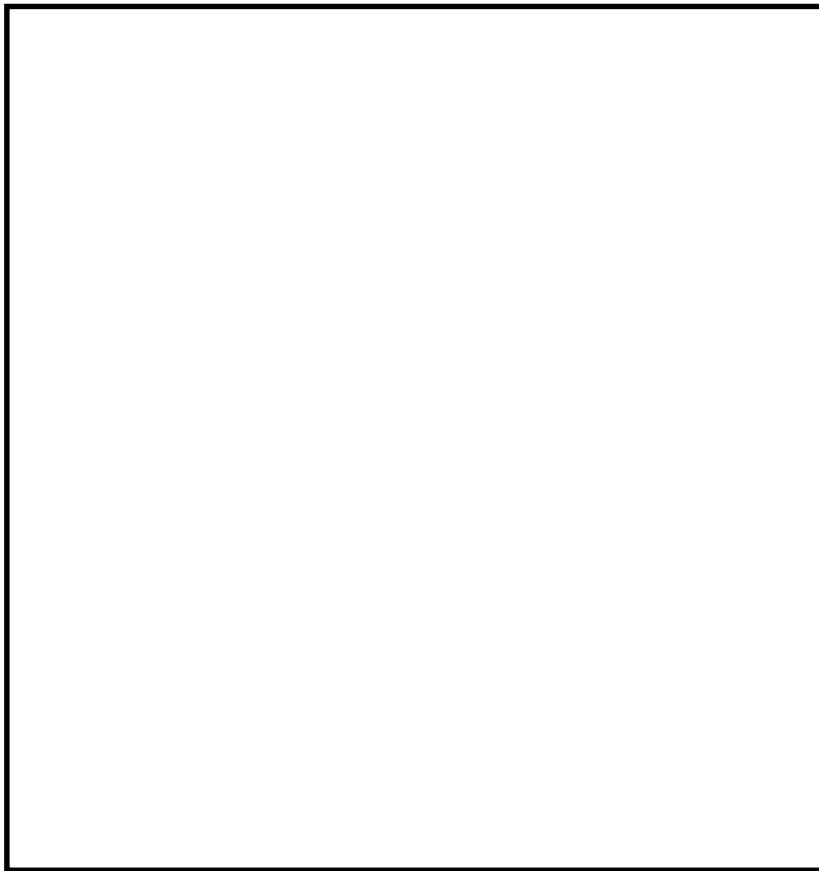
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U ²³⁵ 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

※1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty} = 1.3$ 未燃焼組成, Gd なし)

※2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



第 54-13-1 図 角管型ラックの計算体系



第 54-13-2 図 実効増倍率の水密度依存性

54-14 その他

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）については，設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。

54-15 S Aバウンダリ系統図（参考図）





















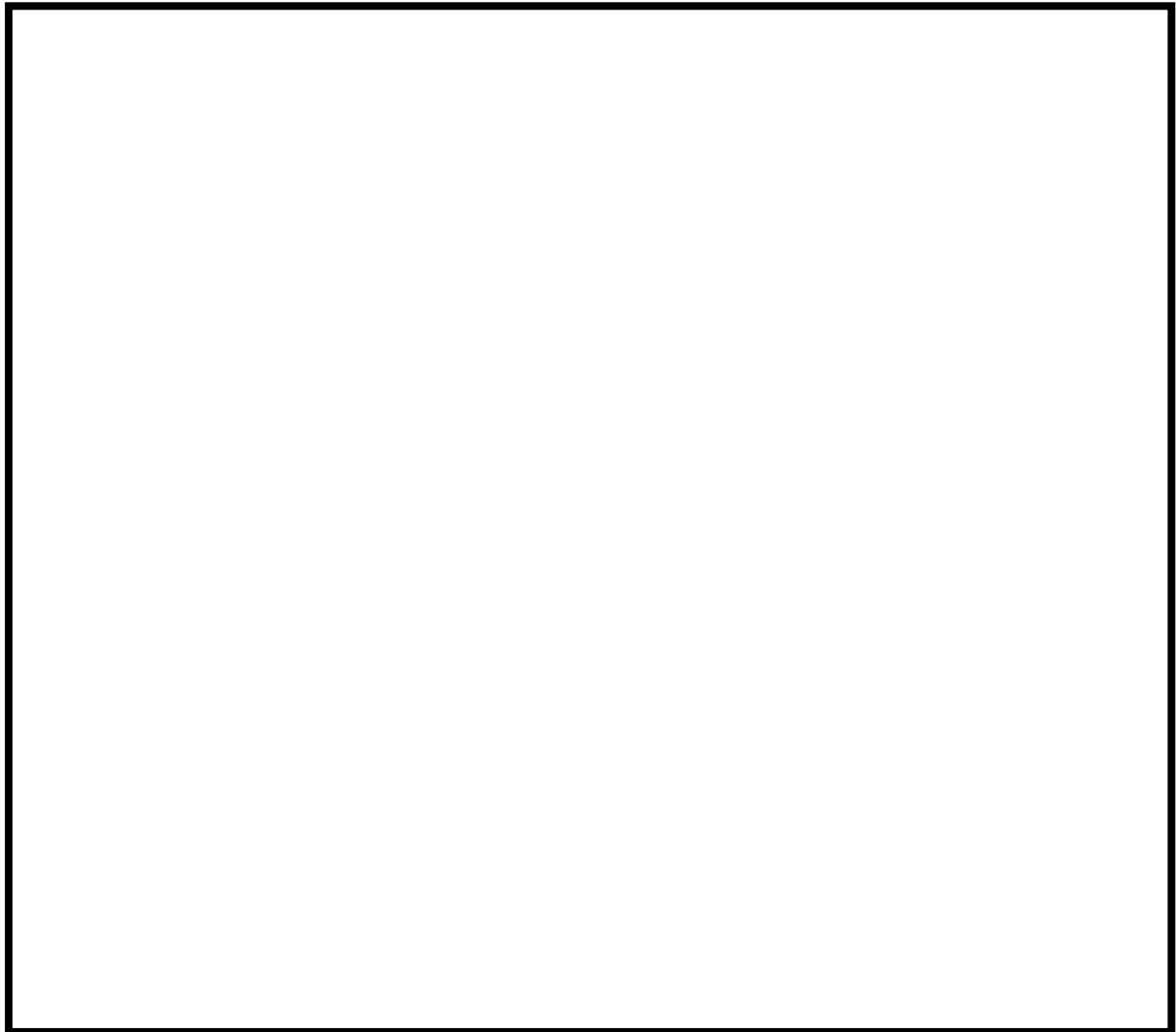


55-1 SA 設備基準適合性一覧

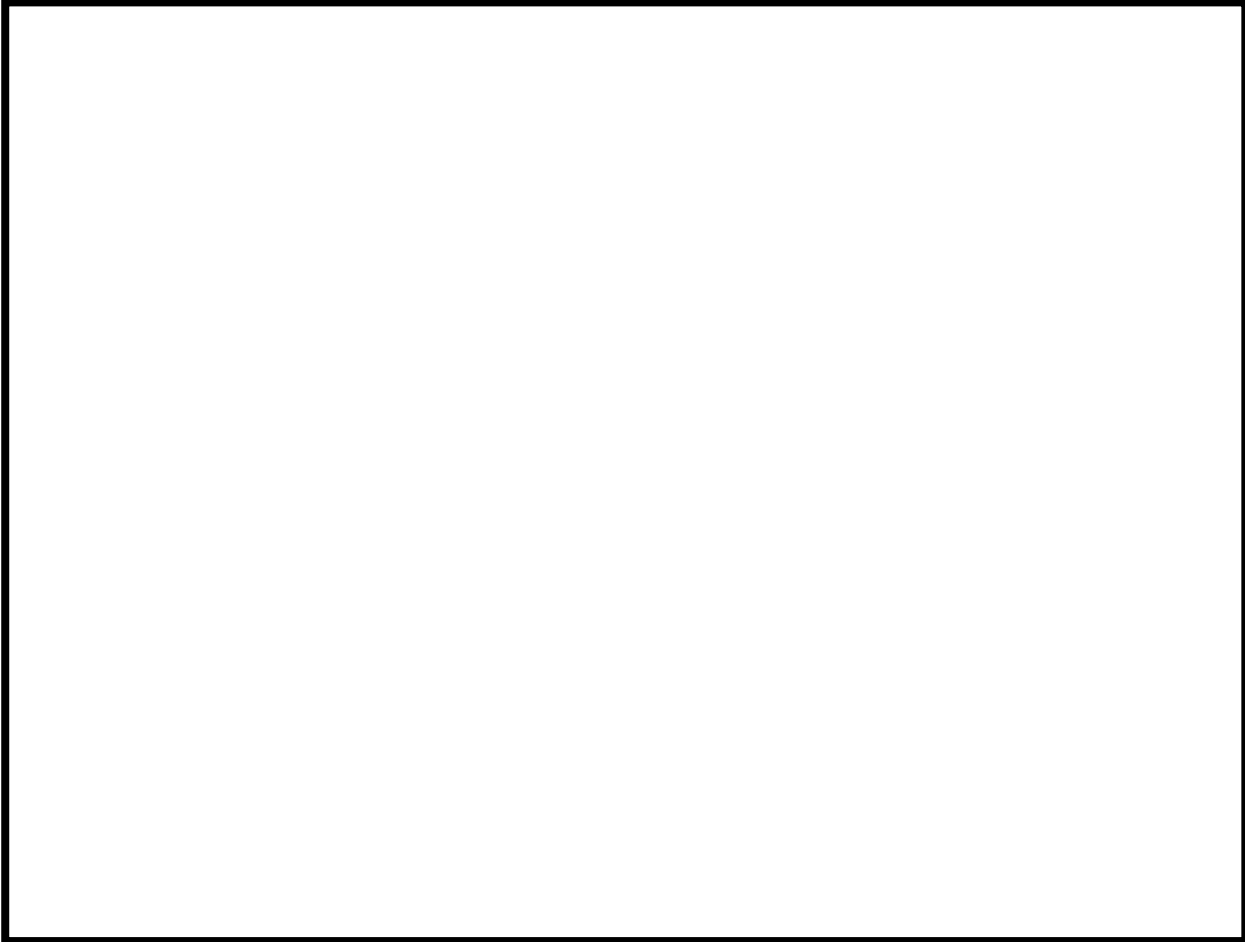
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器, 泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用), 汚濁防止膜		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D	
			海水	海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	55-3 系統図, 55-6 接続図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	ポンプ	A
				放水砲, 泡混合器, 泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用), 汚濁防止膜	その他	M
		第3号	関連資料	55-4 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	55-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他(飛散物)	その他設備		対象外
		関連資料	55-3 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備		C
			関連資料	55-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	常設設備と接続しない		対象外
関連資料			55-2 配置図, 55-6 接続図			
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	常設設備と接続しない		対象外	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
第5号		保管場所	屋外		A b	
		関連資料	55-2 配置図			
第6号	アクセスルート	屋外		B		
	関連資料	55-8 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきD B設備等がない		対象外	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきD B設備等がない		対象外	
	関連資料	本文				

55-2 配置図

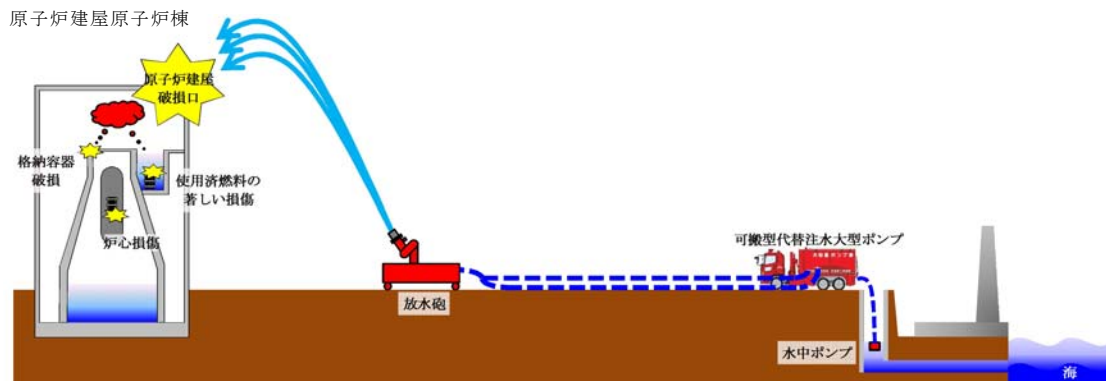


第 55-2-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲配置図



第 55-2-2 図 汚濁防止膜配置図

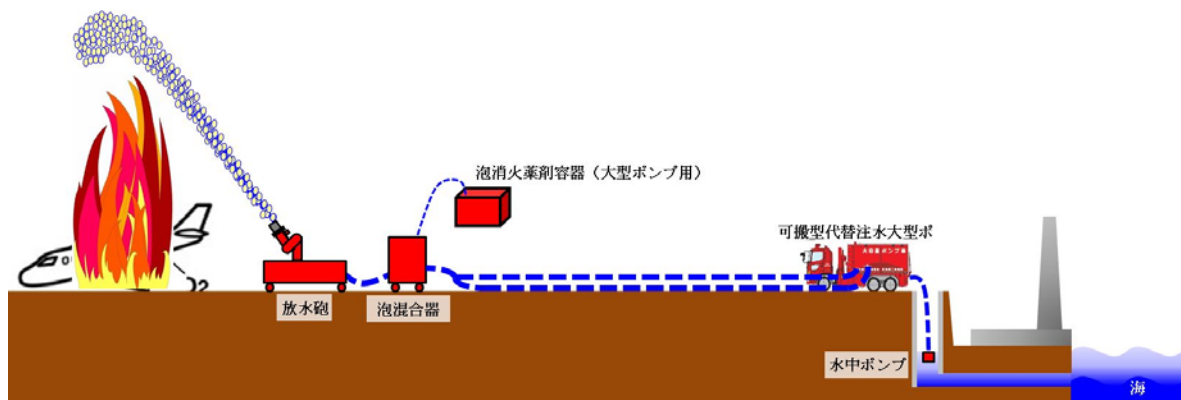
55-3 系統図



第 55-3-1 図 大気への拡散抑制 概略系統図



第 55-3-2 図 海洋への拡散抑制 概略系統図
(汚濁防止膜)



第 55-3-3 図 航空機燃料火災への泡消火 概略系統

55-4 試験検査

第55-4-1表 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の試験検査

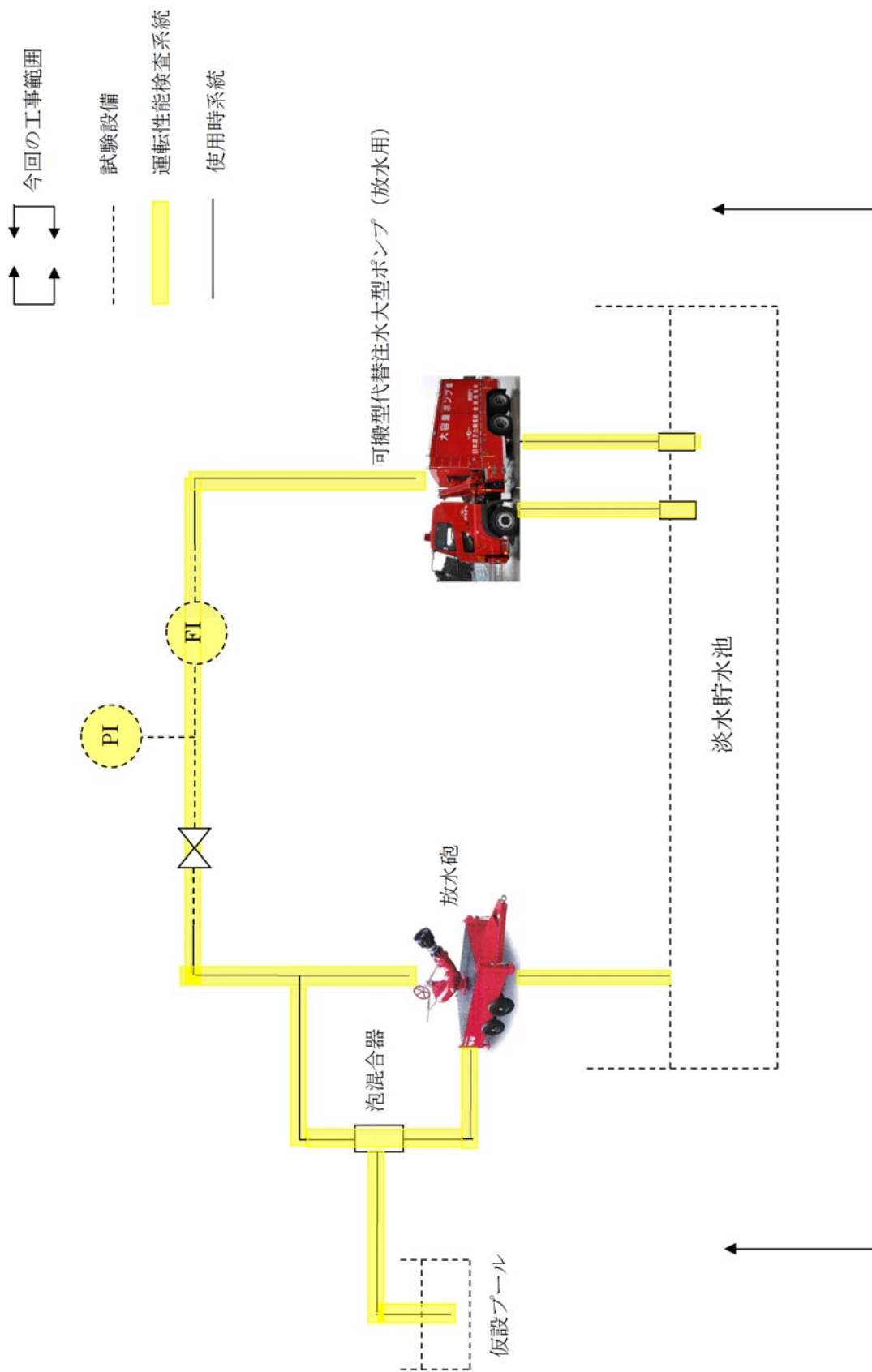
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認

第 55-4-2 表 放水砲及び泡混合器の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認
停止中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認

第 55-4-3 表 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の試験検査

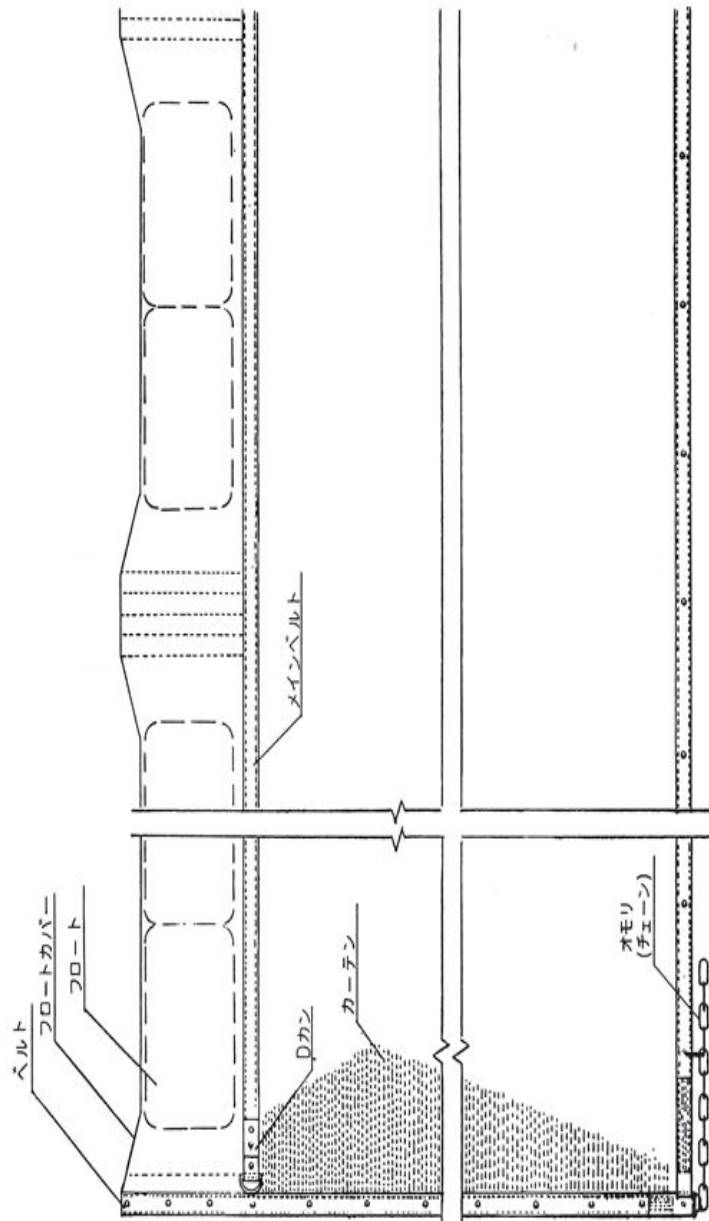
原子炉の状態	項目	内容
運転中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認



第 55-4-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) ・放水砲 試験系統

第55-4-4表 汚濁防止膜の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	外観の確認
停止中	外観検査	外観の確認



第 55-4-2 図 汚濁防止膜 外観図



梱包状態例



展張状態例

第 55-4-3 図 汚濁防止膜外観写真

55-5 容量設定根拠

名	称	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
容量	m ³ /h/個	1,338（注1）（約1,380（注2））
全揚程	M	125（注1）（約135（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

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こと、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するため、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は以下の機能を有する。

大気への拡散抑制として使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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設置する。

その際、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）でS A用海水ピットより取水し、可搬型ホースにより放水砲と接続でき、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上へ向けて放水できる設計とする。

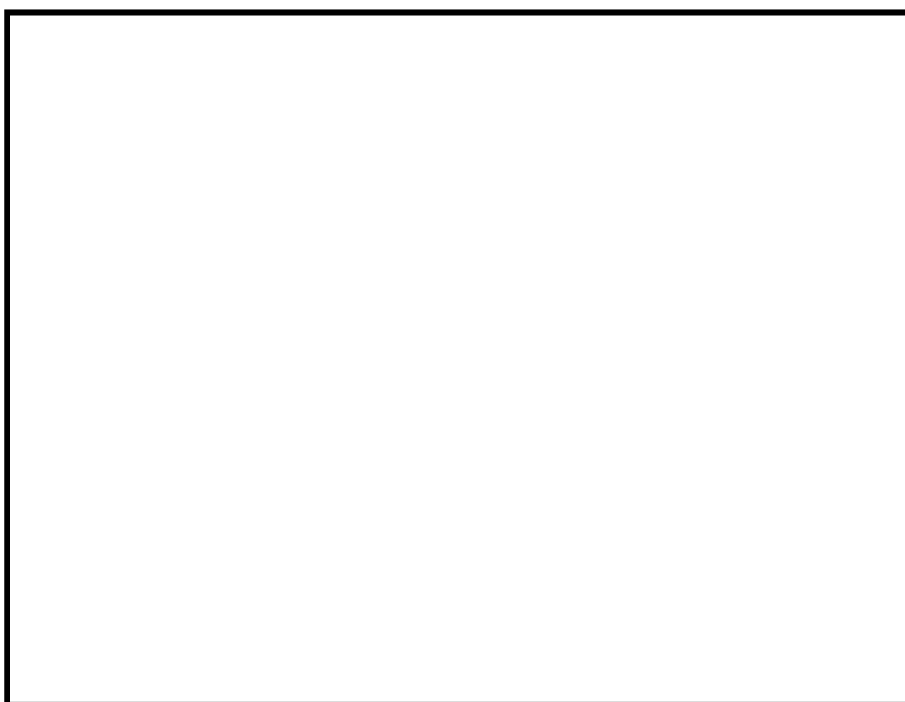
航空機燃料火災への泡消火として使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

その際、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）で取水箇所（海水）より取水し、可搬型ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡原液を可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に投入し混合しながら原子炉建屋原子炉棟屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお、保有個数は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）1セット1個、保守点検用又は故障時のバックアップ用として予備2個の合計3個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプと兼用する。

1. 容量

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建屋原子炉棟屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要があるが、容量設定に当たっては、高所（原子炉建屋原子炉棟屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約 56m）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力、流量は 1.0MPa[gage], 1,338m³/h 以上である。



第 55-5-1 図 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）

※本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり、射程は無風時を想定している。（帝国繊維株式会社）

公称値については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大容量 1,338m³/h を満足するものとして、ポンプ特性から容量約 1,380m³/h とする。

2. 全揚程

ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している北側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルートが選択できるよう設定する。

なお、取水箇所の選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を

考慮すると、防潮堤内側のS A用海水ピットから取水することを第一優先として考える。

ホース敷設の圧力損失の評価は、ホース敷設ルートが保守的になるS A用海水ピットから取水し、敷地北側を經由して、原子炉建屋南側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力	約	102	m
ホース・機器圧損	約	20	m
敷地高さの影響	約	3	m
合計	約	125	m

以上より、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大揚程は、約125mとなる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして135mとする。

2. 最高使用圧力(1.4MPa[gage])

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]を最高使用圧力とする。

3. 最高使用温度(60℃)

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

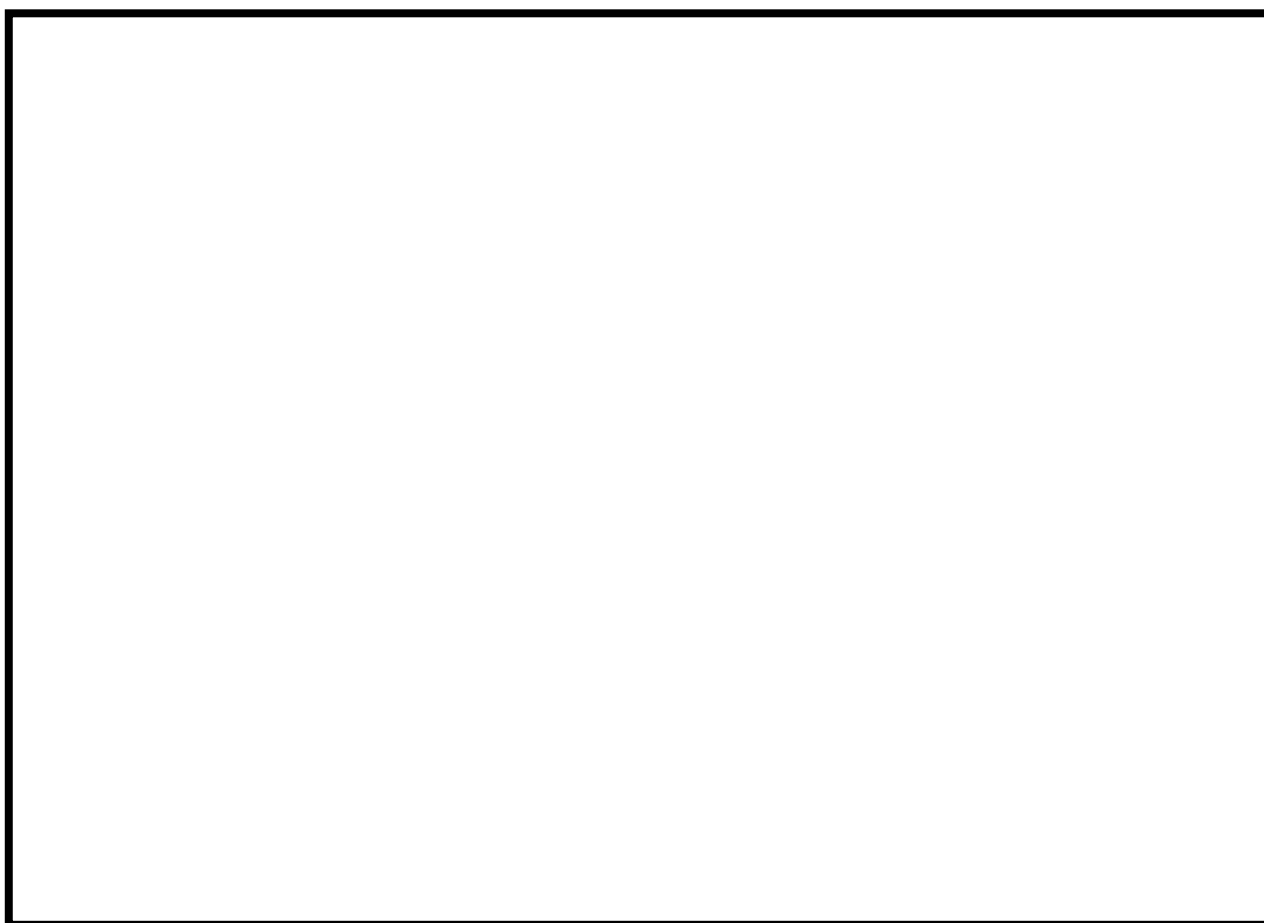
4. 原動機出力 847kW

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の原動機については、メーカー設計値である847kW とする。

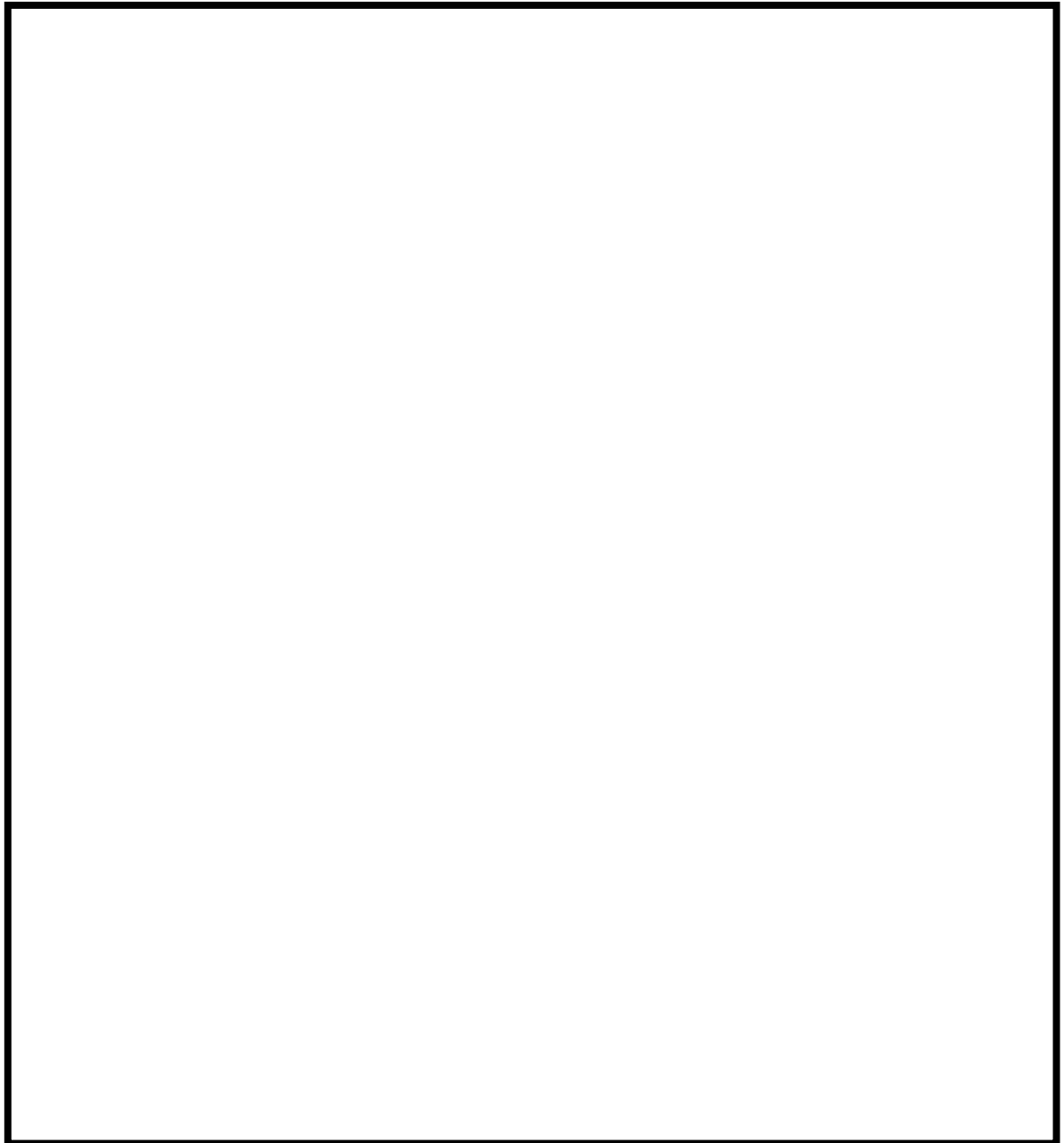
2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は、大気への放射性物質拡散抑制のための放水、及び、泡消火放水があるが、原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

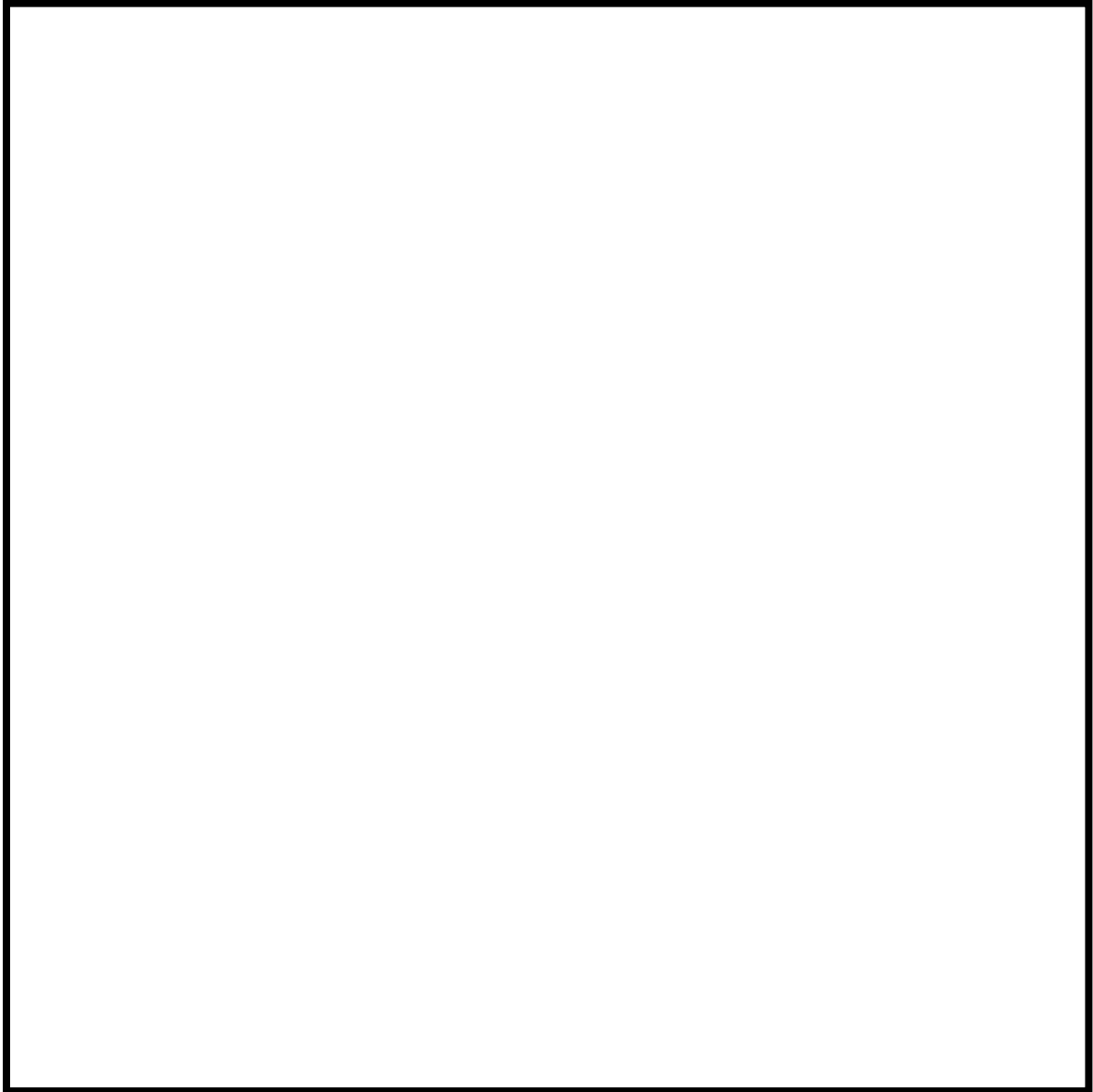
原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65° 以上（泡消火放水の場合は、原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75° 以上）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができる



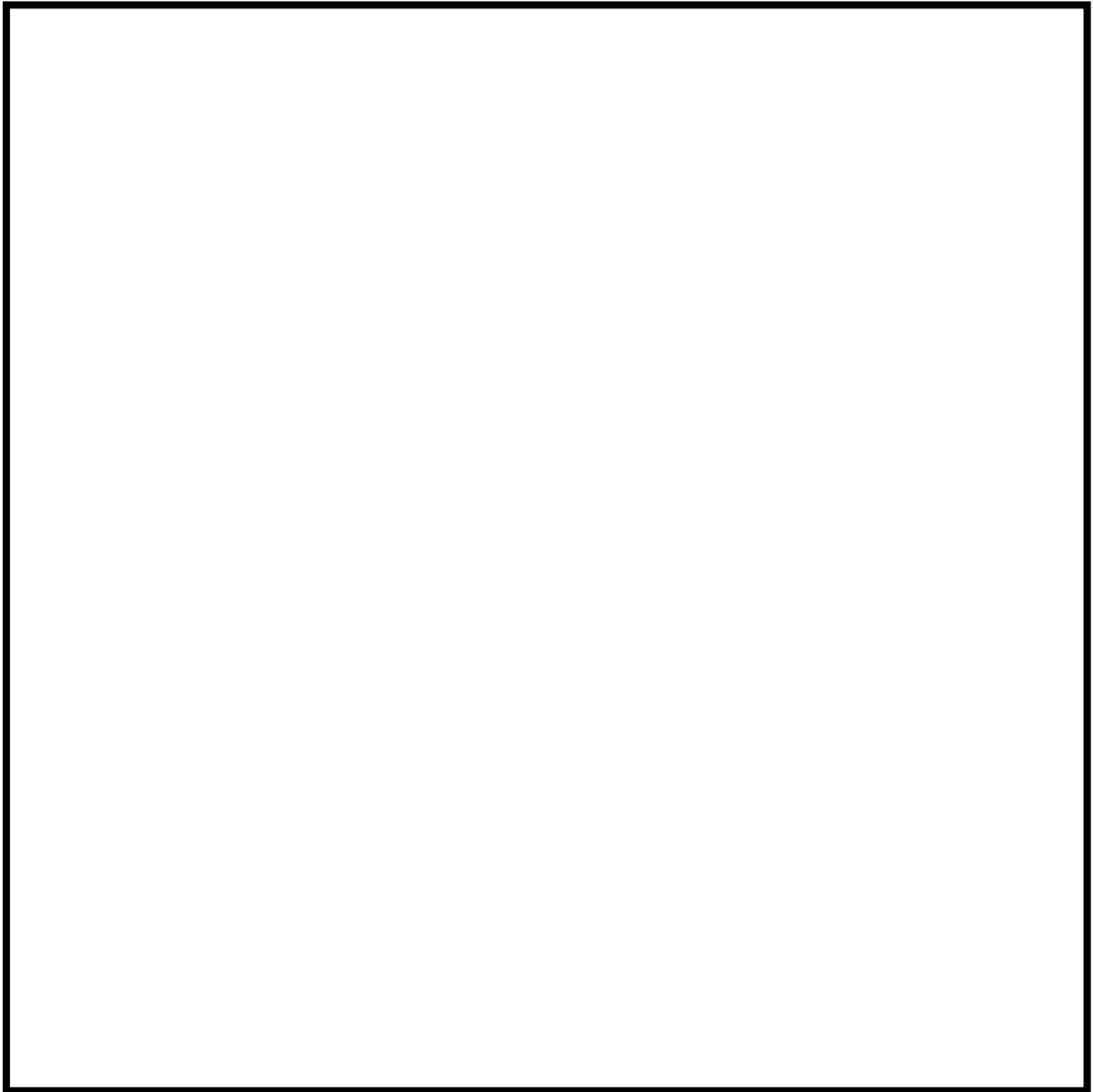
第 55-5-2 図 放水砲設置位置（海水放水の場合）



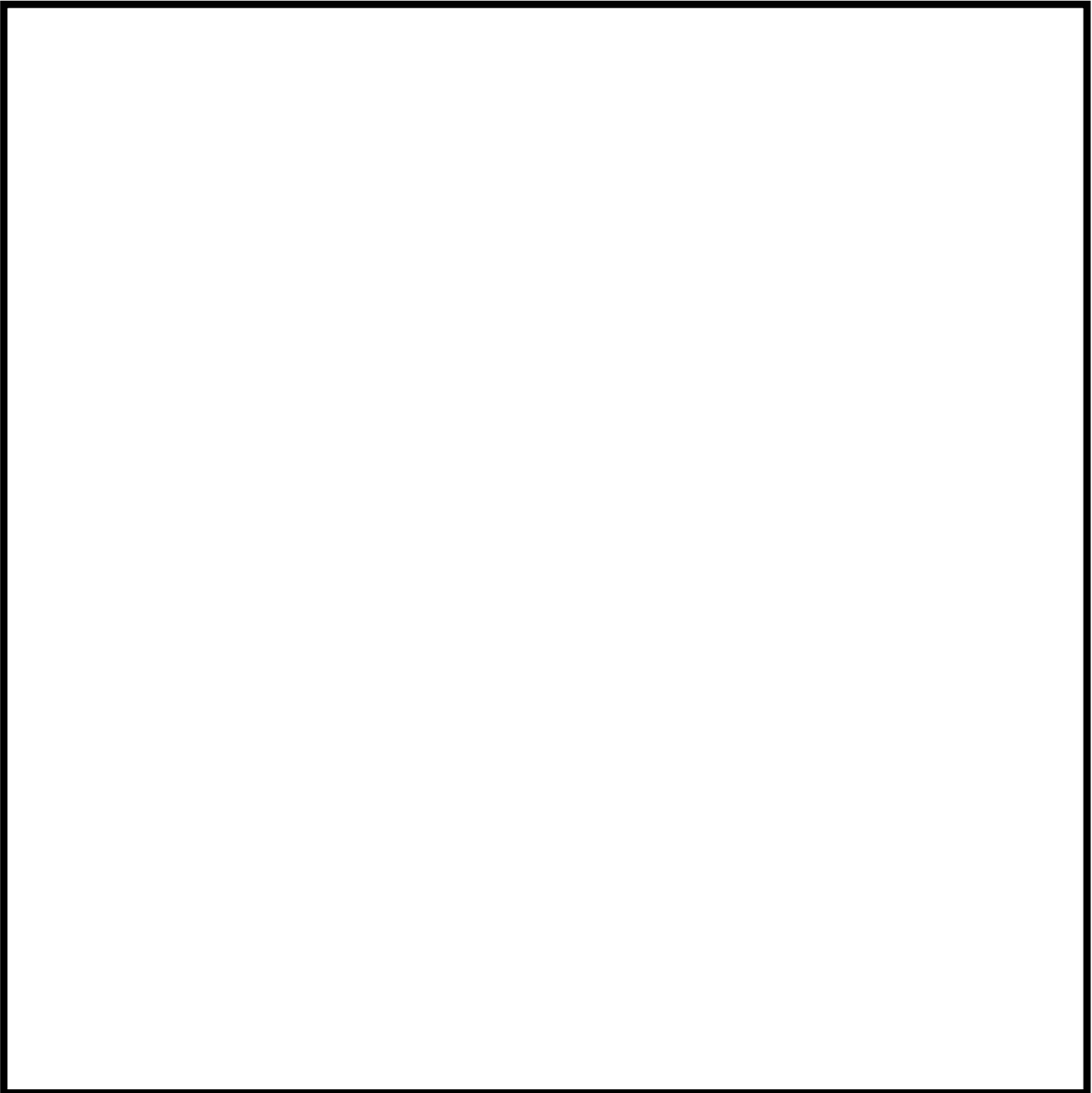
第 55-5-3 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 A からの場合）



第 55-5-4 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 B からの場合）



第 55-5-5 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 C からの場合）



第 55-5-6 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Dからの場合）

名	称	放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.0
最 高 使 用 温 度	℃	80
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>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こと、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するため放水砲は、以下の機能を有する。</p> <p>放水砲は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容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設置する。</p> <p>系統構成は、大気への拡散抑制として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続することにより、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に接続し、泡消火薬剤と混合しながら、原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力（1.0MPa[gage]） 放水砲を重大事故時において使用する場合の最高使用圧力は、メーカー設計値の1.0MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度（80℃） 放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は、メーカー設計値の80℃とする。</p>		

名 称		汚濁防止膜
幅	m	約 3(全ての雨水排水路集水桝) 約 4(放水路-A, B 及び C)
高 さ	m	約 3(雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7 及び 8) 約 2(雨水排水路集水桝-5, 6 及び 9) 約 4(放水路-A, B 及び C)

【設 定 根 拠】

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汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である雨水排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所に設置することで、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。

また、汚濁防止膜の設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路に対して二重に計 2 本設置（合計 24 本）することとし、予備は破れ等の破損時のバックアップ用として設置数と同数である 24 本を確保する。なお、汚濁防止膜の保守点検は外観検査であり、保守点検中でも使用可能であることから、予備には保守点検用を考慮しない。

1. 幅

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の幅は、それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路の幅を考慮し設定する。

①雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8 及び 9

約 3m

②放水路-A, B 及び C

約 4m

2. 高さ

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の高さは、排水深さを考慮し設定する。

①雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7 及び 8

約 3m

②雨水排水路集水桝-5, 6 及び 9

約 2m

③放水路-A, B 及び C

約 4m

名	称	泡混合器
最高使用圧力	MPa[gage]	1.73
最高使用温度	℃	60
<p>【設定根拠】</p> <p>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するため泡混合器は、以下の機能を有する。</p> <p>泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に接続することで、泡消火剤を混合して放水できる設計とする。</p> <p>泡混合器の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>泡混合器を重大事故当時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約56m）への放水が可能な圧力（1.0MPa[gage]）以上を満足する値である、メーカーが規定する1.73MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>泡混合器の最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。</p>		

名 称		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	
容 量	m ³	約 1	
個 数	個	5	
泡 消 火 薬 剤 量	m ³	5	

【設 定 根 拠】

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するための泡消火薬剤の保有量については以下のとおりとする。

泡原液の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

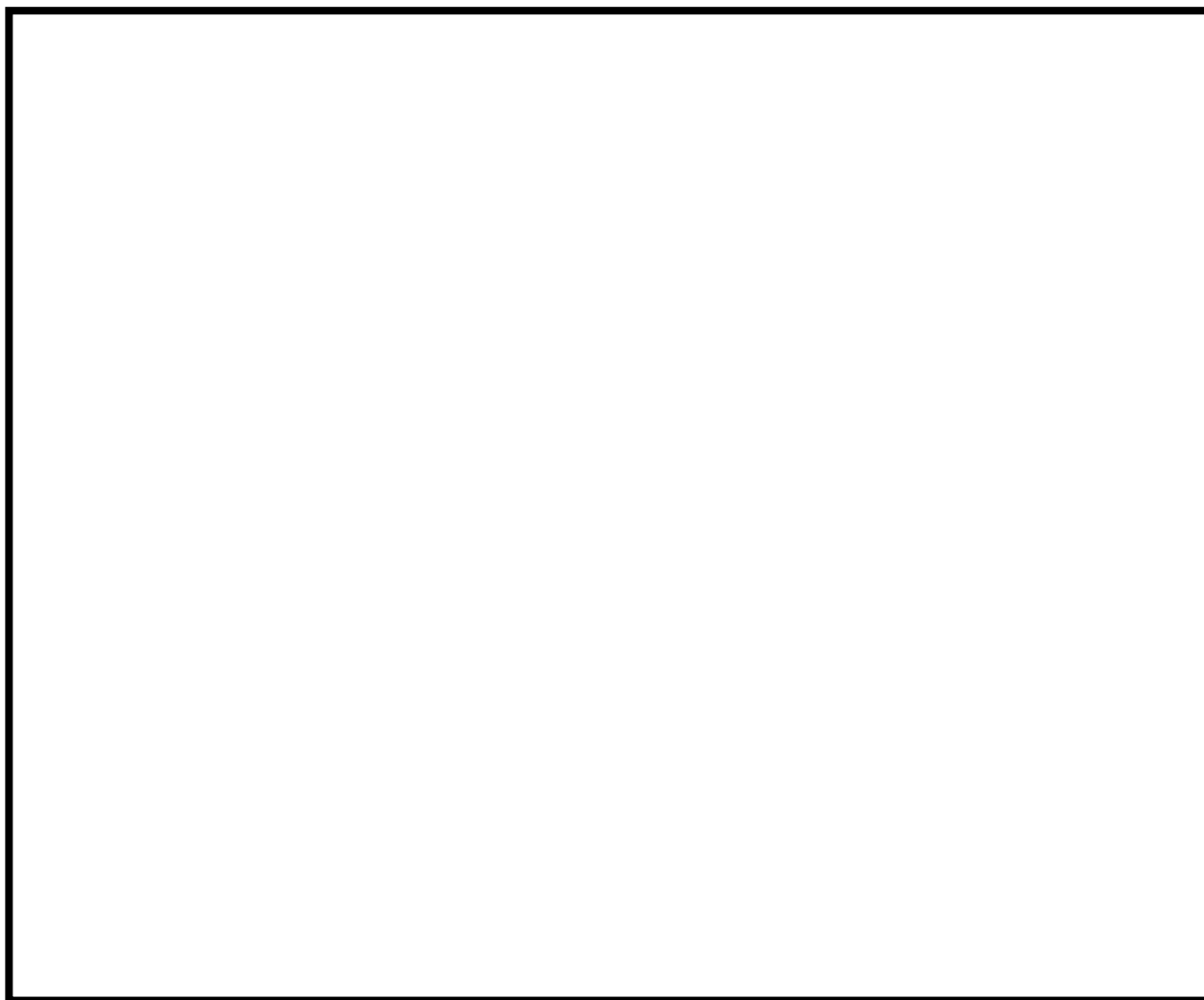
空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合水溶液の放射量は 11,200L/min (672m³/h) であり、発泡のために必要な水の量は 32,300L (32.3m³) である。

必要な泡消火薬剤原液は、32,300L (32.3m³) × 1% = 323L (0.323m³) に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量 323L × 2 = 646L (0.646 m³) を保有することが規定されている。

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おいては、燃料の漏えいが拡大する可能性があることから、泡消火薬剤の保有量は空港業務マニュアルで定められた規定量に余裕を考慮し、672m³/hを上回る 1,338m³/h で約 20分放射できる量である 5m³、予備として 5m³を保有することとする。

なお、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の保有数は、約 1m³容器を 5 個、予備として約 1m³容器を 5 個の計 10 個保有する。

55-6 接続図



第 55-6-1 図 ホース敷設例

汚染水の流出経路及び対策概要

1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を経由して、構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水柵及び放水路を経由し、海洋に至る。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

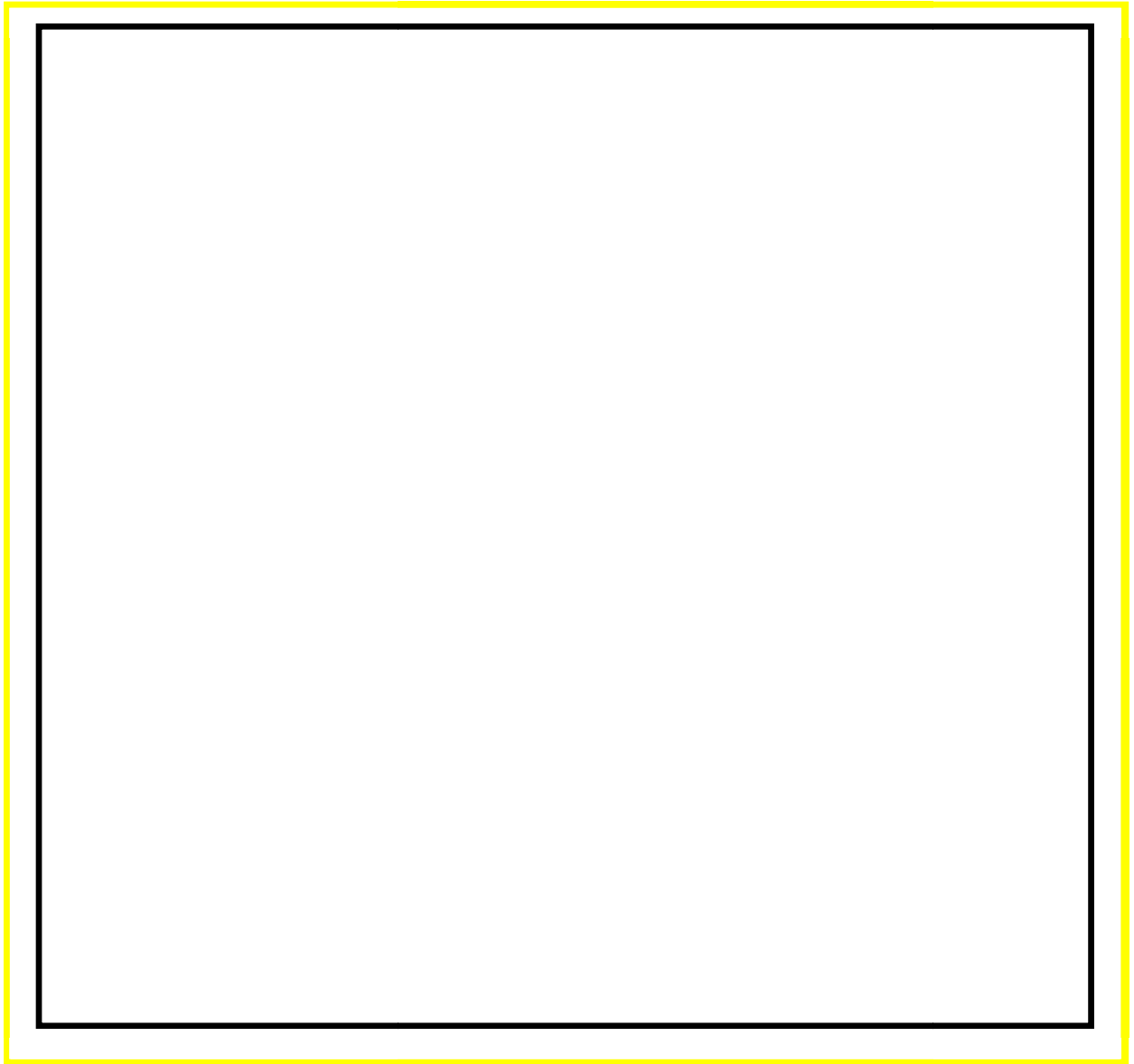
1. のとおり、放水により発生した汚染水は、雨水排水路に導かれ雨水排水路集水柵及び放水路を経由して、海洋に導かれる。よって、放射性物質の海洋への拡散抑制のため、雨水排水路集水柵及び放水路に汚濁防止膜を設置する。

海洋への拡散抑制対策の概要を第 6-2 図に示す。



第 55-6-2 図 汚濁防止膜の設置位置図

55-7 保管場所



第55-7-1図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，泡
消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜の保管場所

55-8 アクセスルート図



第 55-8-1 図 アクセスルート図

55-9 その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃焼火災に対する延焼防止処置

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、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を使用する。

航空機燃料火災状況を確認し、安全距離を確保した場所に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を配置し、取水箇所から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し、泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。



第 55-9-1 図 化学消防自動車による初期消火

56-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第56条: 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		代替淡水貯槽		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・ 環境 圧力・湿度／屋外の天候／放射線／ 荷重	その他の建屋内	C	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	56-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
				サポート系 による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第56条: 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		西側淡水貯水設備		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	56-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
			関連資料	56-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		56-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	56-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	56-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		サプレッション・プール		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉格納容器内	A
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	56-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
				関連資料	—	

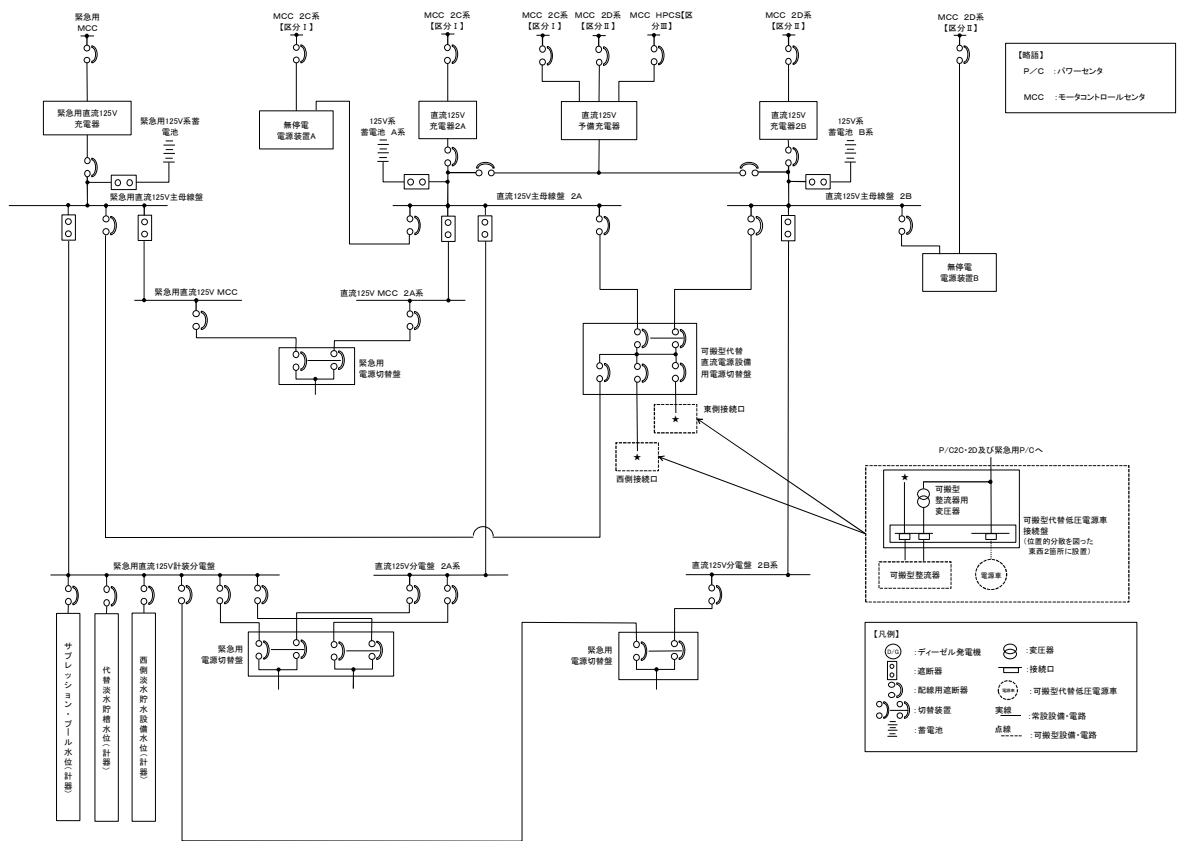
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	56-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	56-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
			関連資料	56-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
			関連資料	56-3 配置図		
第5号		保管場所	屋外	A b		
		関連資料	56-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料	56-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

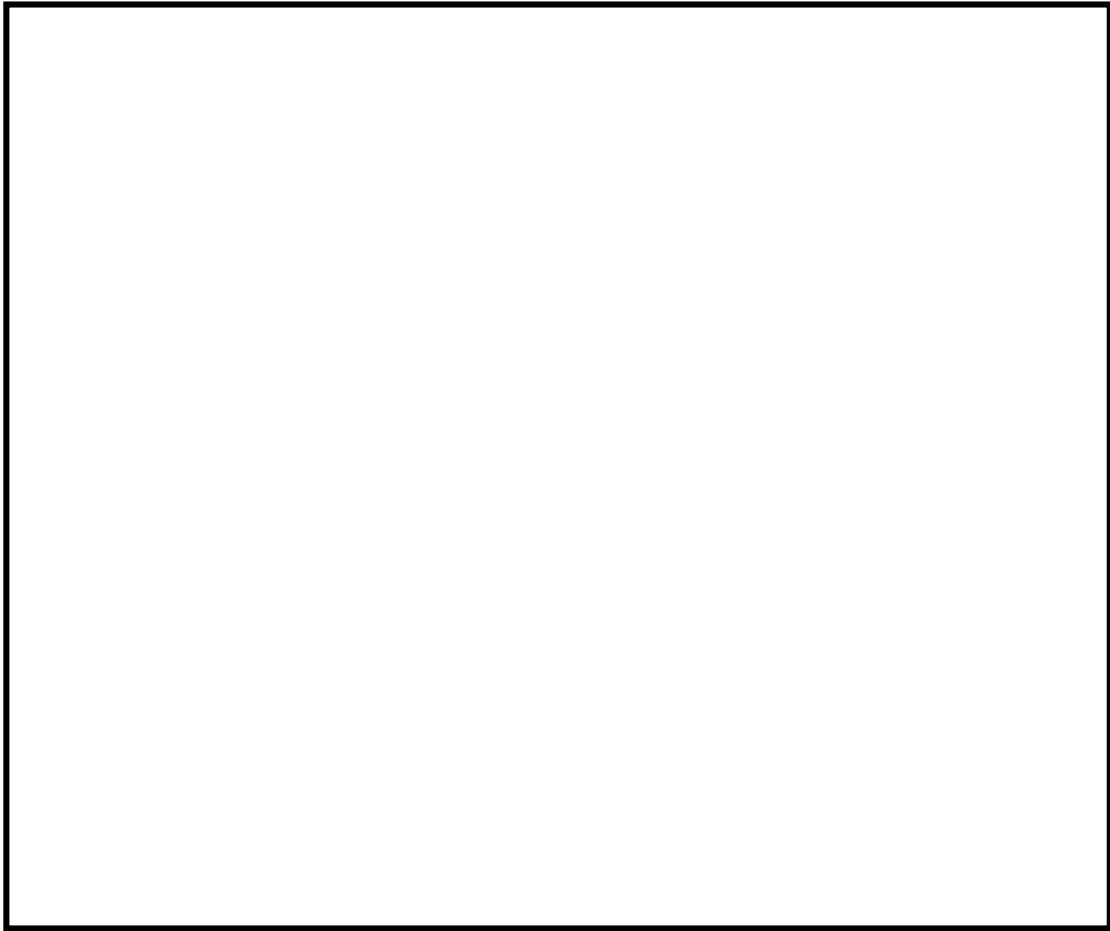
第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	56-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	56-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	56-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	56-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	56-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
	関連資料	56-3 配置図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	56-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所確保	屋外	A b		
		関連資料	56-3 配置図			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-		
		関連資料	56-3 配置図			
第5号		保管場所	屋外	A b		
		関連資料	56-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料	56-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料	本文				

56-2 単線結線図



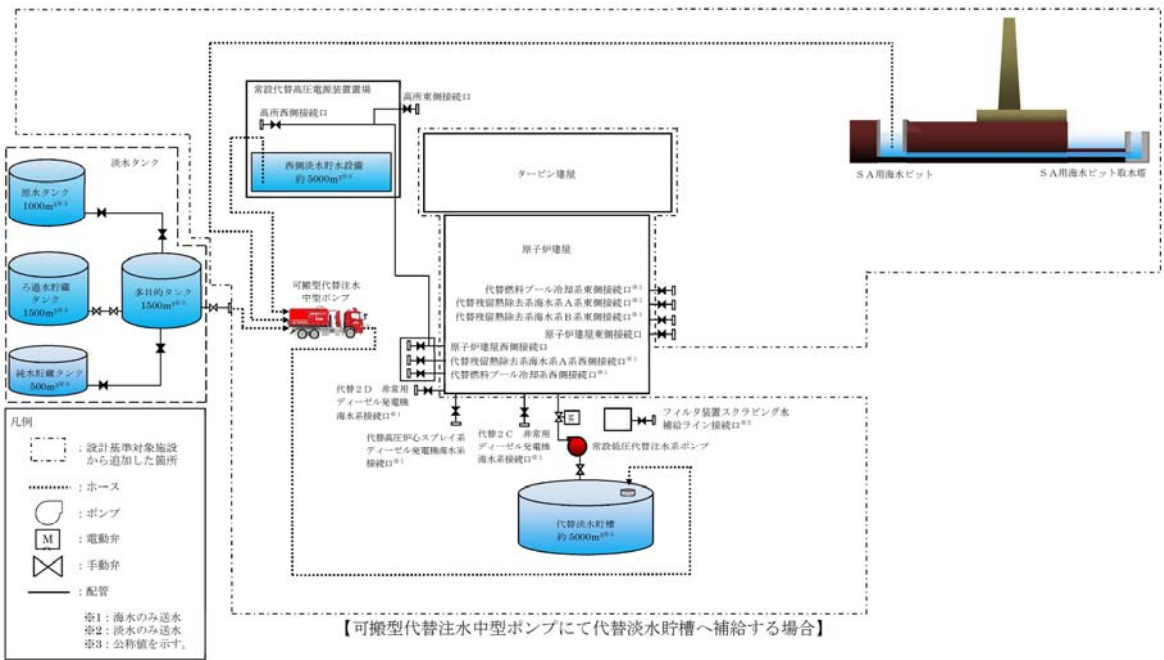
第 56-2-2 図 電源構成図 (直流電源) (2/2)

56-3 配置図

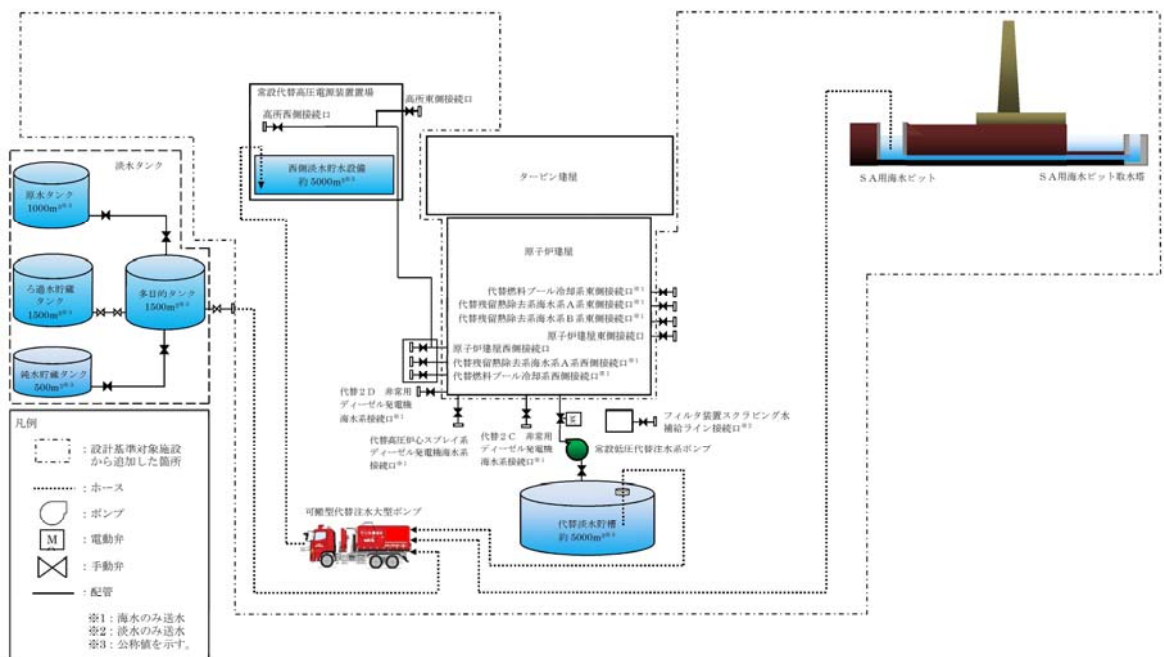


第 56-3-1 図 水源配置図

56-4 系統図

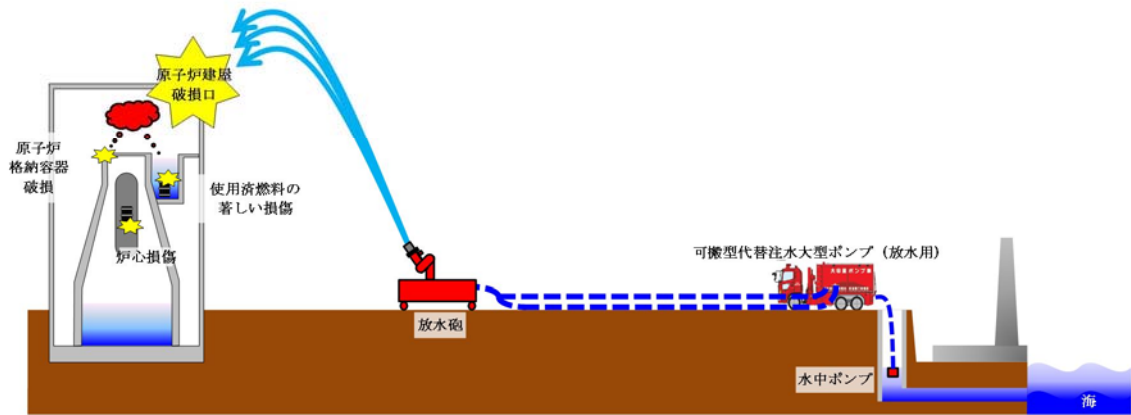


第 56-4-1 図 系統概要図（代替淡水貯槽への水の移送設備）

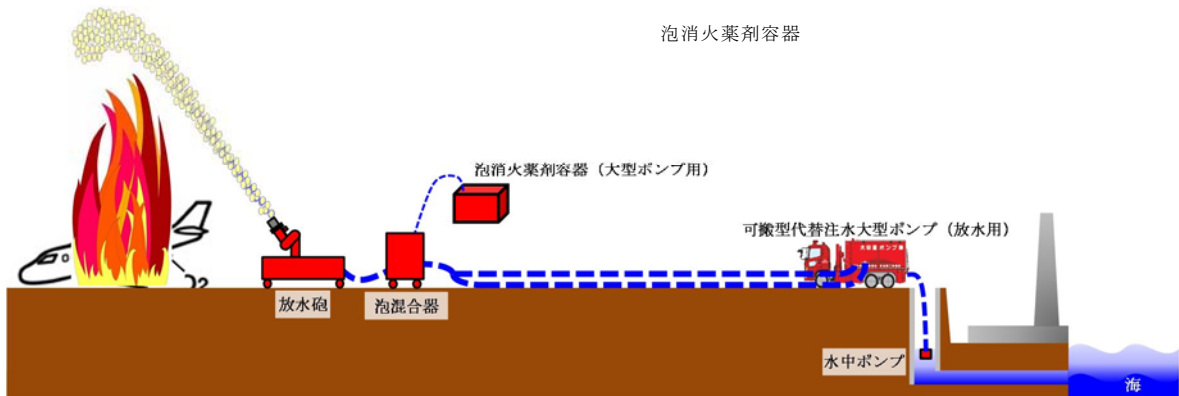


第 56-4-2 図 系統概要図（西側淡水貯水設備への水の移送設備）

原子炉建屋原子炉棟



第 56-4-5 図 海水を水源とした大気への拡散抑制

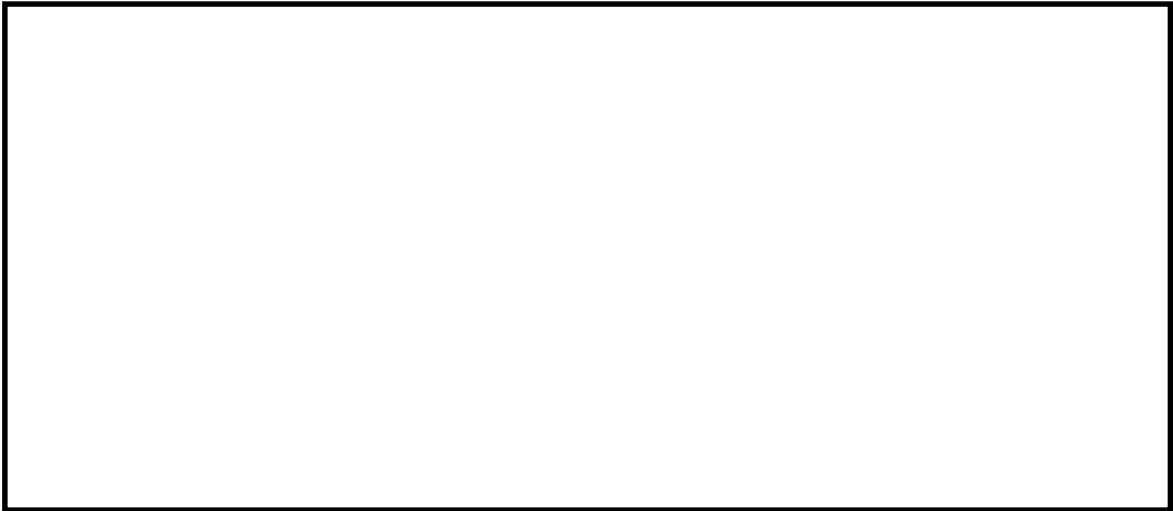


第 56-4-6 図 海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火

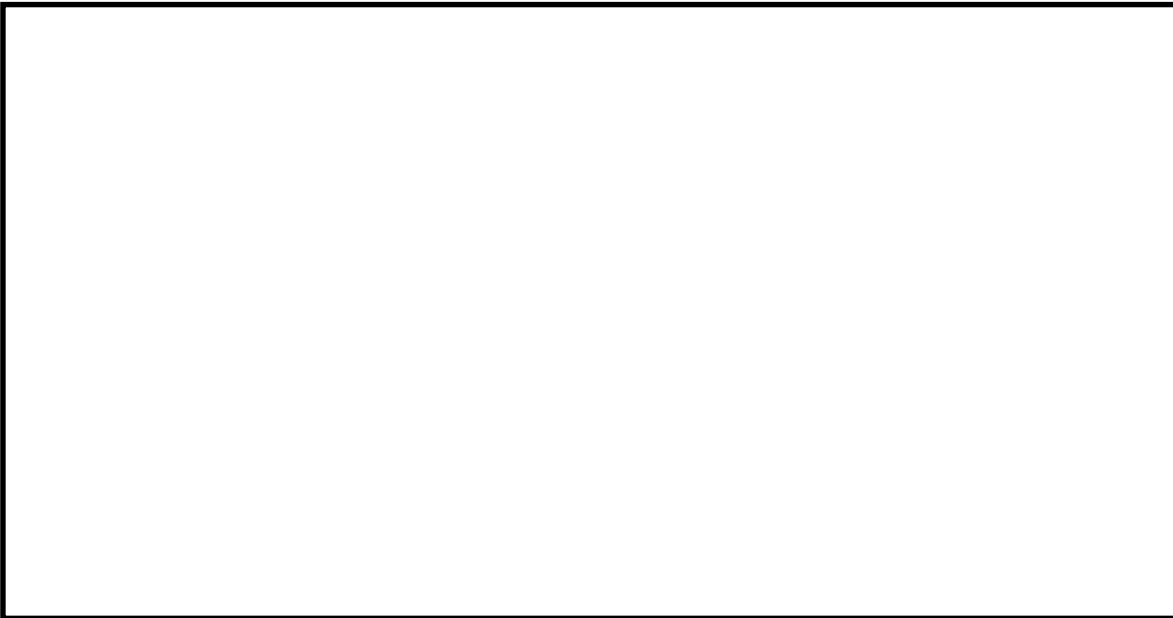
56-5 試験検査

第 56-5-1 表 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	異常監視	水位の監視により異常の無いことを確認
停止中	外観検査	水中カメラにより異常の有無を確認



第 56-5-1 図 代替淡水貯槽構造図

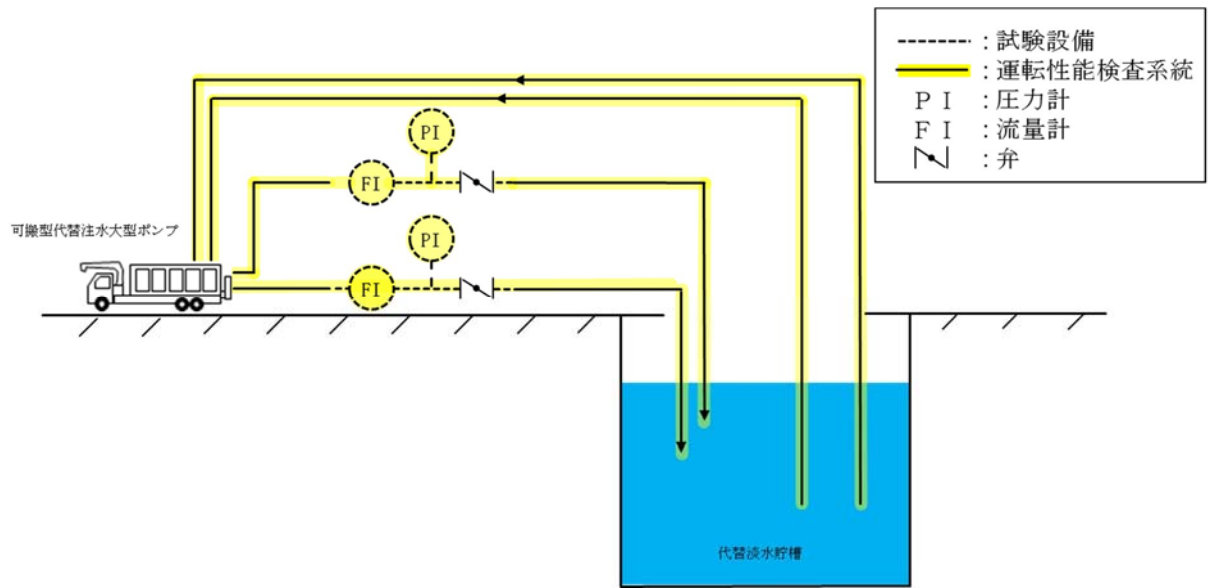


第 56-5-2 図 代替淡水貯槽構造図

第56-5-2表 可搬型代替注水中型ポンプ及び

可搬型代替注水大型ポンプの試験検査

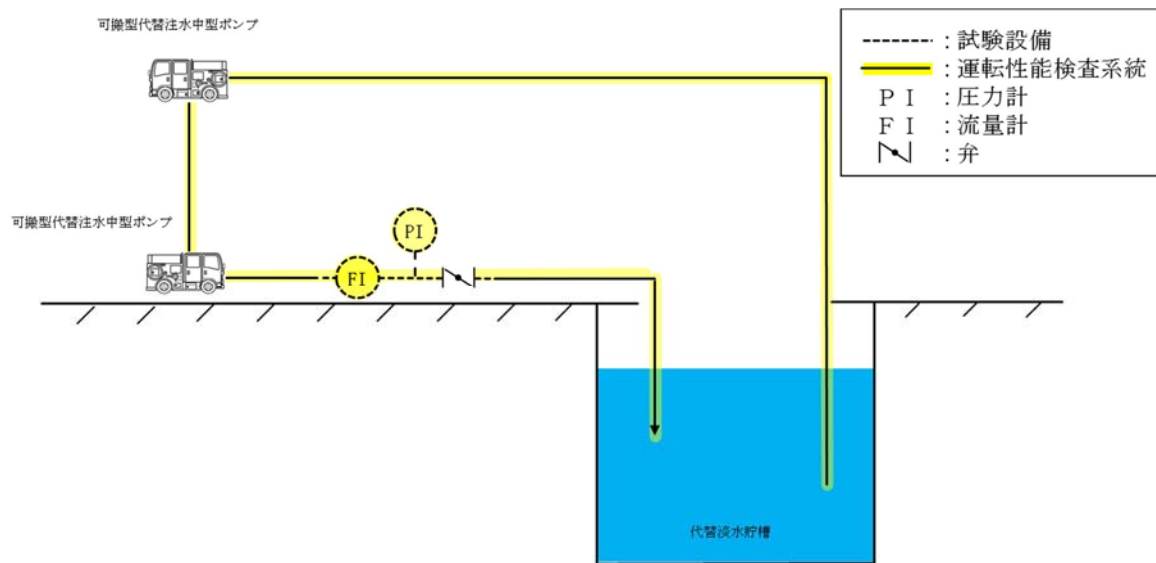
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 56-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



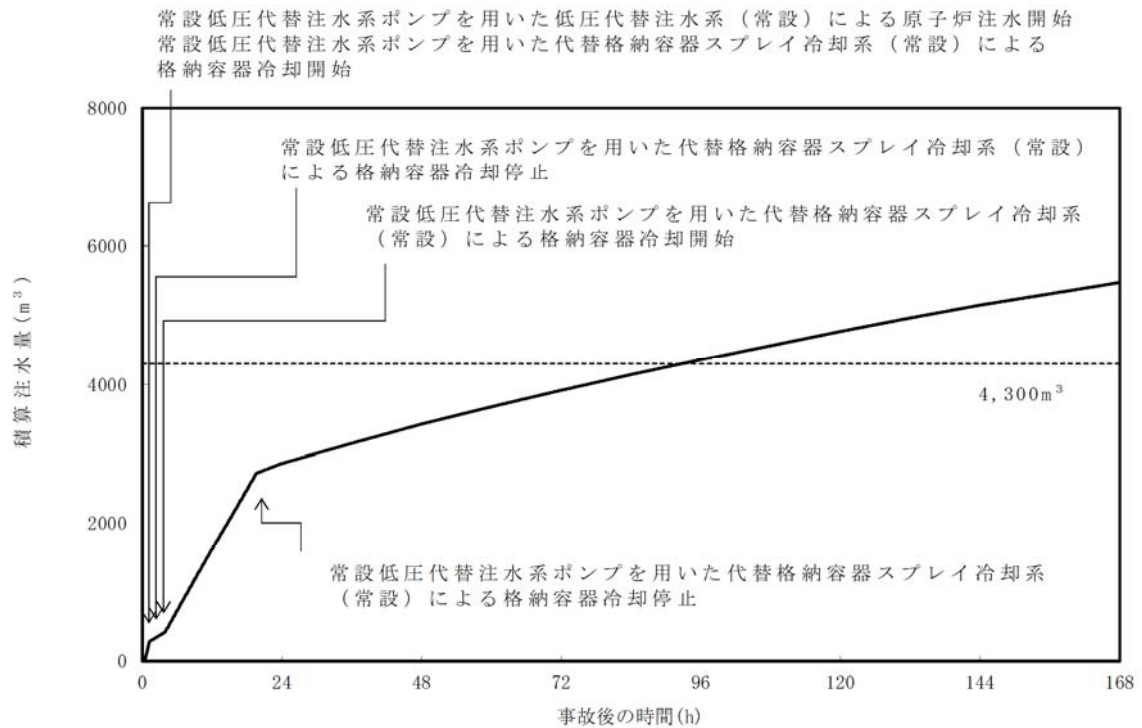
図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査システムを示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、システムの漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 56-5-4 図 機能・性能検査システム

（可搬型代替注水中型ポンプ）

56-6 容量設定根拠

名称		代替淡水貯槽
容量	m ³	4,300（注1）（約5,000（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>【設定根拠】</p> <p>代替淡水貯槽は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための水源として設置する。</p> <p>1. 容量 4,300m³</p> <p>重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シーケンスグループ等での、淡水使用量は7日間で約5,490m³である。</p> <p>この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約4,300m³が枯渇する前に、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによって、水源からの移送ルートを用いて補給する。</p>		



第56-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量

第56-5-1図に示すとおり、代替淡水貯槽の貯水量約4,300m³が枯渇するのは事象発生から3日以降であることから、事象発生後余裕を持って、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いて、代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク又は海水を200m³/hで代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽が枯渇することはない。

また、原子炉運転中の重大事故等時に、同時に代替淡水貯槽を水源として使用済燃料プール及び格納容器圧力逃がし装置へ給水することもあるが、使用済燃料プールへは約82m³、格納容器圧力逃がし装置へは約50m³であり、かつ一時的な給水である。このため、代替淡水貯槽の枯渇までに十分な時間余裕があり、補給による代替淡水貯槽の水量回復は可能である。

以上より、代替淡水貯槽の容量については、要求値 $4,300\text{m}^3$ 、公称値約 $5,000\text{m}^3$ とする。

2. 最高使用圧力 静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度 66°C

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 66°C とする。

名称	西側淡水貯水設備
m ³	5,000 (注1) (約5,000 (注2))
MPa[gage]	静水頭
°C	66
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>西側淡水貯水設備は、重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための水源として設置する。</p> <p>1. 容量 5,000m³</p> <p>重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シナリオグループ等のうち、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉等への注水において使用水量が最も多くなる事故シナリオグループ等は、全交流動力電源喪失（TBP）である。この事故シナリオグループ等での、淡水使用量は7日間で約2,160m³である。</p> <p>また、重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シナリオグループ等のうち、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給において使用水量が最も多くなる事故シナリオグループ等は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シナリオグループ等での、補給量は7日間で約1,190m³である。</p> <p>これらの淡水使用量に対して、西側淡水貯水設備は貯水量約5,000m³を保有することから必要水量を確保している。</p>	

以上より，西側淡水貯水設備の容量については，要求値 $5,000\text{m}^3$ ，公称値約 $5,000\text{m}^3$ とする。

2. 最高使用圧力 静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度 66°C

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため，それを上回る値として 66°C とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	196以上（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	53以上（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは想定される重大事故等時において、複数の代替淡水源である代替淡水タンク、淡水タンク及び海水を、事故収束に必要な水量を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽への補給に必要な流量を確保できる容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで合計2個と、故障時による待機除外時の予備として2個（共用）の合計4個を保管する。

1. 容量 196m³/h以上

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における淡水消費率を包絡する補給流量である196m³/hとしていることから、可搬型代替注水大型ポンプ

についても同様に $196\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1台あたり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

2. 全揚程

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気解放である代替淡水貯槽又は海水と西側淡水貯水設備の圧力差）、静水頭、ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 0m

静水頭 約 2.0m

ホース圧損 約 51.0m

機器類圧損 約 0m

合計 約 53.0m

以上より、可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、約 53m となる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

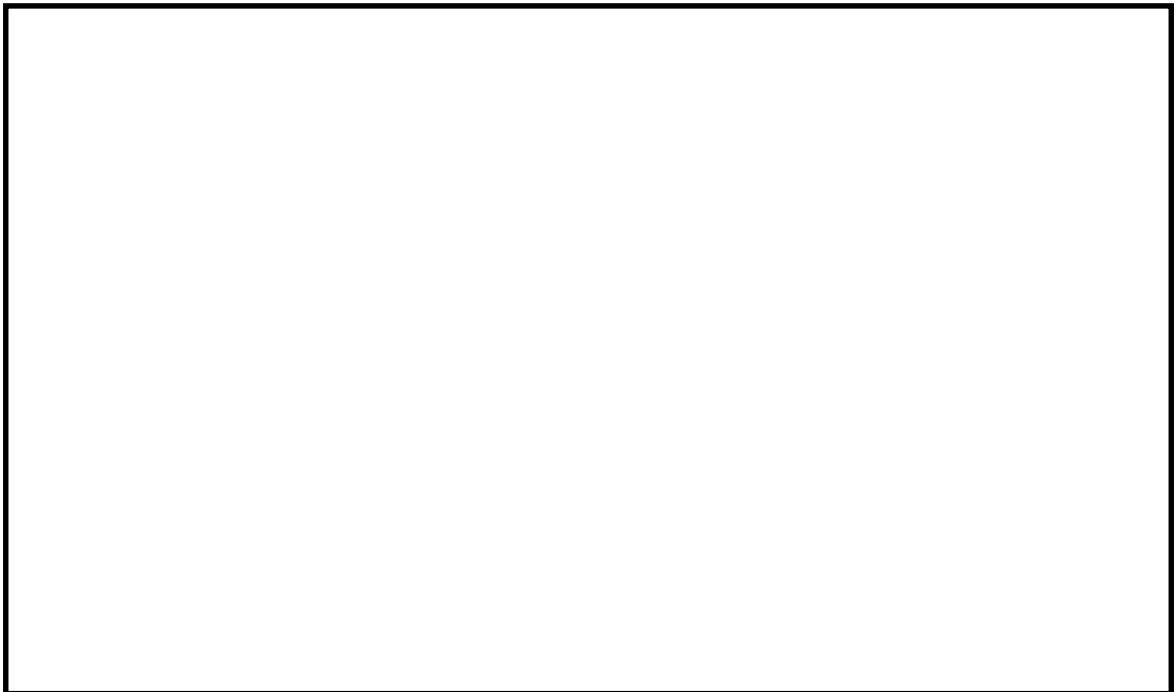
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m ³ /h/個	196以上（注1）（約210（注2））
全揚程	m	37以上（注1） （約100（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは想定される重大事故等時において、複数の代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海水を、事故収束に必要な水量を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

なお、可搬型代替注水中型ポンプは、低圧代替注水系（可搬型）、代替燃料プール注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）のために配備する5個のうち1個を使用する。

1. 容量

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における淡水消費率を包絡する補給

流量である $196\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水中型ポンプについても同様に $196\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1台あたり約 $210\text{m}^3/\text{h}$ とする。

2. 全揚程

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気解放である西側淡水貯水設備又は海水と代替淡水貯槽の圧力差）、静水頭、ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 0m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 5.9m

機器類圧損 約 1.5m

合計 約 36.4m=37m

以上より、可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、約 37m となる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして1台当たり約100mを有するものとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

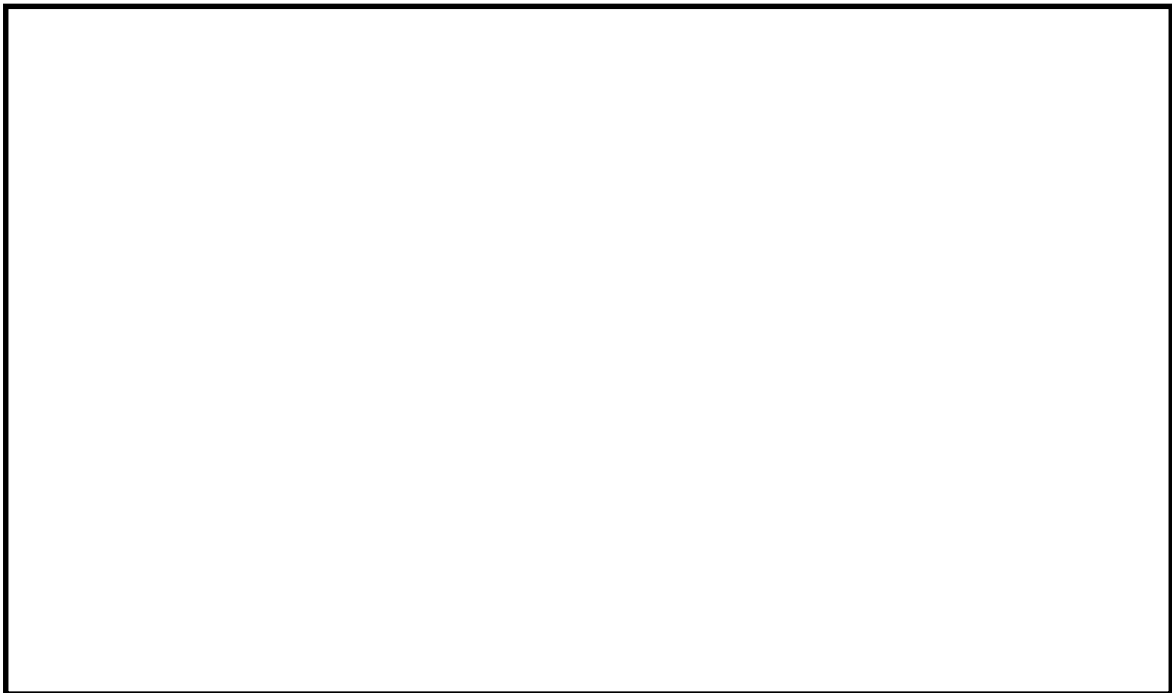
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力については、メーカ設計値である約147kWとする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名称		サプレッション・プール
容量	m ³	約3,400
最高使用圧力	MPa[gage]	0.62
最高使用温度	℃	200
<p>1. 容量 約3,400m³</p> <p>サプレッション・プールは、重大事故等時において代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプの水源として使用する。</p> <p>代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源として代替循環冷却系ポンプで原子炉注水及び格納容器スプレイを行い、その水がサプレッション・プールに戻る循環ラインで構成されている。</p> <p>サプレッション・プール水位が通常最低水位（EL 2.9m）の状態において、代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が-0.085MPa[gage]となる。よって、これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位（EL 2.9m）以上の水量が確保できていれば、代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・プール水量（通常最低水位時の水量）と同じ約3,400m³とする。</p> <p>2. 限界圧力 0.62MPa[gage]</p> <p>格納容器限界圧力である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>3. 限界温度 200℃</p> <p>格納容器限界温度である200℃とする。</p>		

第 56-6-1 表 NPSH 評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	m	— (本評価では, NPSH 評価を成立させる格納容器内圧力の下 限を求めるものである)
Pv	代替循環冷却系ポン プ入口温度での飽和 蒸気圧 (水頭圧換算 値)	<input type="text"/>	m	<input type="text"/> °Cにおける飽和蒸気圧力
H	S/P 水と代替循環冷 却系ポンプ軸レベル 間の水頭差	<input type="text"/>	m	S/P 水位レベル (LWL) : EL2. 9m とポンプ軸レベル: EL-3. 13 の 差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	<input type="text"/>	m	ポンプ最大流量 <input type="text"/> m ³ /h にお ける圧損値
	デブリ圧損	<input type="text"/>	m	ECCS ストレーナ工認説明書に おける NPSH 評価時のデブリ圧 損: <input type="text"/> を <input type="text"/> m ³ /h 相当の値に換算
—	代替循環冷却系ポン プの必要 NPSH	<input type="text"/>	m	ポンプ予想性能曲線読み取り 値 (@ <input type="text"/> m ³ /h)

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 S/C 圧力の下限を求める。

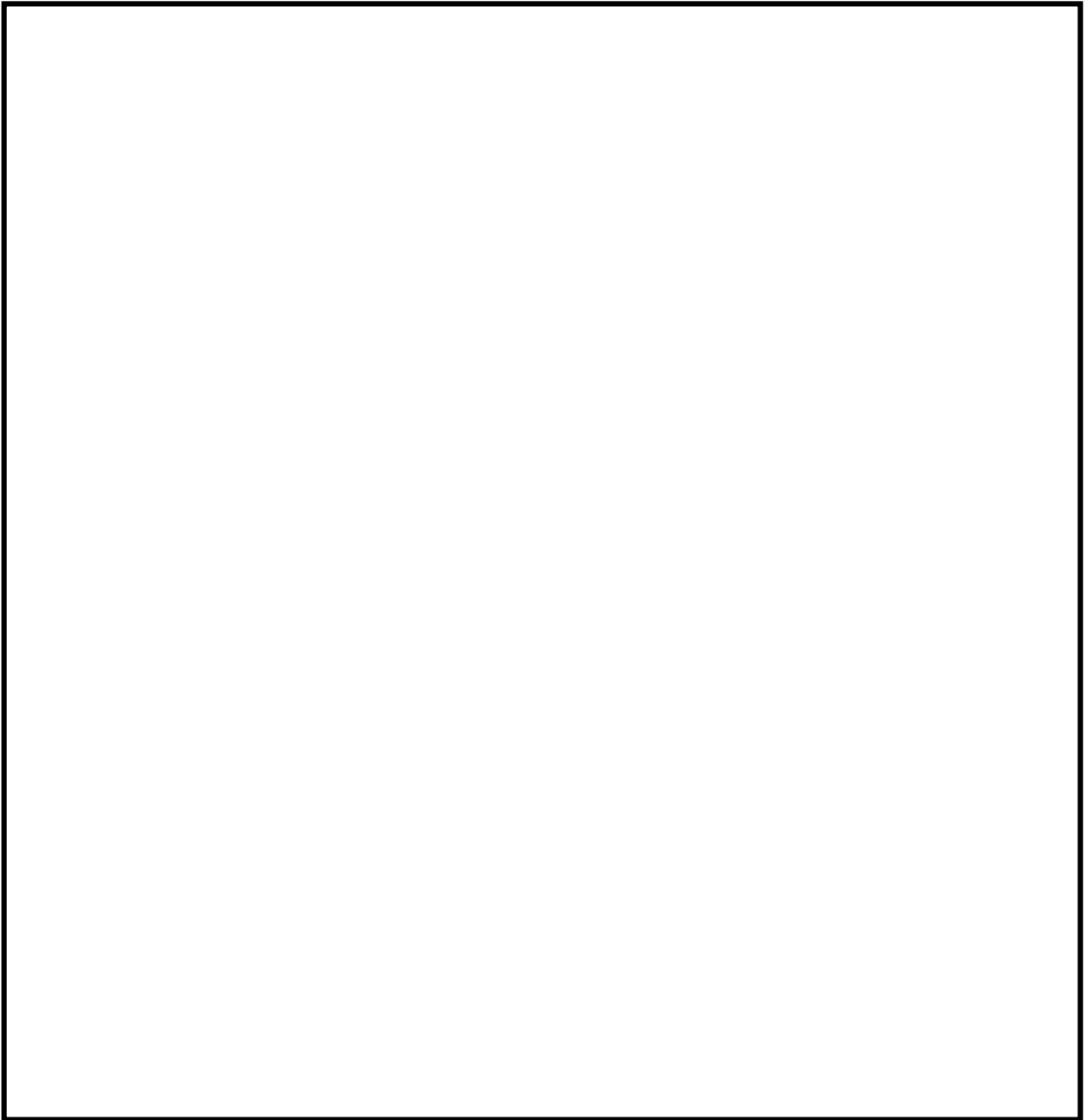
$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{MPa [gage]}$$

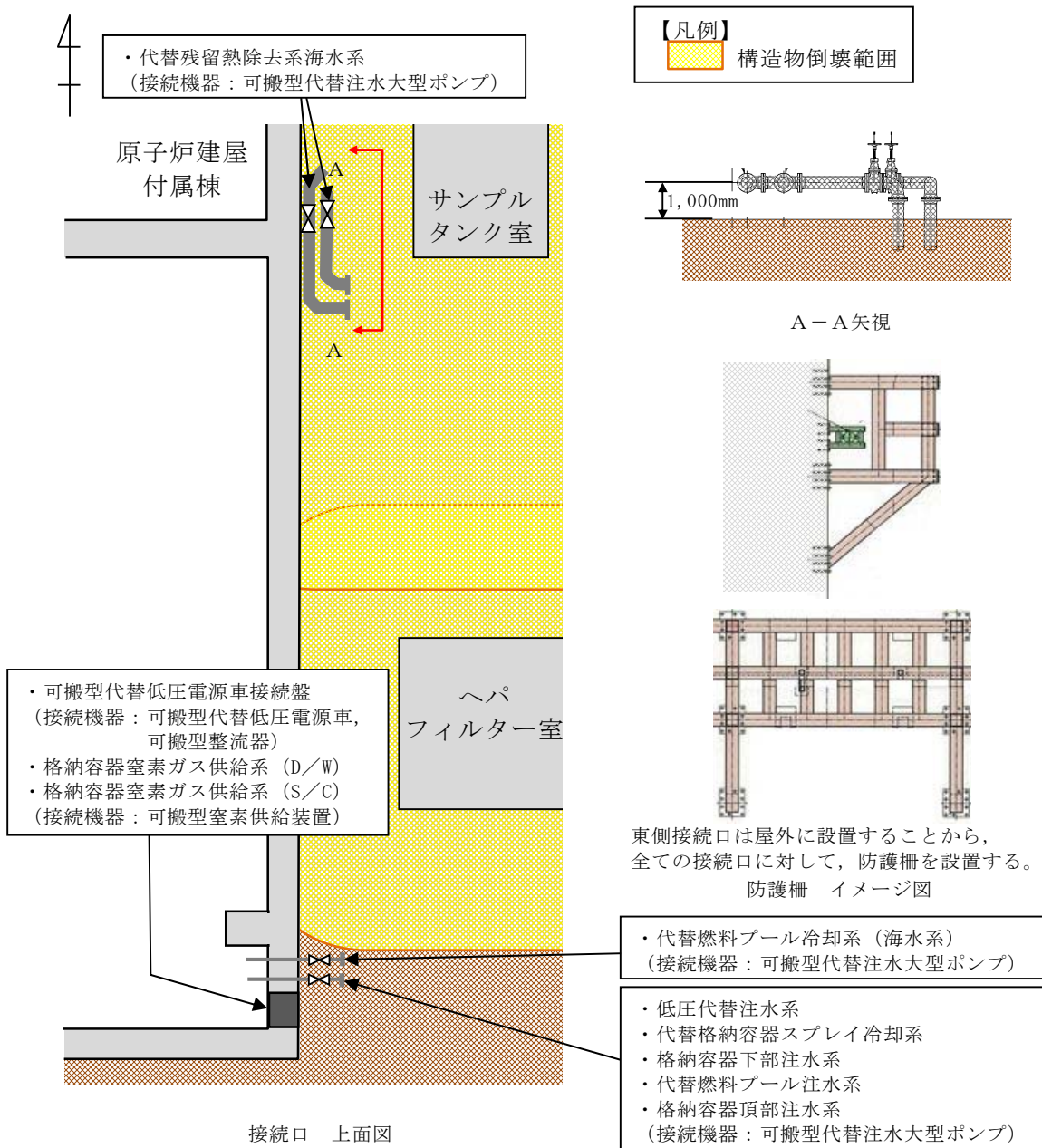
以上の評価結果より、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の状態であれば代替循環冷却系ポンプの必要 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は成立する。

56-7 接続図

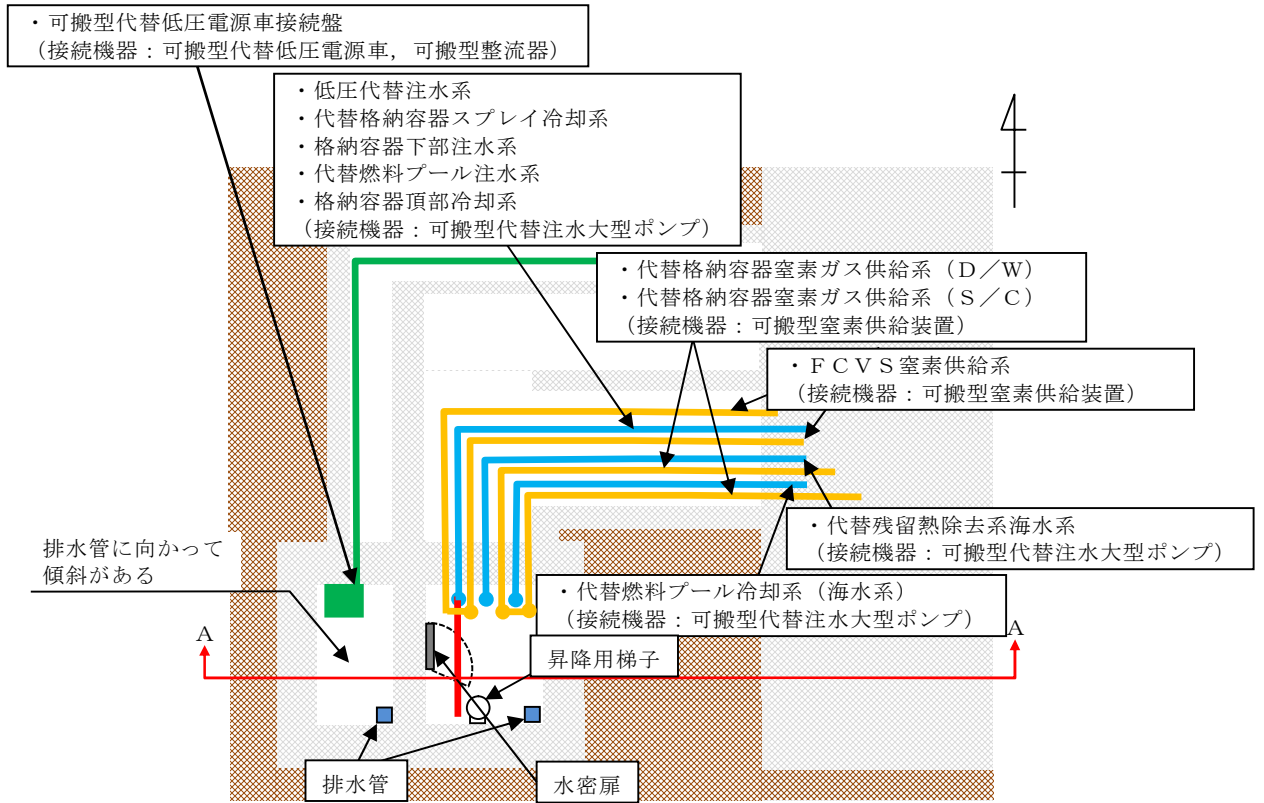


第 56-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）

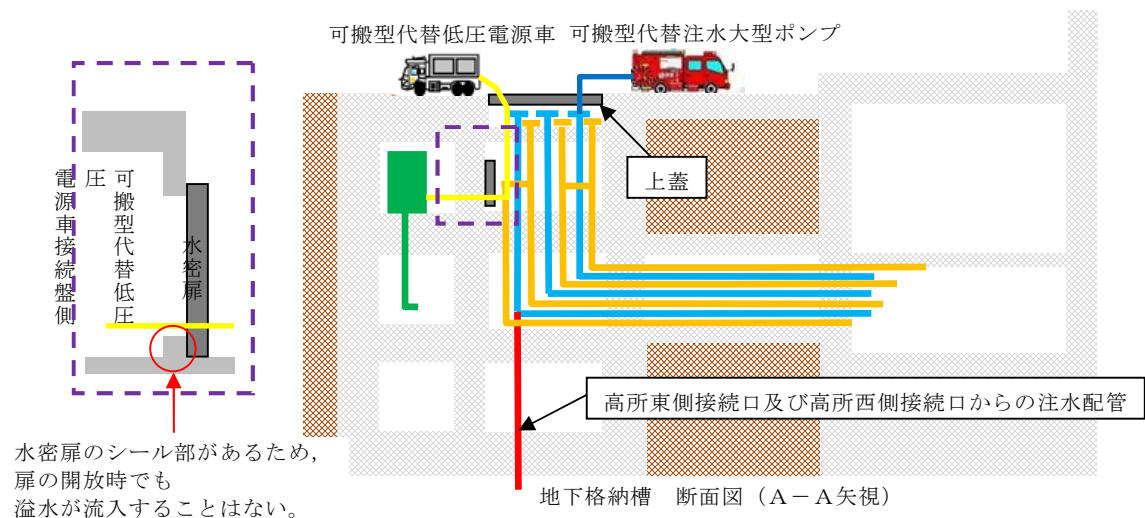


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 56-7-2 図 東側接続口の構造図



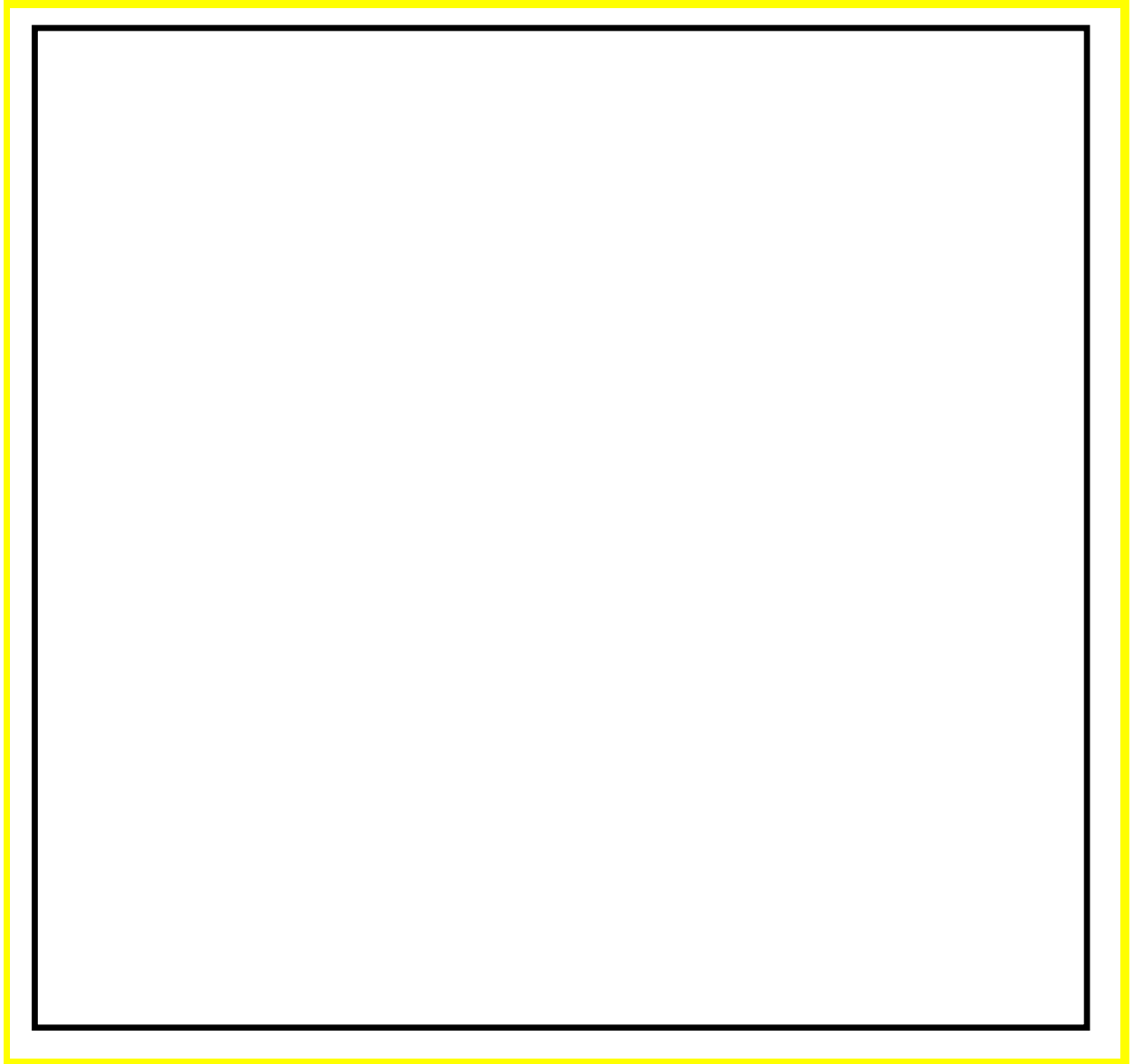
地下格納槽 上面図



今後の検討結果等により変更となる可能性がある

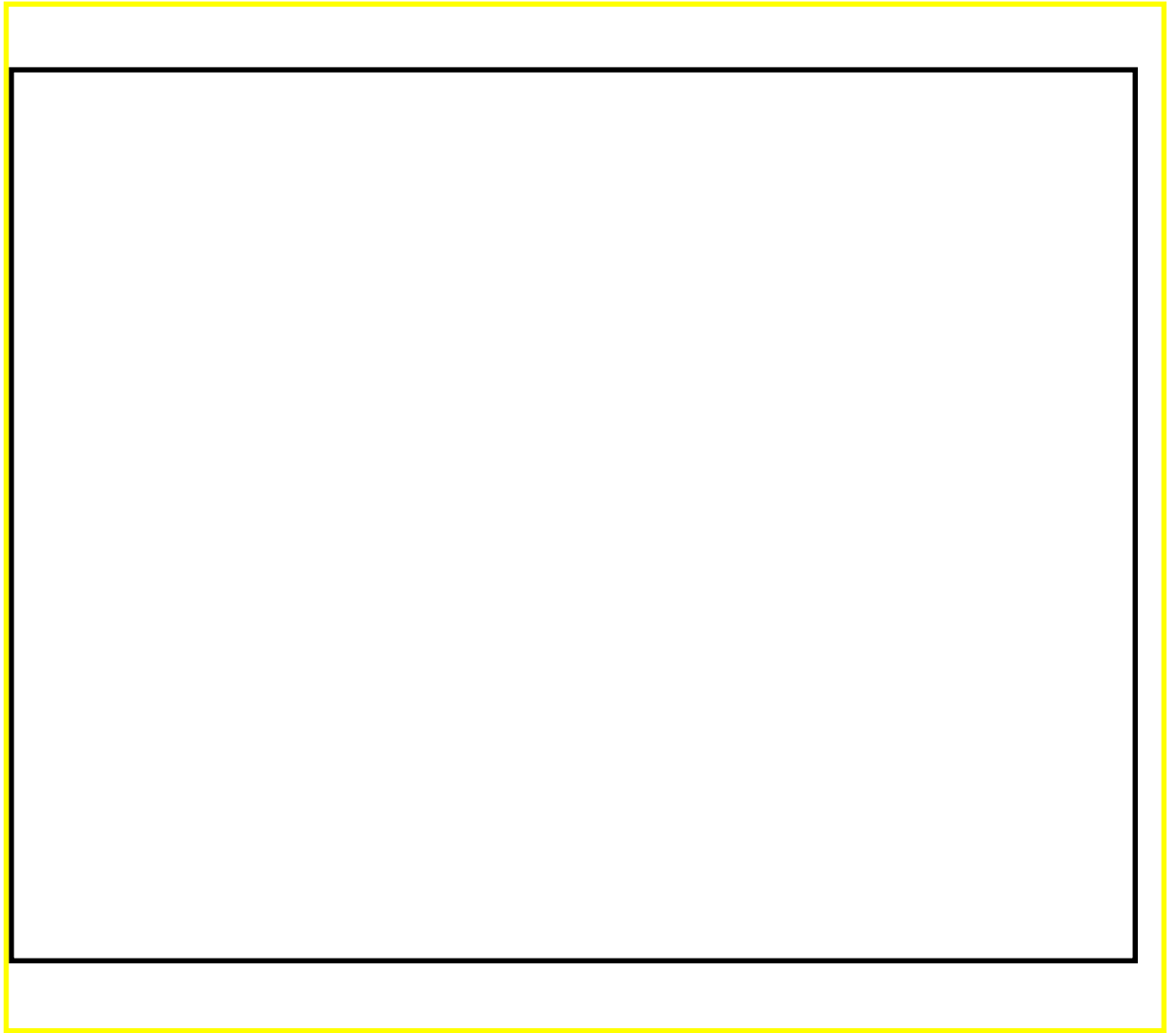
第 56-7-3 図 西側接続口の構造図

56-8 保管場所図



第 56-8-1 図 保管場所図

56-9 アクセスルート図



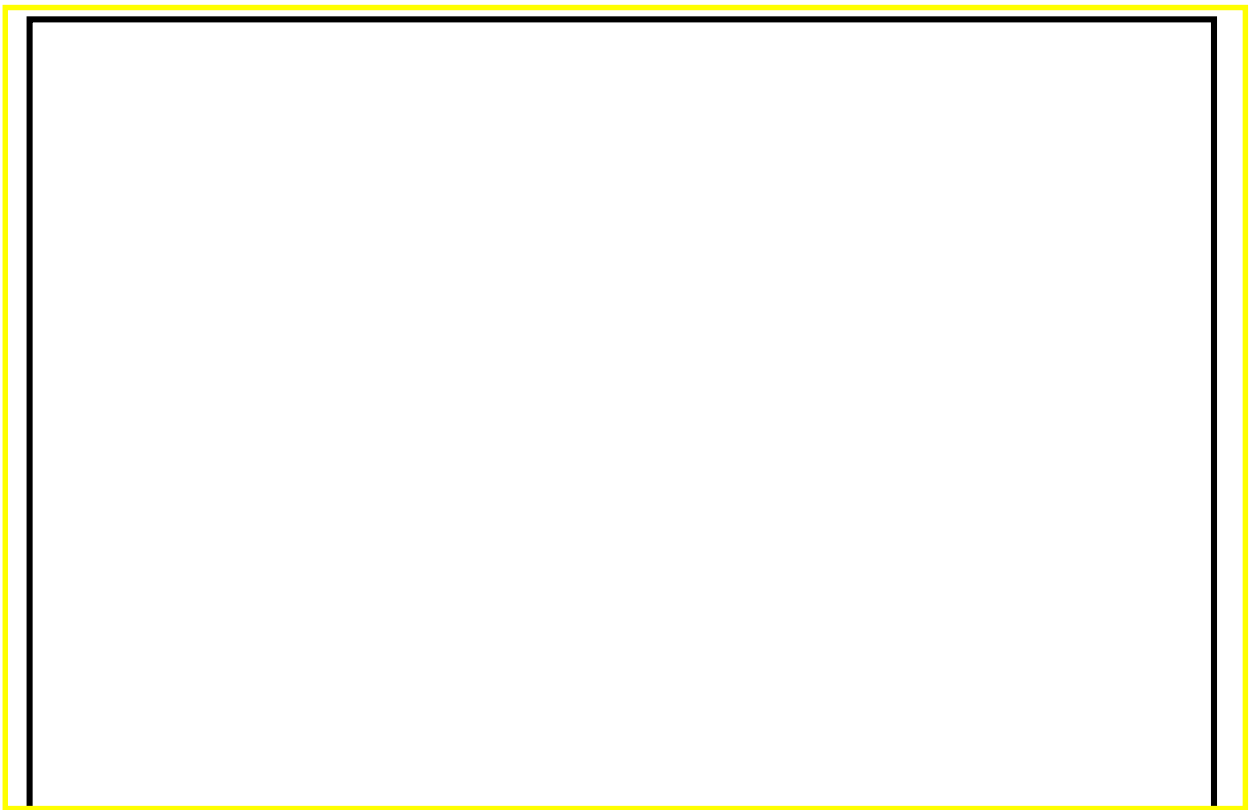
第 56-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



第 56-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 56-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 56-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

56-10 その他設備

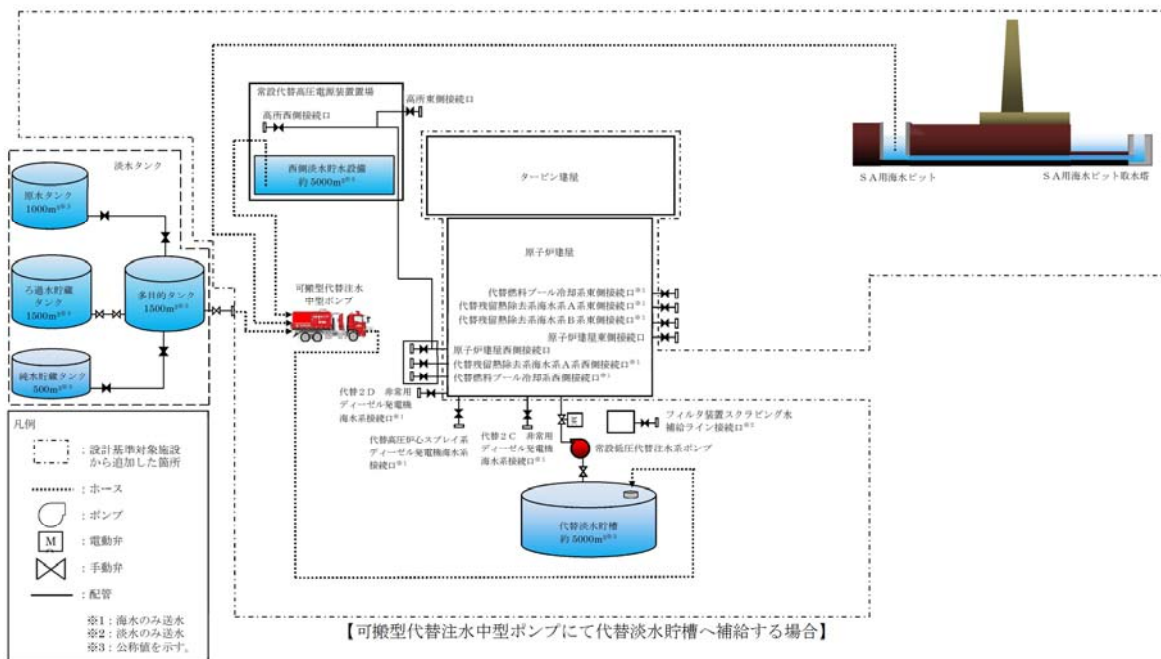
1. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を提供するための自主対策設備として、淡水タンクである多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1. 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を第 56-9-1 図に示す。

淡水タンクが健全な場合に、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してこれら淡水タンクから西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽へ水が補給できる。



第 56-10-1 図 淡水タンクから代替淡水貯槽への補給

57—1

SA 設備基準適合性 一覽表

第 57-1-1 表 電源設備一覧

	耐震 クラス	3.14.2.1	3.14.2.2	3.14.2.3	3.14.2.4	3.14.2.5	3.14.2.6	3.14.2.7	3.14.3.1
		常設 代替交流 電源設備	可搬型 代替交流 電源設備	所内 常設直流 電源設備	可搬型 代替直流 電源設備	常設 代替直流 電源設備	代替所内 電気設備	燃料給油 設備	非常用 交流電源 設備
常設代替高压電源装置	C(Ss)	※							
軽油貯蔵タンク	S							※	
常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ	C(Ss)							※	
可搬型代替低压電源車	C(Ss)		※		※				
可搬型設備用軽油タンク	S							※	
タンクローリ	C(Ss)							※	
125V 系蓄電池 A系	S			※					
125V 系蓄電池 B系	S			※					
125V 系蓄電池 HPCS 系	S			※					
中性子モニタ用蓄電池 A系	S			※					
中性子モニタ用蓄電池 B系	S			※					
可搬型整流器	C(Ss)				※				
緊急用 125V 系蓄電池	C(Ss)					※			
緊急用M/C	C(Ss)						※		
緊急用P/C	C(Ss)						※		
緊急用直流 125V 主母線盤	C(Ss)						※		
2 C 非常用ディーゼル 発電機	S								※
2 D 非常用ディーゼル 発電機	S								※
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機	S								※
2 C 非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ								※	
2 D 非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ								※	
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機燃料移送ポ ンプ								※	
2 C 非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ									※
2 D 非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ									※
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水ポン プ									※

※ 主要：主要設備

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 57 条：電源設備			常設代替高圧電源装置		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外	A, B d	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能, 中央制御室で操作可能	A a, B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋外	A b
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 57 条：電源設備		軽油貯蔵タンク		類型化 区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作, スイッチ操作	A, B d,	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C	
			関連資料		57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A a	
			関連資料		57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		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。	—	
			関連資料		—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし) -	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 57 条：電源設備			常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室, スイッチ操作	A, B d
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	57-4 試験及び検査	
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	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。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋内	A a
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備			可搬型代替低圧電源車	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬・設置, スイッチ操作, 接続操作	B c, B d, B g
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		内燃機関, 発電機	G, H
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a
		関連資料		57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図	
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料		57-2 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉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	A
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		57-2 配置図	
		第 4 号	設置場所		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, 及び常設設備との接続が可能な設計	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料		57-2 配置図	
第 6 号		アクセスルート		屋外	B	
		関連資料		57-6 アクセスルート図		
第 7 号		故障防止 共通要因	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象(代替対象 DB 設備有り) - 屋外	A b
			サポート系要因		対象(サポート系あり) - 異なる駆動源・冷却源	C a
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		可搬型設備用軽油タンク		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		接続操作	B g
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		他設備から独立	A c
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		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。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋外	B b
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備			タンクローリ	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁操作, 接続操作	B c, B d, B f, B g	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a	
			関連資料		57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料		57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図	
	第 6 号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能	A a		
		関連資料		57-2 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料		57-2 配置図	
		第 4 号	設置場所	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, 及び常設設備との接続が可能な設計	—	
			関連資料		57-2 配置図	
		第 5 号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料		57-2 配置図	
第 6 号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料		57-6 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (代替対象 DB 設備有り) - 屋外	A b	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 A系		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	B b	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	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。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋内	A a
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 B 系		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	B b	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	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。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋内	A a
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 H P C S 系		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)		—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が不要		B b	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。		—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		中性子モニタ用蓄電池 A系		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が不要	B b	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		D B施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		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。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象(代替対象D B設備あり)- 屋内	A a
			サポート系故障		対象外(サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		中性子モニタ用蓄電池 B系		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が不要	B b
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		D B 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		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。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋内	A a
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備			可搬型整流器	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬・設置, スイッチ操作, 接続操作	B c, B d, B g
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a
		関連資料		57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図	
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料		57-2 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉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	A
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		57-2 配置図	
		第 4 号	設置場所		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, 及び常設設備との接続が可能な設計	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料		57-2 配置図	
第 6 号		アクセスルート		屋外	B	
		関連資料		57-6 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象(代替対象 DB 設備あり) - 屋外	A b
			サポート系要因		対象(サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備			緊急用 125V 系蓄電池		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備			緊急用M/C		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用 P/C		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの。	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	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。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)- 屋内	A a
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用直流 125V 主母線盤		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		(操作不要)	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	A a
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		—	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 C 非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水する	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a	
	関連資料		57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし) -	対象外	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	B a	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 D非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水する	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		内燃機関, 発電機	G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		D B施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	B	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		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。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象外(共通要因の考慮対象設備 なし)－	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系あり)－異なる駆動源又は 冷却源	B a
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水する	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし) -	対象外	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	B a	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外	A, B d	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	C a	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外	A, B d	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	C a	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備			高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機用 海水ポンプ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外		A, B d
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機		G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要		B a
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能		B	
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。		—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外		A b
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源		C a
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外		A, B d
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機		G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要		B a	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能		B	
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの		A
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。		—
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外		A b
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源		C a
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

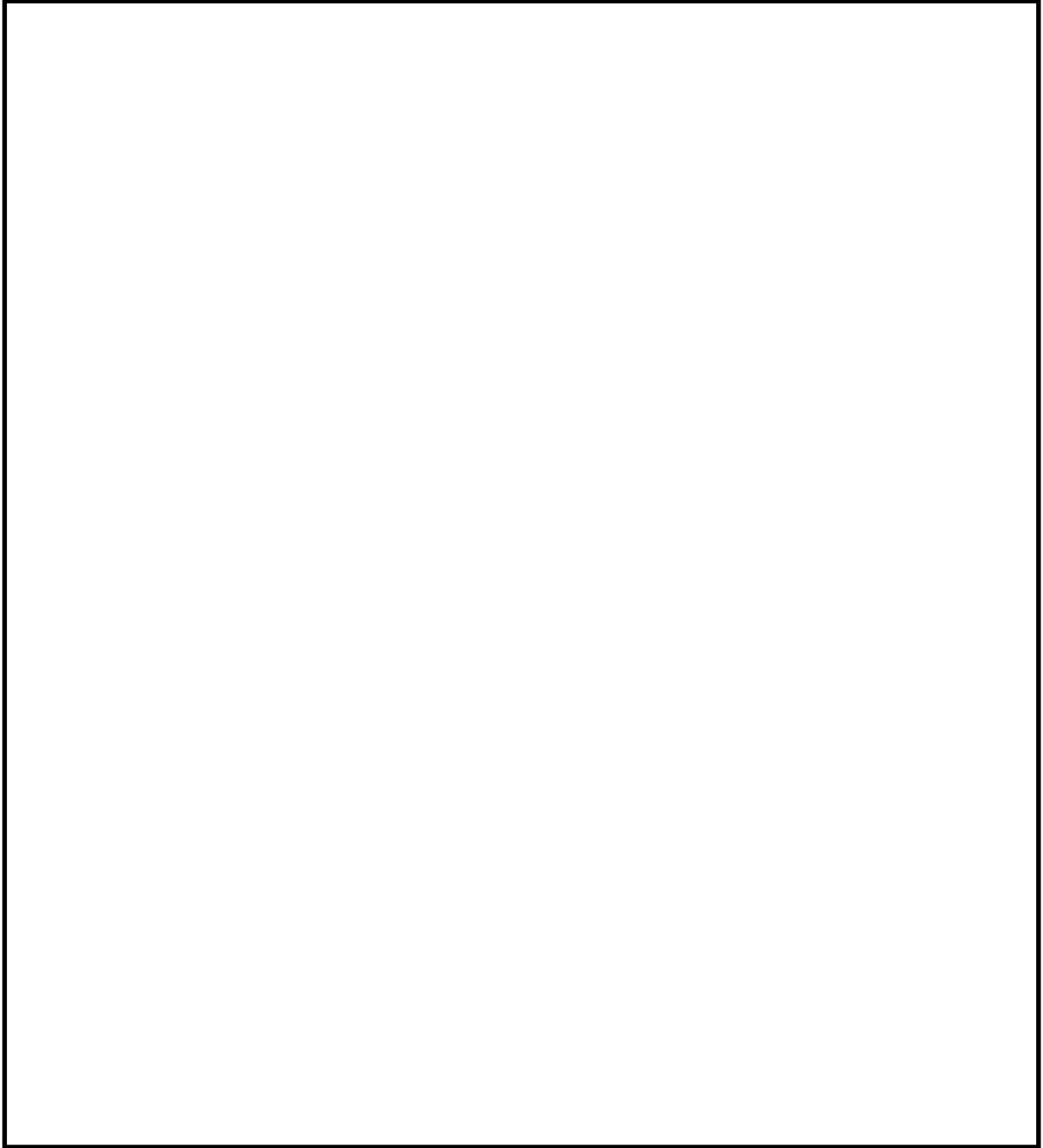
第 57 条：電源設備		2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外		A, B d
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機		G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要		B a	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能		B	
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。		—
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	C a	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

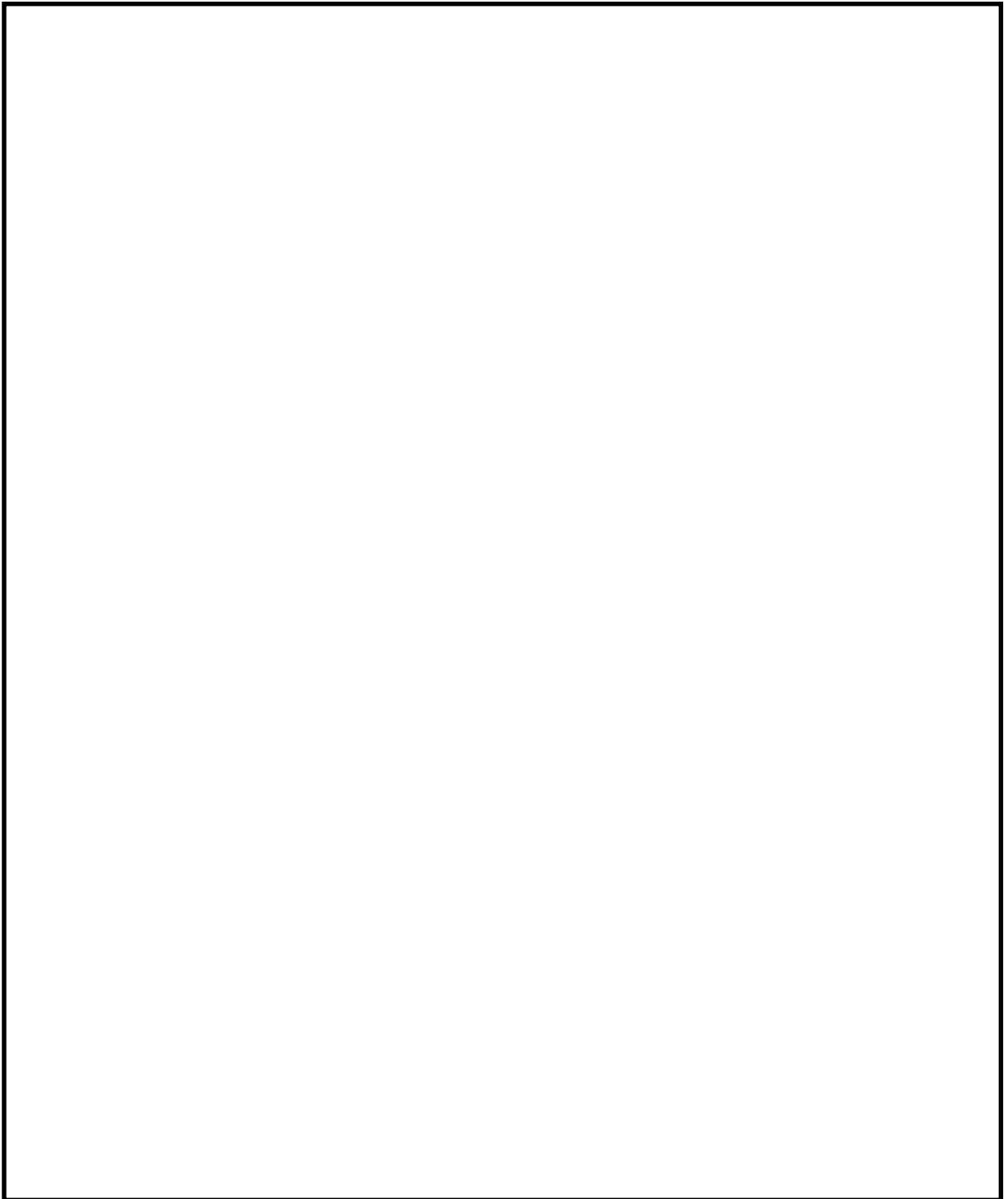
第 57 条：電源設備		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作及び屋外	A, B d	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	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。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	C a	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

57-2

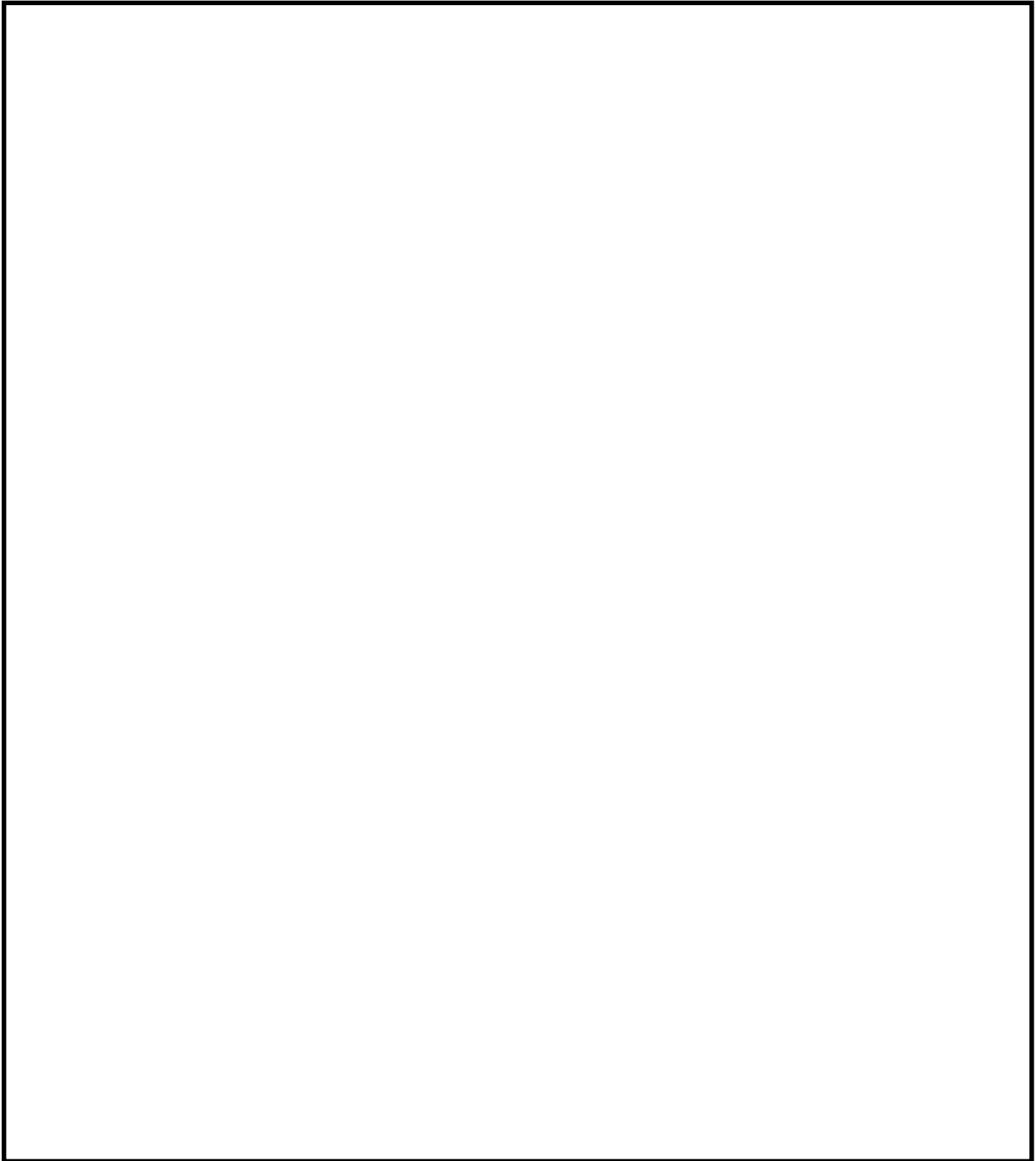
配置図



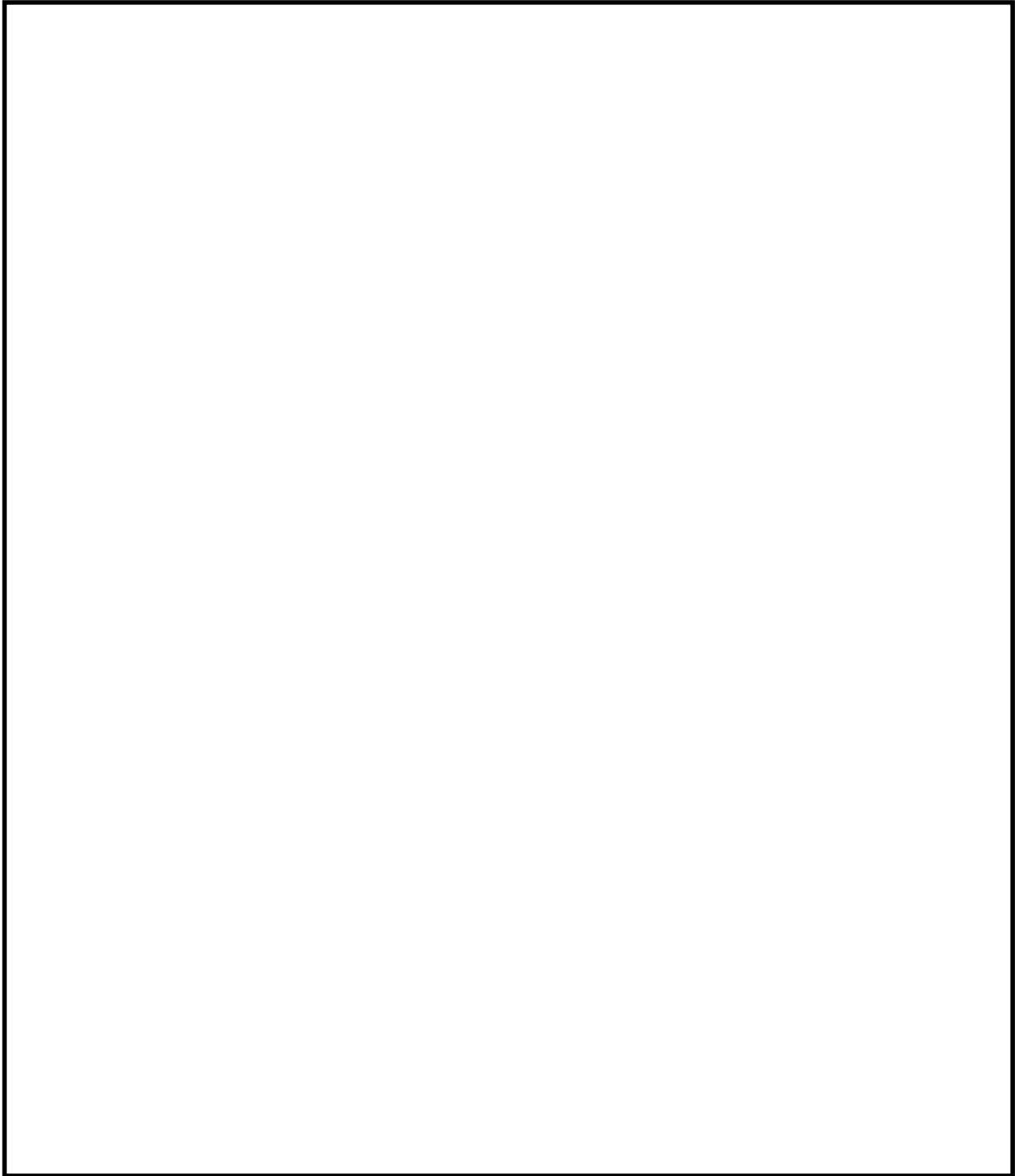
第 57-2-1 図 原子炉建屋と西側保管場所及び南側保管場所配置図



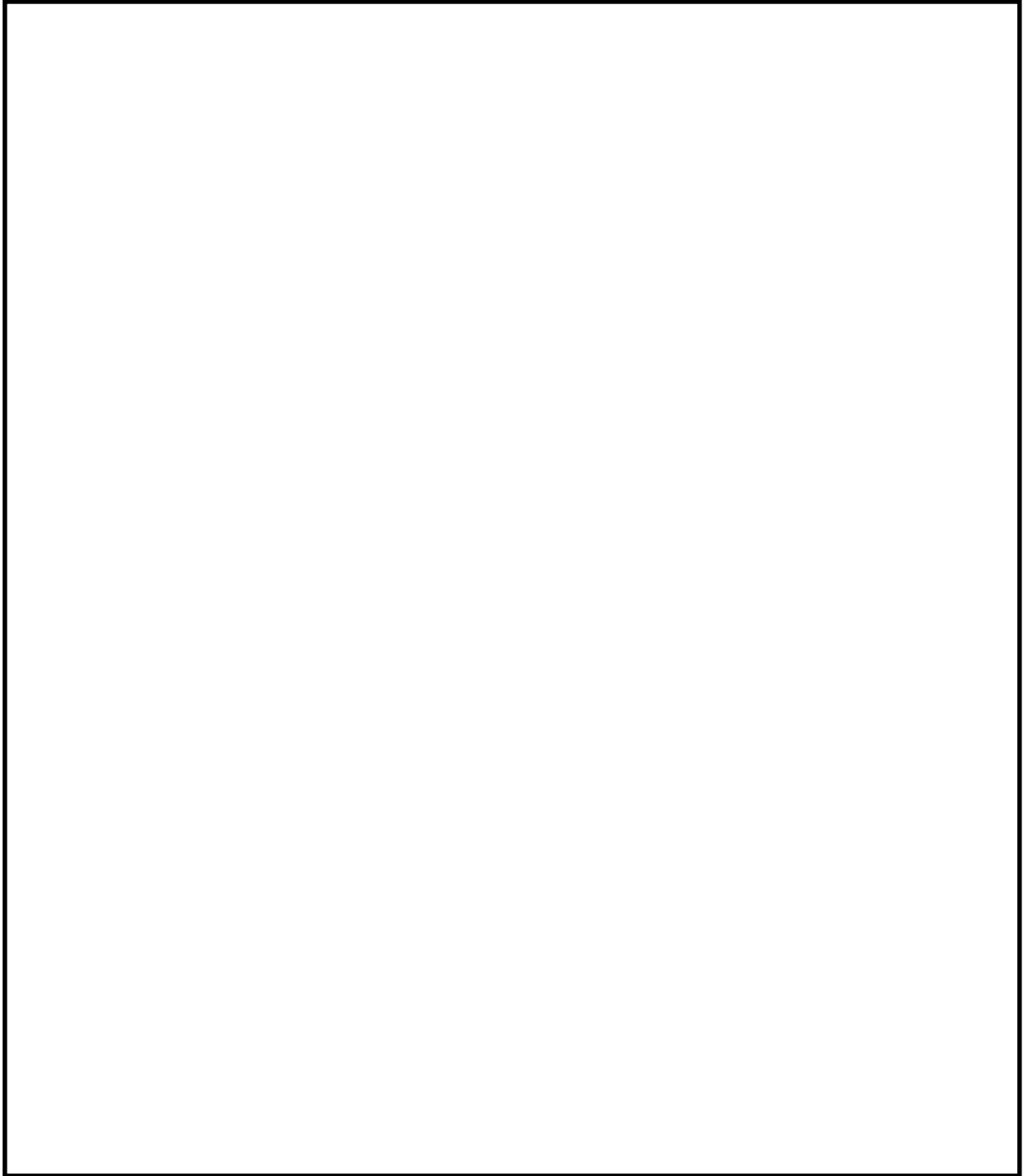
第 57-2-2 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (可搬型代替低圧電源車)



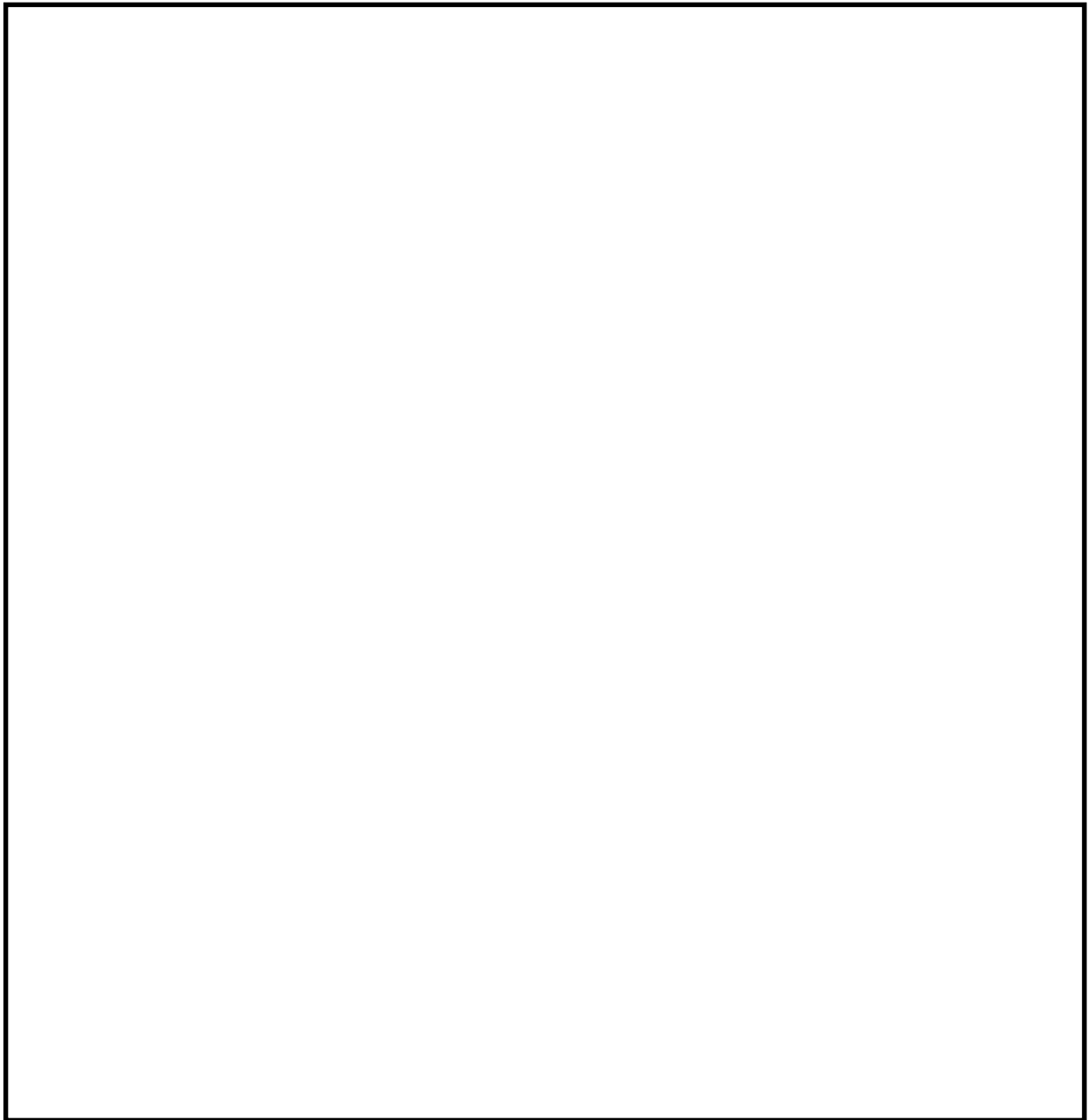
第 57-2-3 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (可搬型設備用軽油タンク)



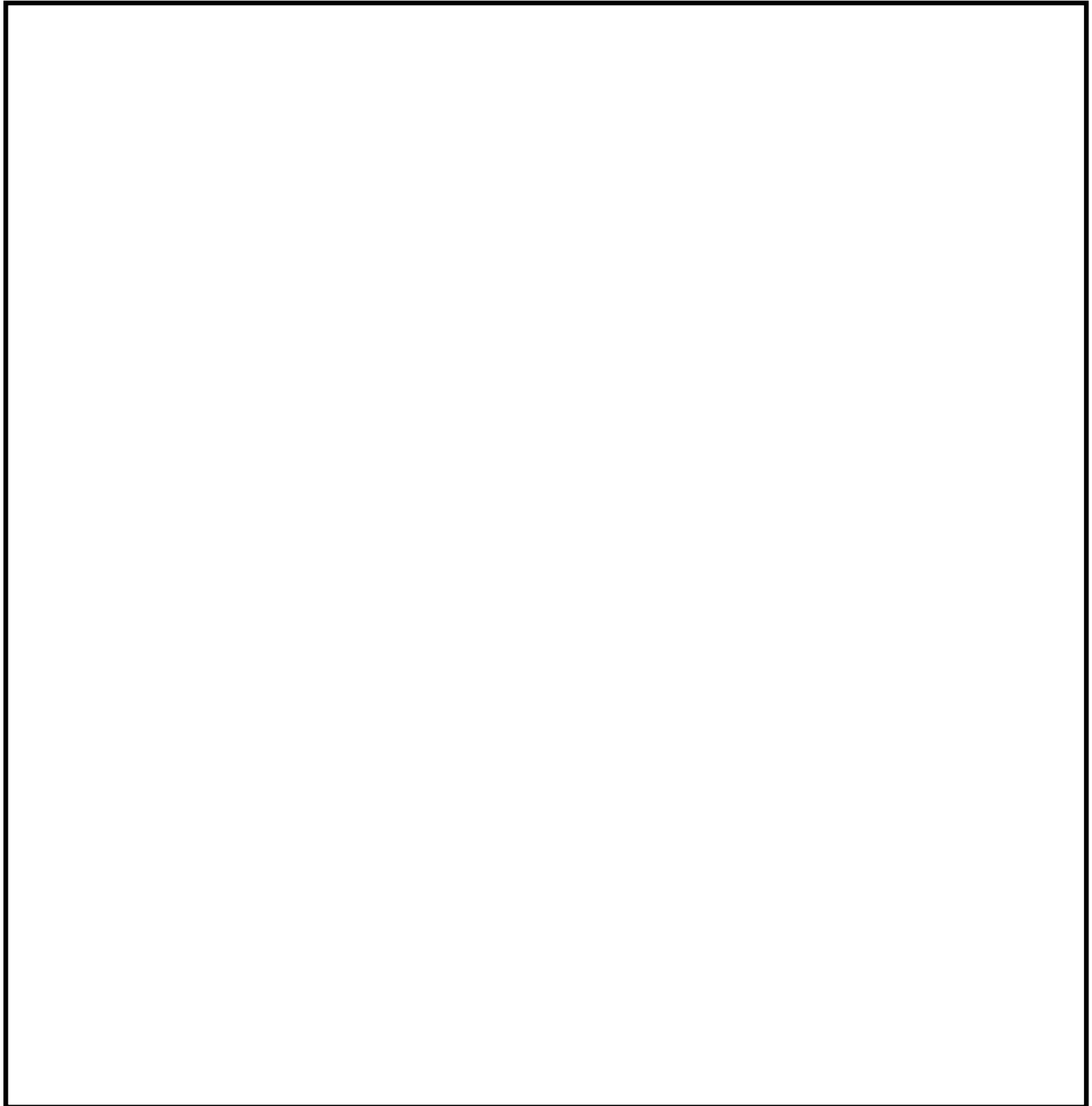
第 57-2-4 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (タンクローリ)



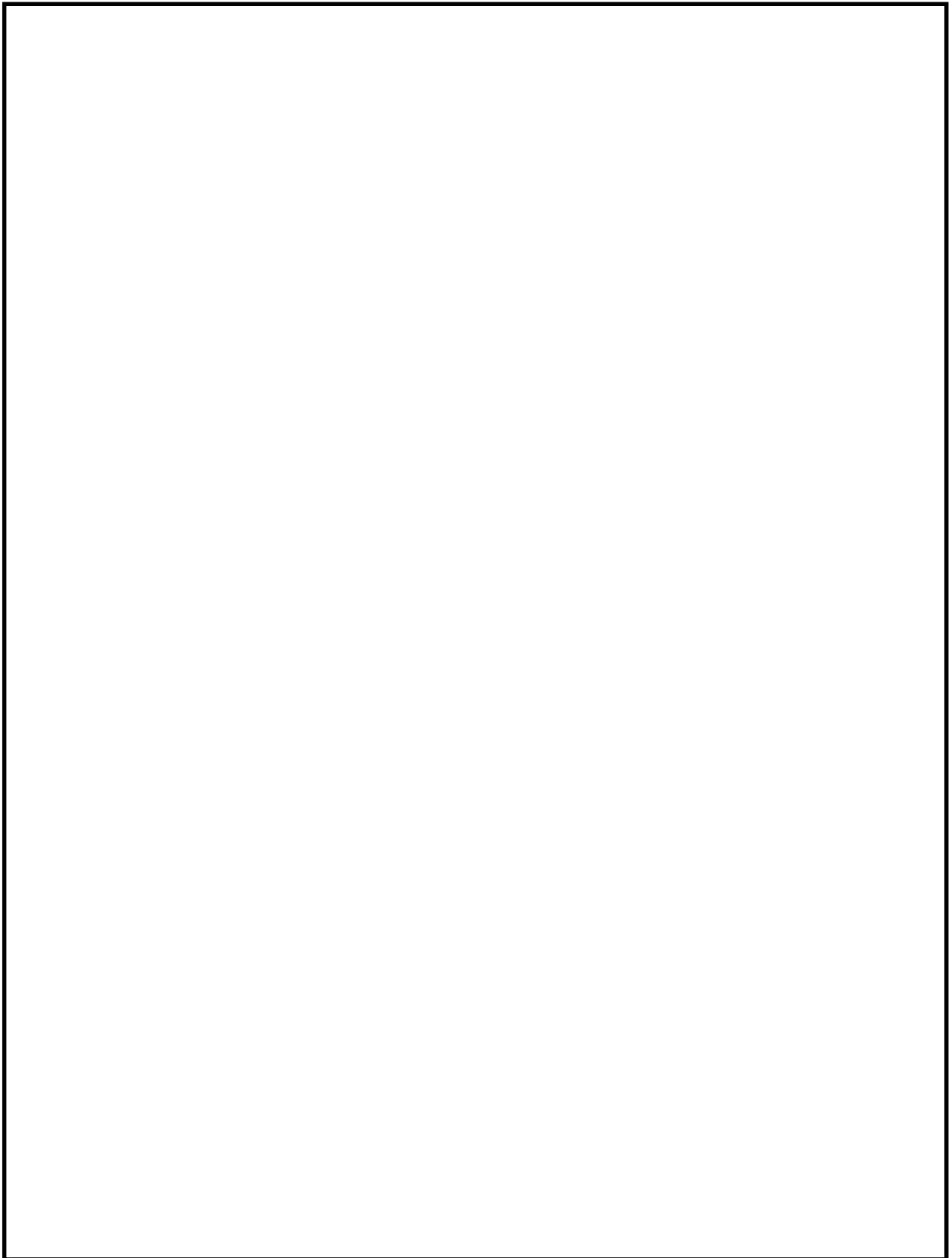
第 57-2-5 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置)



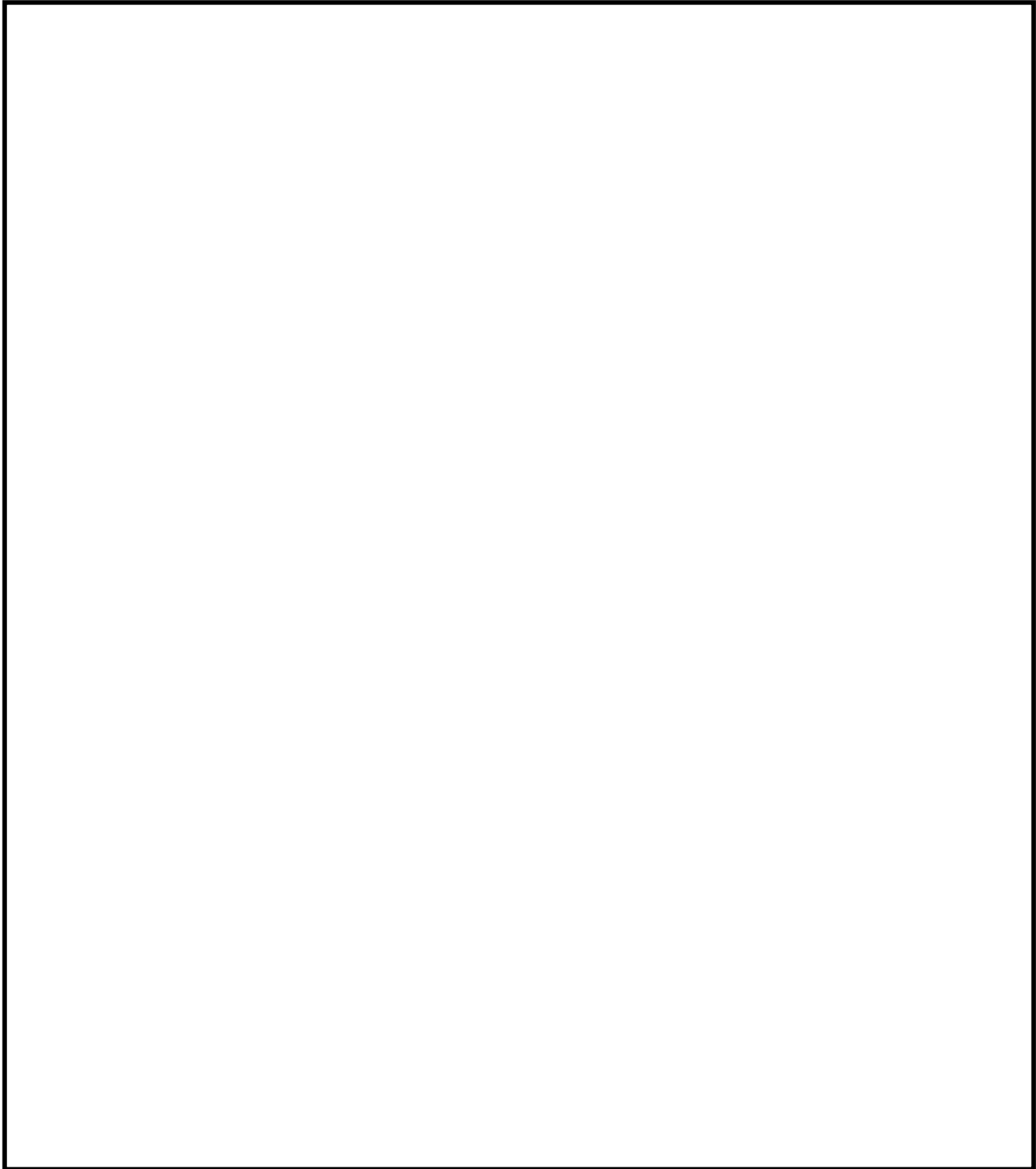
第 57-2-6 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (軽油貯蔵タンク)



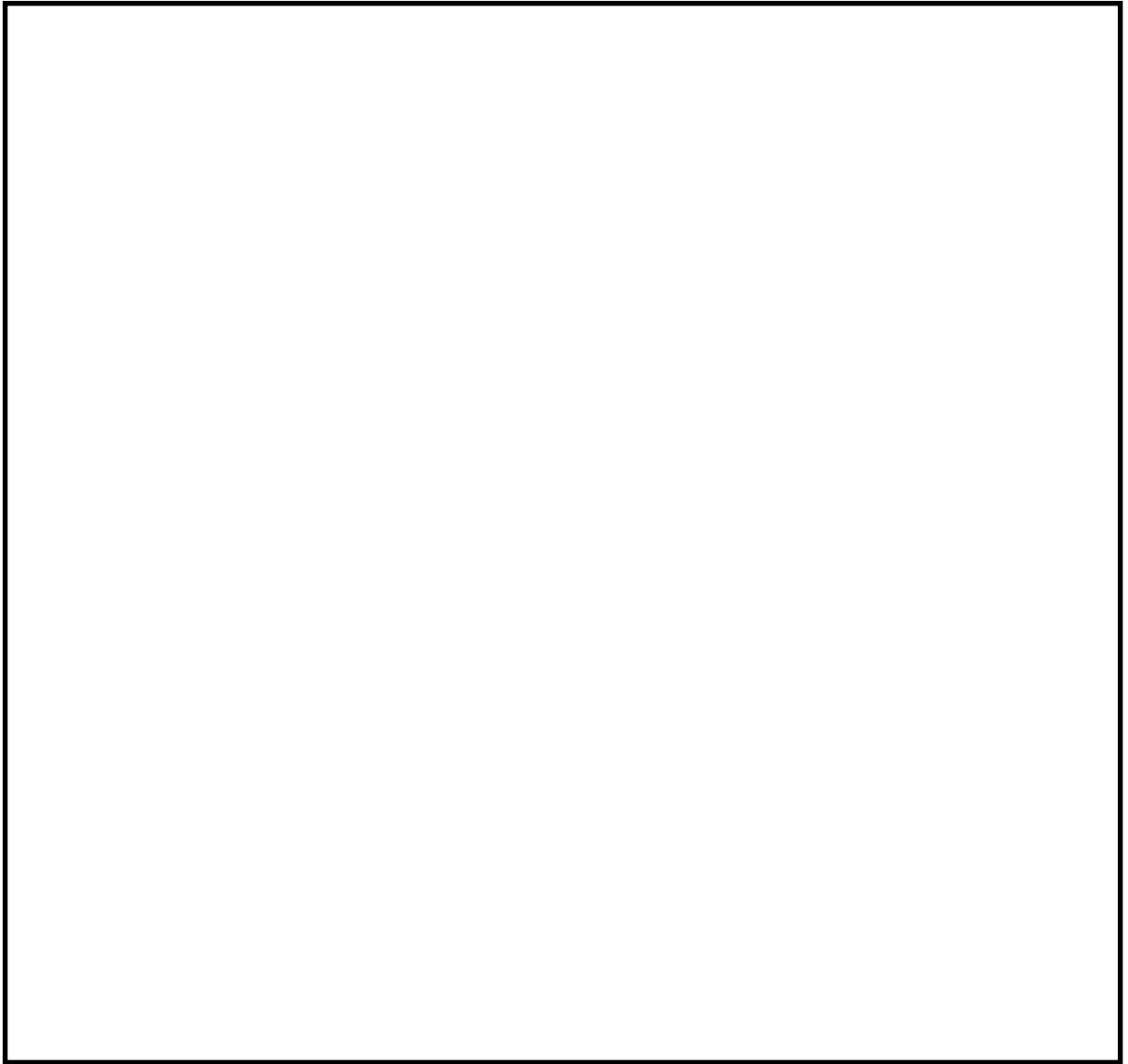
第 57-2-7 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ)



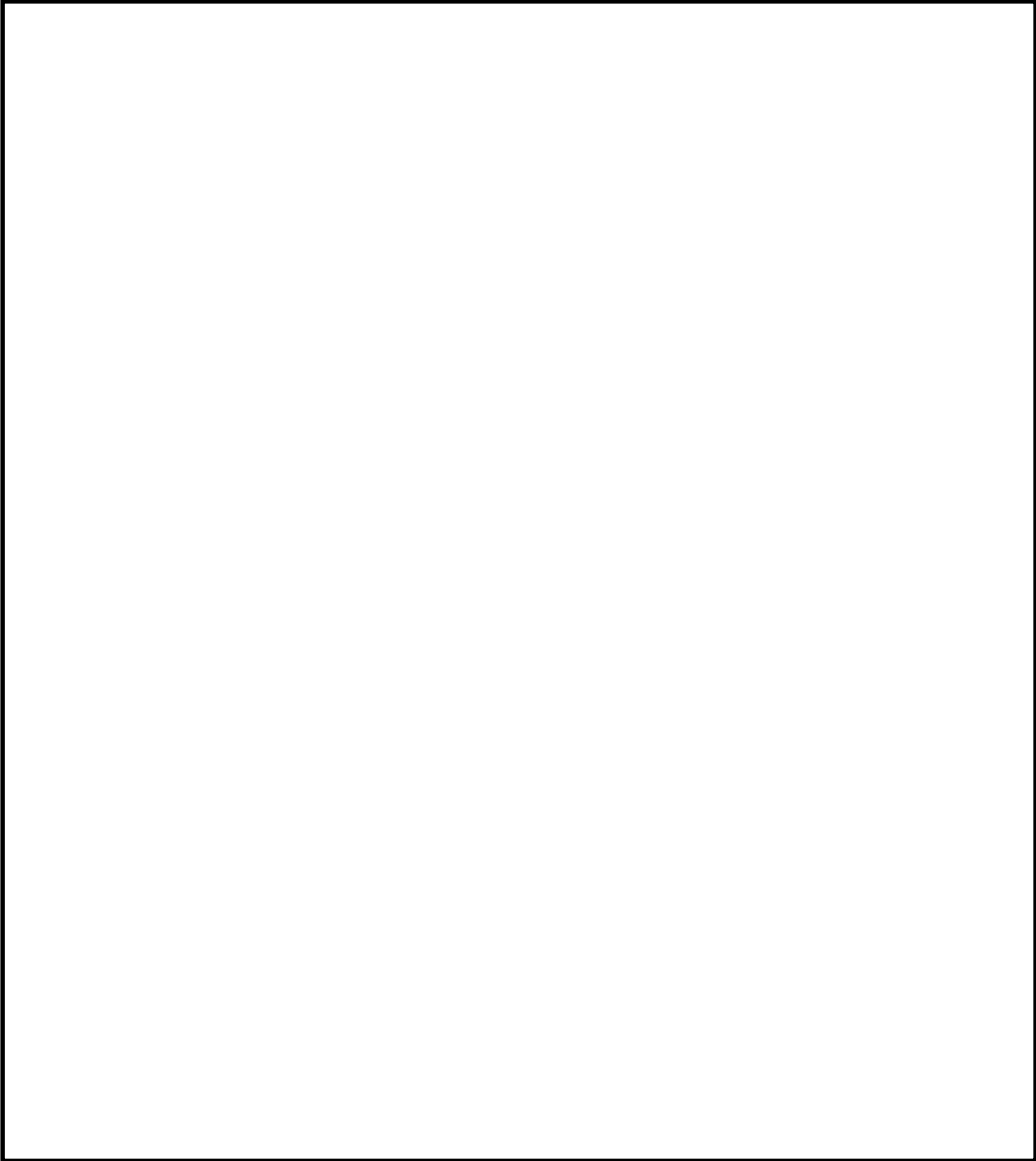
第 57-2-8 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (125V 系蓄電池 A 系) (125V 系蓄電池 B 系) (中性子モニタ用蓄電池 A 系) (中性子モニタ用蓄電池 B 系)



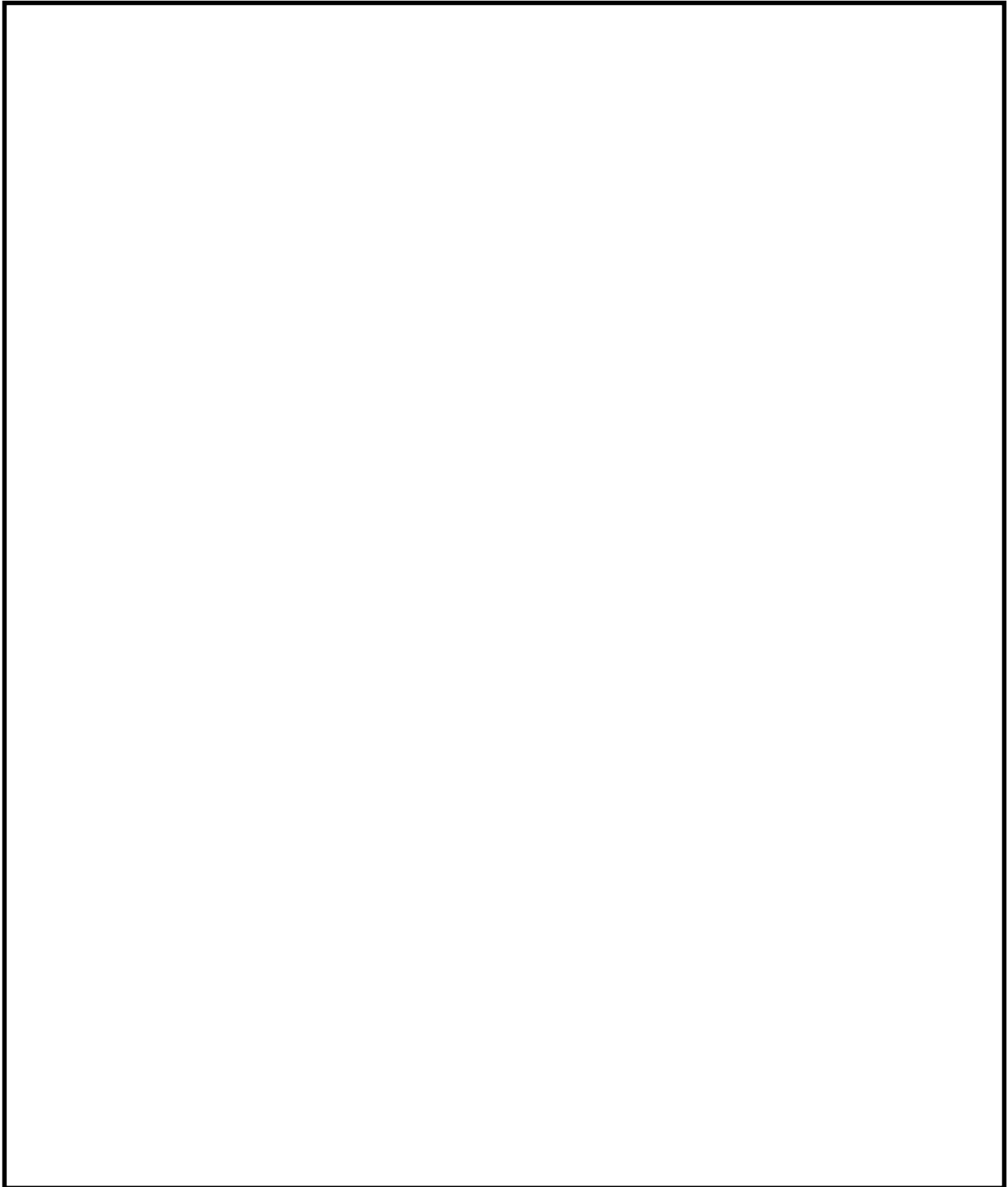
第 57-2-9 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (可搬型整流器)



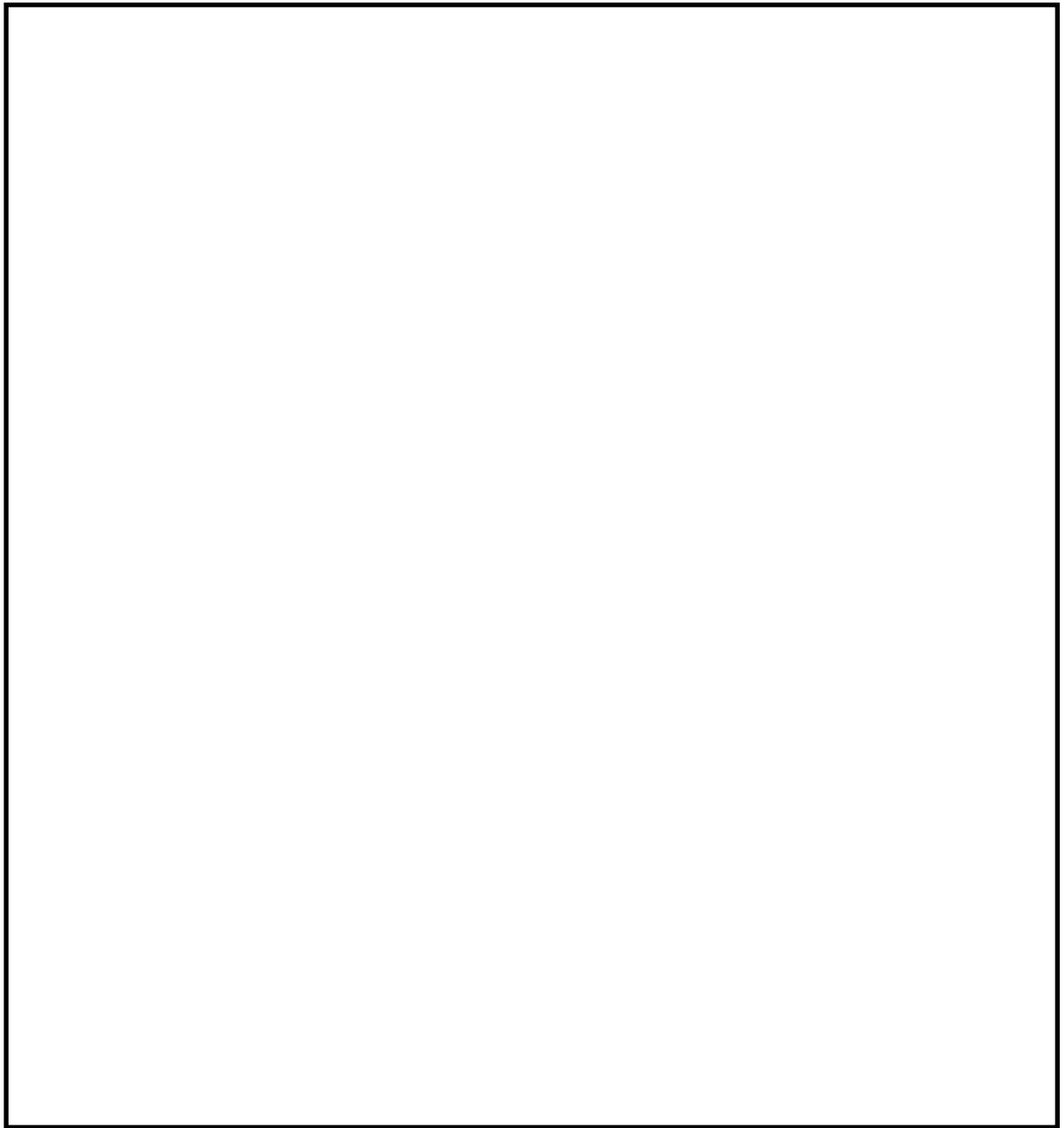
第 57-2-10 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（その他の電源装置）（緊急用 125V 系蓄電池）



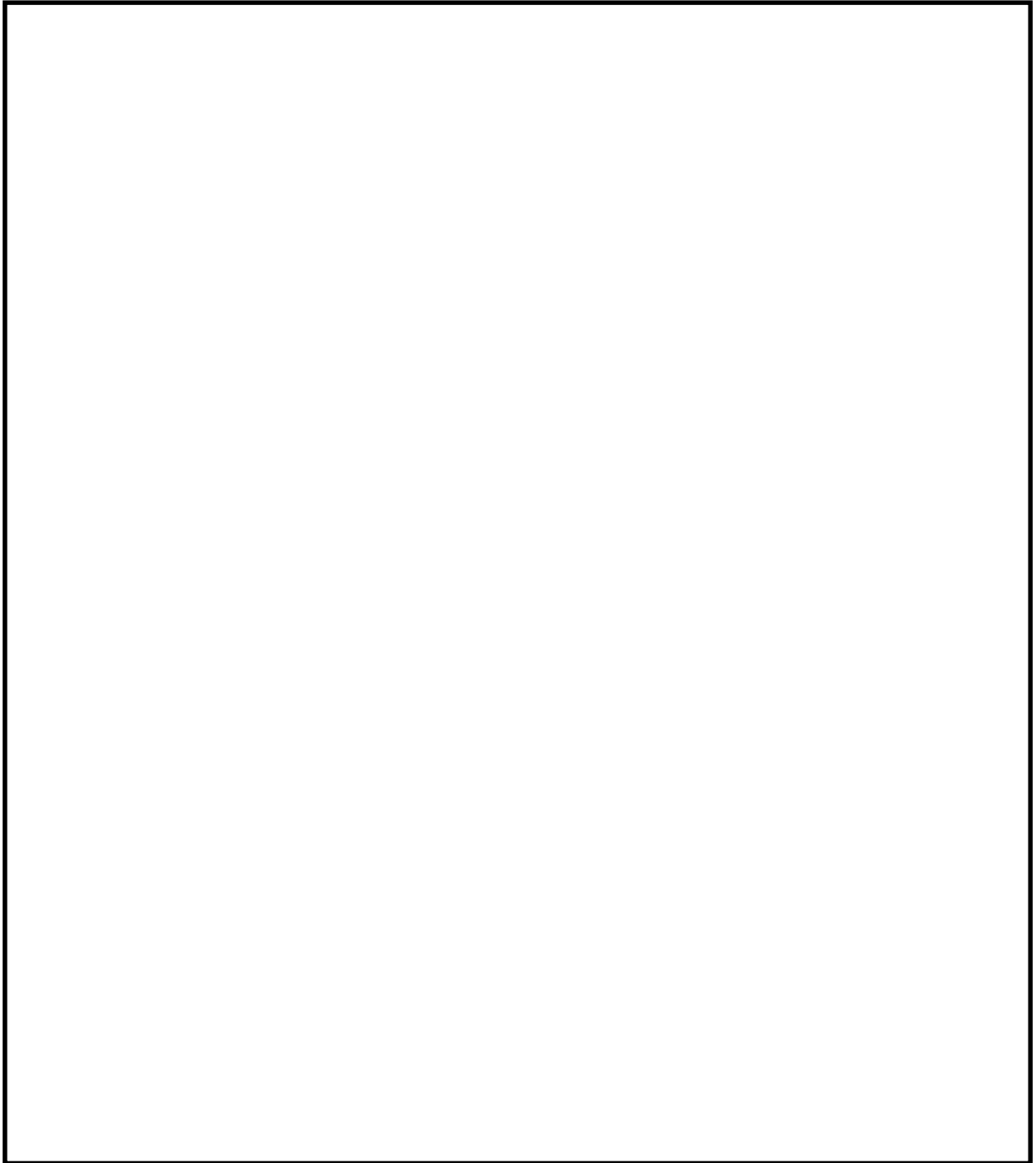
第 57-2-11 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用M/C）



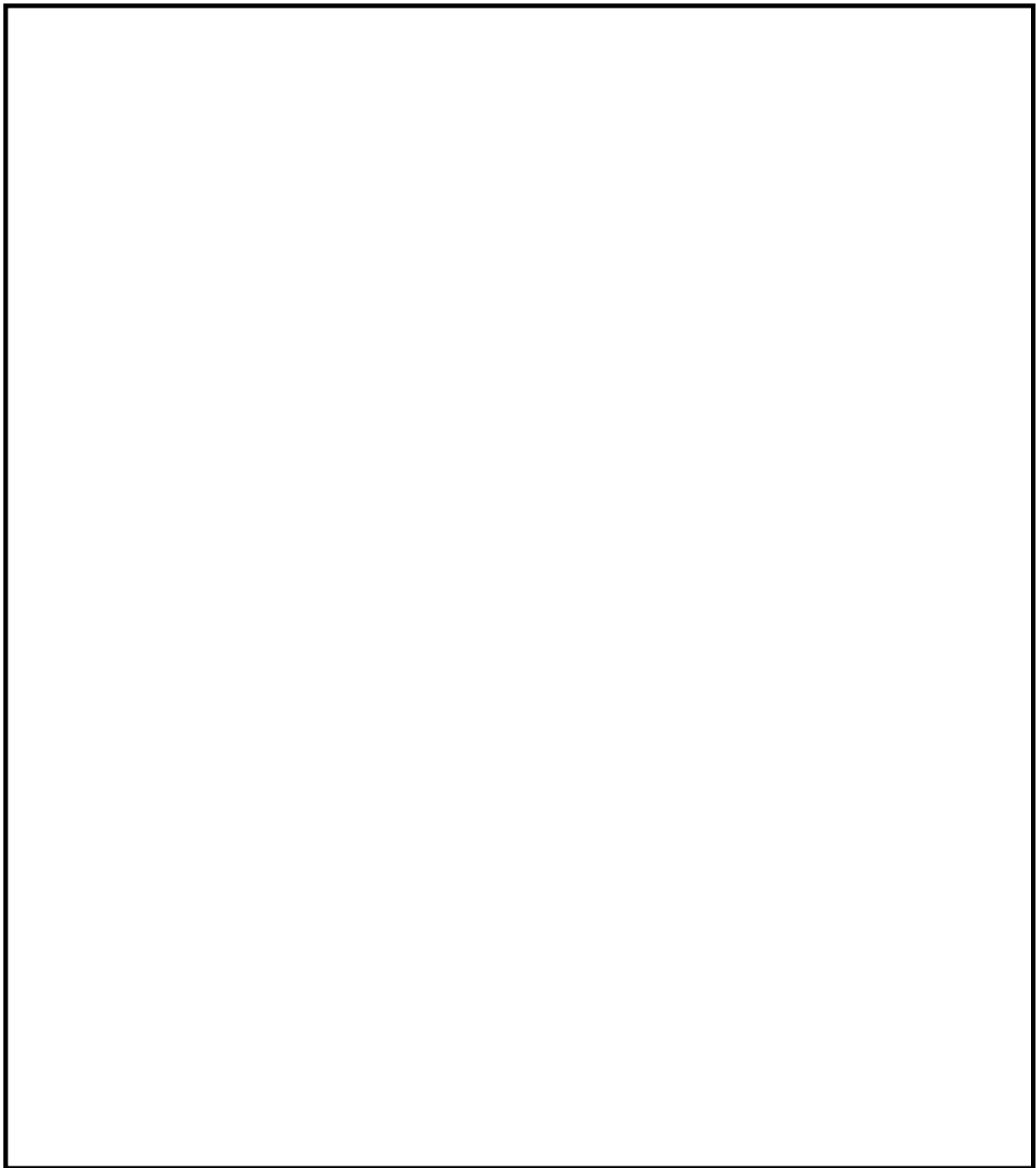
第 57-2-12 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用 P / C）



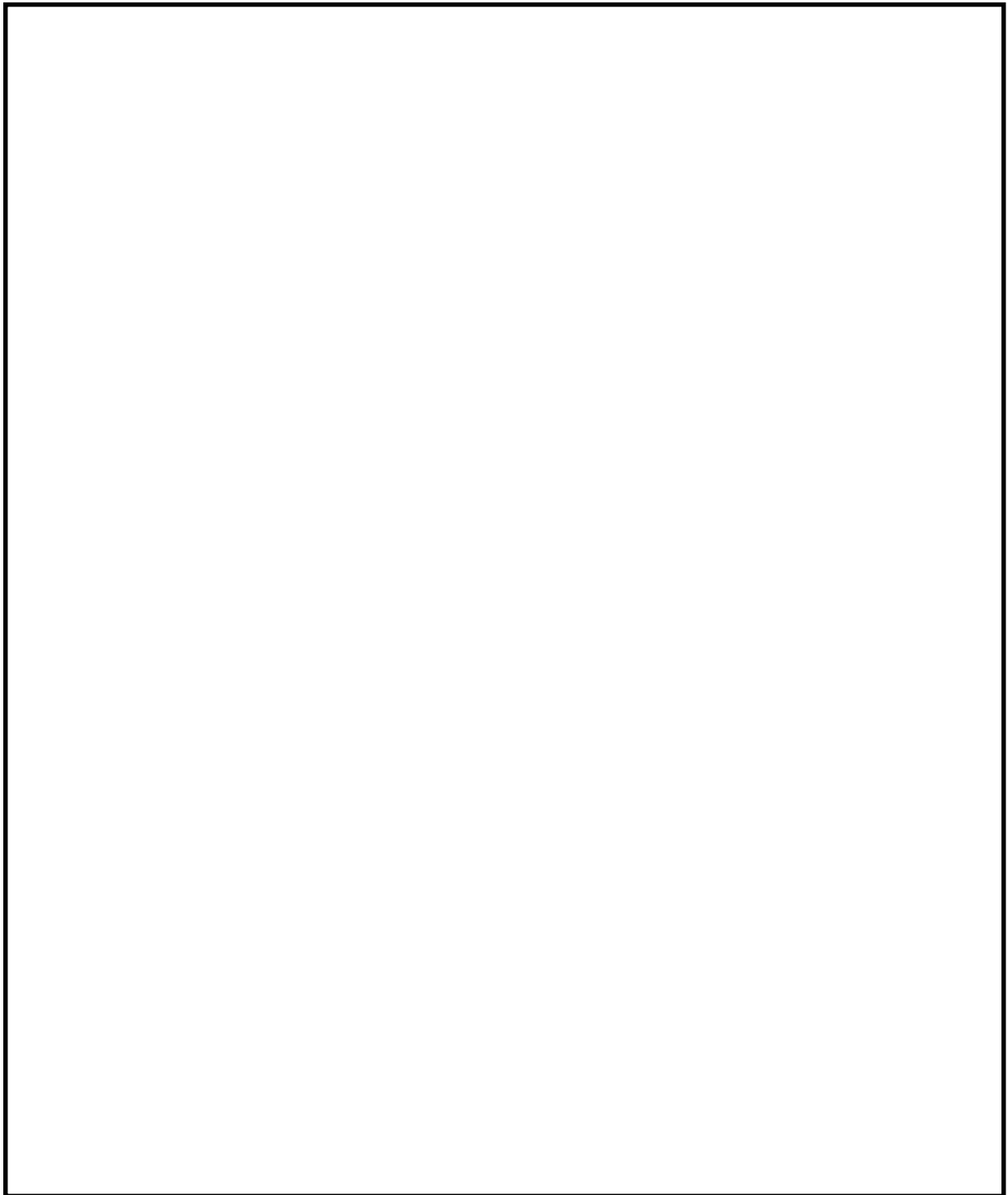
第 57-2-13 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2C・2D D/G 及びHPCS D/G）



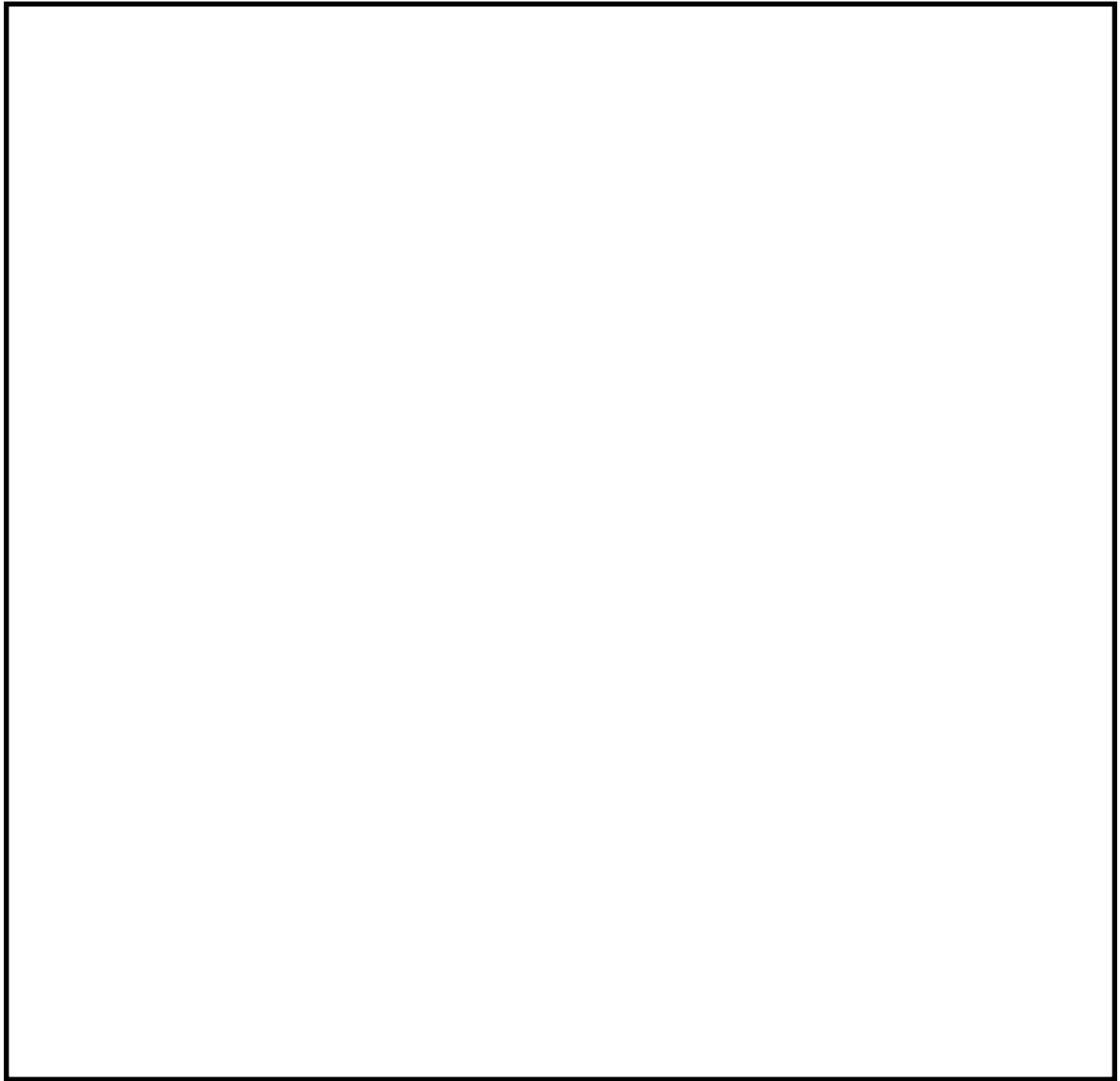
第 57-2-14 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2C・2D・HPCS D/G燃料油デイトンク）



第 57-2-15 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2C・2D・HPCS D/G燃料移送ポンプ）



第 57-2-16 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2C・2D・HPCS D/G用海水ポンプ）



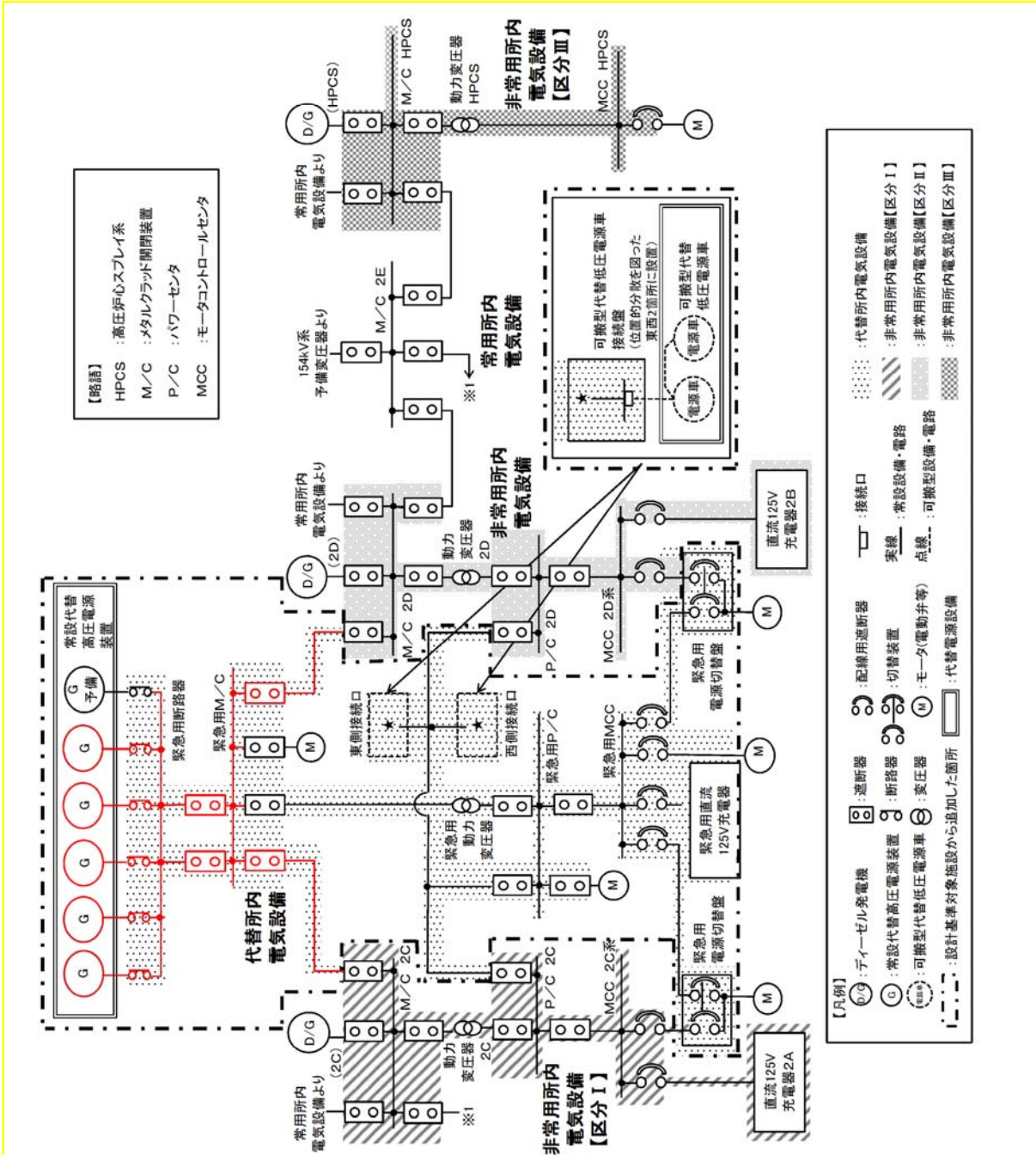
第 57-2-17 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（その他の電源設備）（125V 系蓄電池 H P C S 系）



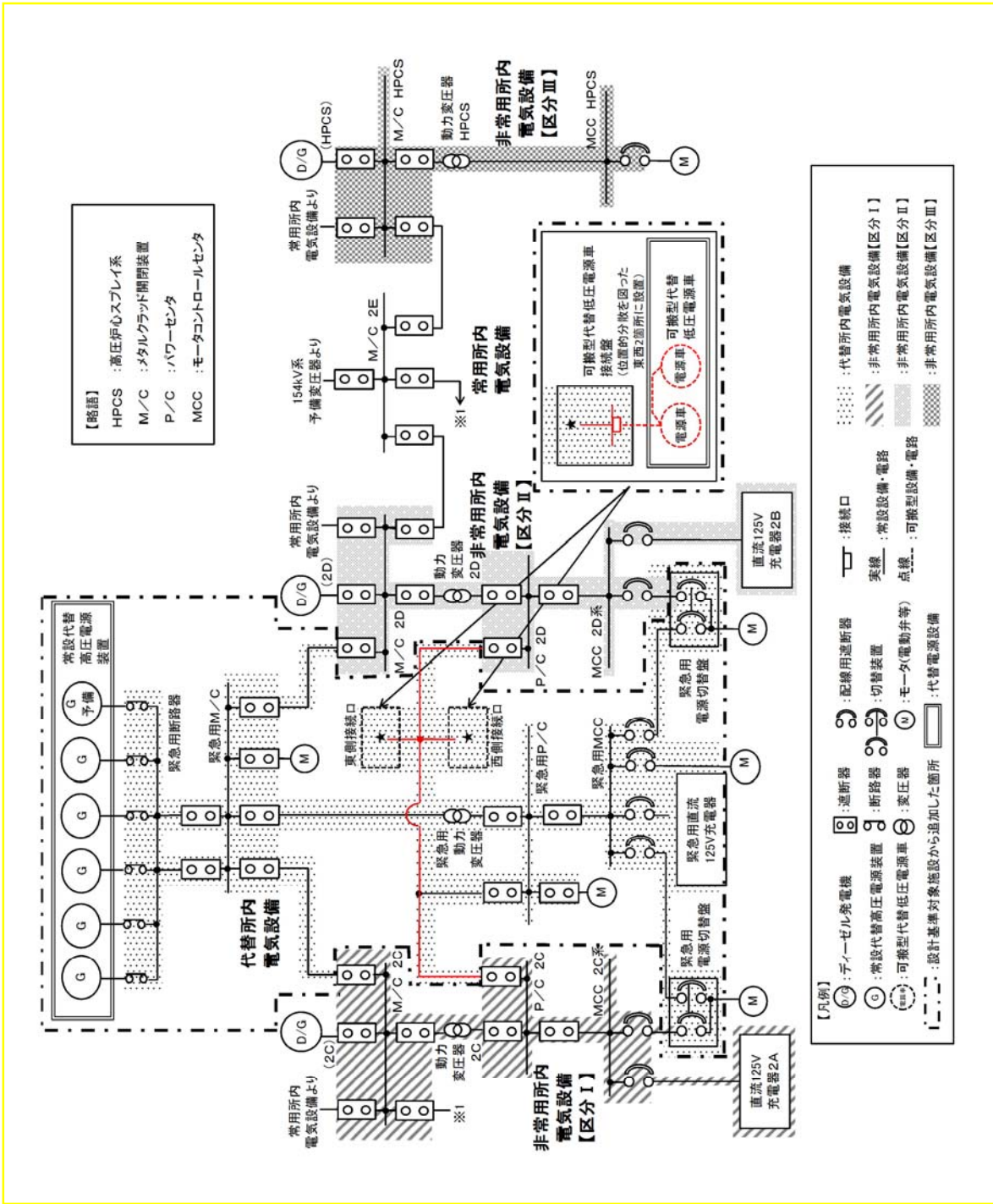
57-2-18 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（その他の電源設備）（緊急用直流 125V 主母線盤）

57-3

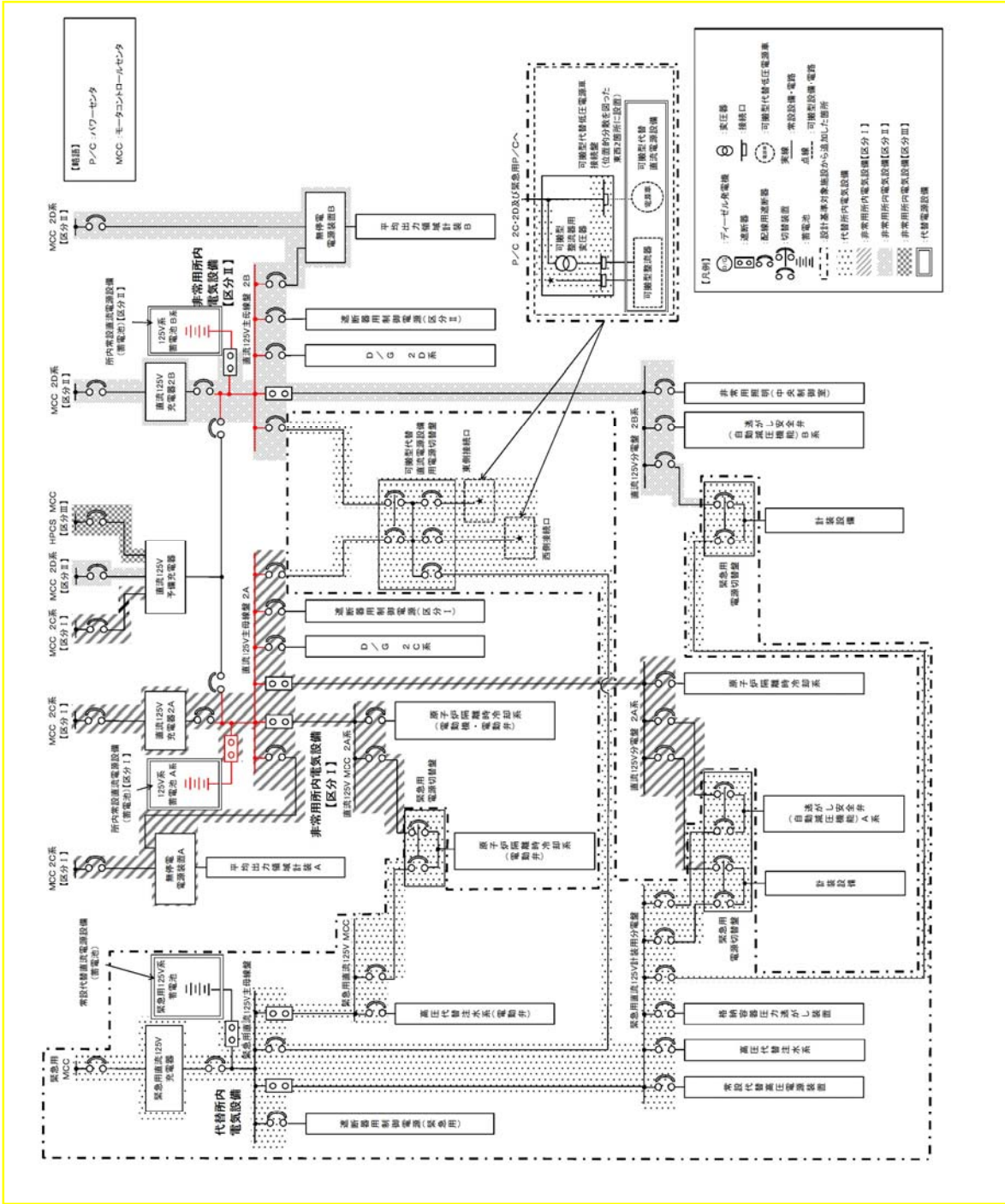
系統図



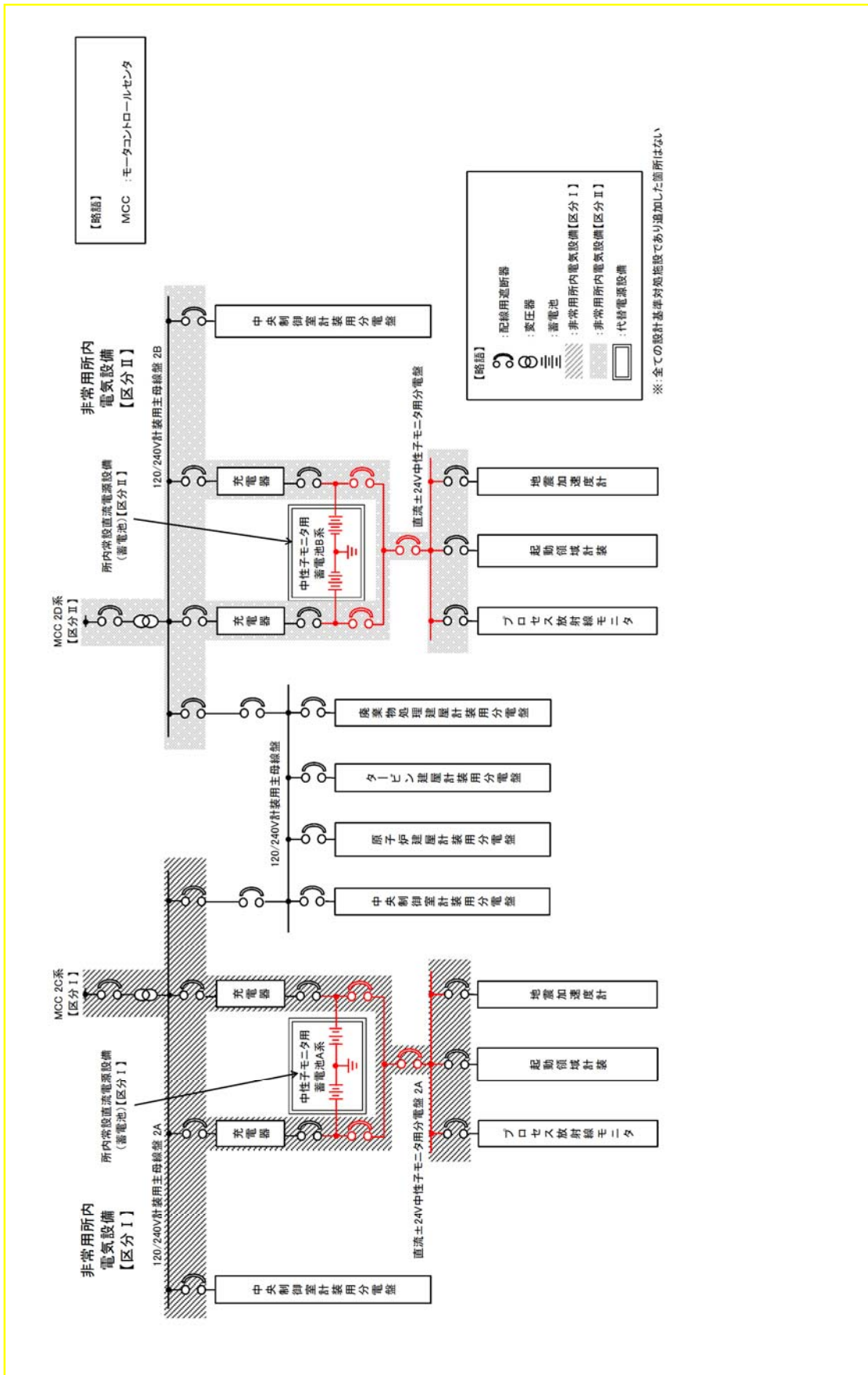
第 57—3—1 図 常設代替交流電源設備系統図



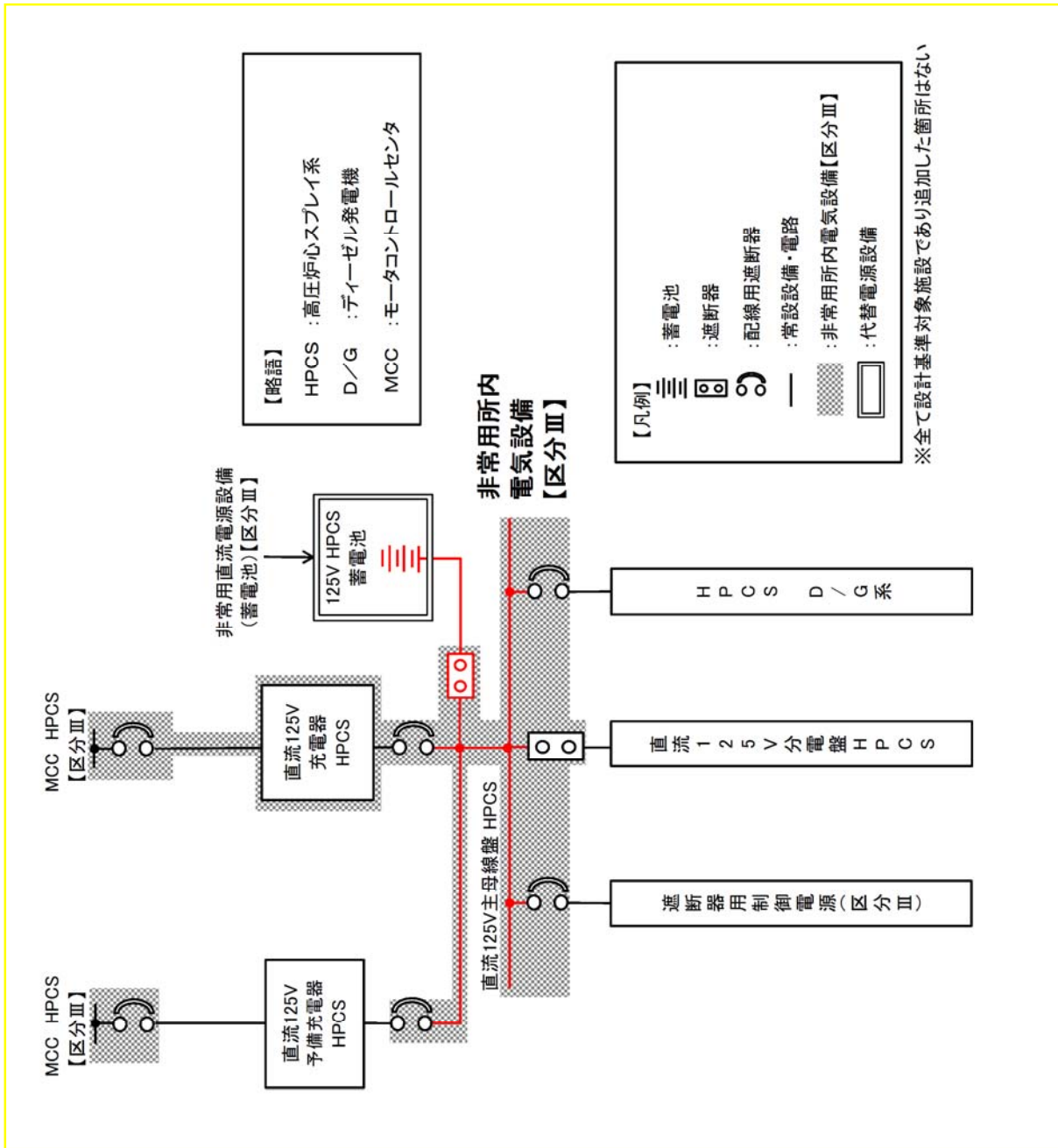
第 57—3—2 図 可搬型代替交流電源設備系統図



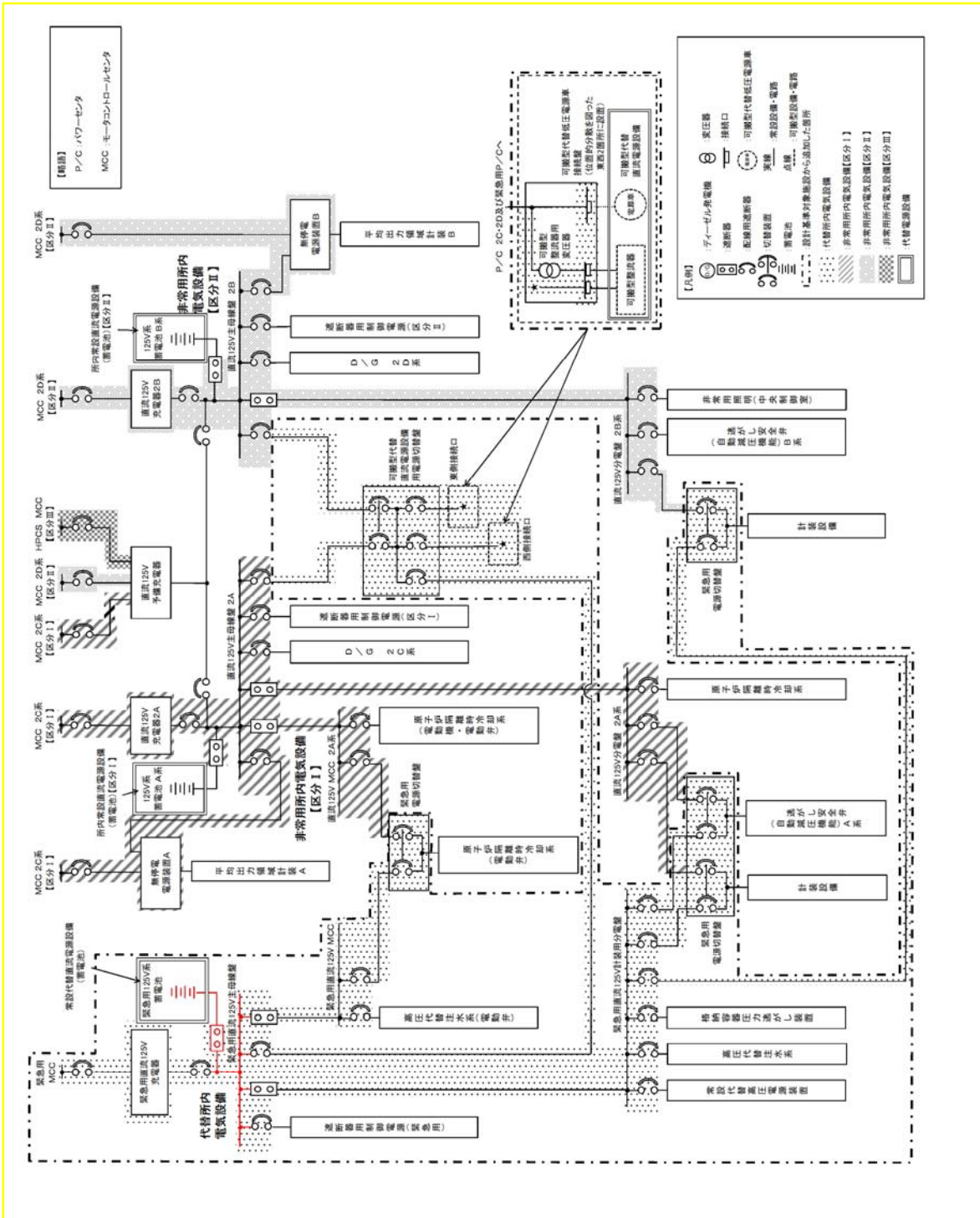
第 57—3—3 図 所内常設直流電源設備系統図 (125V 系蓄電池 A 系・B 系) 及び非常設代替直流電源設備系統図 (緊急用 125V 系蓄電池)



第 57-3-4 図 所内常設直流電源設備系統図 (中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系)

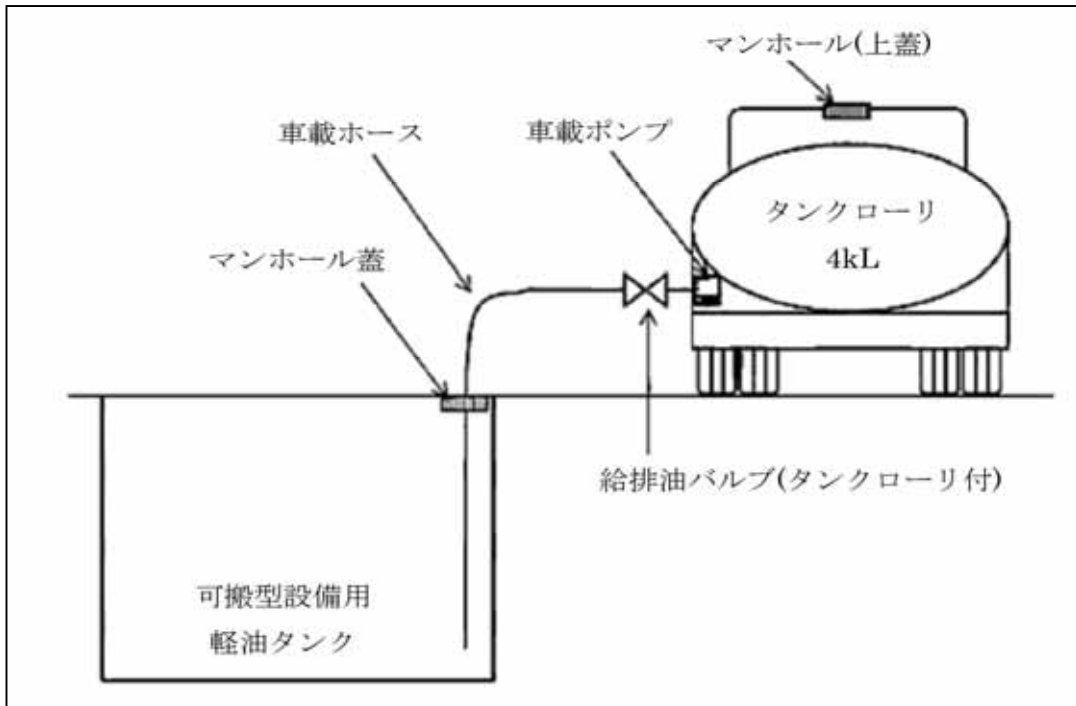


第 57-3-5 図 所内常設直流電源設備系統図 (125V 系蓄電池 HPCS 系)



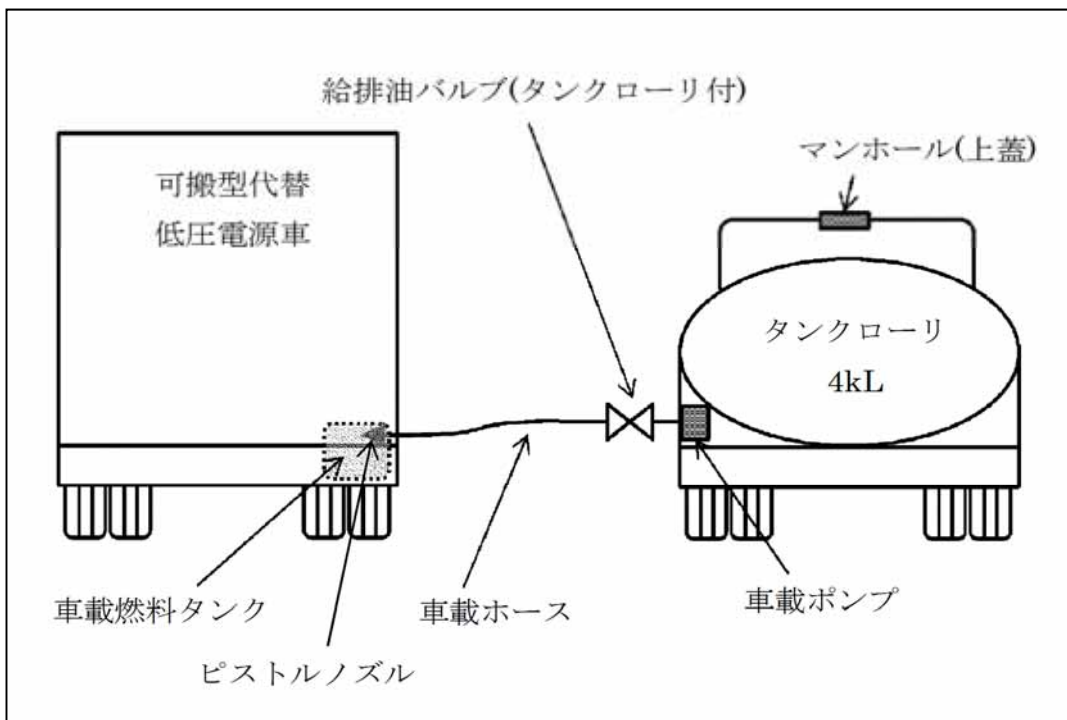
第 57—3—7 図 常設代替直流電源設備系統図

タンクローリへの給油

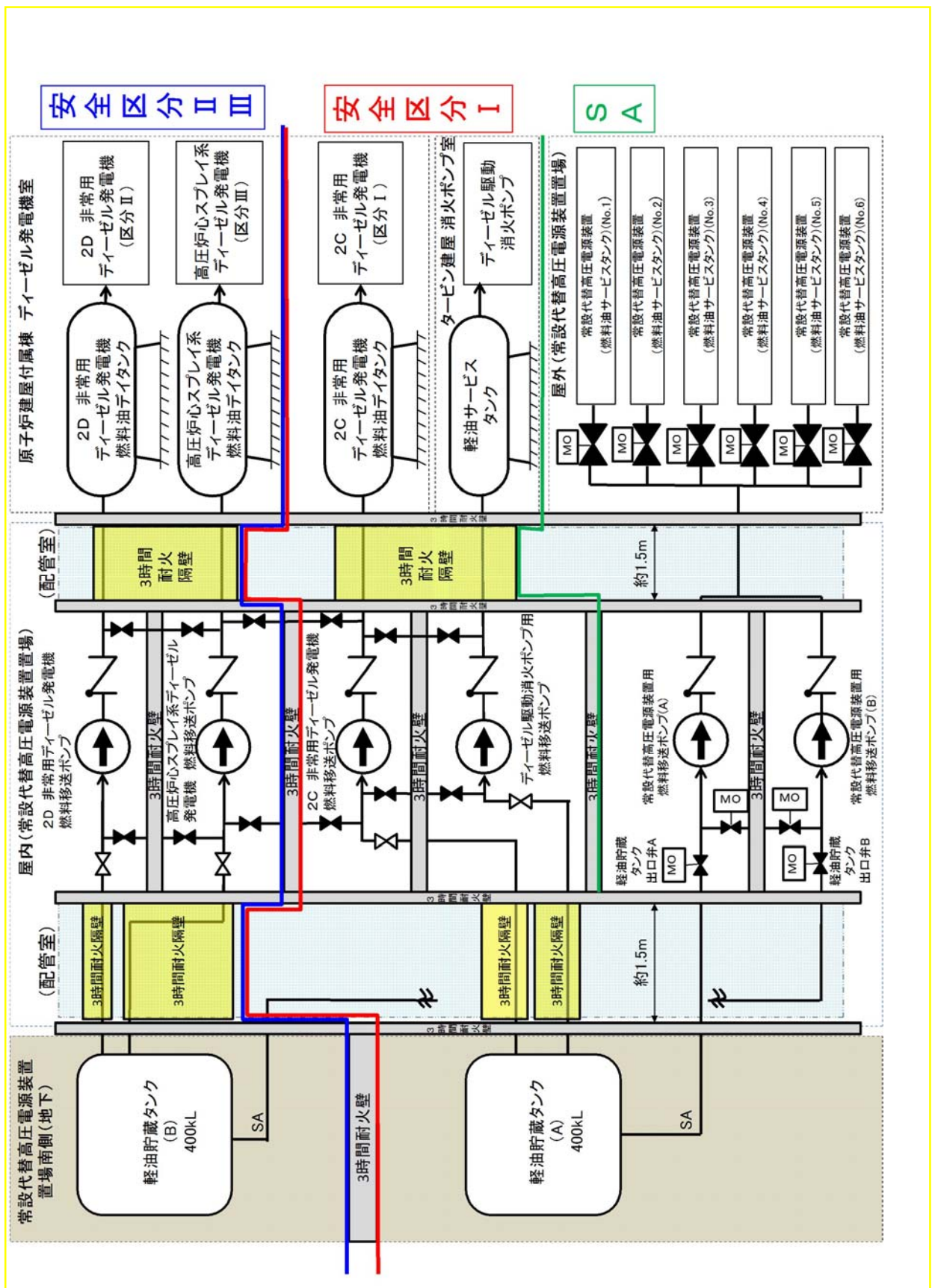


可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ燃料給油する際に必要なエリアは、タンクローリの周りに幅 5m以上の平坦なスペースを確保している。

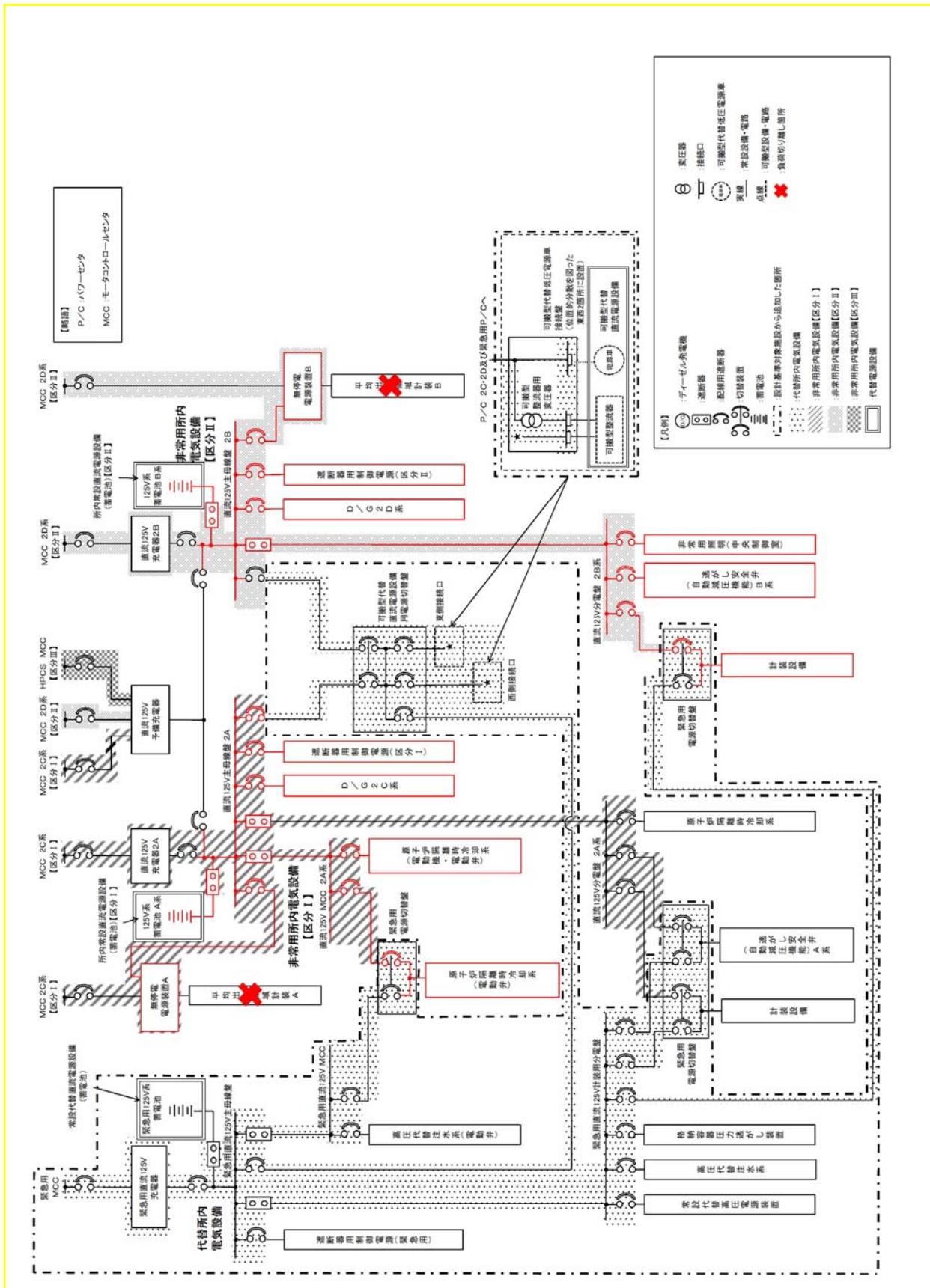
各設備への給油



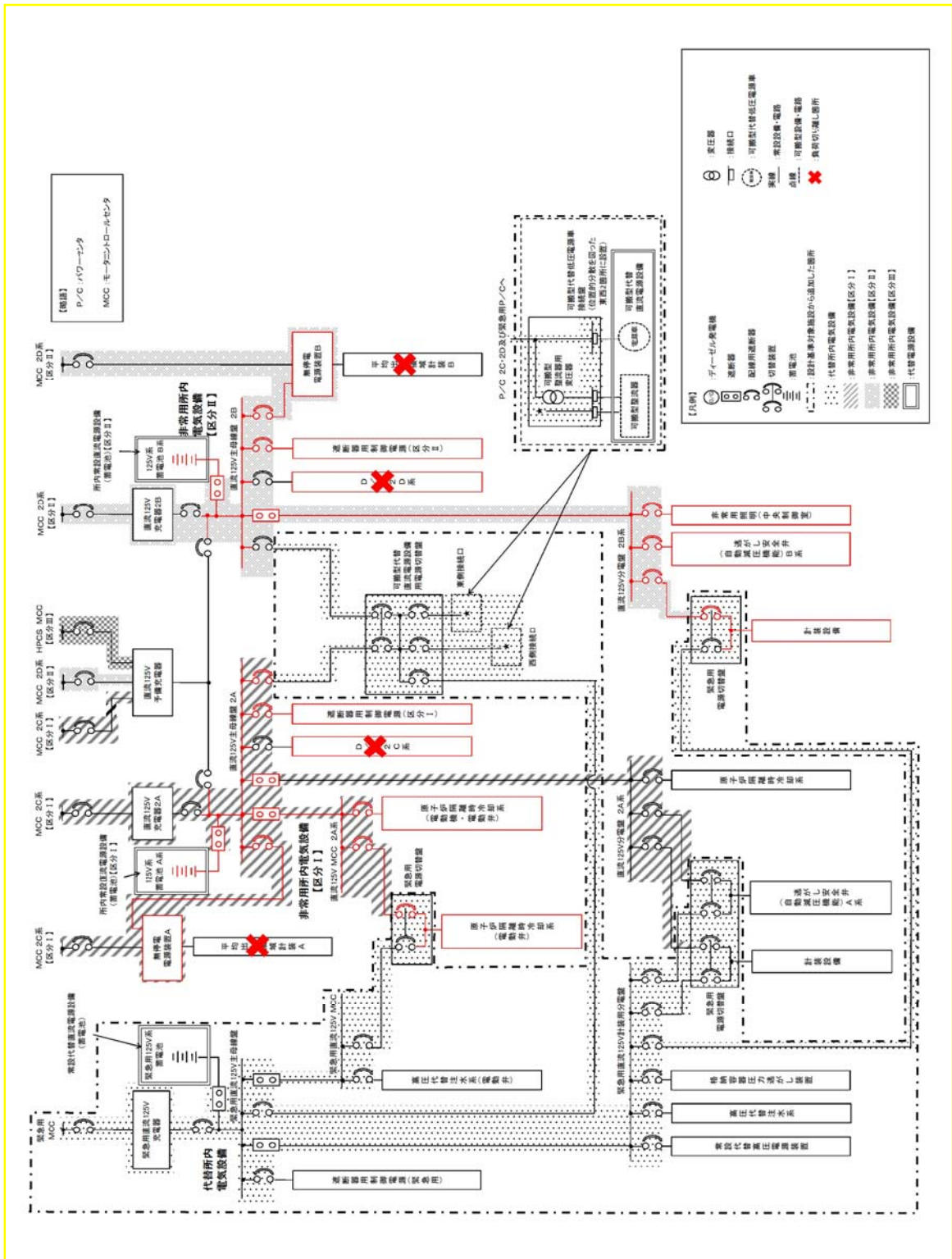
第 57 - 3 - 11 図 可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備燃料系統図



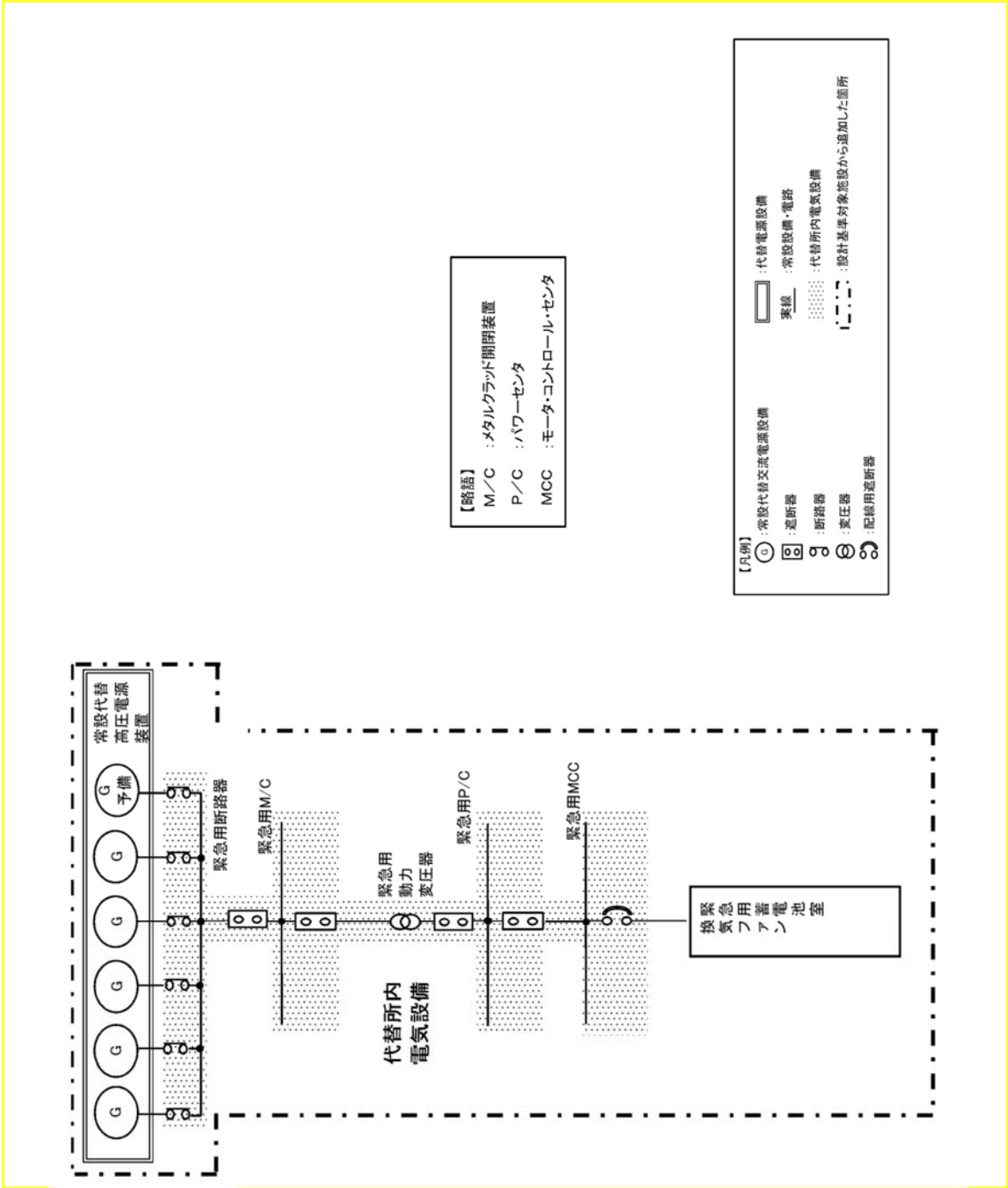
第 57-3-12 図 非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備燃料系統図



第 57-3-13 図 所内常設直流電源設備系統図
(全交流動力電源喪失後から 1 時間)



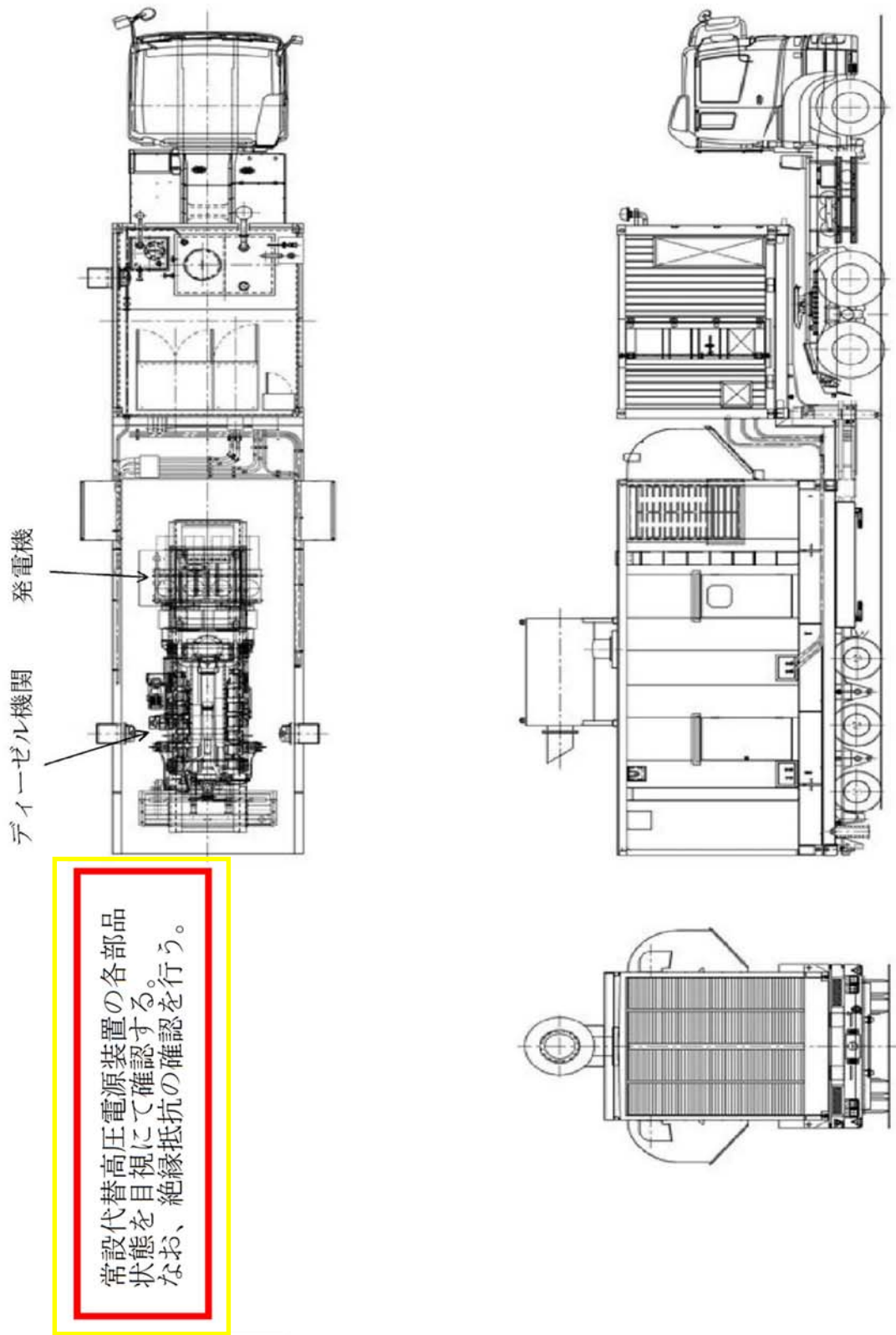
第 57-3-14 図 所内常設直流電源設備系統図
(全交流動力電源喪失後 1 時間後から 8 時間)



第 57-3-15 図 緊急用蓄電池室換気ファン系統図

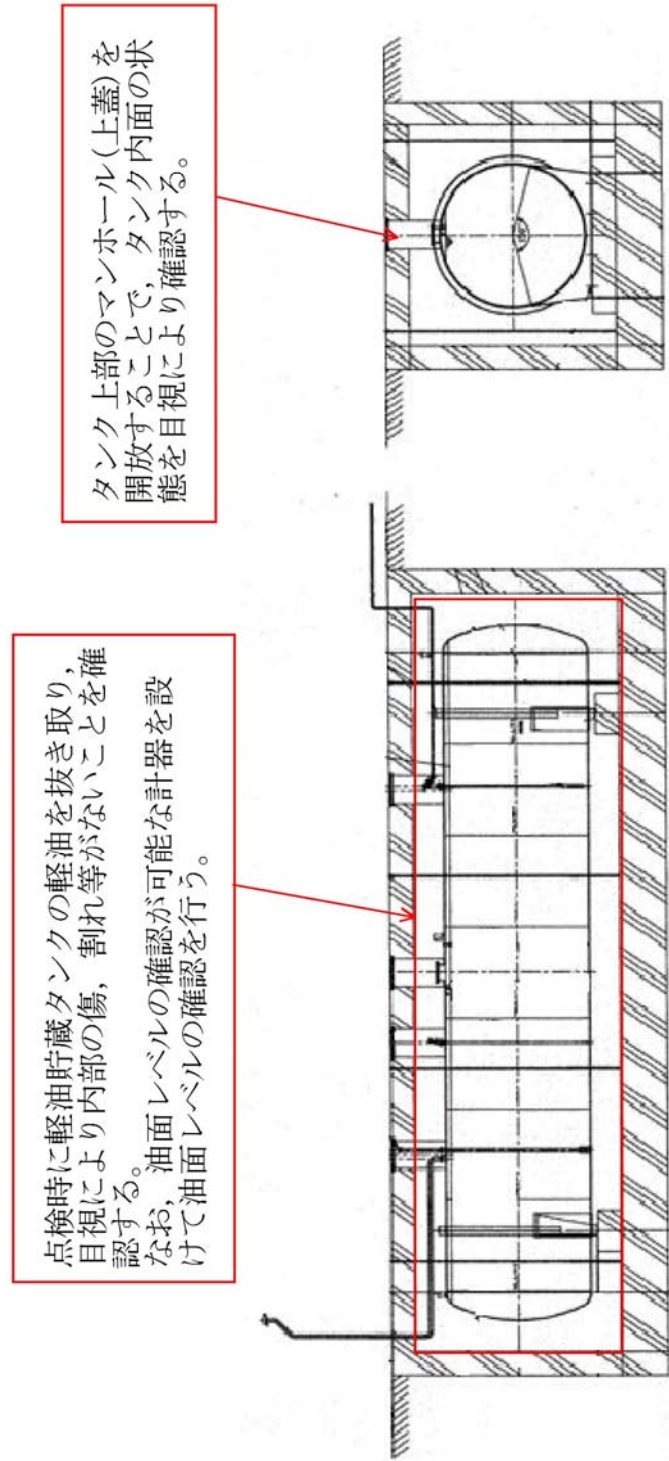
57-4

試験及び検査



第 57-4-1 図 常設代替高圧電源装置外形図

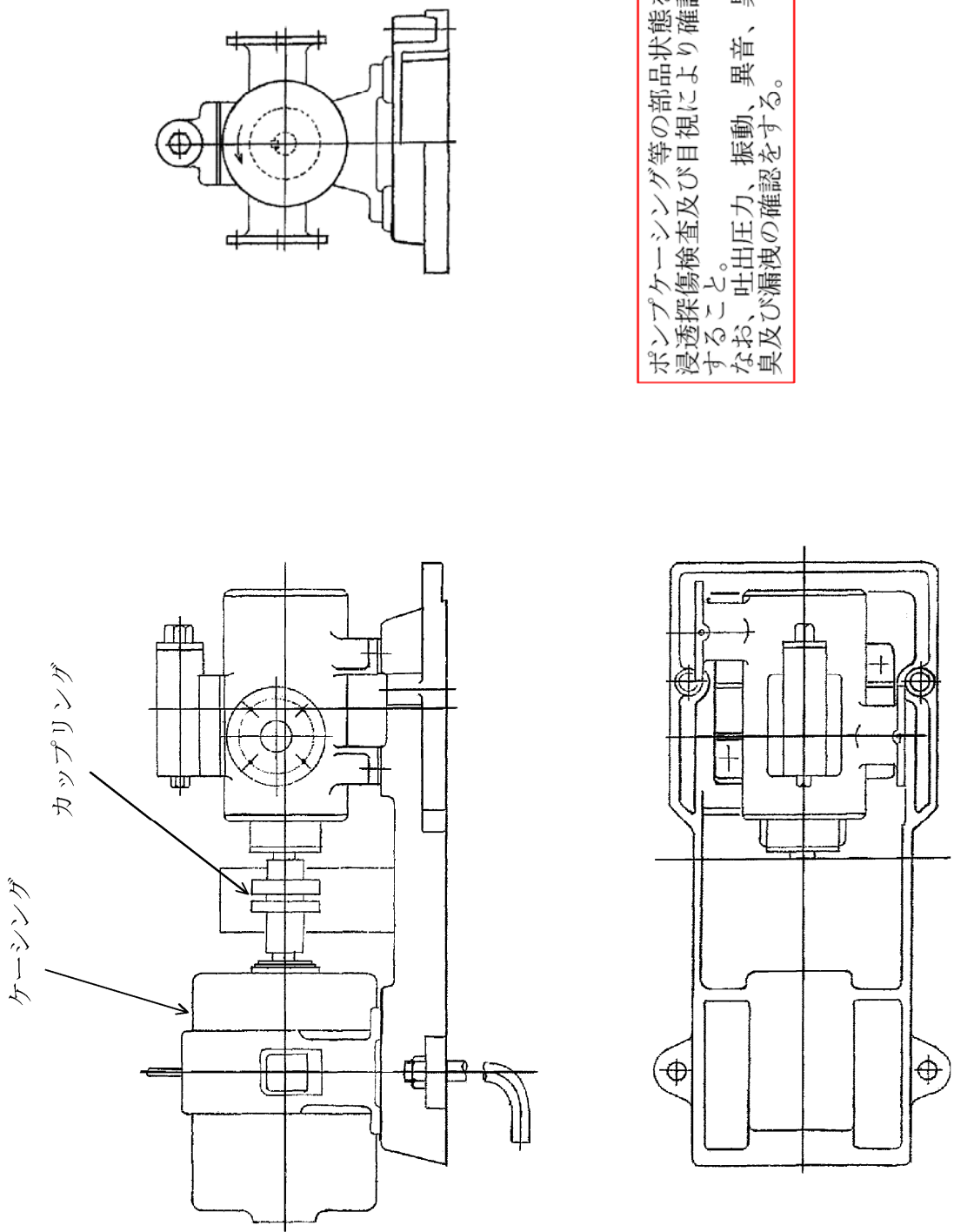
東海第二発電所
点検計画
(第 2 5 保全サイクル)



点検時に軽油貯蔵タンクの軽油を抜き取り、目視により内部の傷、割れ等がないことを確認する。なお、油面レベルの確認が可能な計器を設けて油面レベルの確認を行う。

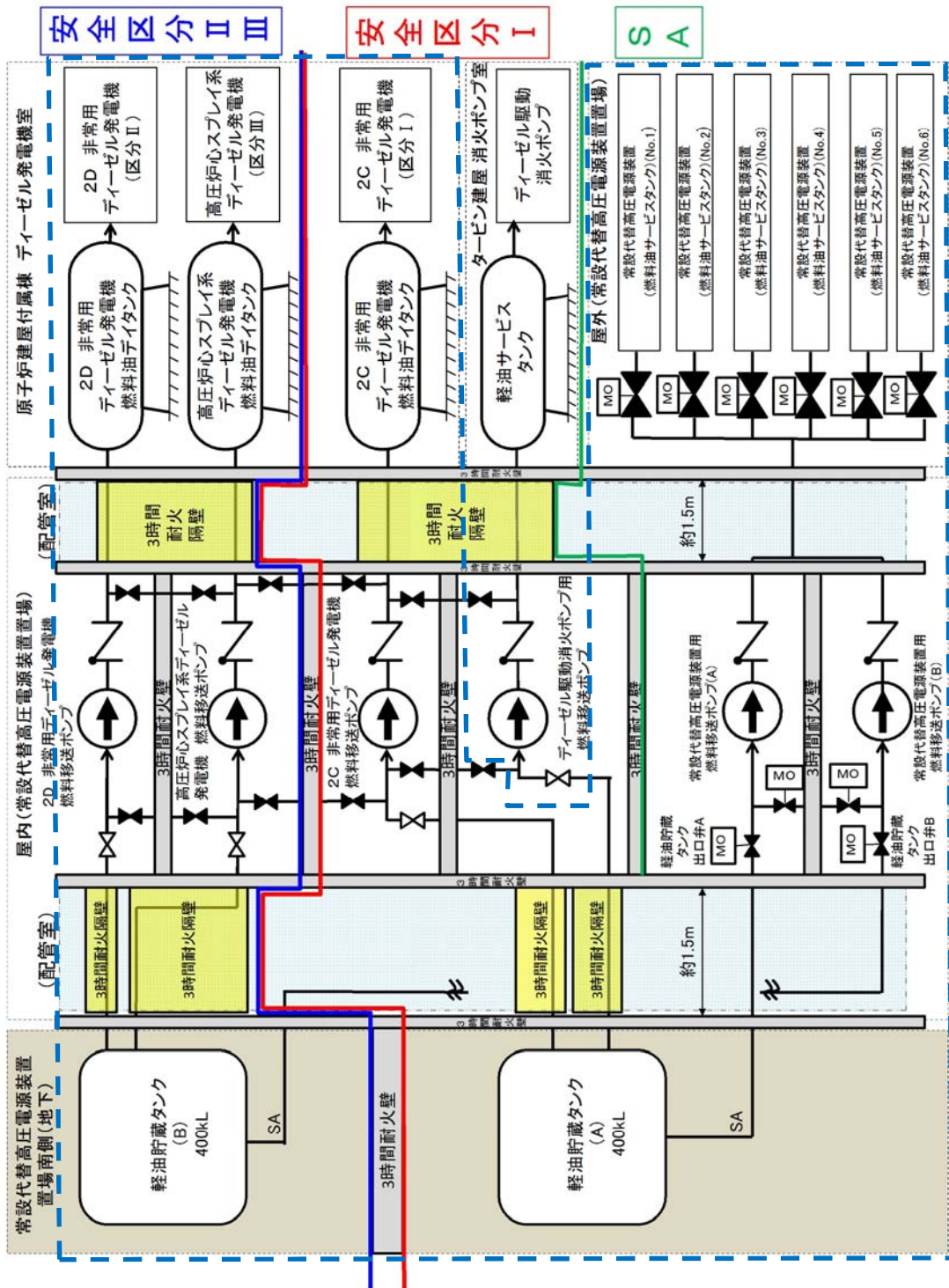
タンク上部のマンホール(上蓋)を開放することで、タンク内面の状態を目視により確認する。

第 57-4-3 図 軽油貯蔵タンク外形図



ポンプケーシング等の部品状態を
 浸透探傷検査及び目視により確認
 すること。
 なお、吐出圧力、振動、異音、異
 臭及び漏洩の確認をする。

第 57-4-4 図 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ外形図



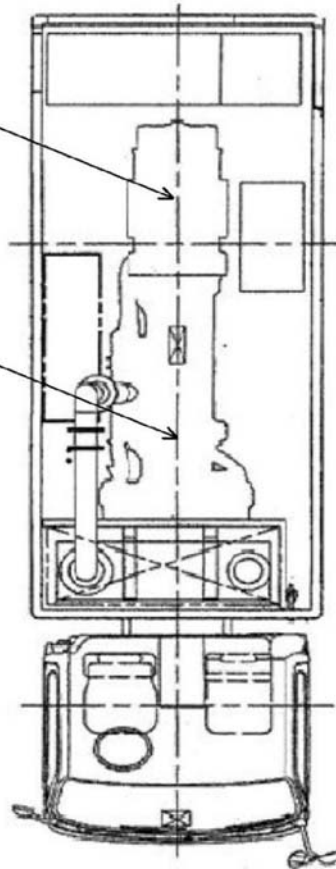
凡例： 重大事故等対処設備

※ 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプの試験は、常設代替高压電源装置の定期試験に合わせ実施する。

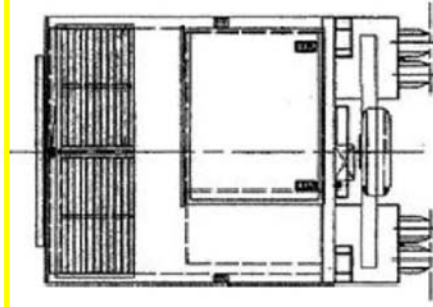
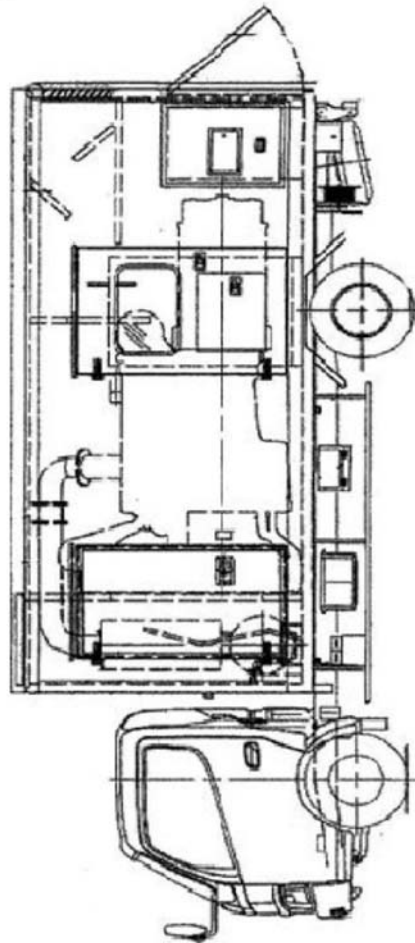
第 57-4-5 図 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ系試験系統図

発電機

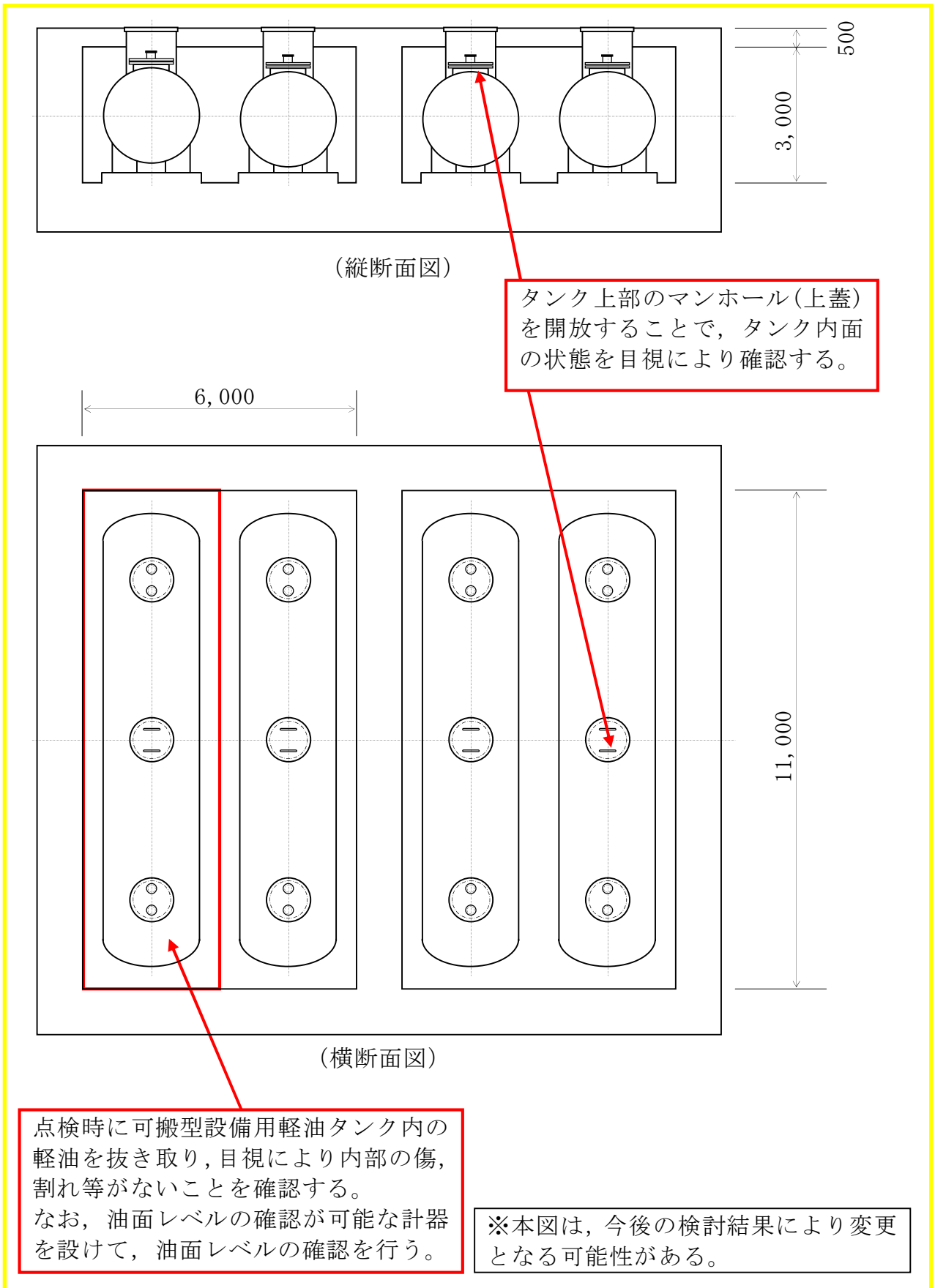
ディーゼル機関



- 外観点検を実施する。
- 各部品状態を目視により確認する。
- 絶縁抵抗の確認を行う
- 模擬負荷を接続することにより出力特性の確認を行う。
- 車両の運転状態の確認を行う。



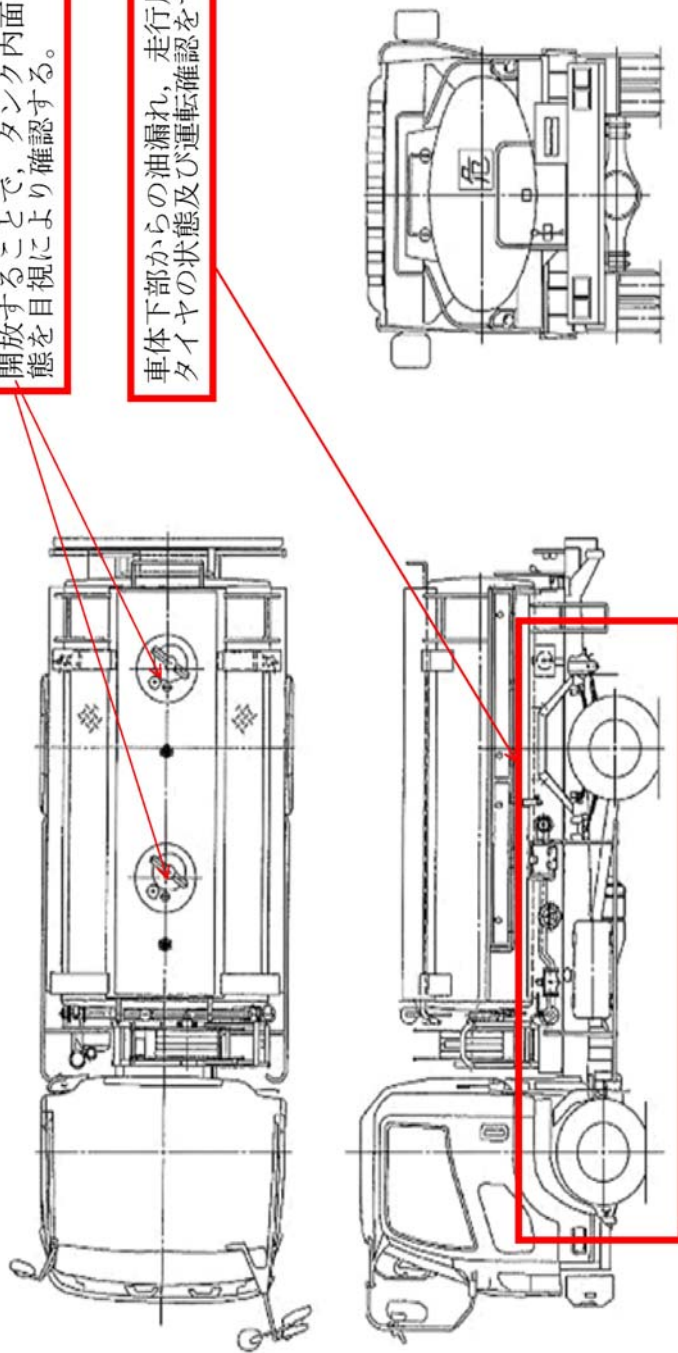
第 57-4-6 図 可搬型代替低圧電源車外形図



第 57-4-7 図 可搬型設備用軽油タンク外形図

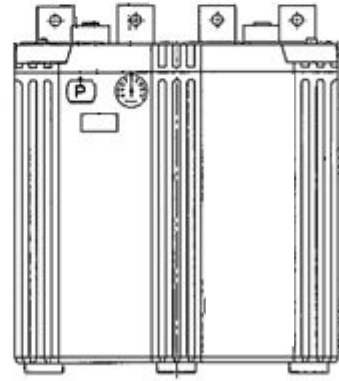
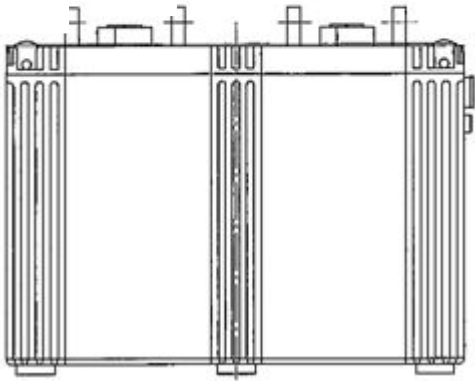
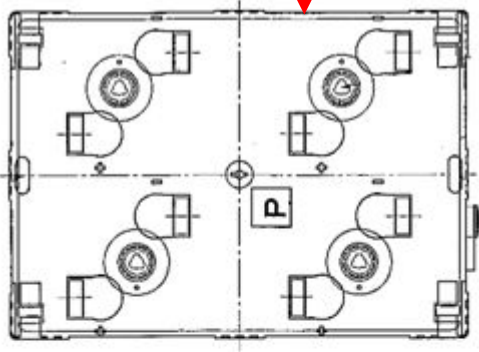
タンク上部のマンホール(上蓋)を開放することで、タンク内面の状態を目視により確認する。

車体下部からの油漏れ、走行用のタイヤの状態及び運転確認をする。

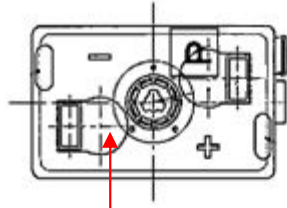


第 57-4-8 図 タンクローリ外形図

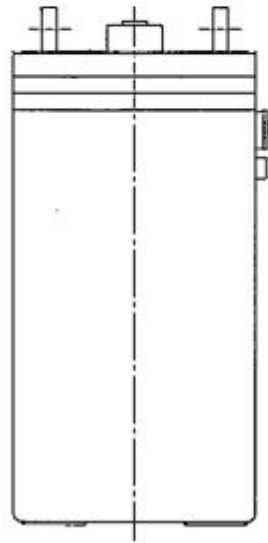
電圧測定が可能である



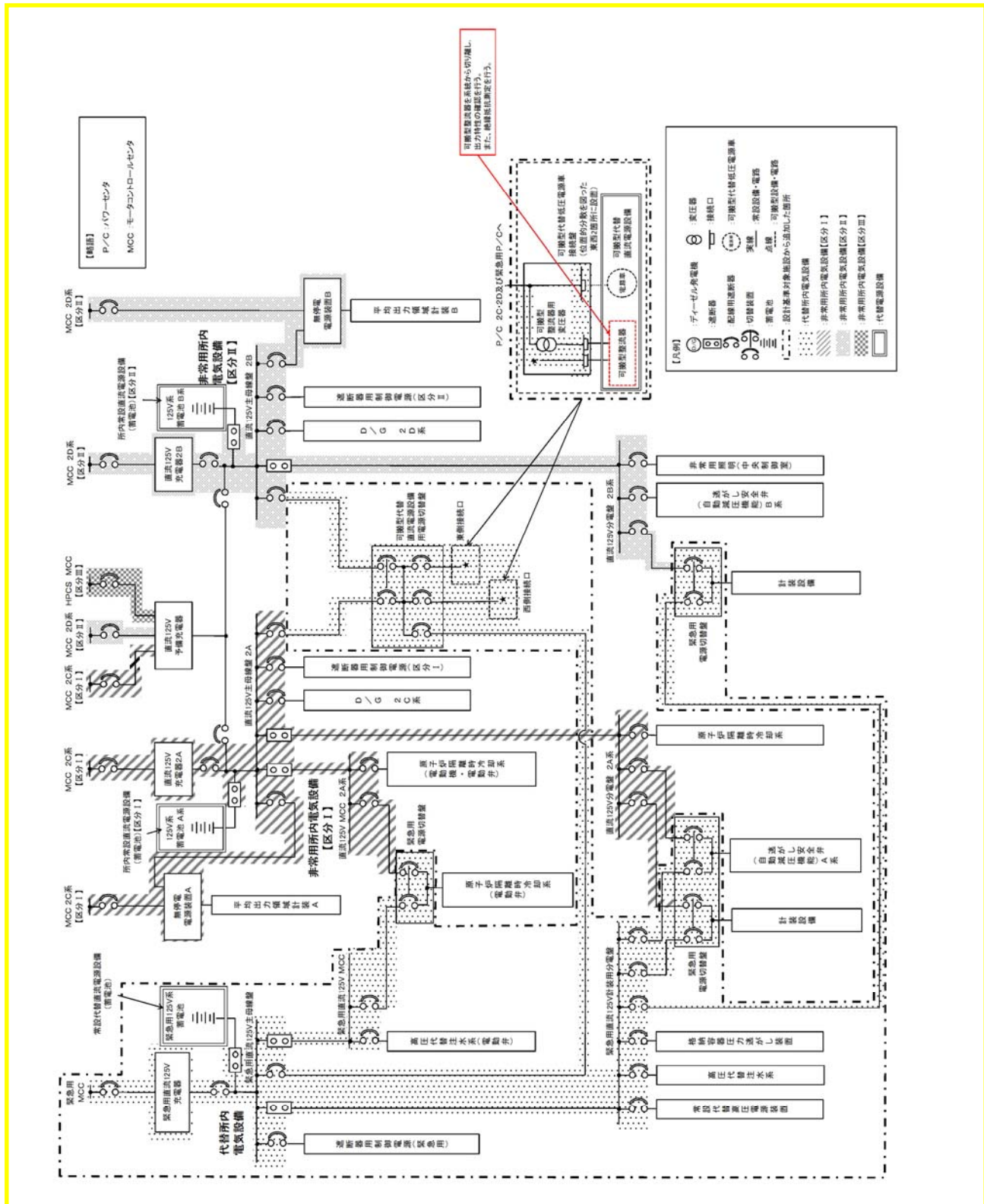
第 57-4-9 図 125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系外形図



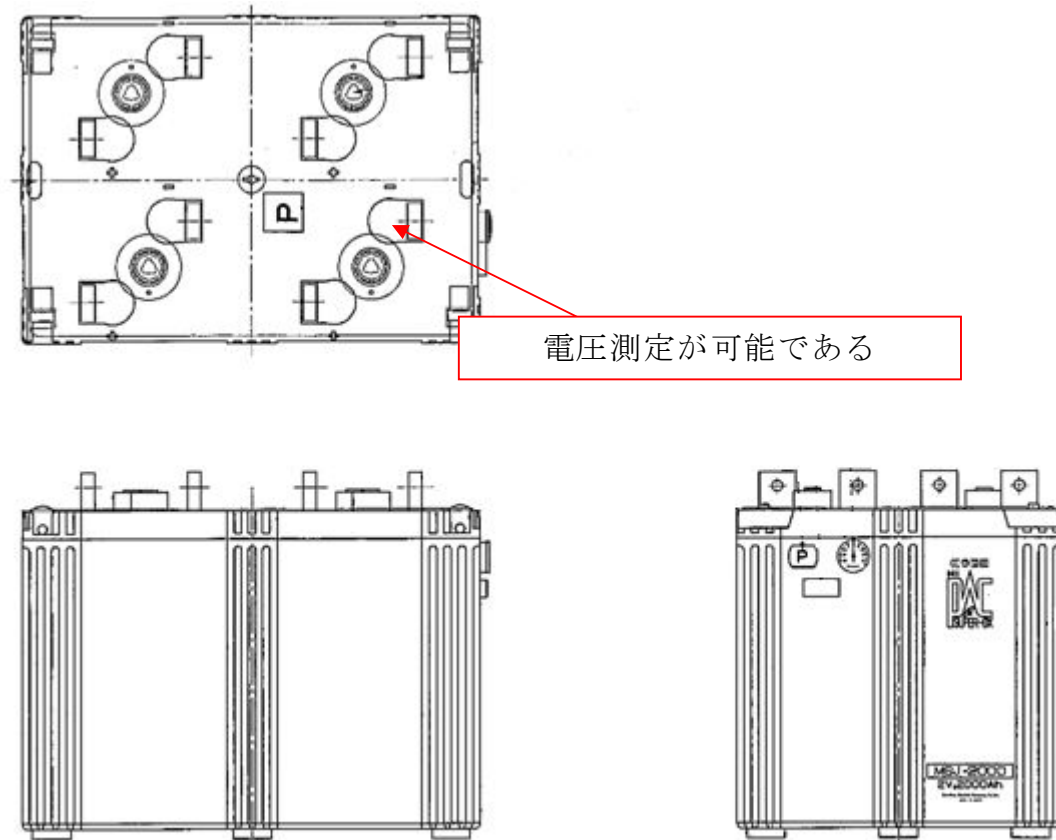
電圧測定が可能である



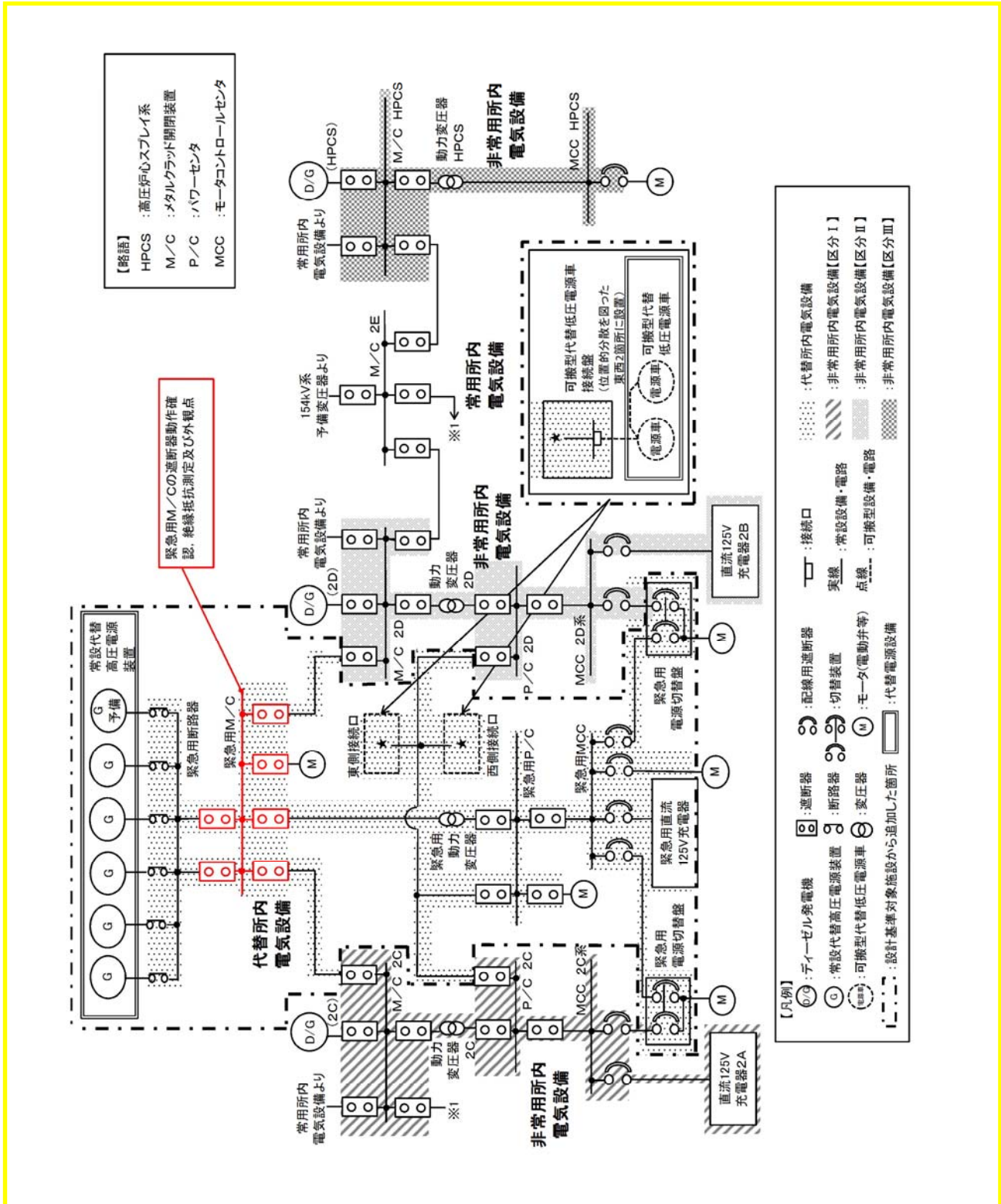
第 57-4-10 図 中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系外形図



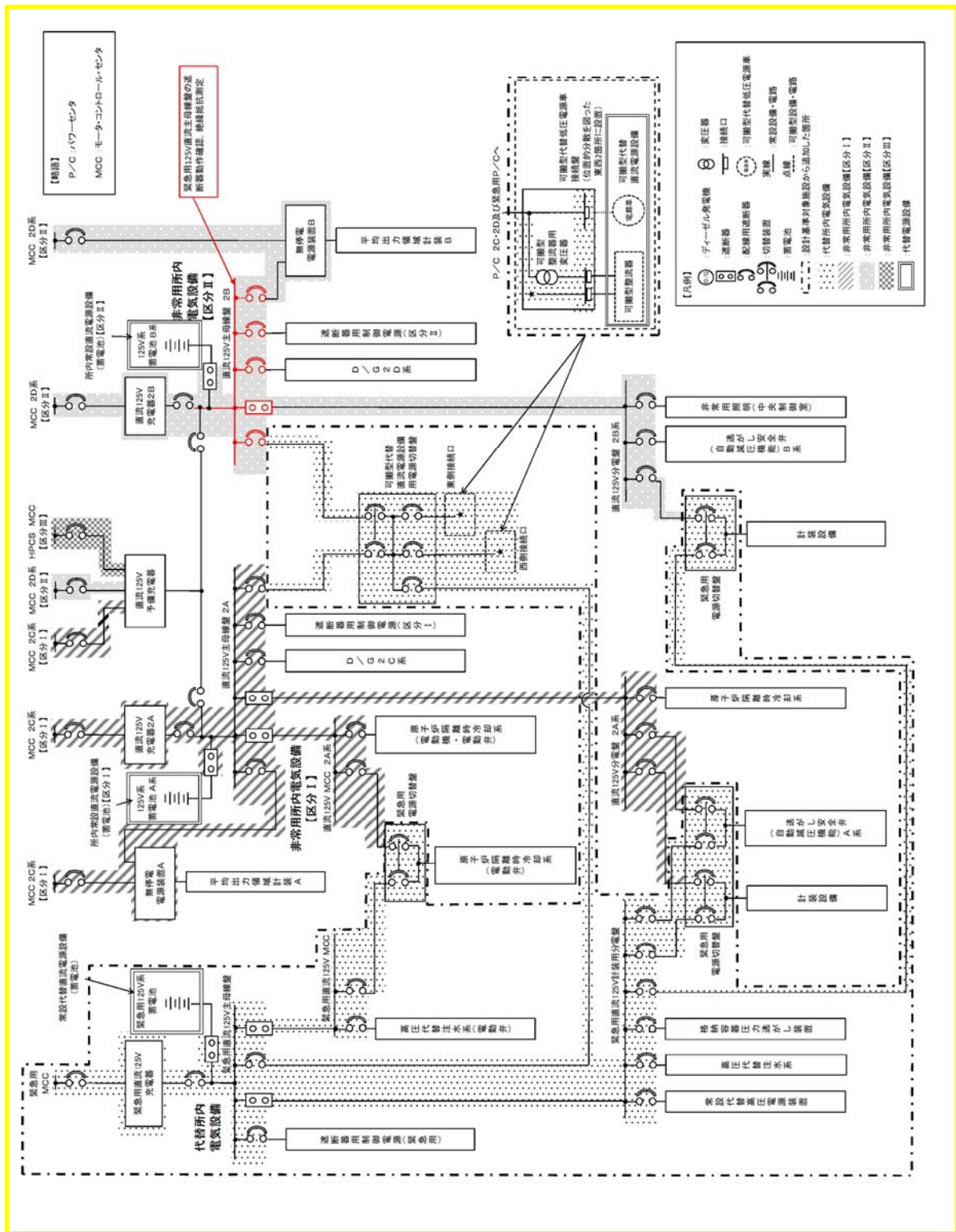
第 57-4-11 図 可搬型整流器試験系統図



第 57-4-12 図 緊急用 125V 系蓄電池構造図



第 57-4-13 図 緊急用M/C試験系統図



第 57-4-15 図 緊急用直流 125V 主母線盤試験系統図

57—5

容量設定根拠

名称		可搬型代替低圧電源車
台数	台	4 (予備 1)
容量	kVA/台	500

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために可搬型代替低圧電源車を配備する。

1. 容量

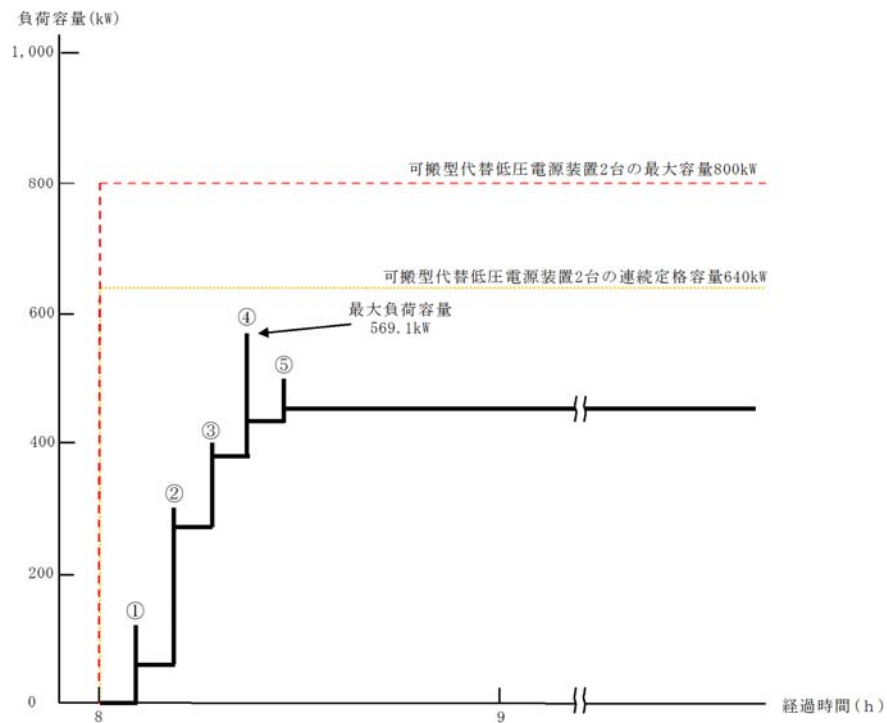
可搬型代替低圧電源車の容量は，以下の a)， b) について必要な負荷を基に設定する。

- a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷
- b) 事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷は以下表 1 及び図 1 のとおり，最大負荷 569.1kW 及び連続最大負荷 472.2kW である。したがって可搬型代替低圧電源車 2 台分を必要容量（800kW=500KVA×力率 0.8×2 台）とする。

可搬型代替低圧電源車の負荷積み上げリスト

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	
	・ 緊急用直流 125V 充電器盤 ・ その他負荷	24.0 34.1
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・ 直流 125V 充電器盤 2 A	47.1
	・ 非常用照明	17.8
	・ 120V AC 計装用電源 2 A ・ その他負荷	28.6 119.5
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・ 直流 125V 充電器盤 2 B	35.9
	・ 非常用照明 ・ その他負荷	17.8 54.3
④	中央制御室空調ファン (() 内は起動時)	45.1 (182.5)
	中央制御室非常用循環ファン	7.5
⑤	蓄電池室排気ファン	7.5
	その他負荷	11.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	450.2 (569.1)



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

可搬型代替低圧電源車の負荷積上げ

※ 容量については、今後の詳細設計の結果を反映する。

事象発生後 24 時間の間に必要な直流電源容量は、a) の直流 125V 充電器 2 A 及び直流 125V 充電器 2 B の容量に包含される。

名称		軽油貯蔵タンク
台数	基	2
容量	kL/基	400

【設定根拠】

軽油貯蔵タンクは、設計基準事故時はD/G（HPCS D/Gを含む）へ燃料給油し、重大事故等対処時には常設代替高圧電源装置等に燃料を給油する。

1. 容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処設備）において配備を要求される設備のうち、軽油貯蔵タンクより燃料給油を必要とする設備は以下のとおり。

条文	重大事故等対処設備
57条	常設代替高圧電源装置 D/G（HPCS D/Gを含む）（設計基準拡張）

軽油貯蔵タンクの容量は、重大事故等対策の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、格納容器バイパス、想定事故1・2）において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が7日間（168時間）運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において使用する機器に対して、保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合の燃料消費量を算定すると、以下のとおり、755.5kLとなる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	① × ②燃料消費量 (kL/168時間)
常設代替高圧電源装置 ^{※1}	2		
D/G設備 ^{※2}	2		
HPCS D/G設備 ^{※2}	1		
計			755.5

したがって、軽油貯蔵タンクの容量は、755.5kLに十分な余裕のある800kLとし、400kLの軽油貯蔵タンクを2個用意することとする。

なお、常設代替高圧電源装置 5 台を保守的に定格出力にて 7 日間連続運転した場合の燃料消費量について以下に算定し確認する。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	① × ②燃料消費 量 (kL/168 時間)
常設代替高圧電源装置 ^{※1}	5		
計			352.8

※1：常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※2：2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク，2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価

上記結果より、常設代替高圧電源装置 5 台使用時の燃料消費量は、352.8kL であることから、軽油貯蔵タンクの容量内である。

名称		可搬型設備用軽油タンク																																		
台数	基	7 (予備 1)																																		
容量	kL/基	30																																		
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型設備用軽油タンクは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車への燃料給油が7日間連続運転出来るように燃料を保有する。</p> <p>1. 容量</p> <p>設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備のうち、可搬型設備用軽油タンクから燃料給油を必要とする設備は以下のとおり。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>43条</td> <td>ホイールローダ</td> </tr> <tr> <td>45条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>46条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>47条</td> <td>可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ</td> </tr> <tr> <td>48条</td> <td>可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車</td> </tr> <tr> <td>49条</td> <td>可搬型代替注水大型ポンプ</td> </tr> <tr> <td>50条</td> <td>可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車</td> </tr> <tr> <td>51条</td> <td>可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ</td> </tr> <tr> <td>52条</td> <td>可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車</td> </tr> <tr> <td>54条</td> <td>可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ</td> </tr> <tr> <td>56条</td> <td>可搬型代替注水大型ポンプ</td> </tr> <tr> <td>57条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>59条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>60条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>61条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> <tr> <td>62条</td> <td>可搬型代替低圧電源車</td> </tr> </tbody> </table>			条文	重大事故等対処設備	43条	ホイールローダ	45条	可搬型代替低圧電源車	46条	可搬型代替低圧電源車	47条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ	48条	可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車	49条	可搬型代替注水大型ポンプ	50条	可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車	51条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ	52条	可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車	54条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ	56条	可搬型代替注水大型ポンプ	57条	可搬型代替低圧電源車	59条	可搬型代替低圧電源車	60条	可搬型代替低圧電源車	61条	可搬型代替低圧電源車	62条	可搬型代替低圧電源車
条文	重大事故等対処設備																																			
43条	ホイールローダ																																			
45条	可搬型代替低圧電源車																																			
46条	可搬型代替低圧電源車																																			
47条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ																																			
48条	可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車																																			
49条	可搬型代替注水大型ポンプ																																			
50条	可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車																																			
51条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ																																			
52条	可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車																																			
54条	可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ																																			
56条	可搬型代替注水大型ポンプ																																			
57条	可搬型代替低圧電源車																																			
59条	可搬型代替低圧電源車																																			
60条	可搬型代替低圧電源車																																			
61条	可搬型代替低圧電源車																																			
62条	可搬型代替低圧電源車																																			

可搬型設備用軽油タンクの容量は、保守的に可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車、可搬型代替低圧電源車、重機、消防設備等の可搬型設備を1セットすべて運転した場合の燃料消費量を考慮する。これにより、重大事故等対策の有効性評価で期待する設備は、上記想定内に包含される。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替低圧電源車 (窒素供給装置用電源)	1		
可搬型代替注水 大型ポンプ (注水用+補給用)	1		
可搬型代替注水 大型ポンプ (放水用)	1		
可搬型代替注水 中型ポンプ (注水用+補給用)	2		
その他	—		
計 (kL)			174.6

上記表のとおり、重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の必要容量は、174.6kLであることから、可搬型設備用軽油タンク容量は十分な余裕を見込んで210.0kLとする。

名称		タンクローリ
台数	台	2 (予備 3)
容量	kL/台	4.0

【設定根拠】

タンクローリは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプに燃料を給油する。なお、以下の燃料消費が最大となる時のシナリオにおいて、要求されている重大事故等対処設備に対して燃料給油を行うことが可能な設計とする。

1. 容量

タンクローリは、以下のとおり、2.2 時間に 1 回可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車へ、また、3.5 時間に 1 回可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油が必要となる。

[タンクローリ]

○可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油頻度： n_{G1}

$$n_{G1} = V_{G1} \div c_{G1} = 250L \div 110L/h = 2.3h \rightarrow \text{保守的に 2.2 時間に 1 回給油で評価}$$

V_{G1} ：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=250L

c_{G1} ：燃料消費率(L/h)=110L/h

○可搬型代替注水大型ポンプへの給油頻度： n_{P1}

$$n_{P1} = V_{P1} \div c_{P1} = 720L \div 200L/h = 3.6h \rightarrow \text{保守的に 3.5 時間に 1 回給油で評価}$$

V_{P1} ：可搬型代替注水大型ポンプの燃料タンク容量(L)=720L

c_{P1} ：燃料消費率(L/h)=200L/h

○可搬型代替注水中型ポンプへの給油頻度： n_{P2}

$$n_{P2} = V_{P2} \div c_{P2} = 125L \div 35.7L/h = 3.501h \rightarrow \text{保守的に 3.5 時間に 1 回給油で評価}$$

V_{P2} ：可搬型代替注水中型ポンプの燃料タンク容量(L)=125L

c_{P2} ：燃料消費率(L/h)=35.7L/h

タンクローリを用いて、可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプへ給油するためには、上記の通りの間隔で給油が必要となる。燃料給油のシーケンスは以下のとおりであり、可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水中型ポンプの給油作業として 73 分～79 分となることから 2.2 時間に 1 回の給油は可能である。可搬型代替注水大型ポンプの給油作業としては、70 分～128 分となることから 3.5 時間に 1 回の給油は可能である。また、可搬型代替注水中型ポンプの給油作業としては 70 分～128 分となることから、3.5 時間に 1 回の給油は可能である。

なお、シーケンスにおいて使用する軽油量からもタンクローリの容量は、必要量を満足している。

以上により、タンクローリの容量を 4.0kL とする。なお、タンクローリの必要台数については、1 台で十分であるが余裕を見た設計として必要台数を 2 台とする。

<可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンス>

※各時間については表 1, 2 参照

以下に最大燃料消費量を示した可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンスとして、①～②④にそれぞれの作業内容と時間を示す。

- ① 可搬型代替注水中型ポンプの給油片付け：5 分
- ② 可搬型代替注水中型ポンプから可搬型設備用軽油タンクまで移動(距離 0.401km)：3 分 (発電所構内においてタンクローリは時速 10km/h にて移動, 以下同じ= $0.86\text{km} \div 10\text{km/h} \times 60$ 分)
- ③ タンクローリへの給油準備：15 分
- ④ 可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの給油：30 分
($=4\text{kL} \div 200\text{L/分} + \text{作業時間 } 20 \text{ 分} + \text{タンク切替 } 10 \text{ 分}$)
- ⑤ タンクローリへの給油後片付け：5 分
- ⑥ 可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車まで移動(距離 1.224km)：8 分
- ⑦ 可搬型代替低圧電源車 (1 台目) への給油準備：5 分
- ⑧ 可搬型代替低圧電源車 (1 台目) への給油：3 分
- ⑨ 可搬型代替低圧電源車 (2 台目) への給油準備：5 分
- ⑩ 可搬型代替低圧電源車 (2 台目) への給油：3 分
- ⑪ 窒素供給装置用電源車への給油準備：5 分
- ⑫ 窒素供給装置用電源車への給油：3 分
- ⑬ 給油片付け：5 分
- ⑭ 可搬型代替注水大型ポンプまで移動(距離 0.237km)：2 分
- ⑮ 可搬型代替注水大型ポンプへの補給準備：5 分
- ⑯ 可搬型代替注水大型ポンプへの給油：8 分
- ⑰ 給油片付け：5 分
- ⑱ 可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替注水中型ポンプまでの移動(距離 0.675km)：5 分
- ⑲ 可搬型代替注水中型ポンプ (1 台目) への給油準備：5 分
- ⑳ 可搬型代替注水中型ポンプ (1 台目) への給油：3 分
- ㉑ 可搬型代替注水中型ポンプ (2 台目) への給油準備：5 分
- ㉒ 可搬型代替注水中型ポンプ (2 台目) への給油：3 分
- ㉓ 給油片付け：5 分
- ㉔ 可搬型代替注水中型ポンプから可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車まで移動(距離 0.912km)：6 分
- ㉕ ㉗～㉚手順後にこの手順を行う。
- ㉖ ㉑の手順に戻る。

＜可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプへの給油に要する時間＞

●可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油に要する時間は，以下の(a)及び(b)の場合が考えられる為，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

- (a) 可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油後，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油する為に必要な時間

（注意：初回以降の時間）

$$\textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} + \textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{22} + \textcircled{1} + \textcircled{2} + \textcircled{3} + \textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} + \textcircled{12} = 128 \text{ 分} < 132 \text{ 分}$$

- (b) 可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油後，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油する為に必要な時間

$$\textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} + \textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{22} + \textcircled{23} + \textcircled{24} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} + \textcircled{12} = 81 \text{ 分} < 132 \text{ 分}$$

●可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する時間は以下の(a)及び(b)の場合が考えられる為，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプに給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油する為に必要な時間

（注意：初回以降の時間）

$$\textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{22} + \textcircled{1} + \textcircled{2} + \textcircled{3} + \textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} + \textcircled{12} + \textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} = 136 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

- (b) 可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプに給油，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油する為に必要な時間

$$\textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{22} + \textcircled{23} + \textcircled{24} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} + \textcircled{12} + \textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} = 81 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

●可搬型代替注水中型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより、可搬型代替注水中型ポンプへの給油に要する時間は以下の(a)及び(b)の場合が考えられる為、以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

- (a) 可搬型代替注水中型ポンプに給油後、可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油、可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車に給油、可搬型代替注水大型ポンプに給油後、可搬型代替注水中型ポンプに給油する為に必要な時間

(注意:初回以降の時間)

$$\textcircled{1}+\textcircled{2}+\textcircled{3}+\textcircled{4}+\textcircled{5}+\textcircled{6}+\textcircled{7}+\textcircled{8}+\textcircled{9}+\textcircled{10}+\textcircled{16}+\textcircled{17}+\textcircled{18}+\textcircled{19}+\textcircled{20}+\textcircled{21}+\textcircled{22}=136 \text{ 分}<210 \text{ 分}$$

- (b) 可搬型代替注水中型ポンプに給油後、可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車に給油、可搬型代替注水大型ポンプに給油後、可搬型代替注水中型ポンプに給油する為に必要な時間

$$\textcircled{23}+\textcircled{24}+\textcircled{7}+\textcircled{8}+\textcircled{9}+\textcircled{10}+\textcircled{11}+\textcircled{12}+\textcircled{13}+\textcircled{14}+\textcircled{15}+\textcircled{16}+\textcircled{17}+\textcircled{18}+\textcircled{19}+\textcircled{20}+\textcircled{21}+\textcircled{22} \\ =81 \text{ 分}<210 \text{ 分}$$

<タンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量>

$$\textcircled{1} \sim \textcircled{23} \text{ で使用する軽油量} = 250\text{L} \times 3 \text{ 台} \times 2 \text{ 回} + 720\text{L} \times 1 \text{ 台} \times 2 \text{ 回} + 125\text{L} \times 2 \text{ 台} \\ \times 2 \text{ 回} = 3.44\text{kL} < 4.0\text{kL}$$

なお、西側保管場所及び南側保管場所にタンクローリは保管、可搬型設備用軽油タンクは設置されていることから、給油準備のために移動することなく作業が可能な設計とする。

名称		常設代替高圧電源装置
台数	台	5 (予備 1)
容量	kVA/台	1,725

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は、必要となる最大負荷約 5,261kW 及び連続最大負荷約 4,587kW である。

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 120 約 84
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
③	常設低圧代替注水系ポンプ*	約 190
④	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 A ・その他負荷	約 79 約 108 約 134 約 248
⑤	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 B ・その他負荷	約 60 約 86 約 134 約 135
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷 停止負荷*1	約55 約8 約95 約-52
⑦	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約45 約8 約183
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約8 約154
⑨	原子炉保護系電源装置 2 A 原子炉保護系電源装置 2 B	約45 約45
⑩	残留熱除去系海水ポンプ	約837
⑪	残留熱除去系海水ポンプ	約837
⑫	残留熱除去系ポンプ その他負荷 (残留熱除去系ポンプ及びその他負荷の 起動時の合計)	約584 約3 (1,425)
⑬	停止負荷*2 常設低圧代替注水系ポンプ2台	約-380
⑭	緊急用海水ポンプ その他	約510 約4
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
	合計 連続最大負荷 (最大負荷)	約4,587 (約5,261)

したがって、発電機の出力は最大負荷である、5,261kW（連続最大負荷：4,587kW）に対し十分な余裕を有する最大容量 6,900kW（連続定格：5,520kW）とする。

常設代替高圧電源装置の容量は以下のとおり、約 8,625kVA（連続定格：6,900kW）とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 6,900 \div 0.8 = 8,625$$

（連続定格：5,520 \div 0.8 = 6,900）

Q：発電機の容量（kVA）

P：発電機の最大容量（kW）= 6,900（連続定格：5,520）

p f：力率=0.8

- ※1：④に起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷
- ※2：⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

名称		M/C 2C (2D)
母線電流容量	A	2,000
<p>【設定根拠】</p> <p>M/C 2C (2D) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>M/C 2C (2D) は、重大事故等に対処するために必要な電源容量である常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である 721.5A に対し、十分余裕を有する 2,000A とする。</p> <p>常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$ 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5 \text{台} = 721.5\text{A}$</p>		

名称		常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ
台数	台	1 (予備 1)
容量	m ³ /h/台	2.0
揚程	m	25
原動機出力	kW	1.5

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置へ燃料を供給するために設置する。なお、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの容量は、常設代替高圧電源装置の単位時間あたりの燃料最大消費量 を常設代替高圧電源装置 5 台に供給するため、それよりも容量の大きい とする。

2. 揚程の設定根拠

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、15.0m である。

・ 高低差

・ 揚程

以上より、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの揚程は、 を上回る 25m とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり
1.5kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta) \\ &= \boxed{} \\ &= 1.5\text{kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s^2)
 ρ : 比重 (-) Q : 吐出量 (m^3/min)
H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機として出力 1.5kW の電動機を選定する。

名称	単位	所内常設直流電源設備
125V系蓄電池 A系	Ah	6,000
125V系蓄電池 B系	Ah	6,000
中性子モニタ用蓄電池 A系	Ah	150
中性子モニタ用蓄電池 B系	Ah	150

【設定根拠】

125V系蓄電池 B系及び125V系蓄電池 A系は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を給電できる設計とする。

中性子モニタ用蓄電池 A系及び中性子モニタ用蓄電池 B系は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を給電できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

125V系蓄電池 A系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1分	1~60分	60分~540分 ^{*1}	540分~1440分
M/C・P/C遮断器の制御回路				
非常用D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他の負荷 ^{*4}				
合計 (A)	1750	256	239	135

※1：事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：非常用D/G 2C初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、非常用D/G 2C初期励磁電流 [] はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3：電動機の起動電流を含む最大値を記載

※4：計装設備等

125V系蓄電池 B系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1分	1~60分	60分~540分 ^{*1}	540分~1440分
M/C・P/C遮断器の制御回路				
非常用D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1200	236	219	138

※1：事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：D/G 2D初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G 2D初期励磁電流 [] はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

中性子モニタ用蓄電池 A系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (時間)	
	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20.0	20.0

中性子モニタ用蓄電池 B系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (時間)	
	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20.0	20.0

・ 125V 系蓄電池 A系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1750) = 1,444\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1750 + 1.98 \times (256 - 1750)) = 678\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1750 + 9.43 \times (256 - 1750) + 8.72 \times (239 - 256)) \\ = 2,855\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1750 + 24.31 \times (256 - 1750) + 23.32 \times (239 - 256) \\ + 15.32 \times (135 - 239)) = 5,314\text{Ah}$$

上記計算より，125V 系蓄電池 A系の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

・ 125V 系蓄電池 B系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1200) = 990\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1200 + 1.98 \times (236 - 1200)) = 615\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1200 + 9.43 \times (236 - 1200) + 8.72 \times (219 - 236)) \\ = 2,612\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1200 + 24.31 \times (236 - 1200) + 23.32 \times (219 - 236) \\ + 15.32 \times (138 - 219)) = 5,140\text{Ah}$$

上記計算より，125V 系蓄電池 B系の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

・ 中性子モニタ用蓄電池 A系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より，中性子モニタ用蓄電池 A系の蓄電池容量は 150Ah を選定する。

・ 中性子モニタ用蓄電池 B系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より，中性子モニタ用蓄電池 B系の蓄電池容量は 150Ah を選定する。

※蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は+10℃とする。

(3) 放電終止電圧は 1.80V/セル

(4) 保守率は 0.8 とする。

(5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに、

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i=1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1380	23.32
1439	24.31
1440	24.32

名称	単位	常設代替直流電源設備
緊急用 125V 系蓄電池	Ah	6,000

【設定根拠】

緊急用直流 125V 蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

緊急用 125V 系蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

緊急用 125V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~ 1440 分
6.9kV SA M/C トリップ		
6.9kV SA M/C 投入		
SA 制御盤(4 面分)		
SA 監視盤(使用済燃料プール水位計以外)		
SA 変換器盤(6 面分)		
SA 監視盤(使用済燃料プール水位計)		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
H13-P638(CAMS γ 線モニタ線 A 系)		
H13-P638(CAMS γ 線モニタ線 B 系)		
DB/SA 分電盤(区分 I) (突合わせ給電除く)		
DB/SA 分電盤(区分 II) (突合わせ給電除く)		
SRV(現場)(A 系)		
SPDS 入出力制御盤 A/B		
火災検知器盤		
SA インバータ		
衛星電話(固定)		
その他負荷		
合計(A)	761.2	173.4

緊急用直流 125V 蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 761.2) = 628\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 761.2 + 24.31 \times (173.4 - 761.2)) = 5278.8\text{Ah}$$

上記計算より、緊急用 125V 系蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

※蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は+10°Cとする。

(3) 放電終止電圧は 1.80V/セル (添付 3)。

(4) 保守率は 0.8 とする。

(5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに、

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池
温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の
順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必
要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間T (分)	容量換算時間K (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1380	23.32
1439	24.31
1440	24.32

名称	単位	緊急用M/C
母線電流容量	A	2,000
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用M/Cは，常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>緊急用M/Cは，設計基準事故対処設備の電源が喪失時，重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用M/Cの定格電流容量は，常設代替高圧電源装置5台からの接続とすることから，常設代替高圧電源装置5台からの定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) 常設代替高圧電源装置5台分の定格電流である721.5Aに対し，十分余裕を有する2,000Aとする。</p> <p>常設代替高圧電源装置1台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$</p> <p>常設代替高圧電源装置5台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5\text{台} = 721.5\text{A}$</p>		

名称		緊急用動力変圧器
容量	kVA	750

【設定根拠】

緊急用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

緊急用動力変圧器に必要な負荷は 619kW である。

負荷名称	容量(kW)
常設低圧代替注水系ポンプ	190
常設低圧代替注水系ポンプ	190
代替循環冷却系ポンプ	190
緊急用直流 125V 充電器盤	24
代替燃料プール冷却系ポンプ	30
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
合計	619

したがって、 $773.8\text{kVA} (=619\text{kW} \div \text{力率 } 0.8)$ に余裕を考慮し、750kVA とする。

名称	緊急用 P / C	
母線電流容量	A	4,000

【設定根拠】

緊急用 P / C は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

緊急用 P / C に必要な負荷は 619kW である。

負荷名称	容量(kW)
常設低圧代替注水系ポンプ	190
常設低圧代替注水系ポンプ	190
代替循環冷却系ポンプ	190
緊急用直流 125V 充電器盤	24
代替燃料プール冷却系ポンプ	22
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
合計	619

したがって， $931A (=619kW \div \text{力率 } 0.8 \div \sqrt{3} \div 480V)$ に余裕を考慮し，4,000A とする。

なお，緊急用電源切替盤については，緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量に合わせた定格電流値を設定する。

名称		可搬型整流器
台数	台	8(予備 1)
容量	kW/台	15

【設定根拠】

可搬型整流器は、重大事故等発生時に、可搬型代替低圧電源車と接続を行い、24時間以上負荷切り離しを行わずに直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

重大事故等発生時に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し、直流電源を供給させる為に必要な負荷容量として、125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用蓄電池のいずれか一番大きな負荷に耐えられる容量を持つように選定する。

また、可搬型代替直流電源設備は、全交流電源喪失発生後、可搬型代替交流電源設備や可搬型整流器を準備して使用することから、全交流動力電源喪失発生後、1時間以降の電流値を基に、必要な可搬型整流器の台数を選定する。

125V系蓄電池の容量

A系 60～540分の電流値：239A

B系 60～540分の電流値：219A

緊急用蓄電池の1～1440分の電流値：173.4A

上記より、1時間以降で最大負荷の電流値は、239Aである。

また、計画している可搬型整流器の機器仕様を以下に記載する。

<可搬型整流器の機器仕様>

- ・出力電圧：0～150V
- ・出力電流：0～100A
- ・最大出力電力：15kW

以上のことを用いて以下に検討を行い、可搬型整流器の必要台数について評価する。

・電流値について

必要な負荷の電流値については、239Aであり、可搬型整流器の機器仕様より可搬型整流器の電流値は1台あたり100Aまでの出力が可能である。よって、3台の可搬型整流器が必要となる。

上記評価結果より、可搬型整流器の必要台数は、設計に余裕をもたせて4台用意することとする。

(ただし、これは接続箇所1箇所あたりの台数であり、可搬型代替低圧電源車を接続する箇所は2箇所あることから、計8台の整流器を用意する必要がある。)

名称		緊急用断路器
母線定格電流	A	200
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用断路器は，設計基準事故等対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失），重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用断路器は，設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失），重大事故等に対処するために必要な 1,725kVA（電源車 1 台分）を通電する容量が必要となる。</p> <p>したがって，以下のとおり，通電電流は 144.3A（電源車 1 台分）となり，定格電流を約 200A とする。</p> <p>（1）定格電流である 144.3A に対し，十分余裕を有する 200A とする。</p> $1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$		

名称		非常用ディーゼル発電機
台数	台	2
容量	kW/台	5200kW

【設定根拠】

非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時において故障等が見られない場合に使用し、必要な負荷に電力を給電できる設計とする。

1. 容量

2 C非常用ディーゼル発電機及び2 D非常用ディーゼル発電機の積み上げについては、それぞれ以下の1), 2)の通りとする。

1) 2 C非常用ディーゼル発電機より非常用所内電気設備に給電する際の負荷

2 C非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷は、必要となる最大負荷4,859kWである。

主要機器名称	負荷容量(kW)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078
残留熱除去系ポンプ	約 584
残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674
非常用ガス処理系装置	約 48
ディーゼル室換気設備	約 38
その他負荷	約 1,473
負荷合計	約 4,859

2) 2D非常用ディーゼル発電機より非常用所内電気設備に給電する際の負荷
2D非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷は、必要となる最大負荷4,430kW
である。

主要機器名称	負荷容量(kW)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約1,078
残留熱除去系ポンプ	約1,168
残留熱除去系海水系ポンプ	約1,674
非常用ガス処理系装置	約48
ディーゼル室換気設備	約38
その他負荷	約424
負荷合計	約4,430

したがって、非常用ディーゼル発電機は、それぞれ上記1), 2)の負荷合
計より、設計基準対象設備として使用する時と同様の容量5200kWとする。

名称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
台数	台	1
容量	kW	2800kW

【設定根拠】

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により，非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dへの給電ができない場合は，設計基準事故対処設備であるHPCS D/G，非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び常用所内電気設備であるM/C 2Eの使用が可能であって，さらにM/C HPCSの負荷であるHPCSポンプの停止が可能な場合は，D/G 2C・2Dの電源給電機能の代替手段として，HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する。

1. 容量

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により，非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dへの給電ができない場合に必要となる負荷は以下のとおり，最大負荷1,382kWであるため，HPCS D/Gが使用可能である。

HPCS D/Gの負荷積み上げリスト

主要機器名称	負荷容量 (kW)
非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤A ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2A ・その他負荷	約79 約108 約134 約248
非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2A ・その他負荷	約60 約86 約134 約135
中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン ・その他負荷	約45 約8 約183
蓄電池室排気ファン その他負荷	約8 約154
合計 連続最大負荷	約1,382

名称		緊急用直流 125V 主母線盤		
容量	A	800		
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用直流 125V 主母線盤は、常設重大事故等対処設備として設置する。緊急用直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために緊急用 125V 系蓄電池から負荷へ送る必要な直流電力を給電できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用直流 125V 主母線盤の定格電流容量は、緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流の値に対して、それ以上の電流容量に設定する。</p> <p>緊急用 125V 蓄電池の最大負荷電流については、以下の一覧表のとおり。</p>				
<p>緊急用直流 125V 蓄電池負荷一覧表</p>				
負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~ 1440 分		
6.9kV SA M/C トリップ				
6.9kV SA M/C 投入				
SA 制御盤(4 面分)				
SA 監視盤(使用済燃料プール水位計以外)				
SA 変換器盤(6 面分)				
SA 監視盤(使用済燃料プール水位計)				
高圧代替注水制御盤				
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤				
H13-P638(CAMS γ 線モニタ線 A 系)				
H13-P638(CAMS γ 線モニタ線 B 系)				
DB/SA 分電盤(区分 I) (突合わせ給電除く)				
DB/SA 分電盤(区分 II) (突合わせ給電除く)				
SRV(現場)(A 系)				
SPDS 入出力制御盤 A/B				
火災検知器盤				
SA インバータ				
衛星電話(固定)				
その他負荷				
合計(A)			761.2	173.4

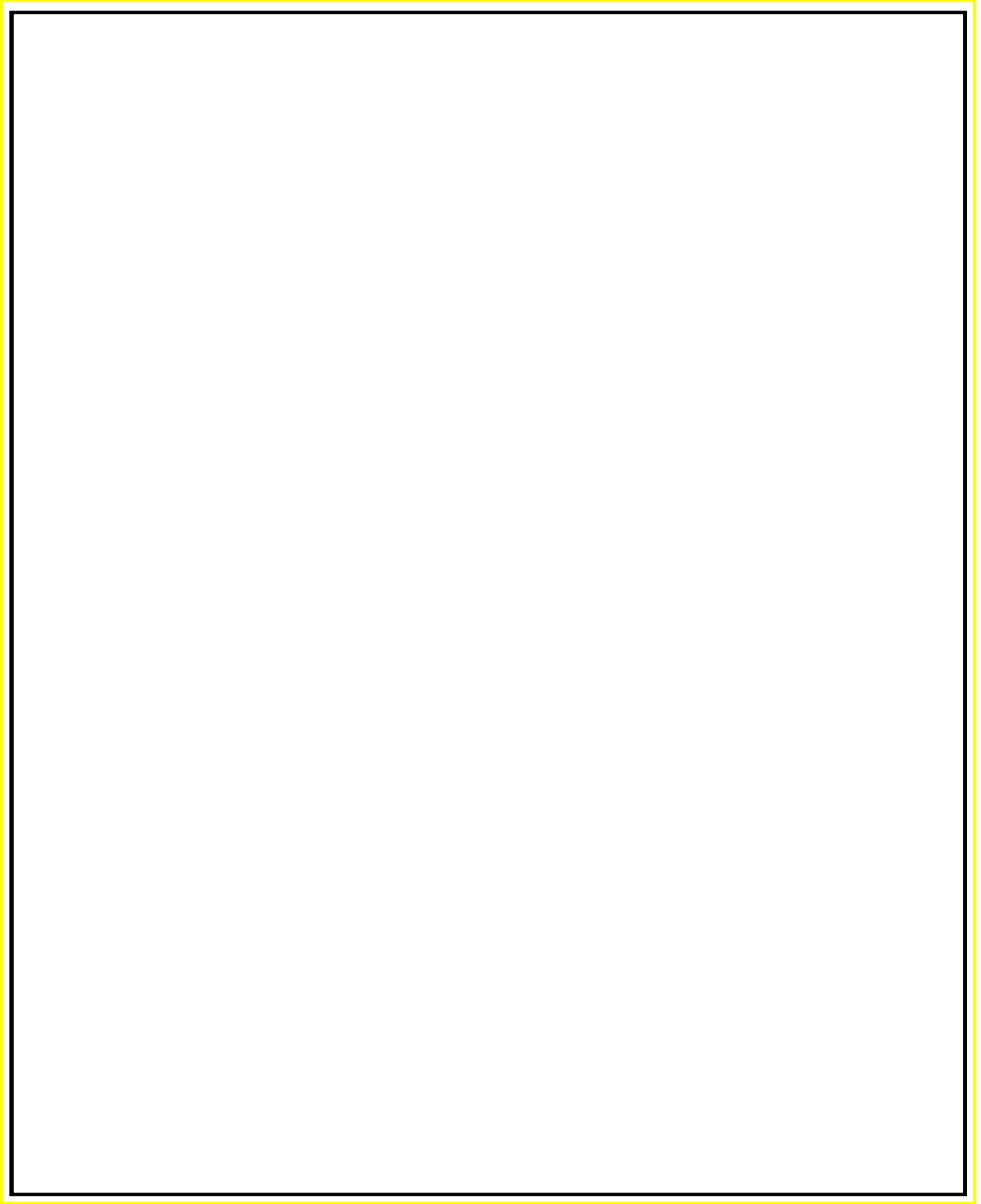
緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流値は、0～1 分の時に流れる負荷電流 761.2A の値であり、緊急用直流 125V 主母線盤の容量を十分余裕のある 800A とする。

57-6

アクセスルート図

1. 屋外アクセスルート 現場確認結果について

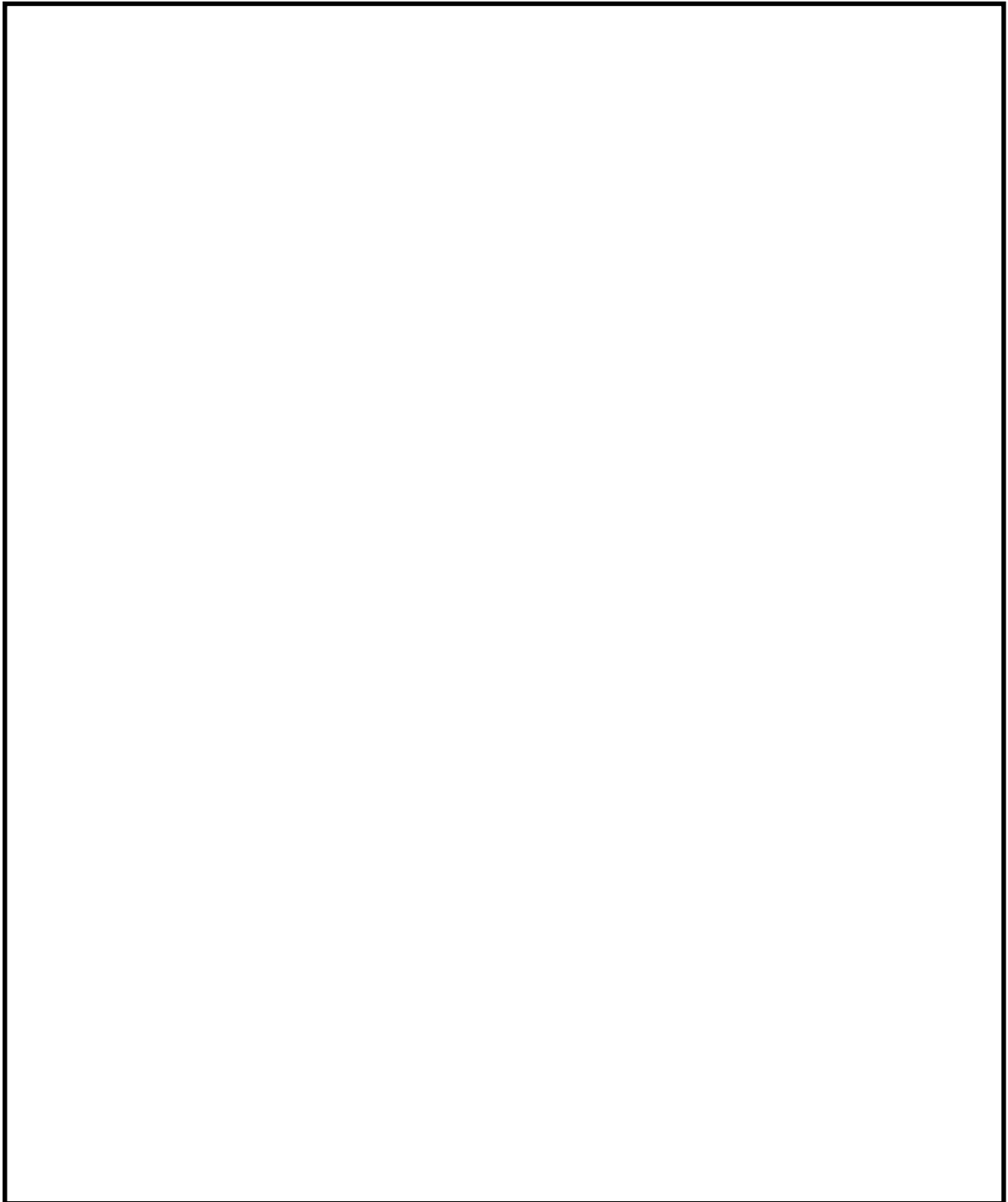
屋外アクセスルートの現場確認結果を第 57-6-1 図に示す。



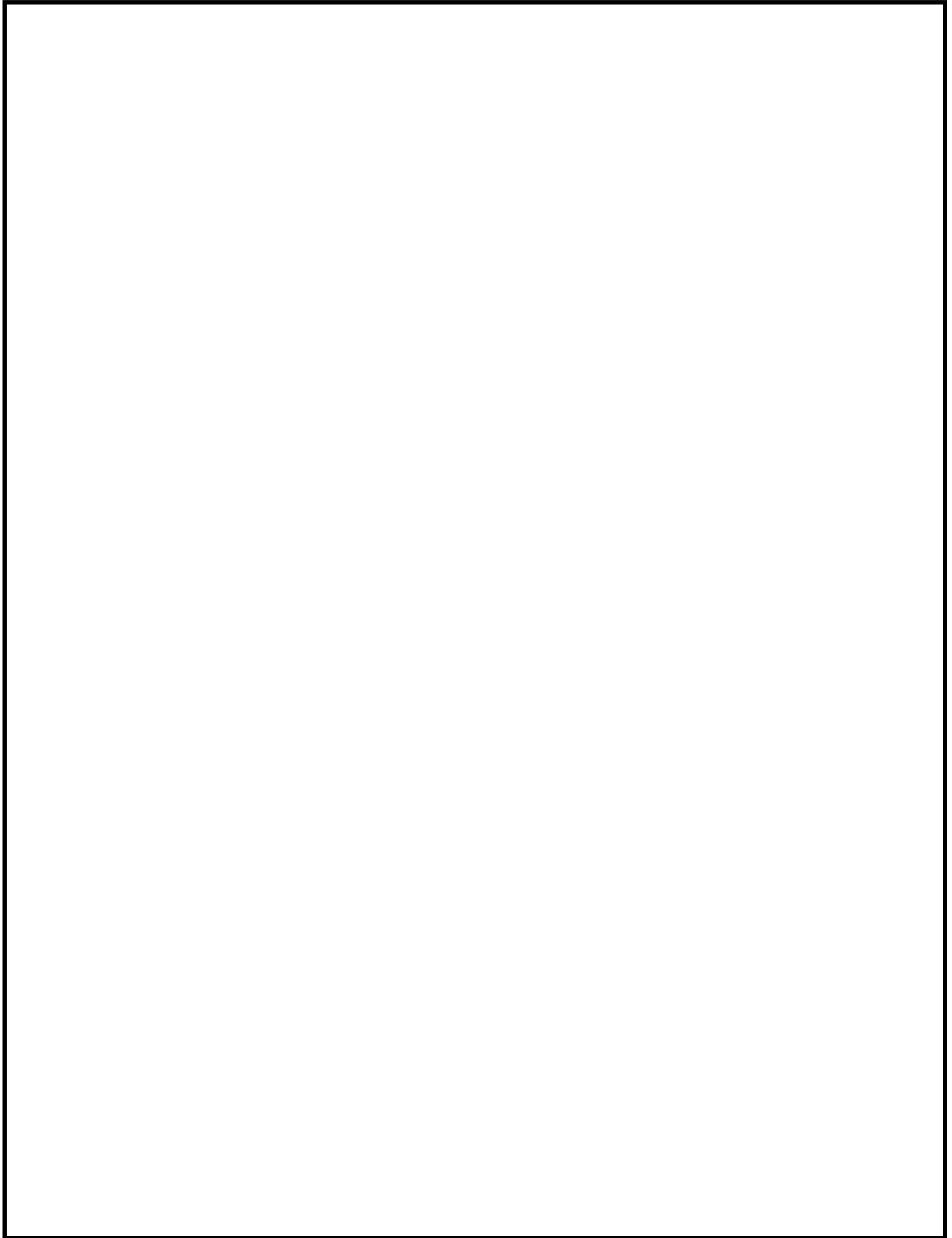
第 57-6-1 図 屋外アクセスルート 現場確認結果

1. 屋内クセスルート 現場確認結果について

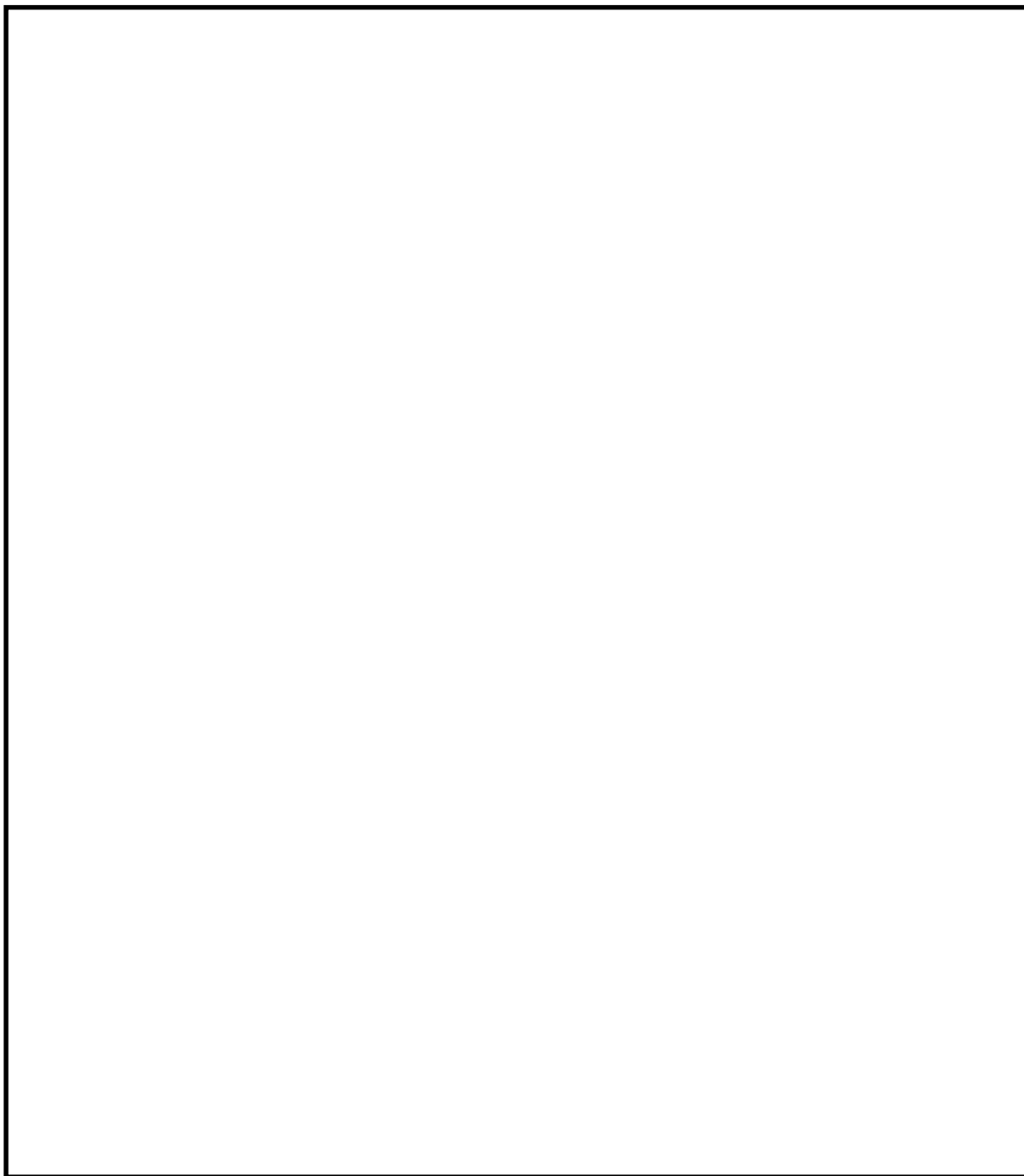
屋内アクセスルートの現場確認結果を第 57-6-2 図に示す。



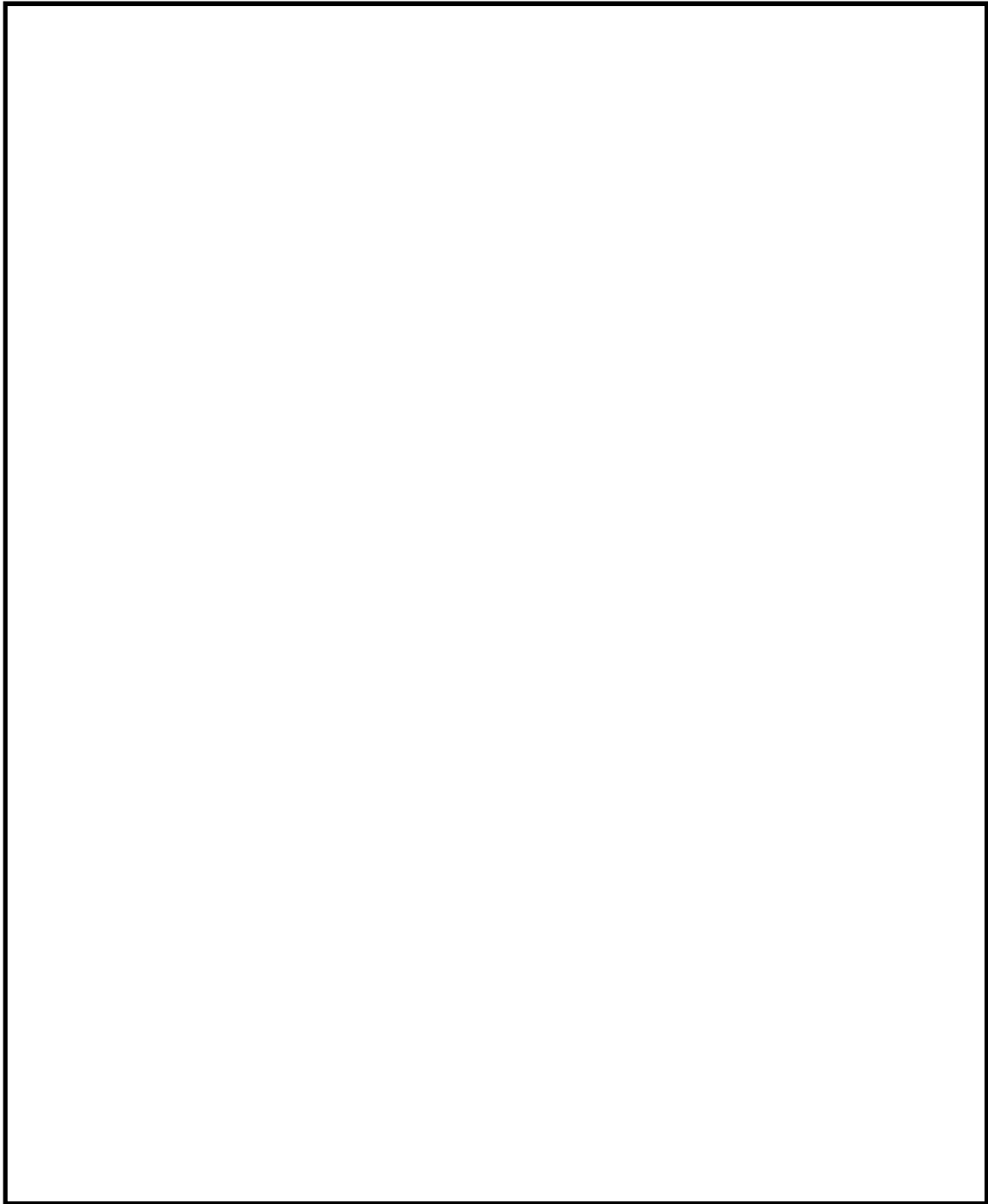
第 57-6-2 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 4 階, 原子炉建屋付属棟 4 階)



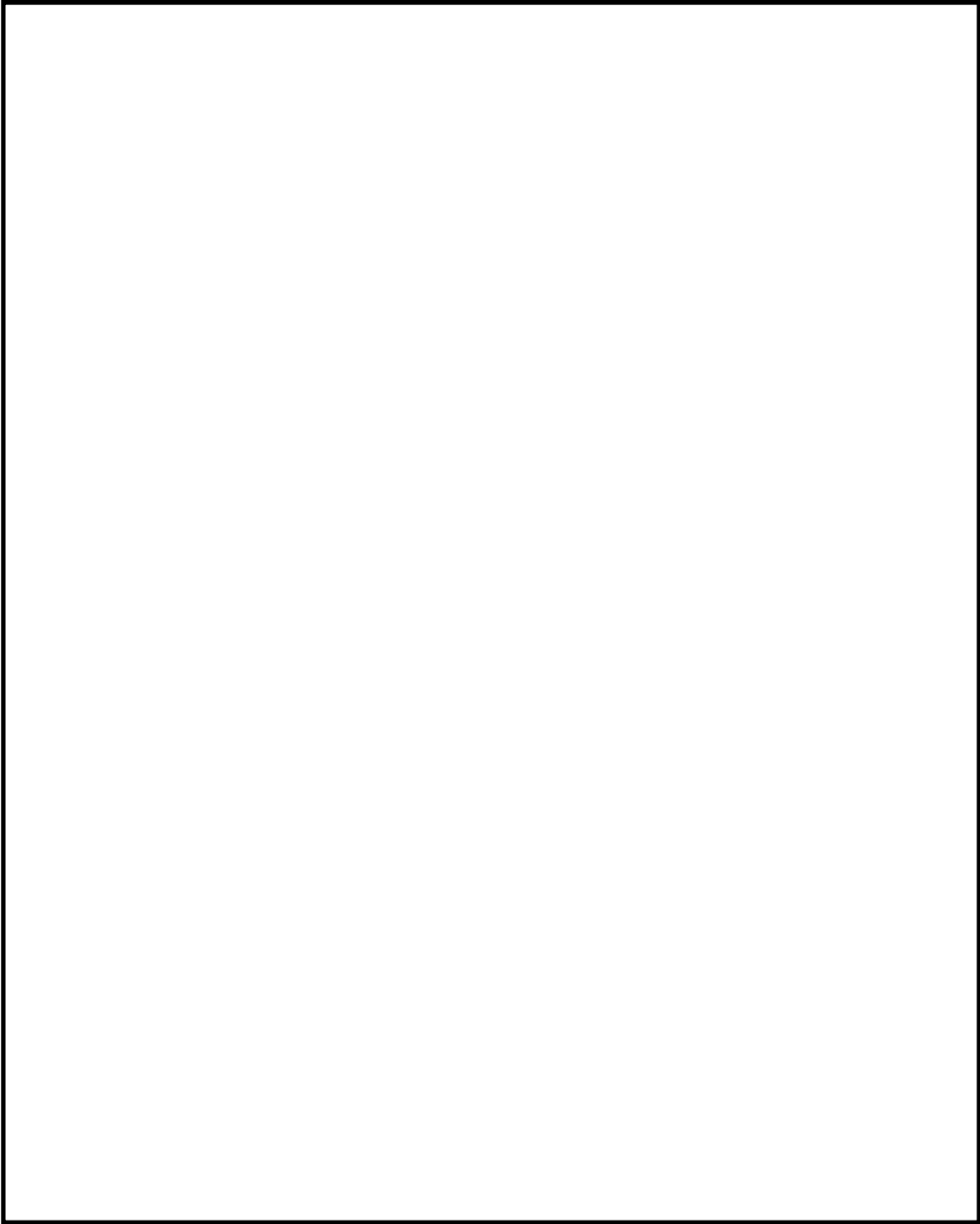
第 57-6-3 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 3 階, 原子炉建屋付属棟 3 階, 廃棄物処理棟 3 階)



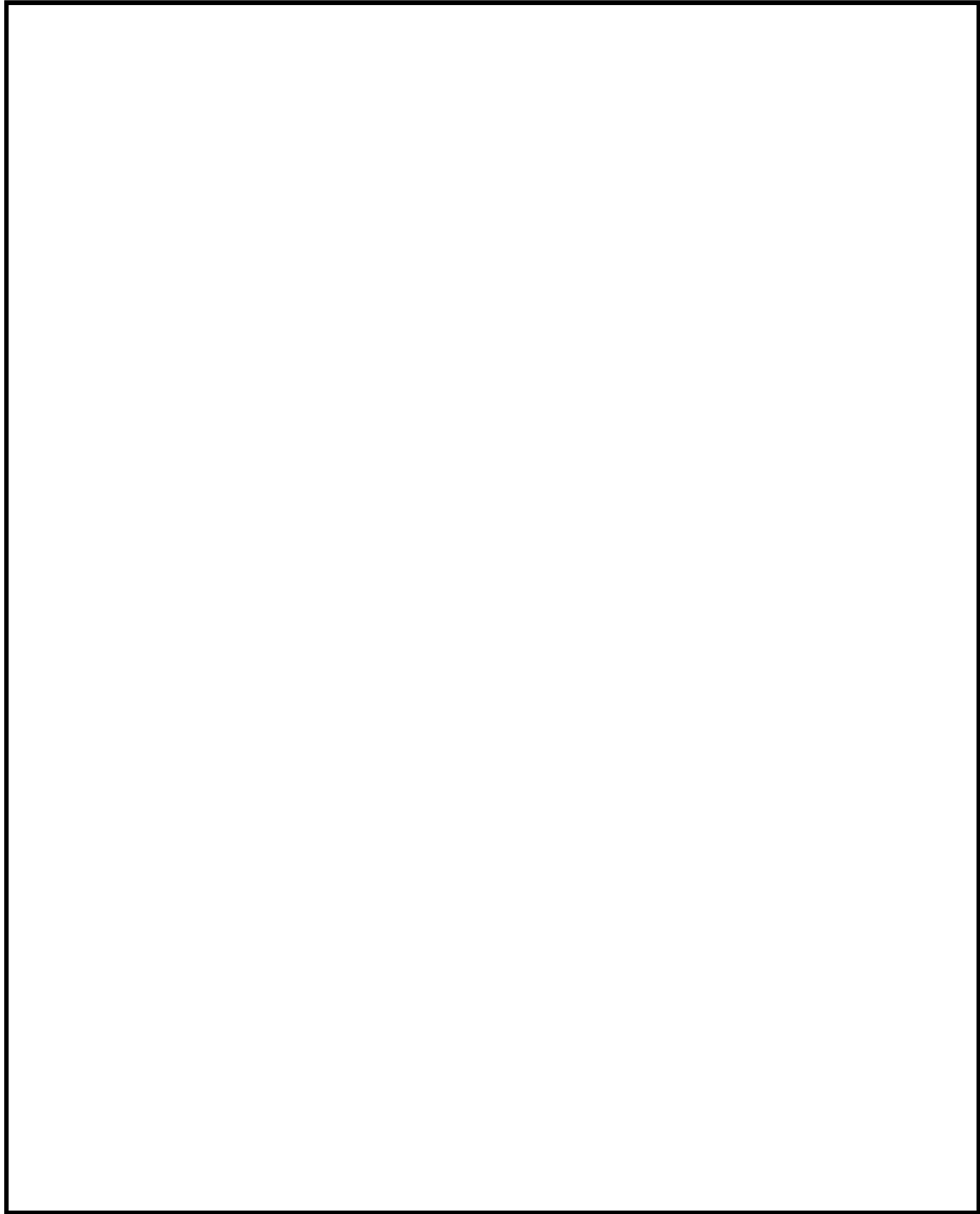
第 57-6-4 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 2 階, 原子炉建屋付属棟中 2 階, 廃棄物処理棟 2 階)



第 57-6-5 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 1 階, 原子炉建屋付属棟 1 階, 廃棄物処理棟 1 階)



第 57-6-6 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 原子炉建屋付属棟地下 1 階, 廃棄物処理棟地下 1 階)

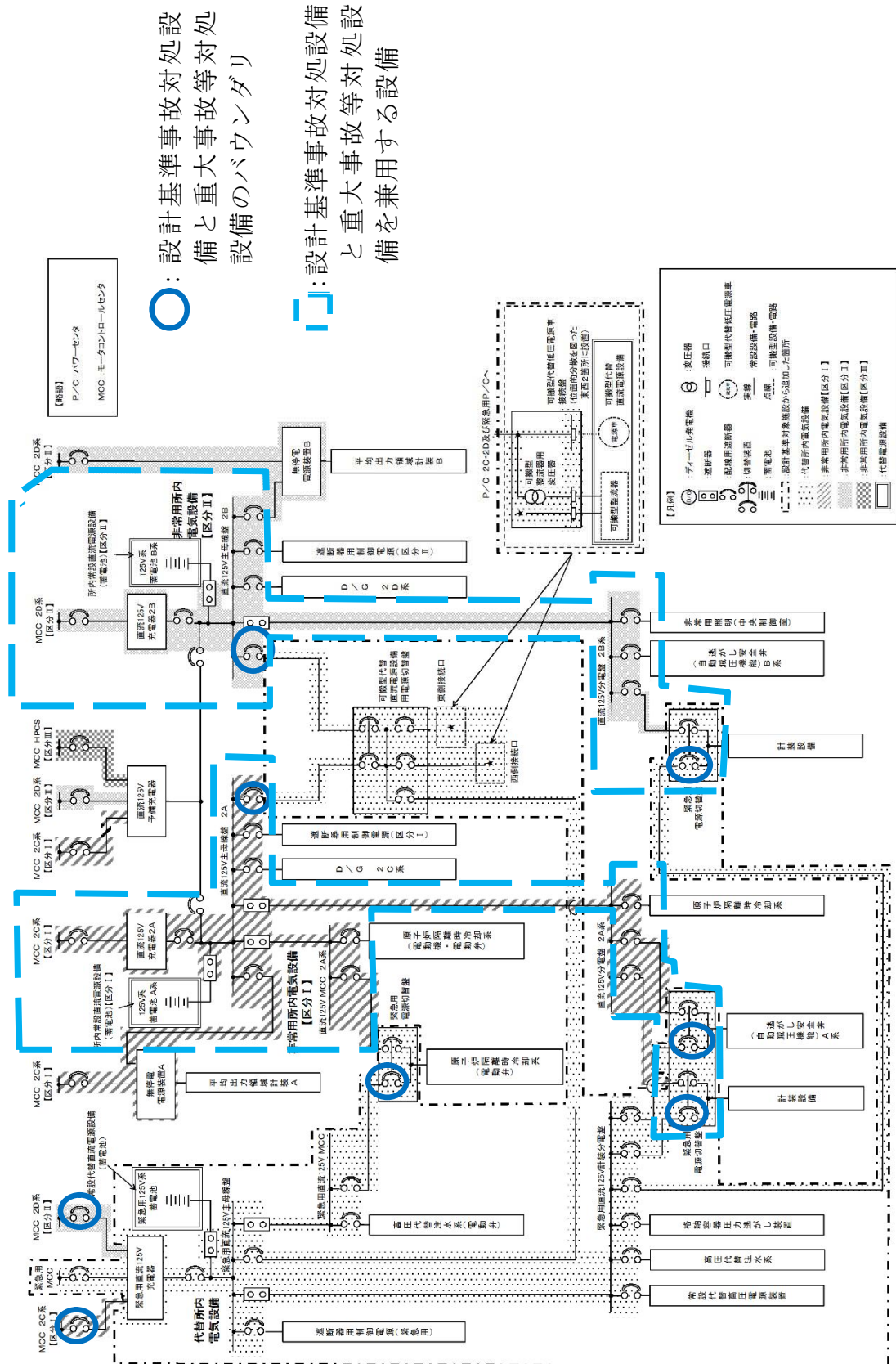


第 57-6-7 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟地下 2 階, 原子炉建屋附属棟地下 2 階, 廃棄物処理棟地下 2 階)

57-7

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

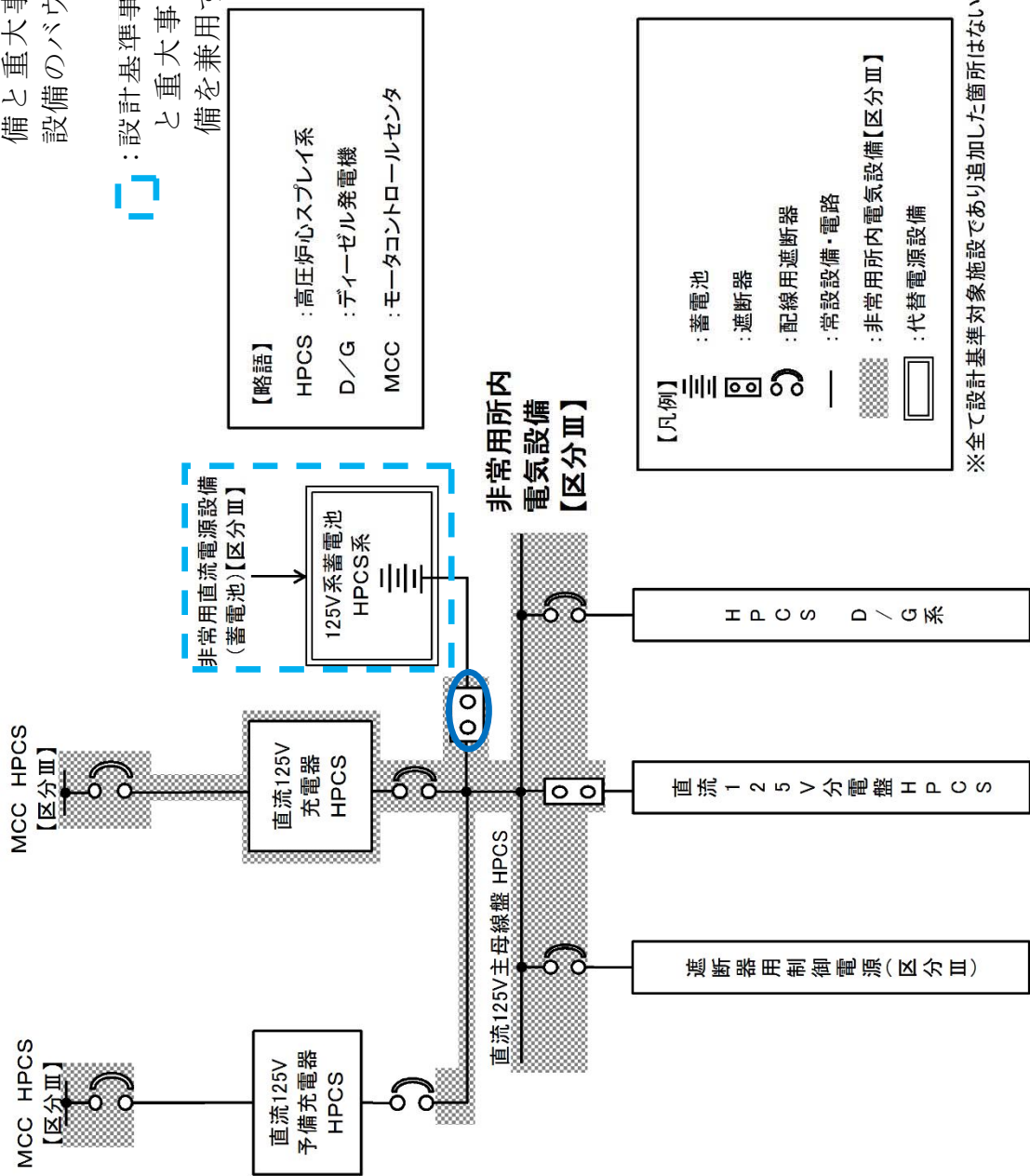
57-7-1



第 57-7-2 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（直流電源）（直流 125V 系蓄電池 A 系及び B 系）

○：設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ

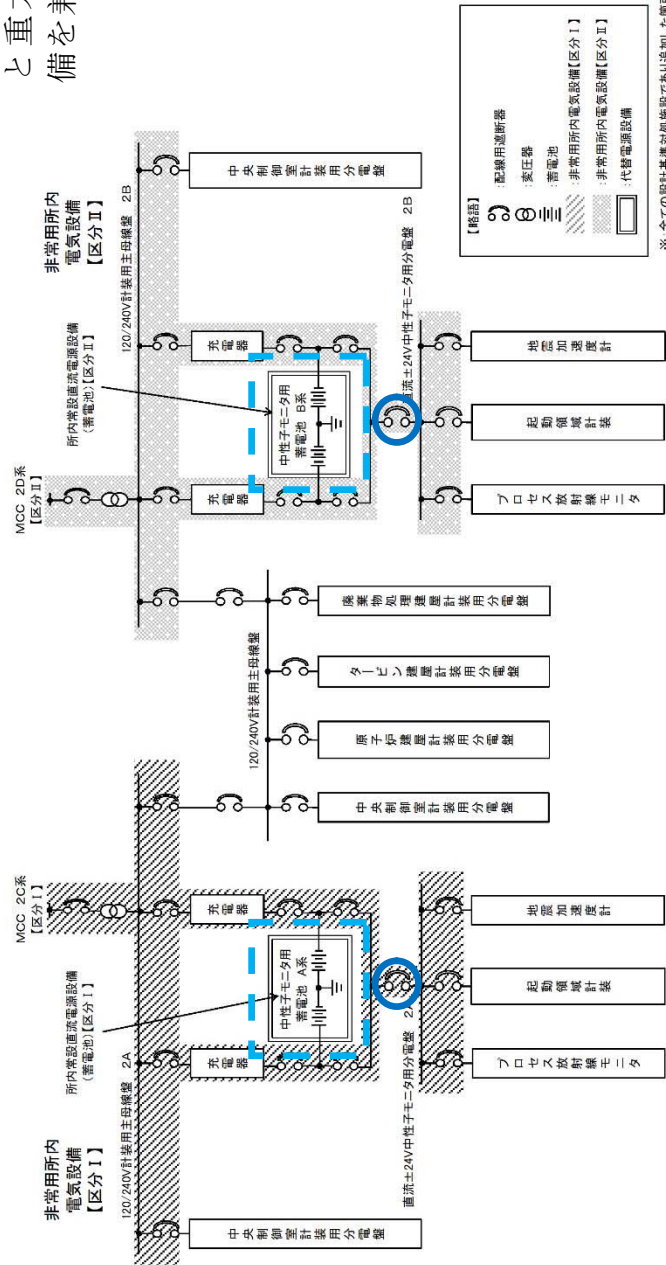
□：設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する設備



第 57-7-3 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (直流電源) (直流 125V 系蓄電池 HPCS 系)

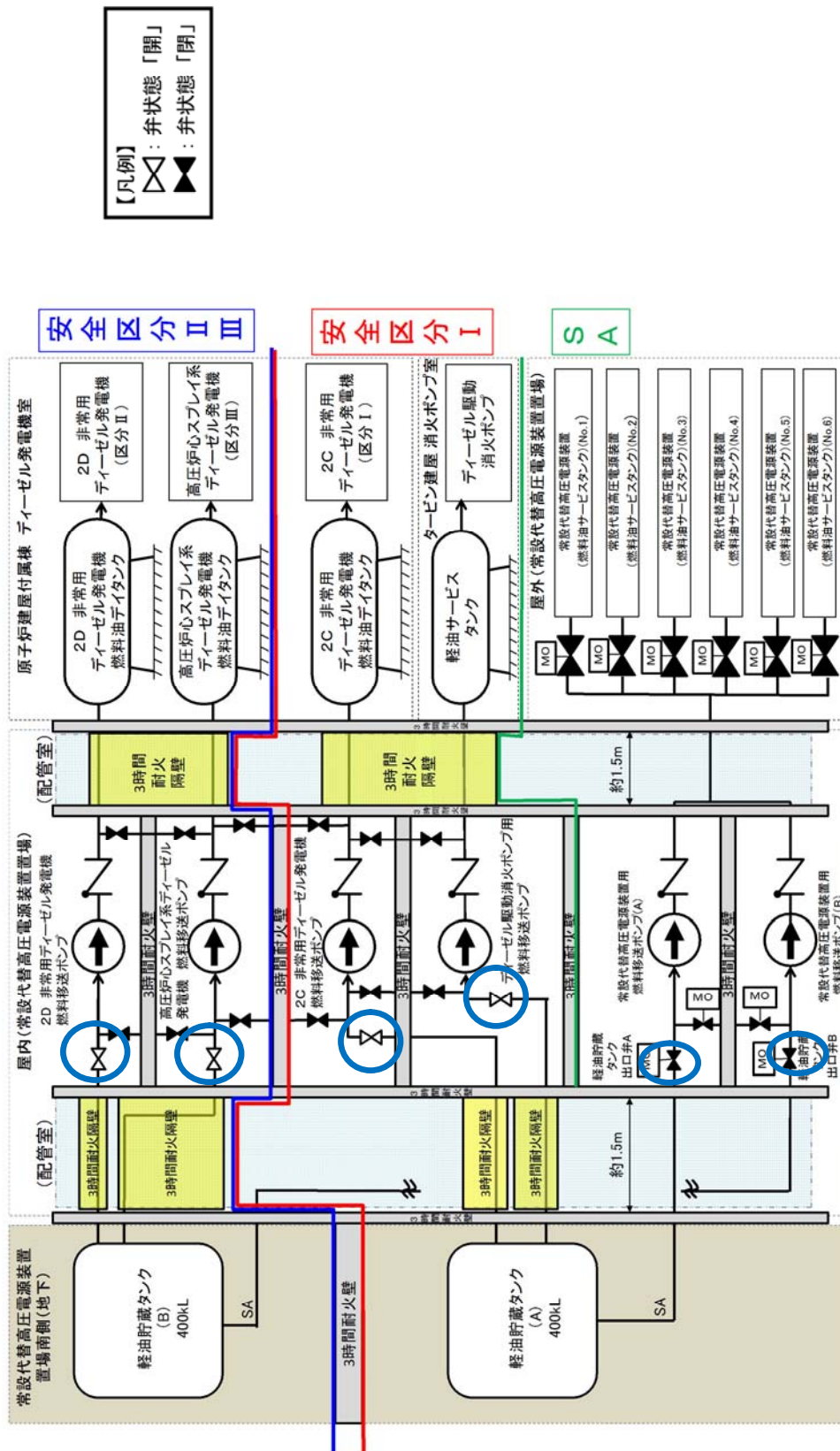
○: 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ

□: 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する設備



第 57-7-4 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（直流電源）（中性子モニタ用蓄電池 A 系及び B 系）

○: 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ



第 57-7-5 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (軽油貯蔵タンク)

57-8

可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

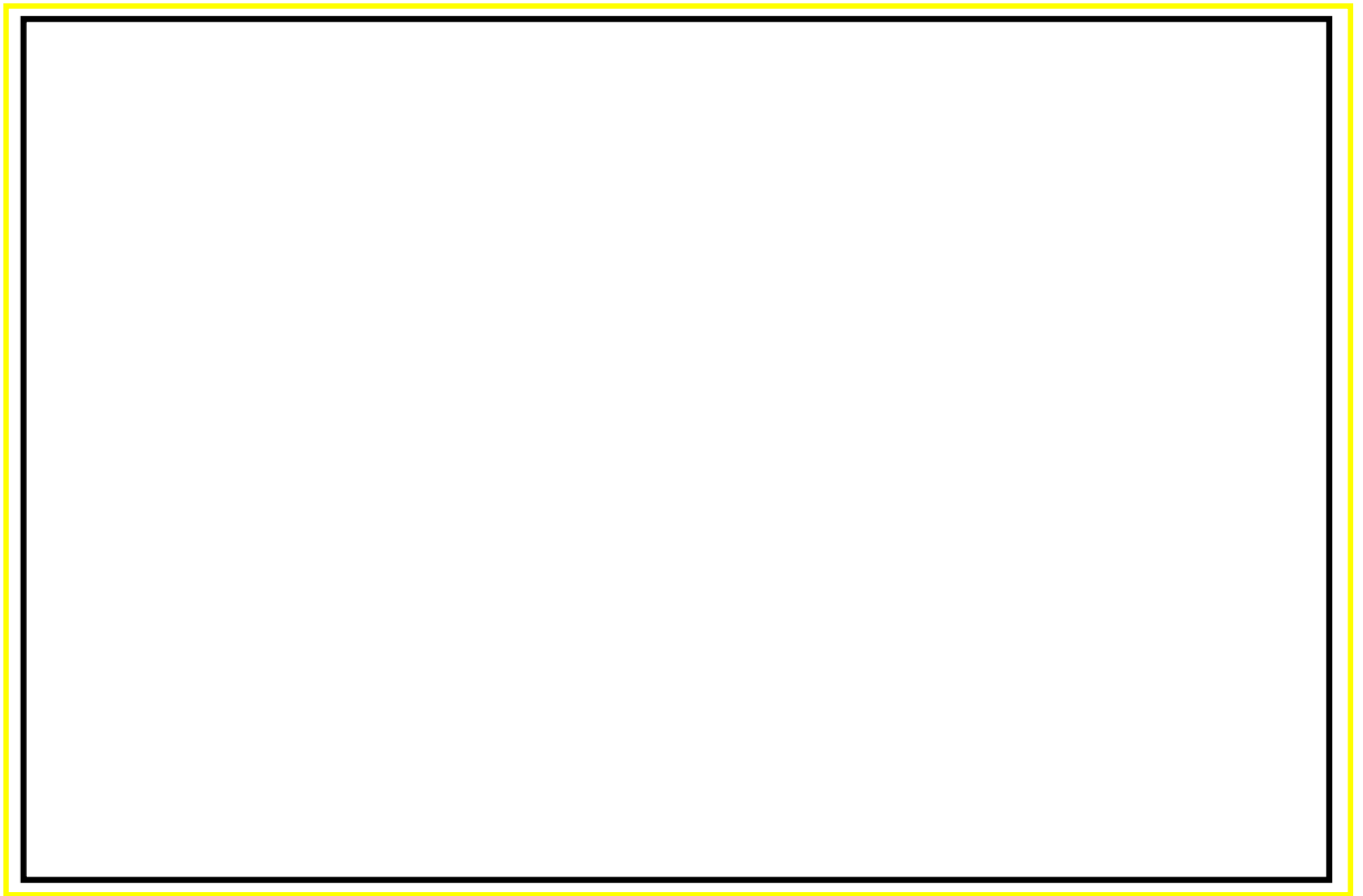
1. 可搬型代替低圧電源車接続方法について

可搬型代替低圧電源車は、以下の2箇所の接続口にて接続可能な設計とする。

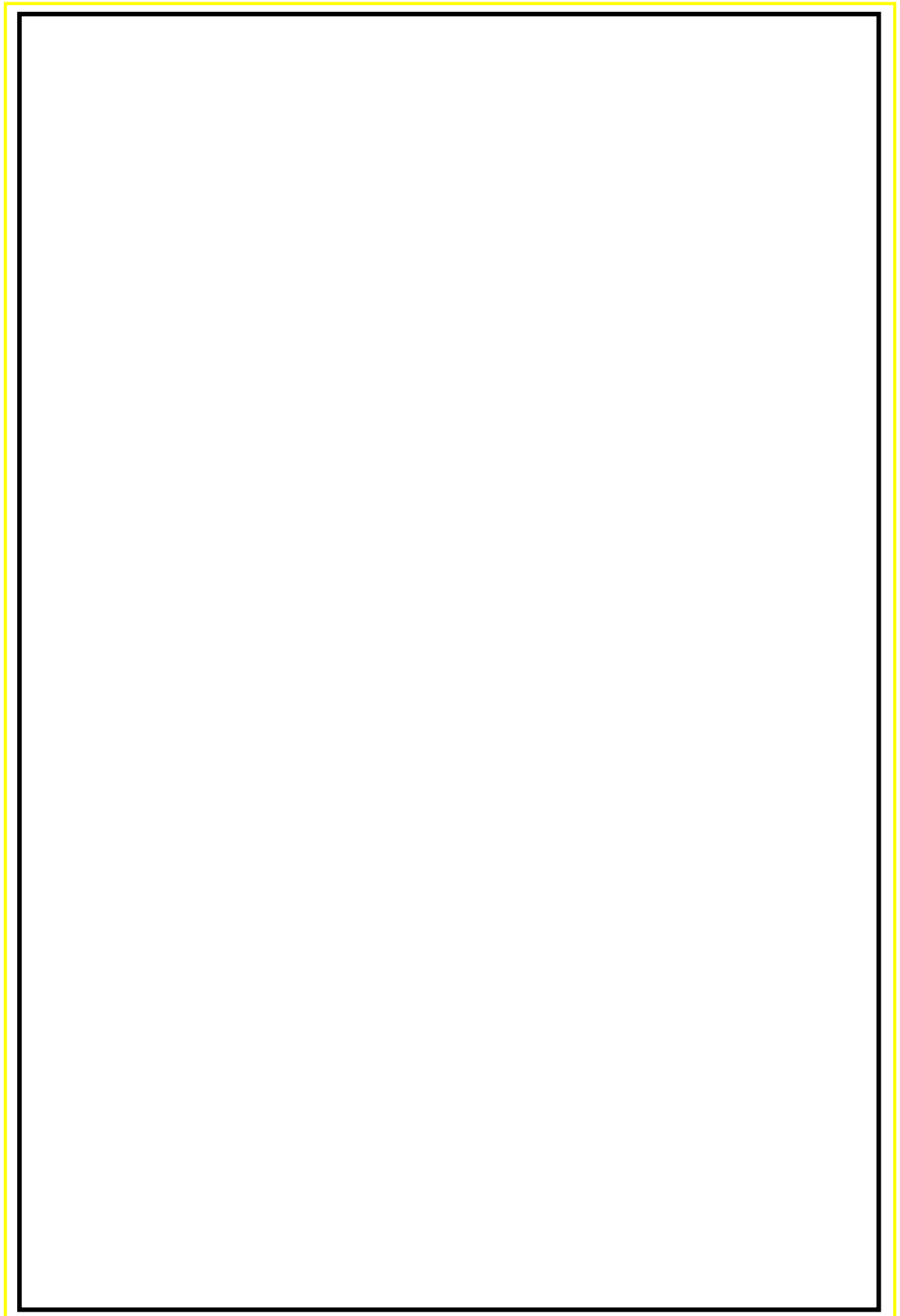
① 原子炉建屋西側接続口

② 原子炉建屋東側接続口

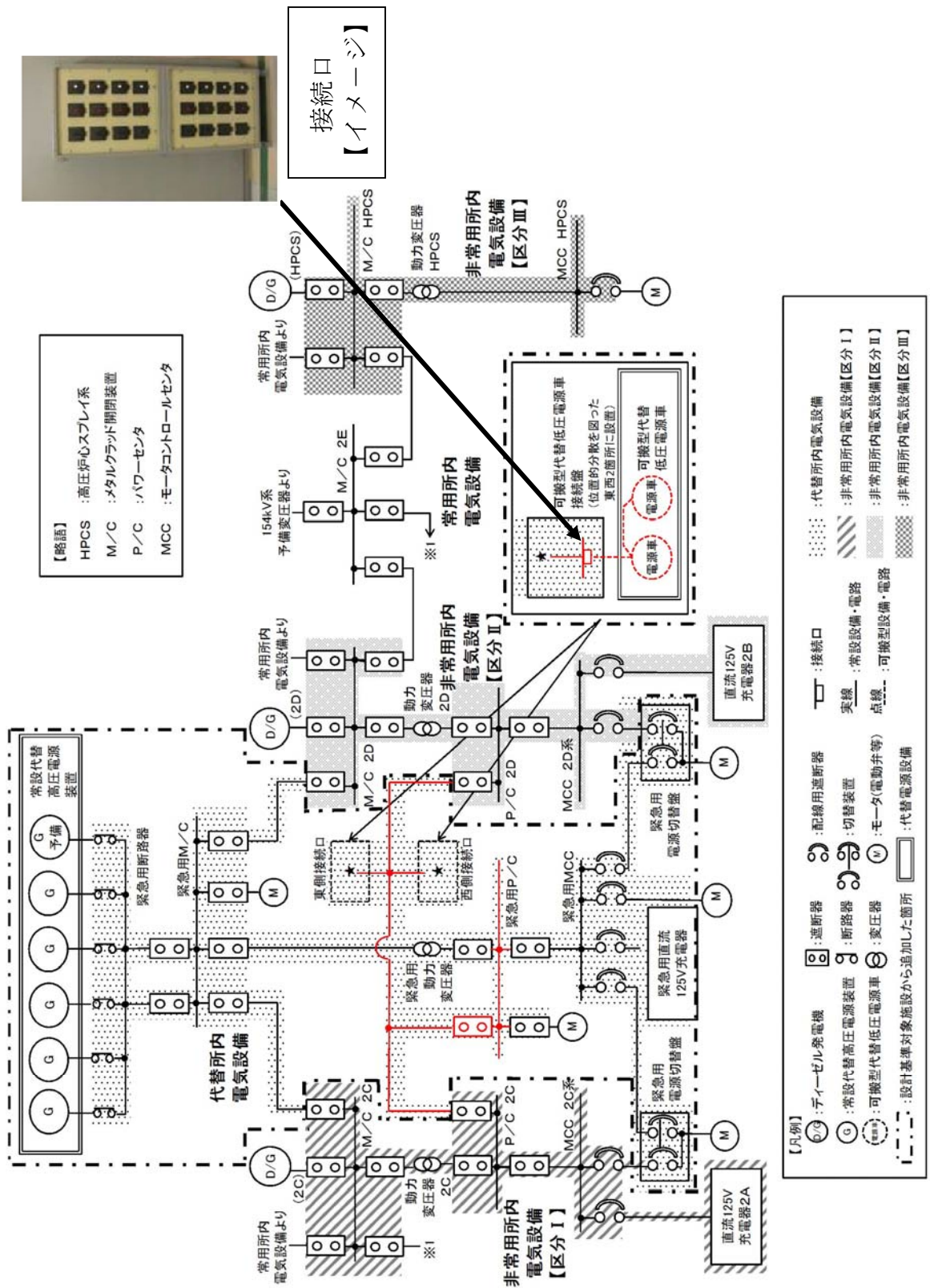
可搬型代替低圧電源車配置図を第57-8-1図に、原子炉建屋西側・東側接続口概要図を第57-8-2図に、接続ルート概略図を第57-8-3図と第57-8-4図に示す。



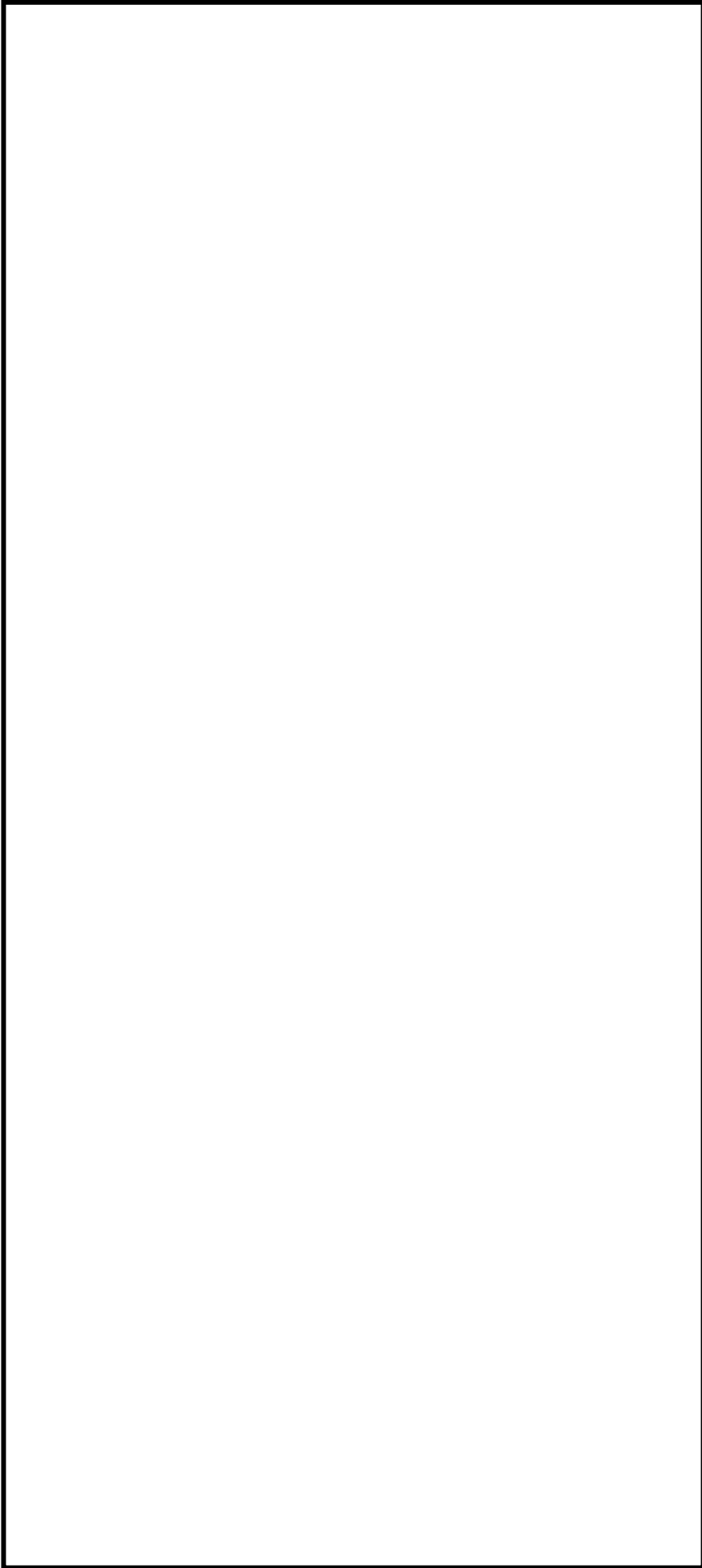
第 57-8-1 図 可搬型代替低圧電源車配置図



第 57-8-2 図 原子炉建屋西側・東側接続口 概要図（重大事故等対処設備へ接続）



第 57-8-3 図 接続ルート概略図 (系統) (重大事故等対処設備へ接続)



原子炉建屋付属棟地下1階

原子炉建屋廃棄物処理棟1階

- 写真については、一部イメージを含む。

第57-8-4図 接続ルールト概略図(機器配置) (重大事故等対処設備へ接続)

57-9

代替電源設備について

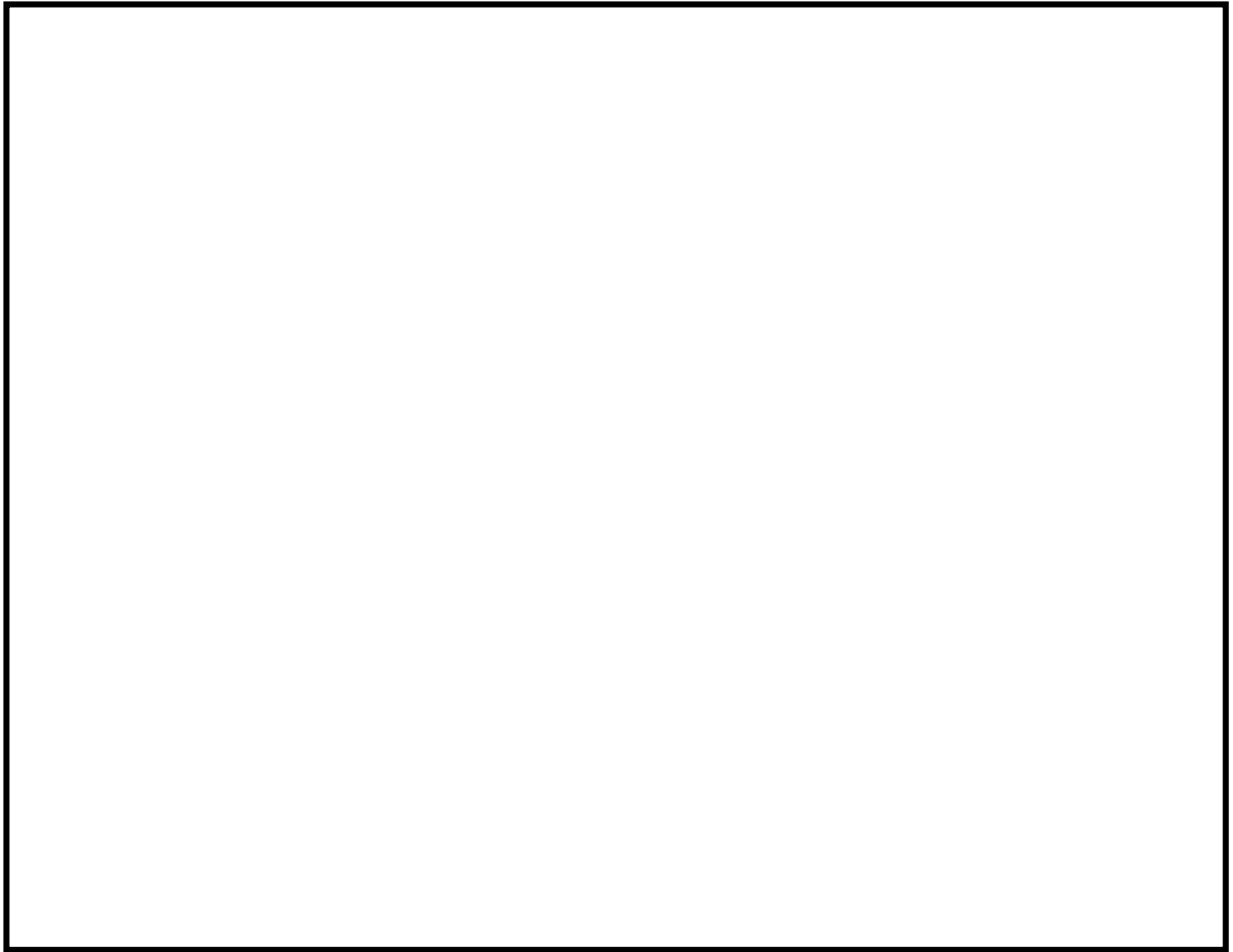
57-9-1

1. 代替電源設備について
 - 1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給
 - 1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給
 - 1.3 代替所内電気設備による給電

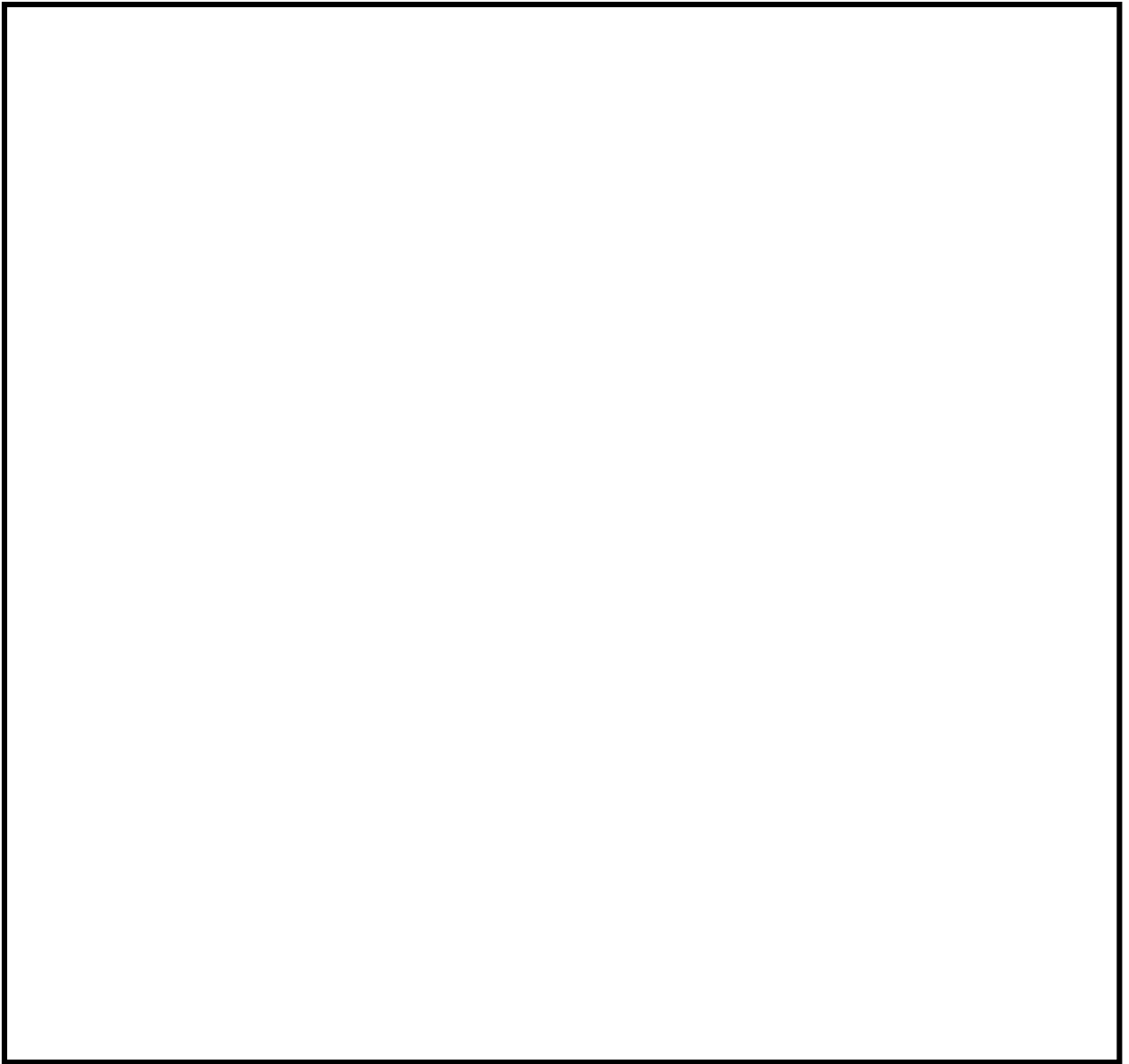
1. 代替電源設備について

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能(海水系)が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及びM/C等は津波の浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

設計基準対象施設としてディーゼル発電機及びメタクラ等の所内電気設備を設置している。これらの電気設備は、防潮堤を設置することで基準津波による影響を受けず、かつ隔壁によって区画化された電気室に設置し、多重化を図るとともに互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保できる設計としている。(第57-9-1～2図)



第 57-9-1 図 D/G (HPCS D/Gを含む) の配置



第 57-9-2 図 125V 蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池の配置

しかしながら、これら設計基準対象施設の電気設備が機能喪失した場合においても、重大事故等に対処できるよう常設又は可搬型の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬型の代替電源等の設備は、設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条に要求事項が示されている。

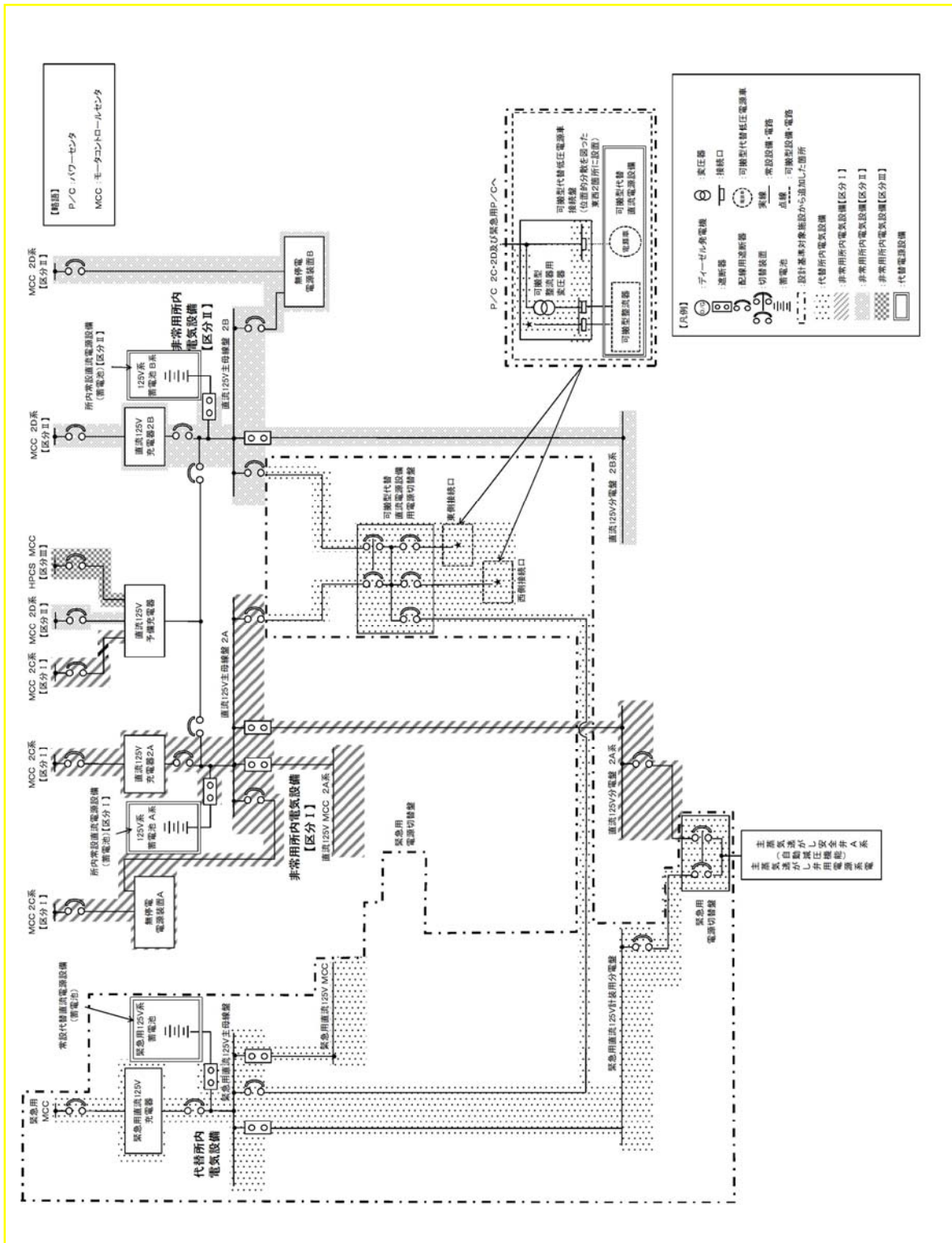
また、設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条以外で、代替電源からの給電が要求される条文を、第57-9-1表に示す。

また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

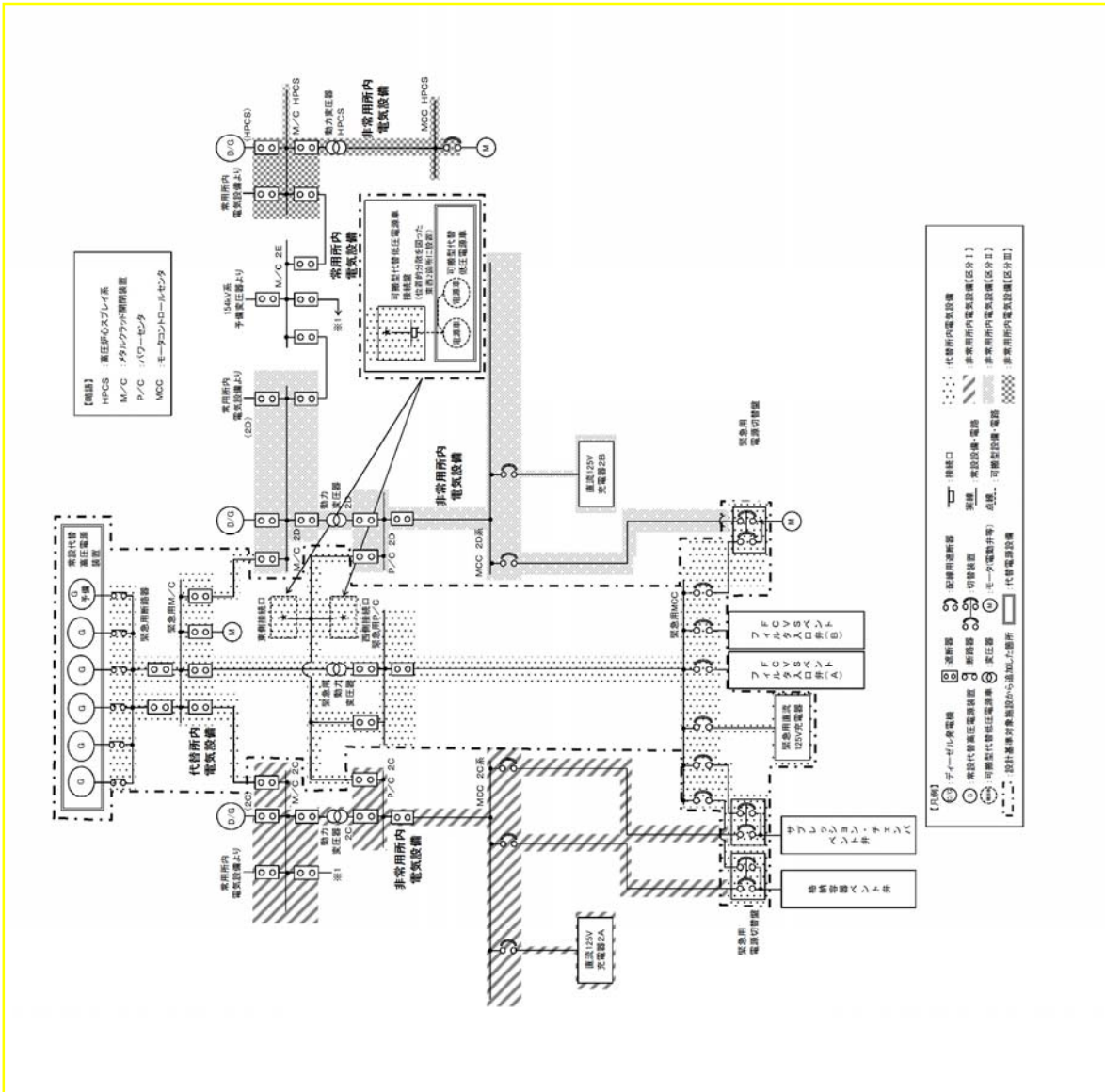
設置許可基準規則46条/技術基準規則第61条	第57-9-(46-1)図
設置許可基準規則51条/技術基準規則第66条	第57-9-(51-1)図
設置許可基準規則52条/技術基準規則第67条	第57-9-(52-1)図
設置許可基準規則53条/技術基準規則第68条	第57-9-(53-1)図
設置許可基準規則54条/技術基準規則第69条	第57-9-(54-1)図
設置許可基準規則59条/技術基準規則第74条	第57-9-(59-1)図
設置許可基準規則60条/技術基準規則第75条	第57-9-(60-1)図
設置許可基準規則62条/技術基準規則第77条	第57-9-(62-1)図

第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

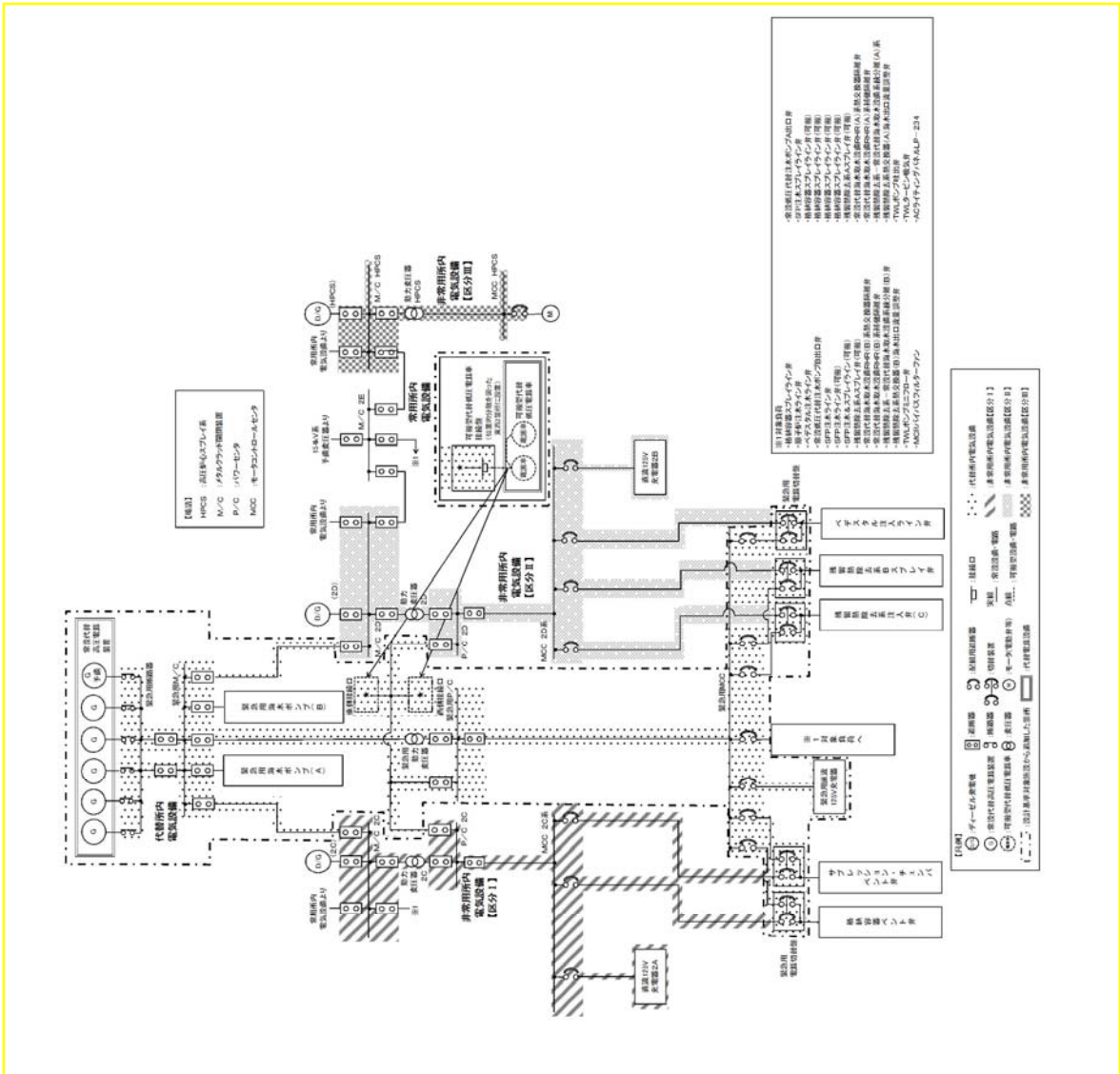
設置許可基準規則／技術基準条文番号		記載内容	備考	
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・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。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・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。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室（中央制御室）用の電源（空調及び照明）等は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。



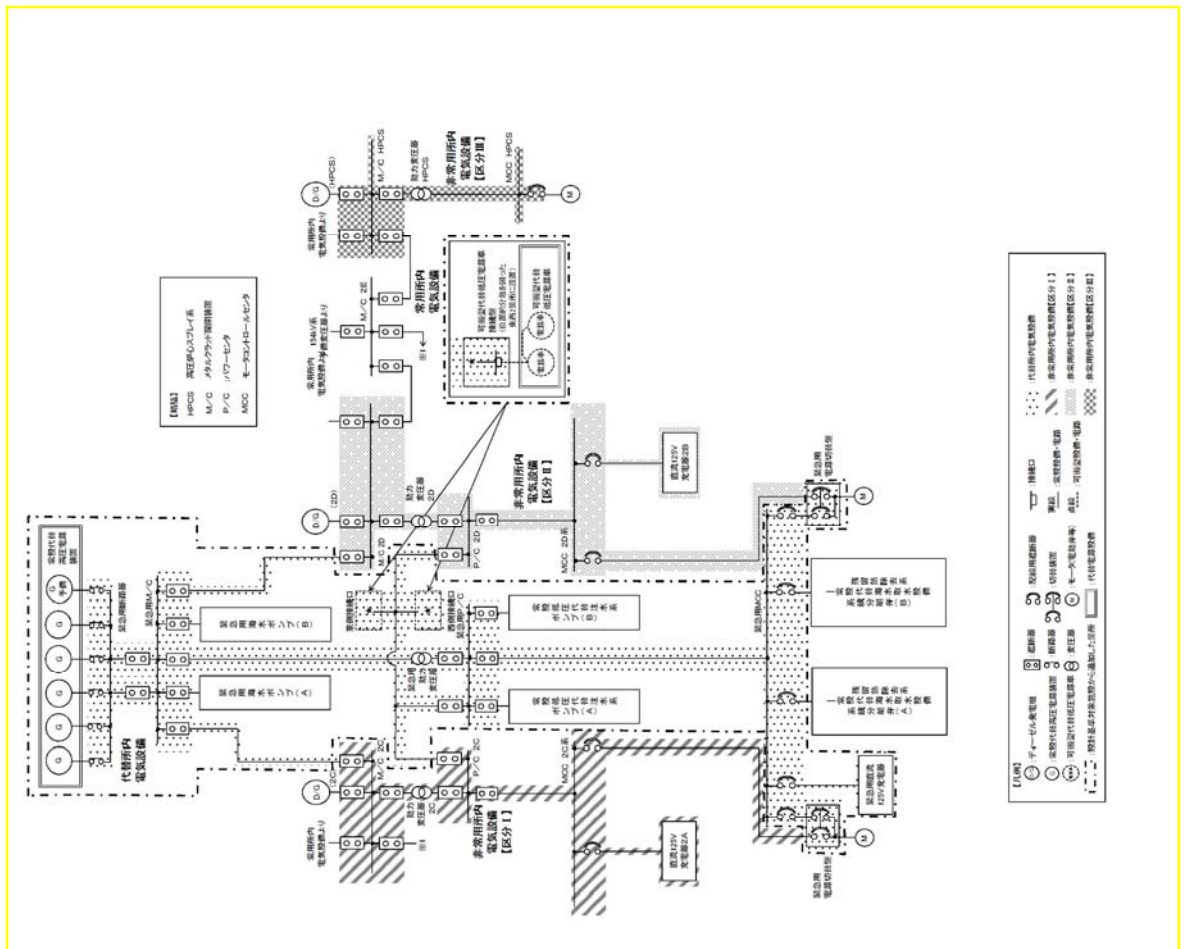
第 57-9-(46-1) 図 単線結線図 (第 46 条)



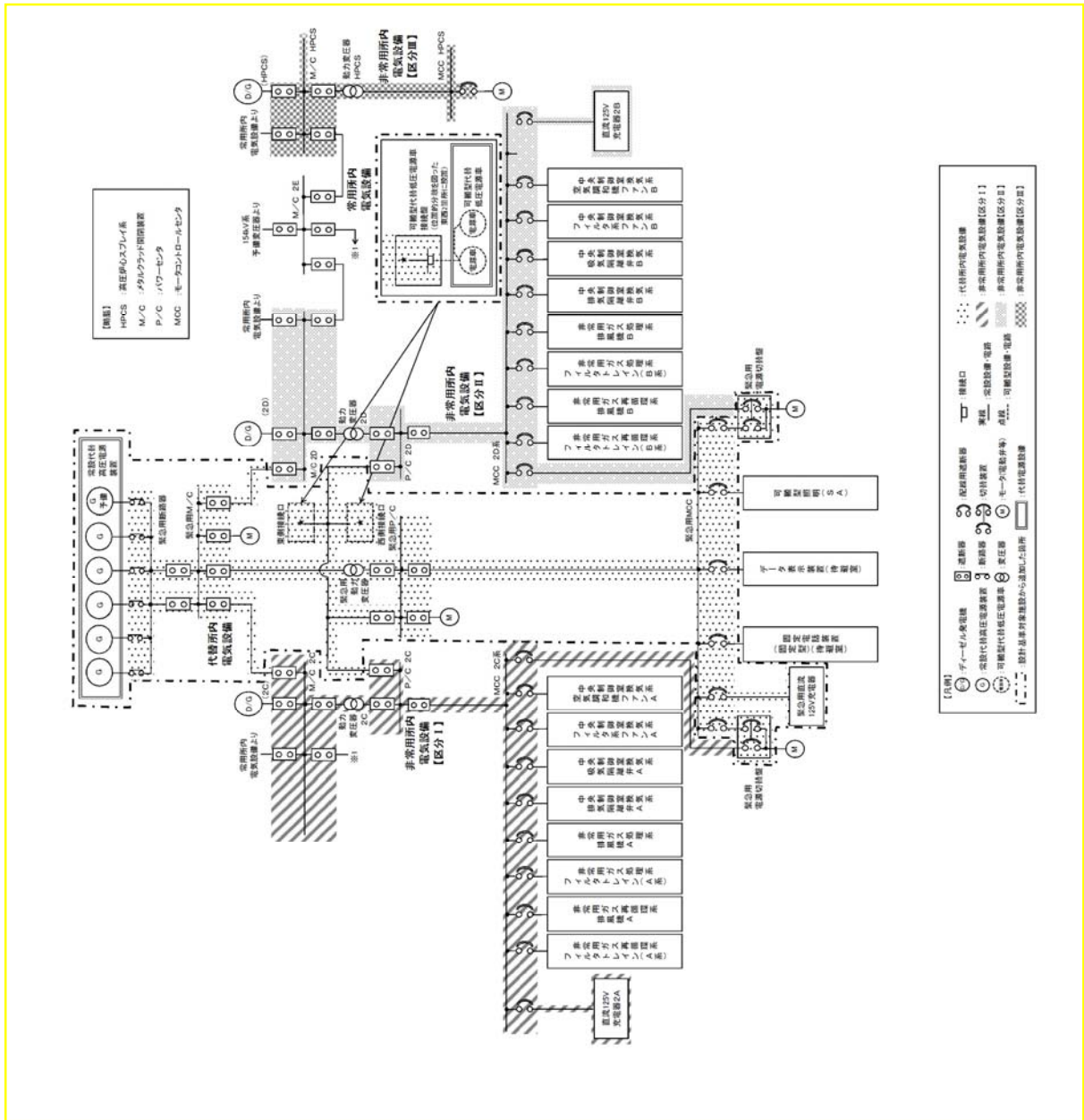
第 57-9-(52-1) 図 単線結線図 (第 52 条)



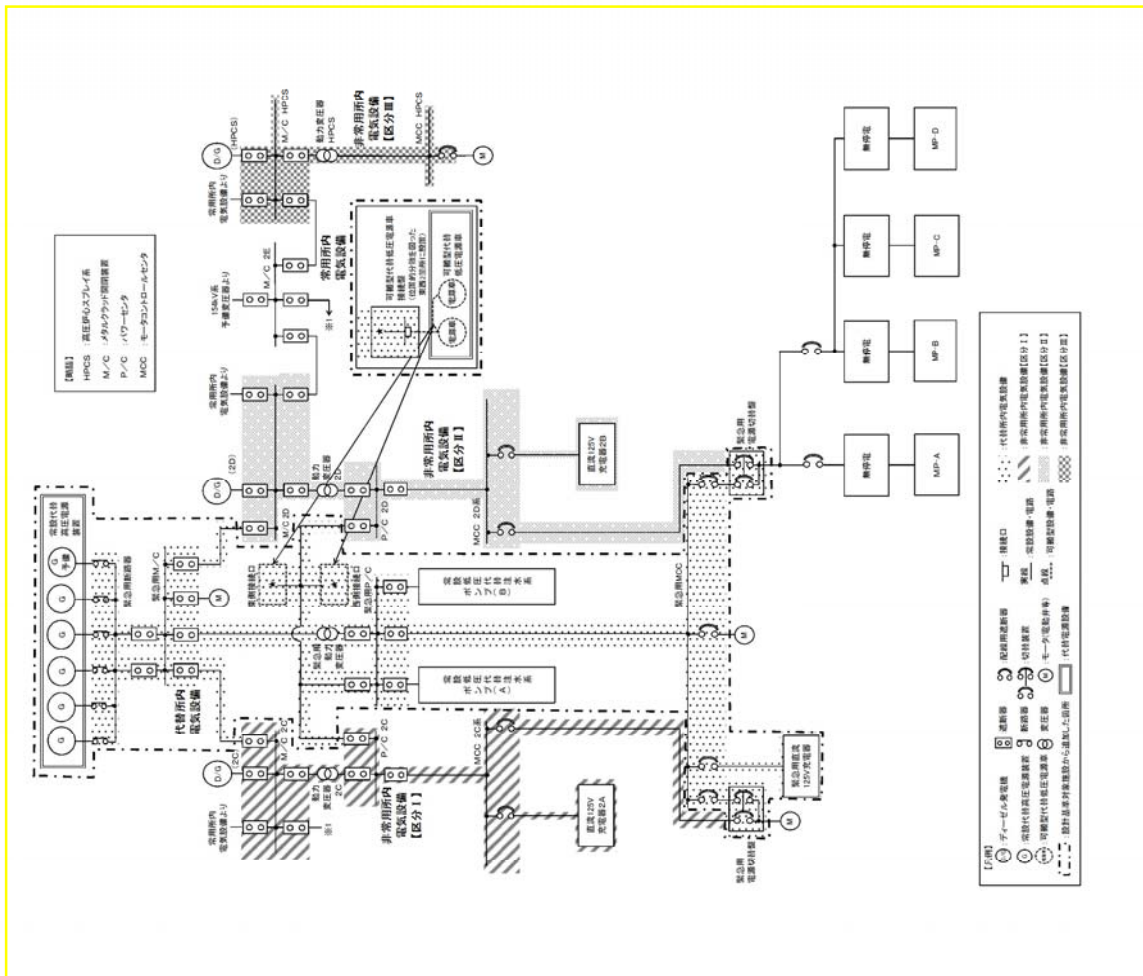
第 57-9-(53-1) 図 単線結線図 (第 53 条)



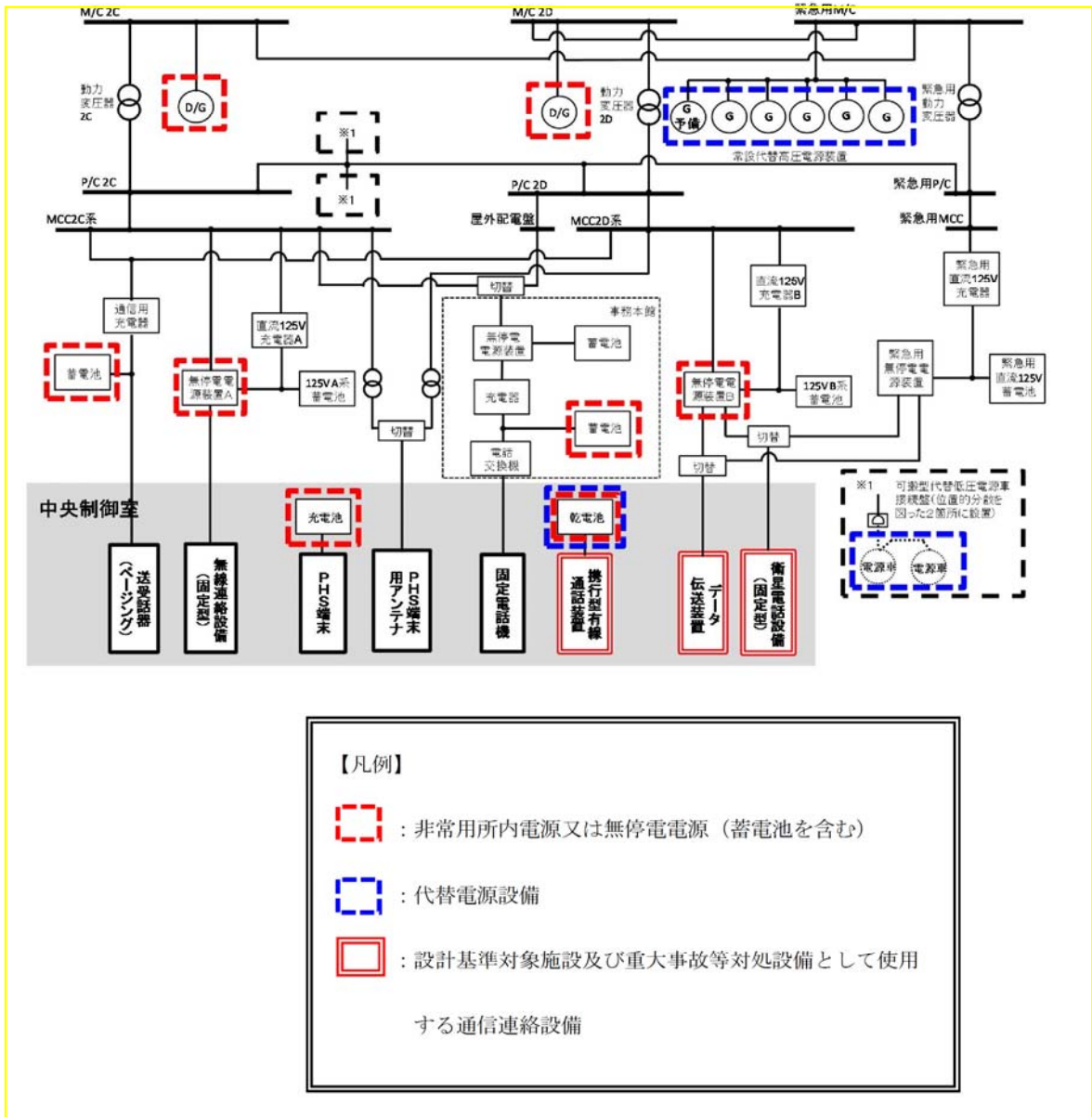
第 57-9-(54-1) 図 単線結線図 (第 54 条)



第 57-9-1 (59-1) 図 単線結線図 (第 59 条)



第 57-9-(60-1) 図 単線結線図 (第 60 条)



第 57-9-(62-1) 図 単線結線図（第 62 条）

1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1 常設代替高圧電源装置

交流動力電源を給電する設計基準事故対処設備として、D/Gを設置しており、D/Gが故障した場合の常設代替交流電源設備として、常設代替高圧電源装置を設置する。

常設代替高圧電源装置は、D/Gと異なり、空冷式とすることで冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できルートともに、燃料系統はD/Gと同じ軽油貯蔵タンクからの給油となるが、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ入口弁（軽油貯蔵タンク出口弁）を通常待機閉としていることから、D/Gと独立性を有した設計としている。

また、常設代替高圧電源装置は、D/Gから100m以上離れた位置に設置しており、常設代替高圧電源装置から非常用高圧母線への電路とD/Gから非常用高圧母線への電路は位置的分散を図った設計とすることで設計基準事故対処設備のD/Gから独立性を有すルートともに、全交流動力電源喪失時にも使用できる設計とする。

(57-2-2)

常設代替高圧電源装置は、1台あたり1,380kW（連続運転定格:1,108kW）の発電装置を5台設置しており、6,900kW（連続運転定格:5,540kW）の容量となることから、有効性評価において最大負荷となる全交流動力電源喪失を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷5,048.7kW, 連続最大負荷4,288.5kW）に対し、十分な容量を確保している。

常設代替高圧電源装置の負荷を、第57-9-(1.1.1-1)表に示す。

第57-9-(1.1.1-1)表 常設代替高圧電源装置の負荷

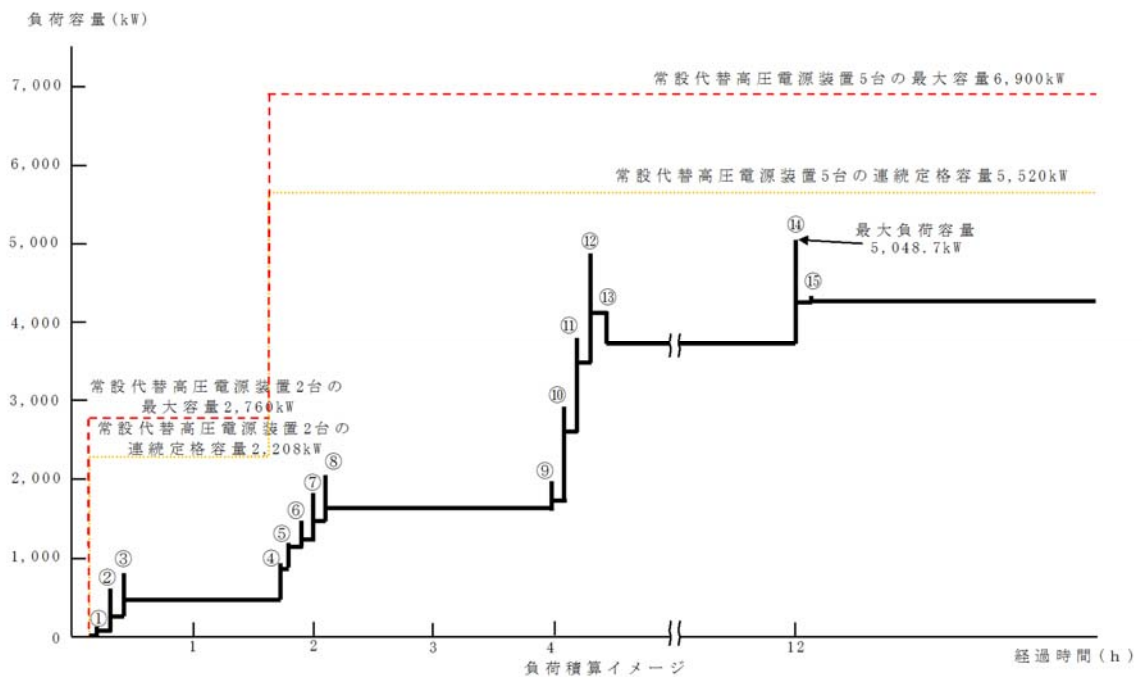
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	58.0
		35.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0
③	常設低圧代替注水系ポンプ※	190.0
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2A ・その他負荷	47.1
		89.0
		28.6
		224.5
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2B ・その他負荷	35.9
		71.2
		102.1
		103.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷※1	55.0
		7.5
		78.7
		54.3
⑦	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1
		7.5
		165.1
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5
		153.0
⑨	原子炉保護系電源装置 2A (原子炉保護系統ファン) 原子炉保護系電源装置 2B	45.1
		45.1
⑩	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑪	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑫	残留熱除去系ポンプ その他負荷	651.1
		2.2
⑬	停止負荷 常設低圧代替注水系ポンプ2台※2	380.0
⑭	緊急用海水ポンプ (SFP冷却用) その他	510.0
		10.0
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	4,288.5
		(5,048.7)
		(第57-9-(1.1.1-1)図参照)

※1 : ④にて起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷

※2 : ⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

なお、軽油貯蔵タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、燃料給油設備による給油手順を整備する。

代替交流電源設備（常設及び可搬型）、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、補足説明資料 57-3 系統図参照のこと。



※グラフ中の丸数字は、第 57-9-1 (1.1.1-1) 表の起動順序の丸数字を指す。

第 57-9-1 (1.1.1-1) 図 常設代替高圧電源装置負荷積上げ（全交流動力電源喪失）

1.1.2 可搬型代替低圧電源車

重大事故等対処設備として設置している常設代替高圧電源装置との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として可搬型代替低圧電源車を配備している。

可搬型代替低圧電源車は、以下の2つのケースにおいて必要な負荷へ給電できる設計としている。

- ①常設代替高圧電源装置が使用不能の場合のバックアップ給電
- ②可搬型整流器及び代替所内電気設備を経由し、直流負荷への給電

具体的な負荷は、以下のとおりである。

- ①常設代替高圧電源装置のバックアップとして使用する場合に必要となる負荷は、第57-9-1(1.1.2-1)表のとおり、最大負荷約569.1kW及び連続最大負荷約484.2kWである。したがって、可搬型代替低圧電源車2台分を必要容量(800kW=500kVA×力率0.8×2台)とする。

第57-9-(1.1.2-1)表 可搬型代替交流電源設備の負荷 (ケース①)

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	58.0
		34.1
②	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2A ・その他負荷	47.1
		17.8
		28.6
		119.5
③	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・その他負荷	35.9
		17.8
		54.3
④	中央制御室空調ファン ()内は起動時 中央制御室非常用循環ファン	45.1 (182.5)
		7.5
⑤	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5
		11.0
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	484.2 (569.1) (第57-9-(1.1.2-1)図参照)

②「①」項において緊急用直流電源系統への給電は、緊急用直流125V充電器盤と同様の給電となるため、①に包含される。

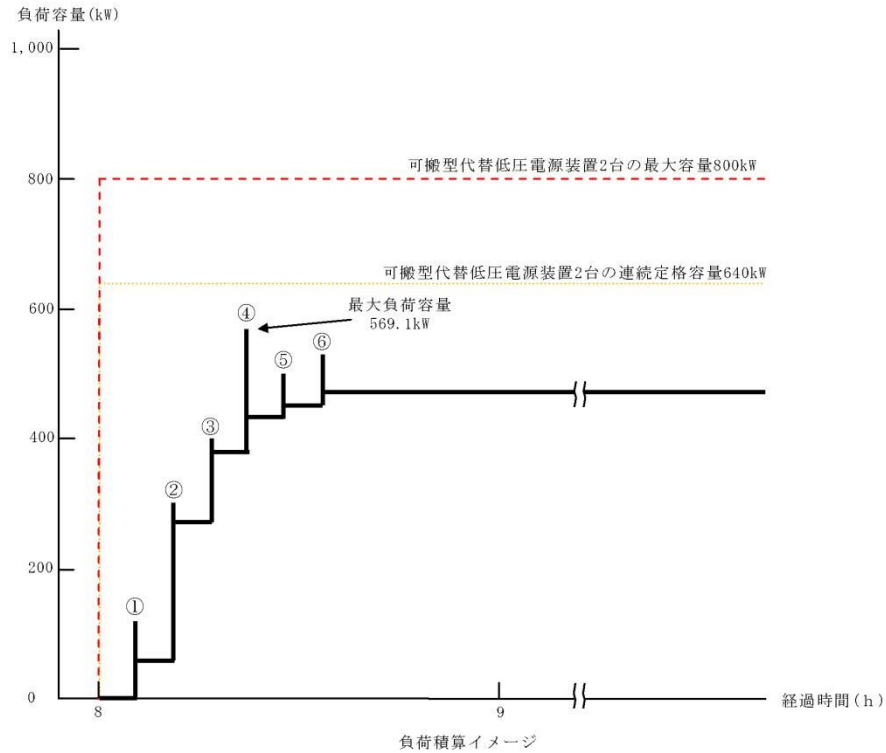
ケース①、②において、常設代替高圧電源装置等が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2ヶ所の接続口から機動的に給電できる可搬型代替低圧電源車による受電を行う。

(57-8)

可搬型代替低圧電源車の燃料(軽油)は、構内に設けた可搬型設備用軽油タンクに、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を確保するとともに、タンクローリを用いて燃料の給油ができる手順を整備する。

(57-6)

代替交流電源（常設及び可搬型），所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については，補足説明資料 57-3 系統図に示す。



※グラフ中の丸数字は，第 57-9-1(1.1.2-1)表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-1(1.1.2-1)図 可搬型代替低圧電源車負荷積上げ（全交流動力電源喪失）

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の給電

1.2.1 所内常設直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を給電する設計基準事故対処設備として、非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は、3系統5組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。

非常用の常設蓄電池のうち、125V系蓄電池A系・B系蓄電池（区分Ⅰ及びⅡ）は非常用所内電気設備への交流入力電源喪失から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより8時間、8時間以降には現場分電盤にて不要な負荷の切り離しを行うことで、電源が必要な設備に24時間以上給電できる容量設計とする。

非常用の常設蓄電池のうち125V系蓄電池H P C S系は、非常用所内電気設備への給電が喪失してから、電源が必要な設備に24時間以上給電できる容量設計とする。

非常用の常設蓄電池のうち、中性子モニタ用蓄電池A系・B系は非常用所内電気設備への給電が喪失してから、電源が必要な設備に4時間給電できる容量設計とする。

非常用所内電気設備への給電が喪失して1時間以内に中央制御室にて、8時間以降に原子炉建屋付属棟地下1階の電気室の直流125V主母線盤、直流125V M C C又は直流125V計装分電盤にて125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系の不要負荷の切り離しを行うことで、合計24時間以上にわたって直流電源を給電することが可能な設計とする。これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失（長期T B）」における評価条件（24時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については、補足説明資料 57-5 容量設定根拠
に示す。

所内常設直流電源設備の回路構成については、補足説明資料 57-3
系統図に示す。

1.2.2 可搬型代替直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（非常用の常設蓄電池（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）（このうち区分Ⅰ，Ⅱと兼用））との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型整流器用変圧器及び代替所内電気設備を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は，非常用所内電気設備への給電が喪失し，常設蓄電池が故障又は枯渇するおそれがある場合に，常設蓄電池に代わり直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型整流器の容量は，24時間にわたり高圧代替注水系等の重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（A系：29.9kW，B系：27.4kW，緊急用：18.6kW）に対し，十分な容量（60.0kW）を確保しており，また可搬型代替低圧電源車へは継続的に燃料給油を行うことで，24時間以上にわたって直流電源を給電できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料（軽油）は，構内に設けた可搬型設備用軽油タンクにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を確保する設計とする。

可搬型整流器の容量評価については，補足説明資料 57—5 容量設定根拠に示す。

可搬型代替直流電源設備の回路構成については，補足説明資料 57—3 系統図に示す。

1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第47条、48条及び49条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を要求されている。

このため、第47条の低圧代替注水系（常設）、第48条の緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系並びに第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）への電源給電については、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備5系統が機能喪失した場合にも、必要な重大事故防止設備へ電力を給電するため、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお、設置許可基準規則第51条の格納容器下部注水系における格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁については、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經由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋付属棟1階～地下2階に設置する電気室の5系統の非常用所内電気設備

- ・ M/C 2 C ・ 2 D ・ H P C S (交流6.9kV)
- ・ P/C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ M C C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ 直流125V 2 A ・ 2 B ・ H P C S (直流125V)
- ・ 中性子モニタ 2 A ・ 2 B (±24V)

この場合、非常用所内電気設備の5系統（M/C，P/C，MCC，直流125V系統，中性子モニタ系統）が機能を喪失しても、代替所内電気設備を使用することにより、原子炉又は格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。

(第57-9-(1.3-1)図)

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 緊急用M/C
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ
- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型代替低圧電源車接続盤
- ・ 緊急用P/C
- ・ 可搬型設備用軽油タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤
- ・ 直流125V主母線盤

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように，多重性又は多様性を図った設計とする。常設代替交流電源設備の多重性及び多様性を，第57-9-(1.3-1)表に，常設代替直流電源設備の多重性及び多様性を，第57-9-(1.3-2)表に，代替所内電気設備の多重性

を、第57-9-(1.3-3)表に示す。

第57-9-(1.3-1)表 常設代替交流電源設備の多重性又は多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 (D/G)	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
駆動方式	ディーゼル発電	ディーゼル発電
冷却方式	水冷	空冷

第57-9-(1.3-2)表 常設代替直流電源設備の多重性又は多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 (125V系蓄電池2A・2B)	常設代替直流電源設備 (緊急用125V系蓄電池)
駆動方式	制御弁式据置鉛蓄電池	ディーゼル発電
系統数	2系統	1系統

第57-9-(1.3-3)表 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	M/C 2C・2D～動力変圧器～ P/C 2C・2D～非常用MCC ～緊急用電源切替盤 125V系蓄電池2A・2B～緊急用電 源切替盤	緊急用断路器～緊急用M/C～緊急 用動力変圧器～緊急用P/C～緊急 用MCC～緊急用電源切替盤 緊急用125V系蓄電池～緊急用電源 切替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，代替所内電気設備の独立性を，第57-9-(1.3-4)表に示す。

第 57—9—(1.3—4) 表 常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備 非常用直流電源設備 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 代替所内電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備は耐震Sクラス設計とし，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は基準地震動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の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備に加え，水密化された常設代替高圧電源装置置場及び原子炉建屋付属棟に設置することで，津波が共通要因となって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非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，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非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，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) 位置的分散

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と位置的分散を図っている。常設代替交流電源設備の位置的分散を，第57—9—(1.3—5)表に，常設代替直流電源設備の位置的分散を，第57—9—(1.3—6)表に，代替所内電気設備の位置的分散を，第57—9—(1.3—7)表に示す。具体的な電源設備の単線結線図を，第57—9—(1.3—1)図に示す。

第 57-9-(1.3-5) 表 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備 (D/G)
設置場所	原子炉建屋付属棟地下 1 階	常設代替高圧電源装置置場

第 57-9-(1.3-6) 表 常設代替直流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備 (125V 系蓄電池 2 A, 2 B 系)
設置場所	原子炉建屋付属棟中 1 階及び 1 階	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階

第 57-9-(1.3-7) 表 代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
			非常用所内電気設備
設置場所	M/C	原子炉建屋付属棟	常設代替高圧電源装置置場
	動力変圧器	原子炉建屋付属棟	常設代替高圧電源装置置場
	P/C	原子炉建屋付属棟	常設代替高圧電源装置置場
	MCC	原子炉建屋付属棟	常設代替高圧電源装置置場及び 原子炉建屋廃棄物処理棟
	直流 125V	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟

(4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替交流電源からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋付属棟（非管理区域）中1階～地下2階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とすることにより、接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスマートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果は以下のとおり。

- a. 地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。

b. 地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されているが、基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

c. 地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートとして通行する区画には溢水源がなく、他区画からの溢水の流入もないことから、問題なし。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照

なお、原子炉建屋付属棟（非管理区域）中1階～地下2階からのルートに加えて、同階を経由せず、地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋廃棄物処理棟1階（管理区域）に設置することにより、接近性の向上を図る設計とする。

(5) 電動弁への電源給電

第47条の低圧代替注水系（常設）、第48条の緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系並びに第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備から電源給電が可能な設計とする。

第48条の緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の電動弁は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方、非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の電動弁は、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作

が可能な設計とする。

(6) 計装装置への電源給電

計装装置への電源給電は，緊急用125VM C C（緊急用直流125V充電器含む）から電源給電が可能な設計とする。

1.3.1 低圧代替注水系（常設） [47条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故等時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は，「残留熱除去系（低圧注水系）」及び「低圧炉心スプレイ系」である。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-1)図に示す。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-2)図に示す。

低圧代替注水系（常設）の主要設備を，第57-9-(1.3.1-1)表に示す。

第 57—9—(1.3.1—1)表 低圧代替注水系（常設）の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	・低圧代替注水系	・残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	・常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B)	<残留熱除去系> ・残留熱除去系ポンプ(低圧注水系) <低圧炉心スプレイ系> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
電動弁 (状態表示 を含む)	・原子炉注水弁 ・原子炉压力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系C系注入弁 ・原子炉注水弁 ・低圧炉心スプレイ注入弁	<残留熱除去系> ・残留熱除去系注入弁 <低圧炉心スプレイ系> ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ入口 弁
計装設備	・原子炉水位(広帯域) ・原子炉水位(燃料域) ・原子炉水位(SA広帯域) ・原子炉水位(SA燃料域) ・原子炉圧力 ・原子炉圧力(SA) ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	<残留熱除去系> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <低圧炉心スプレイ系> ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋南側の常設低圧代替注水系格納槽に、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置し、位置的分散を図る設計とする。(第57—9—(1.3.1—5)～(1.3.1—6)図)

低圧代替注水系(常設)は、第57—9—(1.3.1—5)図のとおり常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を經由し、残留熱除去系(低圧注水系)は、第57—9—(1.3.1—7)図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置するD/Gから非常用所内電気設備を經由して電源を受電できる設計としており、常設代替高圧電源装置及びD/G、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水系）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-（1.3.1-5）図）

具体的な電路として、単線結線図及び電路ルート図の一覧を、第57-9-（1.3.1-2）表に示す。

第57-9-（1.3.1-2）表 単線結線図及び電路ルート図の一覧 低圧代替注水系（47条）

	図番号	ページ
計装設備用 （第57-9-（1.3.1-3）表）	第57-9-（47-1～5）図	57-9-79～83
動力用 （第57-9-（1.3.1-5）図） （第57-9-（1.3.1-4）表）	第57-9-（47-6～12）図	57-9-84～90

電動弁の制御回路は、非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで、別々に設置する。（第57-9-（1.3.1-6）図、第57-9-（1.3.1-7）図）

第57-9-(1.3.1-3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

(1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D1	残留熱除去系(A)系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	原子炉圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室 (H13P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	原子炉圧力(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D3	残留熱除去系(B)系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	原子炉圧力(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D4	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室 (H13P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	原子炉水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D5	残留熱除去系(C)系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S6	原子炉水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D6	残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力	中央制御室 (H13P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	原子炉水位(SA広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D7	低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S8	原子炉水位(燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階	D8	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室 (H13P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	原子炉水位(燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階		—	—	—
S10	原子炉水位(SA燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階		—	—	—

※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

※3：供給元：可搬

第57—9—(1.3.1—3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

(2/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S11	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S12	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ²	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S13	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ³	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S14	代替淡水貯槽水位	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—
S15	常設低圧代替注水系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—
S16	常設低圧代替注水系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—

※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

※3：供給元：可搬

第57—9—(1.3.1—4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

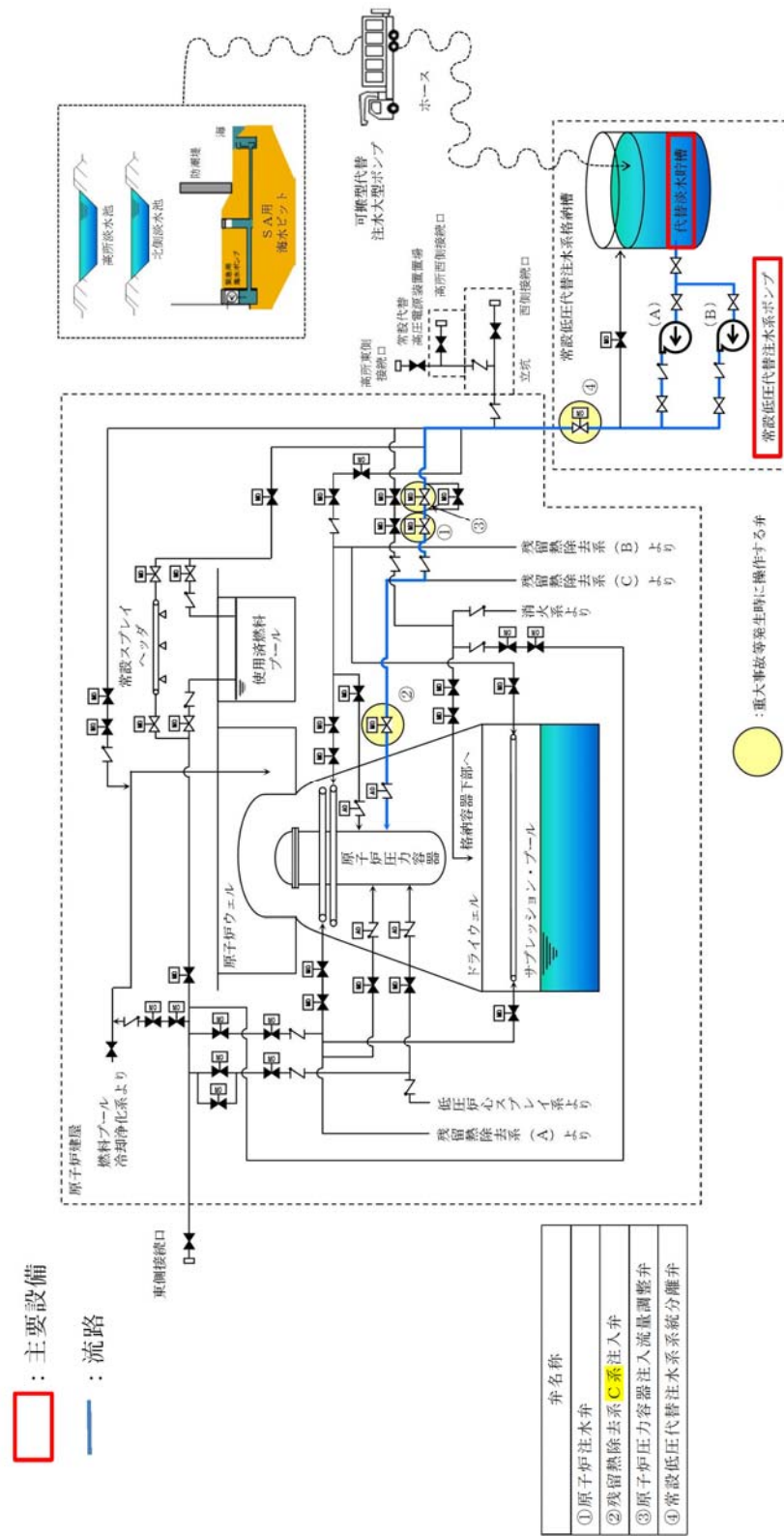
(1/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備	
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用 M/C～緊急用 P/C～緊急用 MCC		DC0	2C D/G～M/C 2C～P/C 2C
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 注入弁（C）	DD0	2D D/G～M/C 2D～P/C 2D
S2	緊急用 MCC	常設代替注水系系統分離弁	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3
S3	緊急用 MCC	原子炉注水弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5
S4	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流量調整弁	DC8	P/C 2C～MCC 2C-8
S5	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系ポンプ（A）	DD3	P/C 2D～MCC 2D-3
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系ポンプ（B）	DD5	P/C 2D～MCC 2D-5
S7	緊急用 MCC	低圧炉心スプレイ系 注入弁	DD7	P/C 2D～MCC 2D-7
S8	緊急用 MCC	原子炉注水弁	DD8	P/C 2D～MCC 2D-8
S9	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流量調整弁	D1	MCC 2C-3/3B 残留熱除去系 熱交換器（A）出口弁
—	—	—	D2	MCC 2C-3/4E 残留熱除去系 熱交換器（A）入口弁
—	—	—	D3	MCC 2C-5/6D 残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁
—	—	—	D4	MCC 2C-8/2D 残留熱除去系 注入弁（A）
—	—	—	D5	MCC 2D-3/3B 残留熱除去系 熱交換器（B）出口弁
—	—	—	D6	MCC 2D-3/4E 残留熱除去系 熱交換器（B）入口弁
—	—	—	D7	MCC 2D-3/5E 残留熱除去系 熱交換器（B） バイパス弁
—	—	—	D8	MCC 2D-7/5A 残留熱除去系注入弁 （C）
—	—	—	D9	MCC 2D-8/2C 残留熱除去系注入弁 （B）
—	—	—	D10	M/C 2C/2 残留熱除去系ポンプ （A）
—	—	—	D11	M/C 2D/2 残留熱除去系ポンプ （B）
—	—	—	D12	M/C 2D/3 残留熱除去系ポンプ （C）
—	—	—	D13	M/C 2C/9 低圧炉心スプレイ系 ポンプ
—	—	—	D14	MCC 2C-8/9D 低圧炉心スプレイ系 注入弁
—	—	—	D15	MCC 2C-5/4E 低圧炉心スプレイ系 ポンプ入口弁

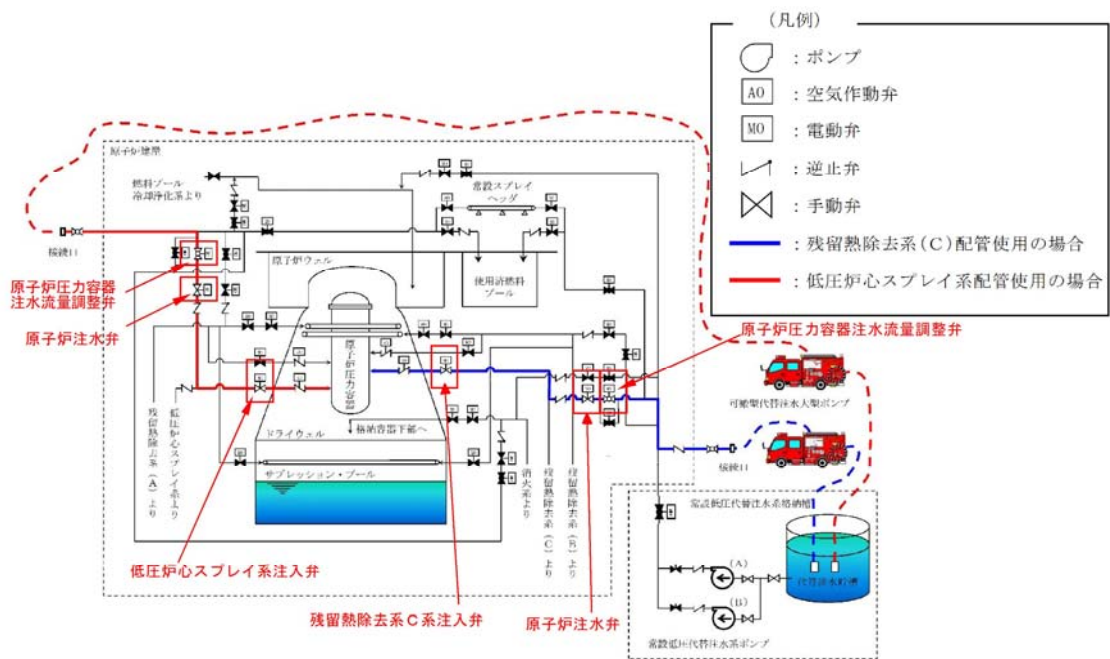
第57-9-(1.3.1-4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

(2/2)

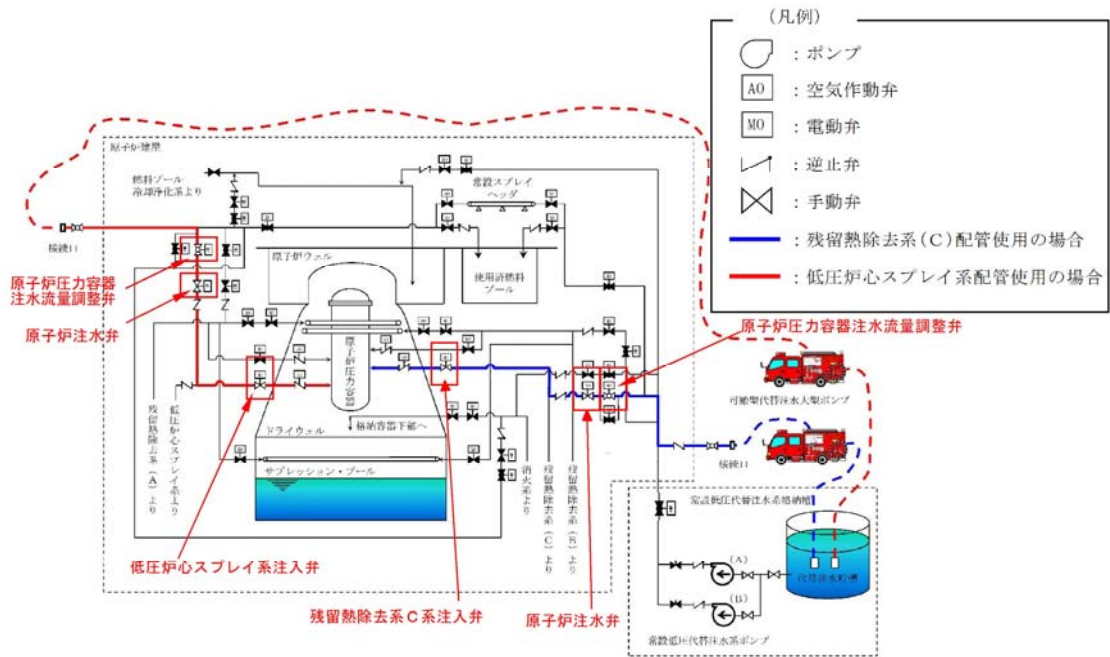
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
—	—	—	D16	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（A）
—	—	—	D17	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（B）
—	—	—	D18	MCC 2D-5/4D	残留熱除去系ポンプ 入口弁（C）



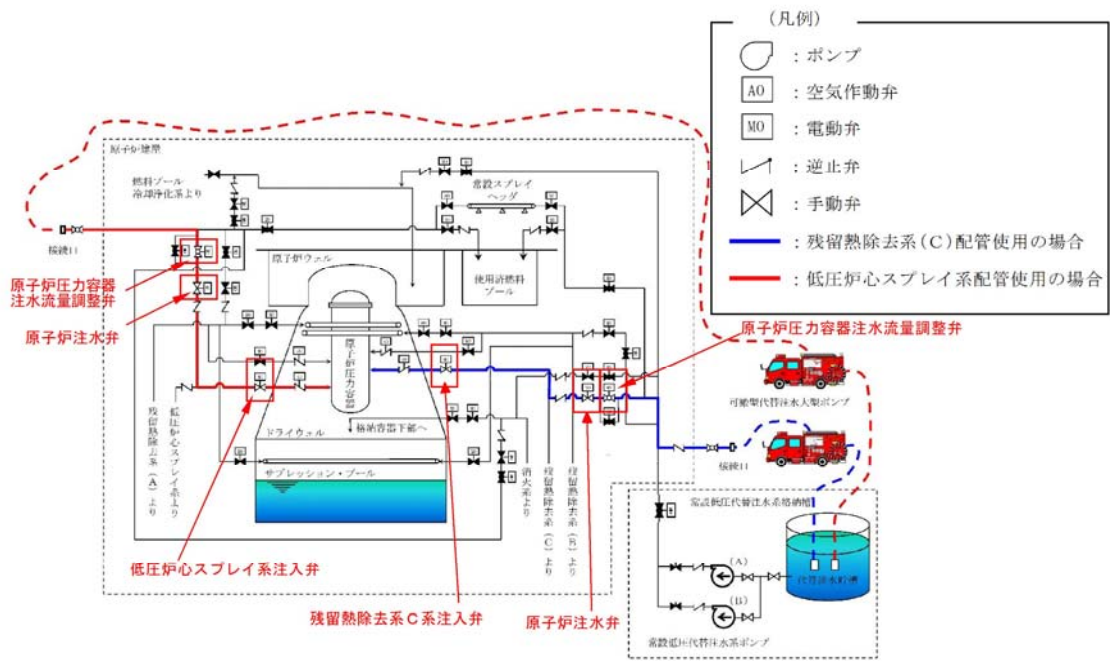
第57-9-(1.3.1-1)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレィ冷却系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）



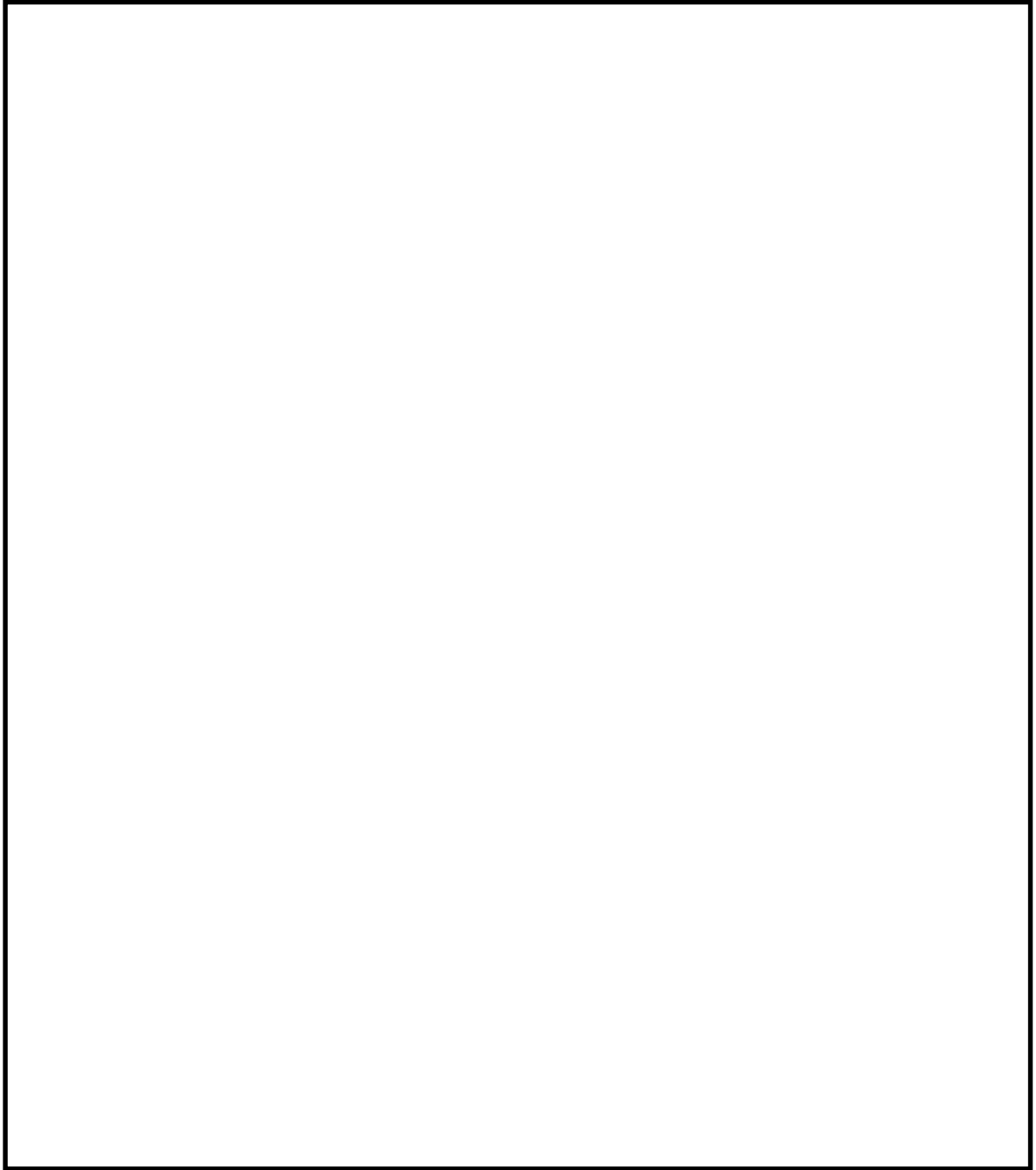
第 57-9-(1.3.1-2) 図 低圧代替注水系（常設）、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）



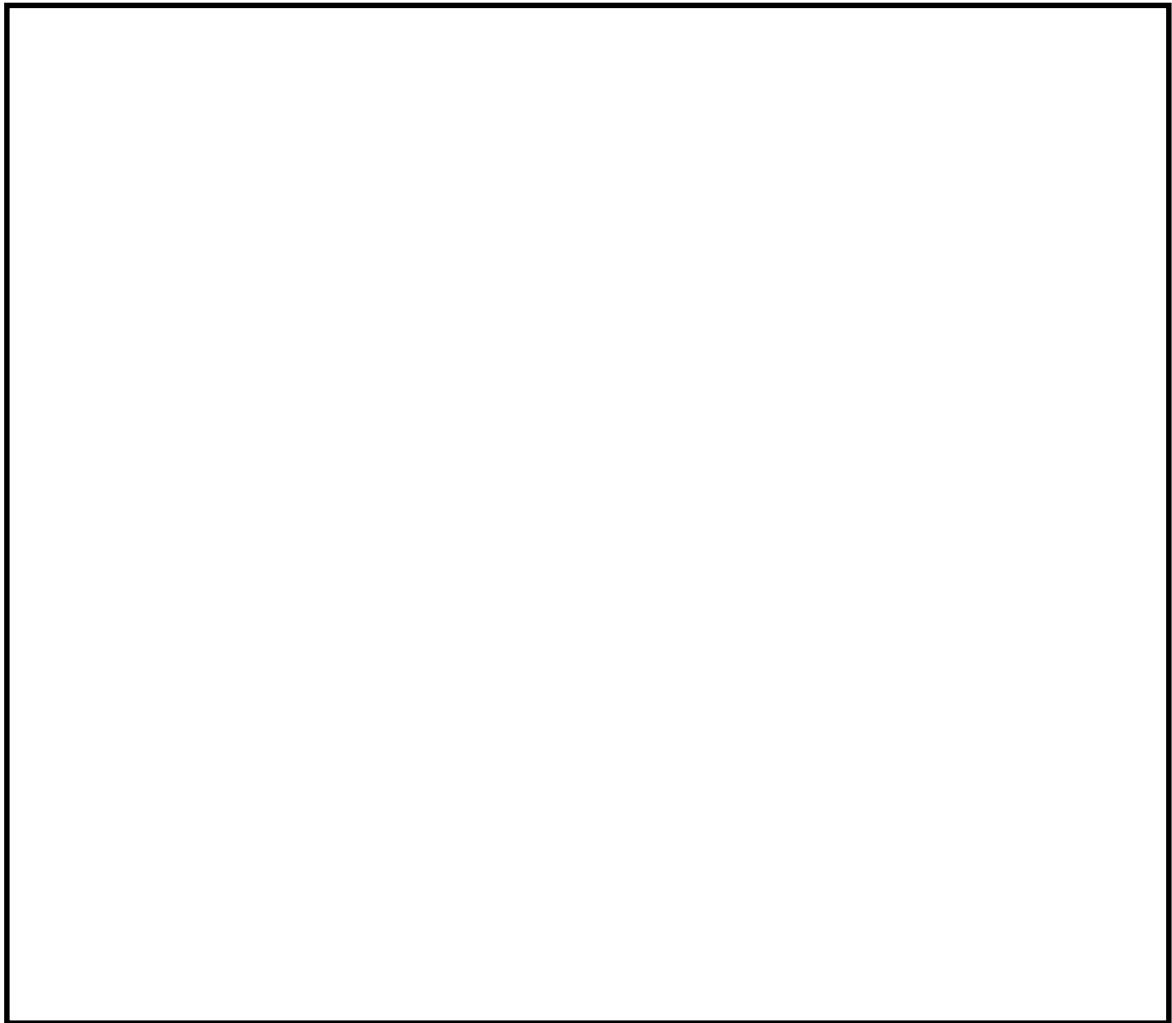
第 57—9—(1.3.1—3) 図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）



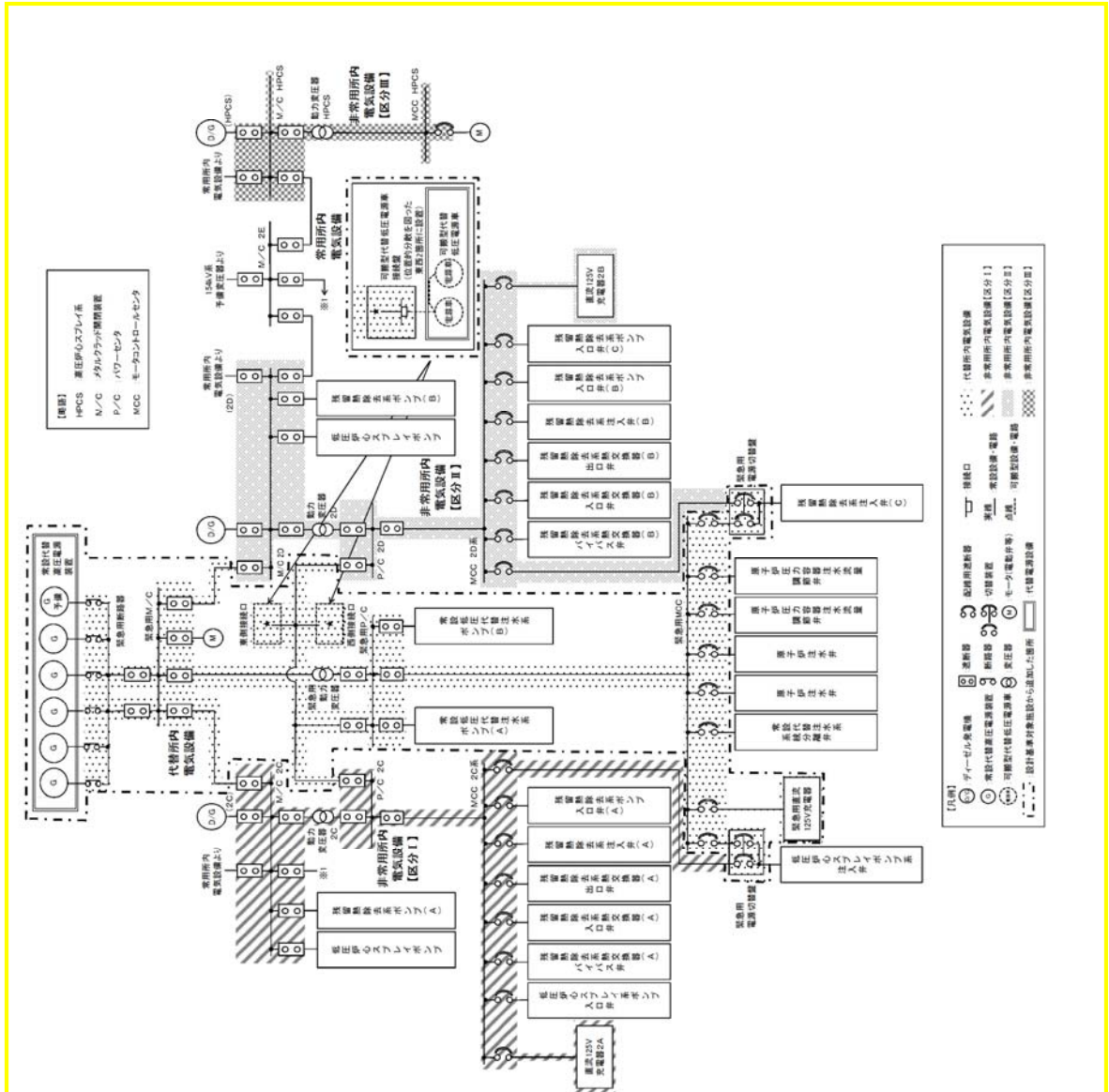
第 57-9-4 (1.3.1-4) 図 低圧代替注水系（常設）、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）



第 57-9-(1.3.1-5)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低
圧炉心スプレィ冷却系の配置図(原子炉建屋 EL. -4.0m)



第 57-9-(1.3.1-6)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低
圧炉心スプレィ冷却系の配置図（常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋
南側 T. P. +8.2m)



第 57—9—(1.3.1—7) 図 低圧代替注水系 [47 条] 単線結線図

1.3.2 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，重大事故等時に格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

緊急用海水系の系統概略図を第57-9-(1.3.2-1)図に，格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を第57-9-(1.3.2-2)図に，耐圧強化ベント系の系統概要図を第57-9-(1.3.2-3)図，に示す。

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の主要設備を第57-9-(1.3.2-1)表に示す。

第 57-9-(1.3.2-1)表 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置) ・耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系)
電動弁 (状態表示を含む)	<p><緊急用海水系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 RHR 系熱交換器隔離弁 ・緊急用海水系 RHR 系補機隔離弁 ・緊急用海水系代替 FPC 系出口弁 ・残留熱除去系 - 緊急用海水系系統分離弁 <p><格納容器圧力逃がし装置></p> <ul style="list-style-type: none"> ・一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) ・一次隔離弁 (ドライウエル側) ・二次隔離弁 ・二次隔離弁 (バイパス弁) <p><耐圧強化ベント系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) ・一次隔離弁 (ドライウエル側)・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・耐圧強化ベント系一次隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 D/W スプレイ弁 ・残留熱除去系 S/P スプレイ弁
計装設備	<p><格納容器圧力逃がし装置></p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 <p><耐圧強化ベント系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・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

耐圧強化ベント系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置，格納容器圧力逃がし装置はフィルタ装置格納槽に設置し，緊急用海水系は緊急用海水ポンプピットに設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.2-4)図，第57-9-(1.3.2-5)図）

格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系の電動弁は，常設代替高压電源装置から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し，電源を受電することが可能な設計とする。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベントの計装設備は，第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-7)図のとおり，常設代替高压電源装置置場に設置する常設代替高压電源装置から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-7)図に示す原子炉建屋附属棟地下1階に設置するD/Gから非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計とし，常設代替高压電源装置とD/G，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-7)図）

単線結線図及びルート図の一覧を，第57-9-(1.3.2-2)表に示す。

第57-9-(1.3.2-2)表 単線結線図及び電路ルート図 耐圧強化ベント系,
格納容器圧力逃がし装置(48条)

	図番号	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.2-3)表)	第57-9-(48-1~7)図	57-9-91~97
動力用 (第57-9-(1.3.2-4)~ (1.3.2-5)図) (第57-9-(1.3.2-4)表)	第57-9-(48-8~15)図	57-9-98~105

第57-9-(1.3.2-3)表 計装用電路 耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置 (48条) (1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D1	残留熱除去 系(A)系統 流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S2	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D2	残留熱除去 系ポンプ (A)吐出圧 力	中央制御室 (H13P925)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S3	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D3	残留熱除去 系(B)系統 流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S4	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D4	残留熱除去 系ポンプ (B)吐出圧 力	中央制御室 (H13P926)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S5	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D5	残留熱除去 系熱交換器 (A)入口温 度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟1 階
S6	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D6	残留熱除去 系熱交換器 (A)出口温 度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟地 下1階
S7	サブプレッショ ン・チェンバ 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D7	残留熱除去 系熱交換器 (B)入口温 度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟1 階
S8	サブプレッショ ン・チェンバ 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D8	残留熱除去 系熱交換器 (B)出口温 度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟地 下1階
S9	ドライウエル 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟4 階	—	—	—	—

第 57—9—(1. 3. 2—3)表 計装用電路 耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置 (48 条) (2/2)

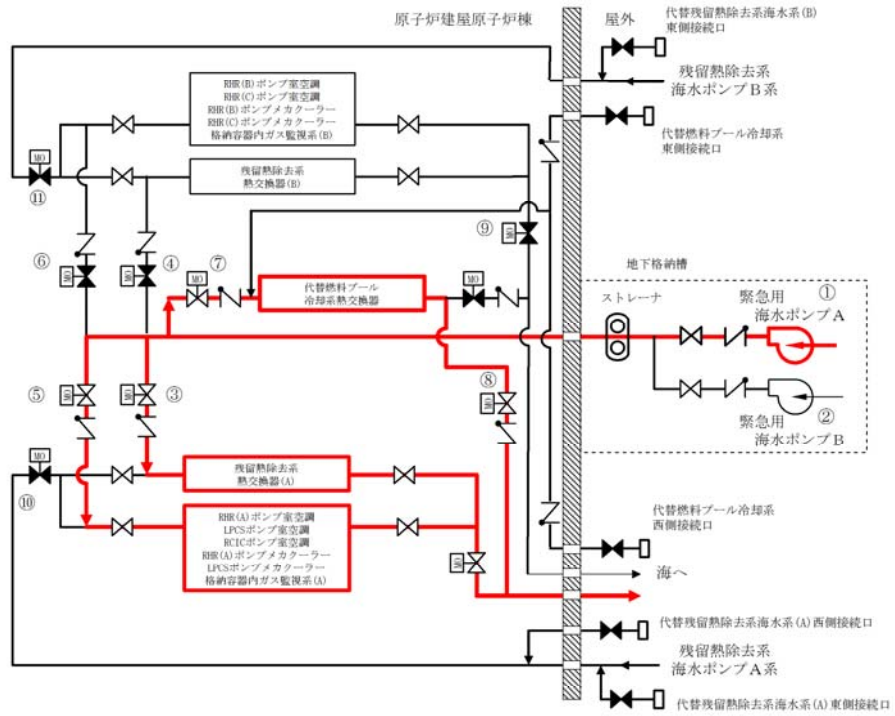
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S10	サプレッション・チェンバ 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 1 階	—	—	—	—
S11	フィルタ装置 水位	中央制 御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置フ ィルタ装 置格納槽	—	—	—	—
S12	フィルタ装置 水位	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S13	フィルタ装置 圧力	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S14	フィルタ装置 スクラビング 水温度	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S15	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (高レ ンジ)	中央制 御室	現場計器 廃棄物処理 棟 1 階	—	—	—	—
S16	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (低レ ンジ)	中央制 御室	現場計器 廃棄物処理 棟 1 階	—	—	—	—
S17	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (高レ ンジ)	中央制 御室	現場計器 屋外 (原子炉 建屋南側外 壁面)	—	—	—	—
S18	フィルタ装置 入口水素濃度	中央制 御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	—	—	—	—
S19	フィルタ装置 入口水素濃度	中央制 御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	—	—	—	—
S20	耐圧強化ベン ト系放射線 モニタ	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 5 階	—	—	—	—

第57-9-(1.3.2-4)表 動力用電路 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 (48条) (1/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用 M/C～緊急用 P/C～緊急用 MCC		DC0	2C D/G～M/C 2C～P/C 2C	
S1	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	DD0	2D D/G～M/C 2D～P/C 2D	
S2	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁 (ドライウエル側)	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3	
S3	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5	
S4	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁 (バイパス弁)	DC9	P/C 2C～MCC 2C-9	
S5	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	DD3	P/C 2C～MCC 2D-3	
S6	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	D1	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)
S7	緊急用 M/C	緊急用海水ポンプ (A)	D2	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)
S8	緊急用 M/C	緊急用海水ポンプ (B)	D3	MCC 2C-5/4C	残留熱除去系 (A) S/Pスプレイ弁
S9	緊急用 MCC	緊急用海水系 RHR (A) 系熱交換器隔離弁	D4	MCC 2D-3/6E	残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁
S10	緊急用 MCC	緊急用海水系 RHR (B) 系熱交換器隔離弁	D5	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)
S11	緊急用 MCC	緊急用海水 RHR (A) 系補機隔離弁	D6	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)
S12	緊急用 MCC	緊急用海水 RHR (A) 系補機隔離弁	D7	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
S13	緊急用 MCC	緊急用海水系代替 F P C系隔離弁	D8	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
S14	緊急用 MCC	緊急用海水系代替 F P C系出口弁 (A) 系	D9	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁 (A)
S15	緊急用 MCC	緊急用海水系代替 F P C系出口弁 (B) 系	D10	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁 (B)
S16	緊急用 MCC	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)	D11	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系 熱交換器 (A) 出口弁
S17	緊急用 MCC	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B)	D12	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系 熱交換器 (A) 入口弁
-	-	-	D13	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
-	-	-	D14	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系 熱交換器 (B) 出口弁
-	-	-	D15	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器 (B) 入口弁
-	-	-	D16	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系 熱交換器 (B) バイパス弁

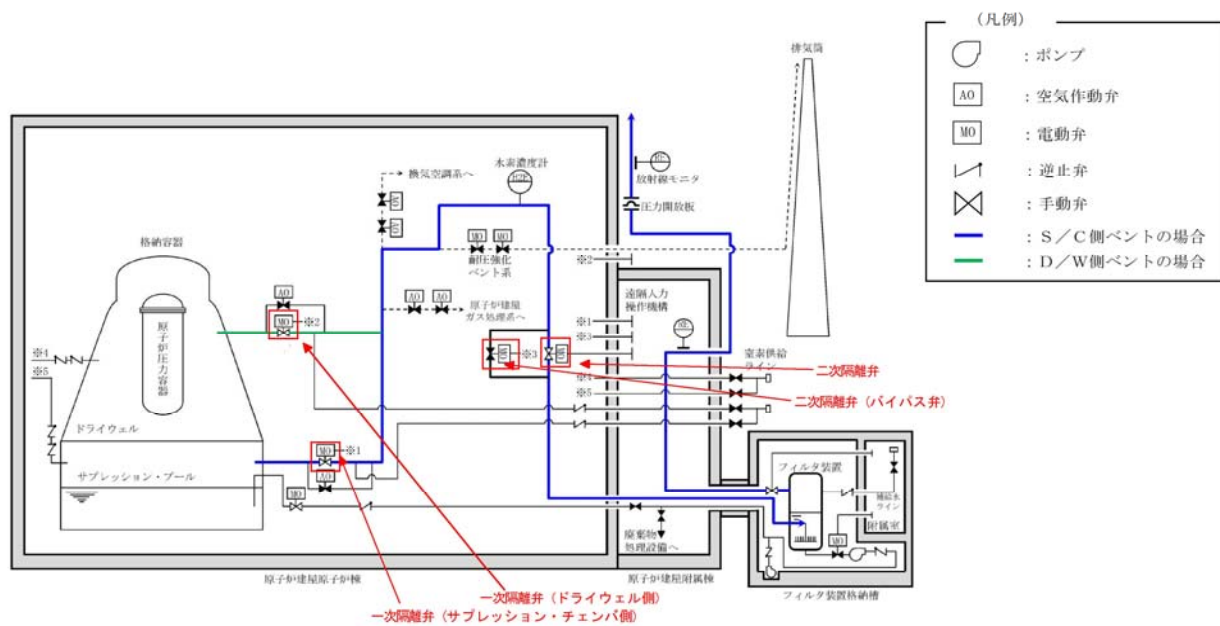
第57-9-(1.3.2-4)表 動力用電路 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 (48条) (2/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
—	—	—	D17	MCC 2C-5/7D	RHR CONTAINMENT CLG. HX. A DISCHARGE VA.
—	—	—	D18	MCC 2D-3/4D	RHR CONTAINMENT CLG. HX. B DISCHARGE VA.

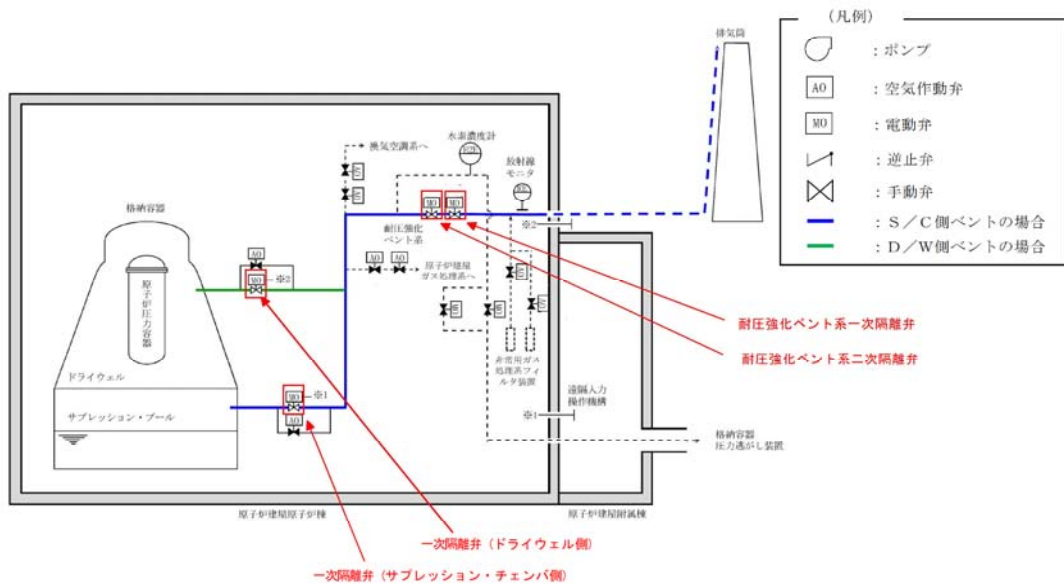


	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替FPC系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替FPC系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR(A)系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替FPC系出口弁(B)系
④	緊急用海水系RHR(B)系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(A)系
⑤	緊急用海水系RHR(A)系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR(B)系補機隔離弁		

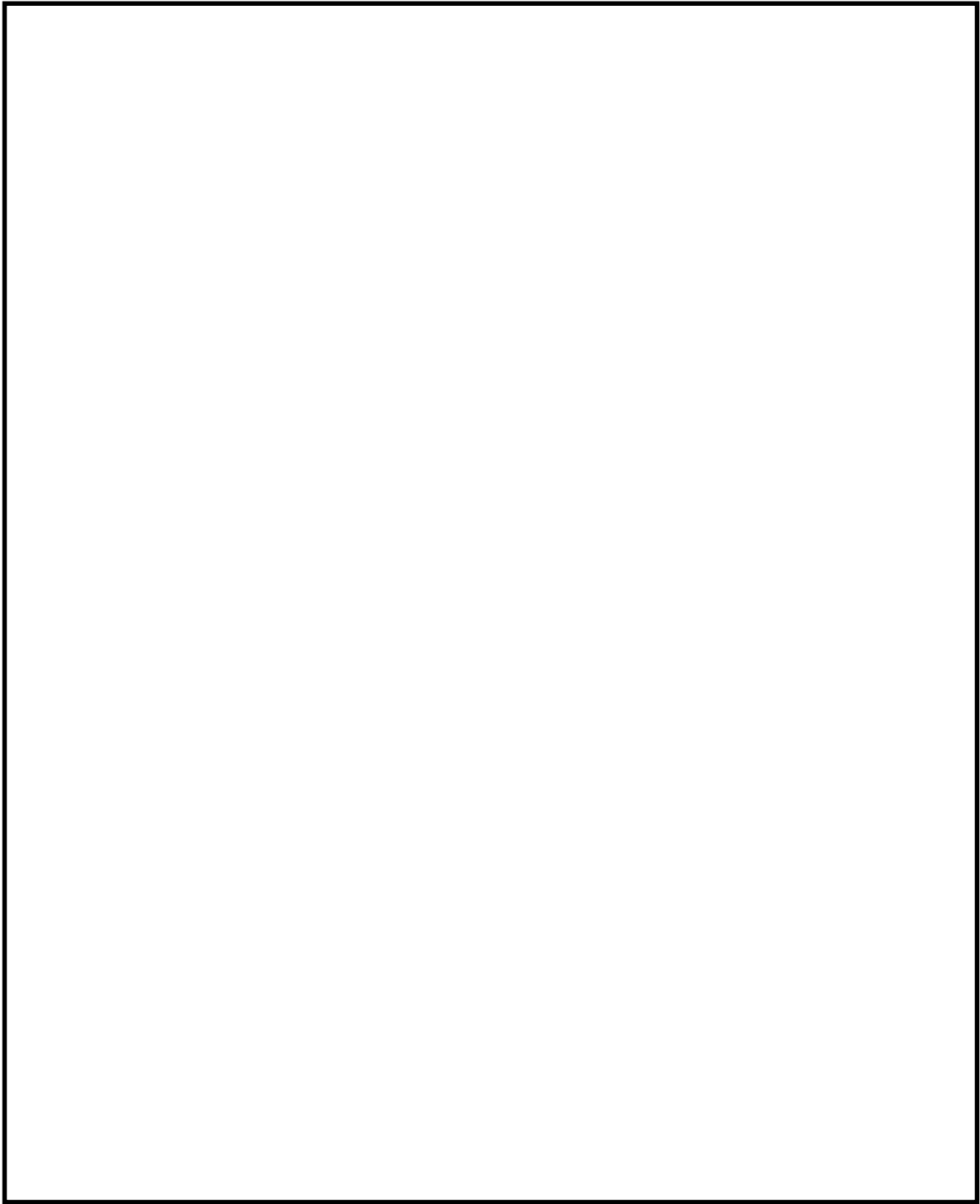
第 57-9-(1.3.2-1) 図 緊急用海水系 系統概要図



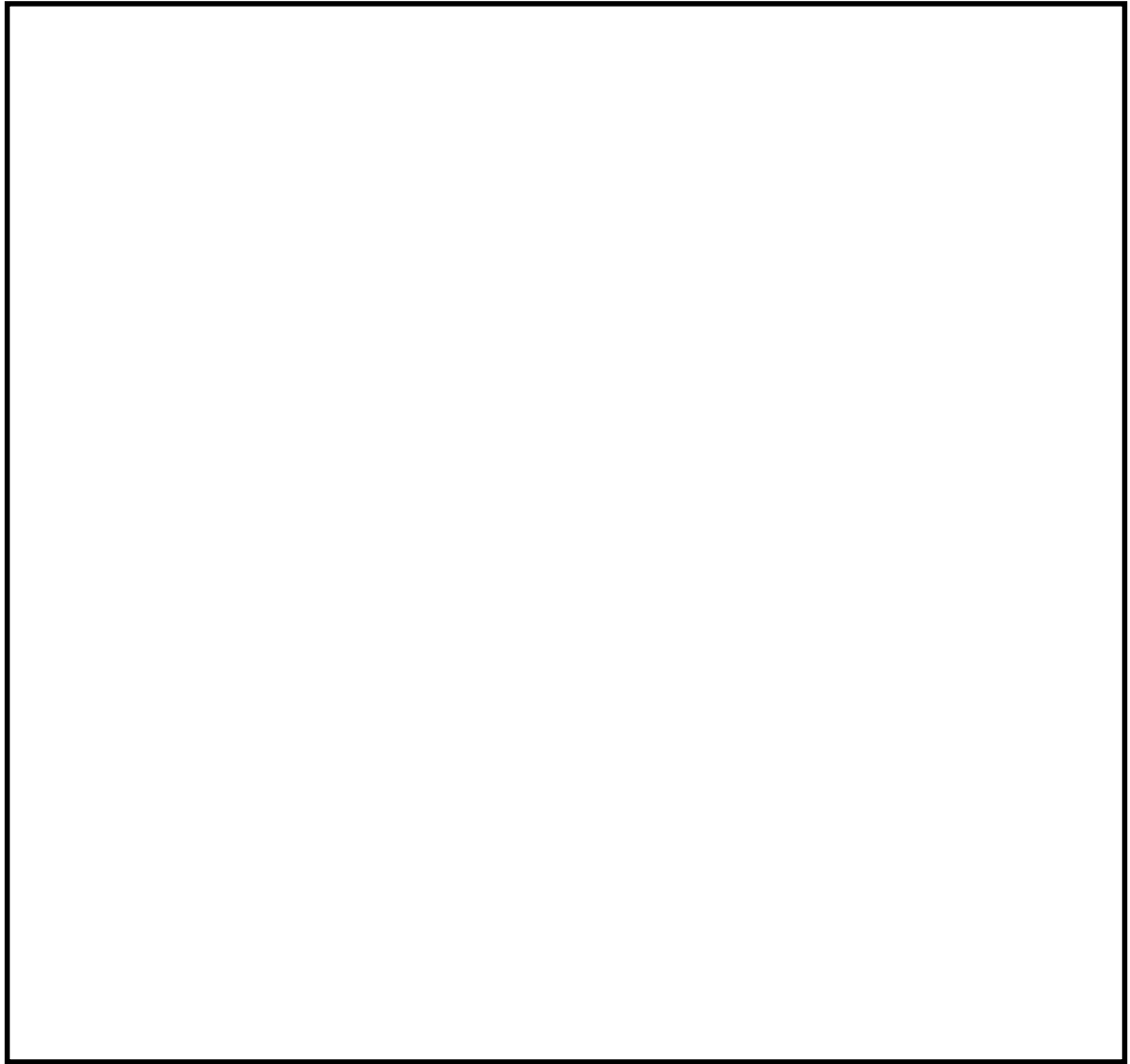
第 57—9—(1.3.2—2) 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図



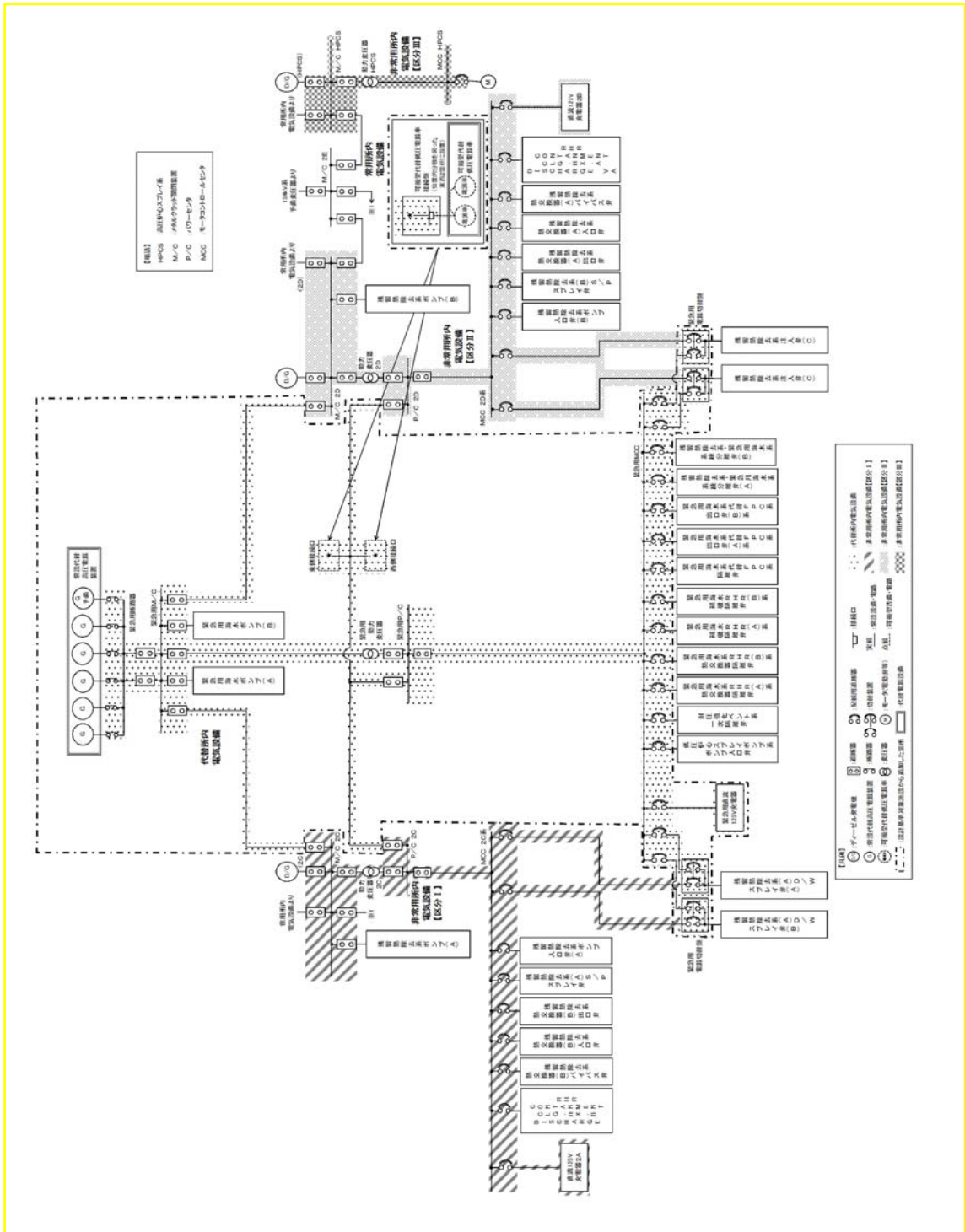
第 57-9-(1.3.2-3) 図 耐圧強化ベント系 系統概要図



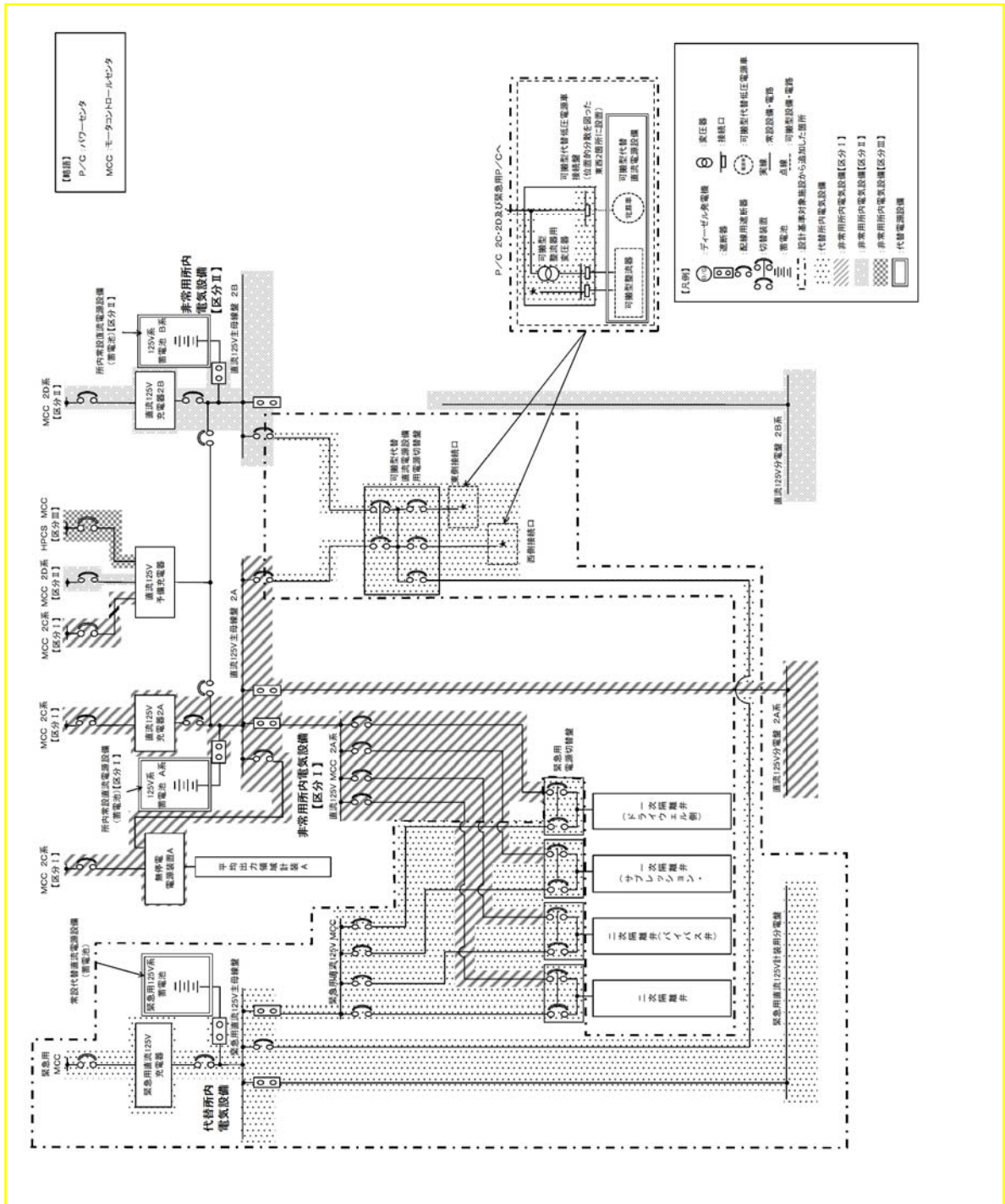
第 57-9-(1.3.2-4) 図 緊急用海水系, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の配置図 (原子炉建屋 EL. -4.0m)



第 57-9-(1.3.2-5)図 緊急用海水系の配置図 (緊急用海水ポンプピット T.P. 8.0m)



第 57-9-(1.3.2-6) 図 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系[48 条] 単線結線図



第 57-9-(1.3.2-7 図) 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 [48 条] 単線結線図

1.3.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） [49条]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は重大事故等時に格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統概要図を，第57-9-(1.3.3-1)図に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を，第57-9-(1.3.3-1)表に示す。

第57-9-(1.3.3-1)表 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	・代替格納容器スプレイ冷却系	・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	・常設低圧代替注水系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系)
電動弁(状態表示を含む)	・残留熱除去系(A) D/Wスプレイ弁(A) ・残留熱除去系(A) D/Wスプレイ弁(B) ・残留熱除去系(B) D/Wスプレイ弁(A) ・残留熱除去系(B) D/Wスプレイ弁(B) ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁	・残留熱除去系D/Wスプレイ弁 ・残留熱除去系S/Pスプレイ弁
計装設備	・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・代替淡貯槽水位	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・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

代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは常設低圧代替注水系格納槽に

設置，残留熱除去系ポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.3-2)～(1.3.3-3)図）

代替格納容器スプレイ冷却系は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり屋外に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を經由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置するD/Gから非常用所内電気設備を經由して電源を受電できる設計としており，常設代替高圧電源装置とD/G，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る設計とする。また，低圧注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.3-4)図）

具体的な電路については，第57-9-(1.3.3-2)表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第57-9-(1.3.3-2)表 電路ルート図 代替格納容器スプレイ冷却系(49条)

	図番号	頁
計装設備用 (第57-9-(1.3.3-3)表)	第57-9-(49-1～8)図	57-9-106～113
動力用 (第57-9-(1.3.3-4)図) (第57-9-(1.3.3-4)表)	第57-9-(49-9～15)図	57-9-114～120

第57-9-(1.3.3-3)表 計装設備用電路 代替格納容器スプレイ冷却系

(49条) (1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階	D1	残留熱除去系(A)系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室 (H13P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	残留熱除去系(B)系統流量	中央制御室 (H13P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室 (H13P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟1階
S6	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系熱交換器(A)出口温度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D7	残留熱除去系熱交換器(B)入口温度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟1階
S8	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D8	残留熱除去系熱交換器(B)出口温度	中央制御室 (H13P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	-	-	-	-
S10	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	-	-	-	-
S11	ドライウエル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟4階	-	-	-	-

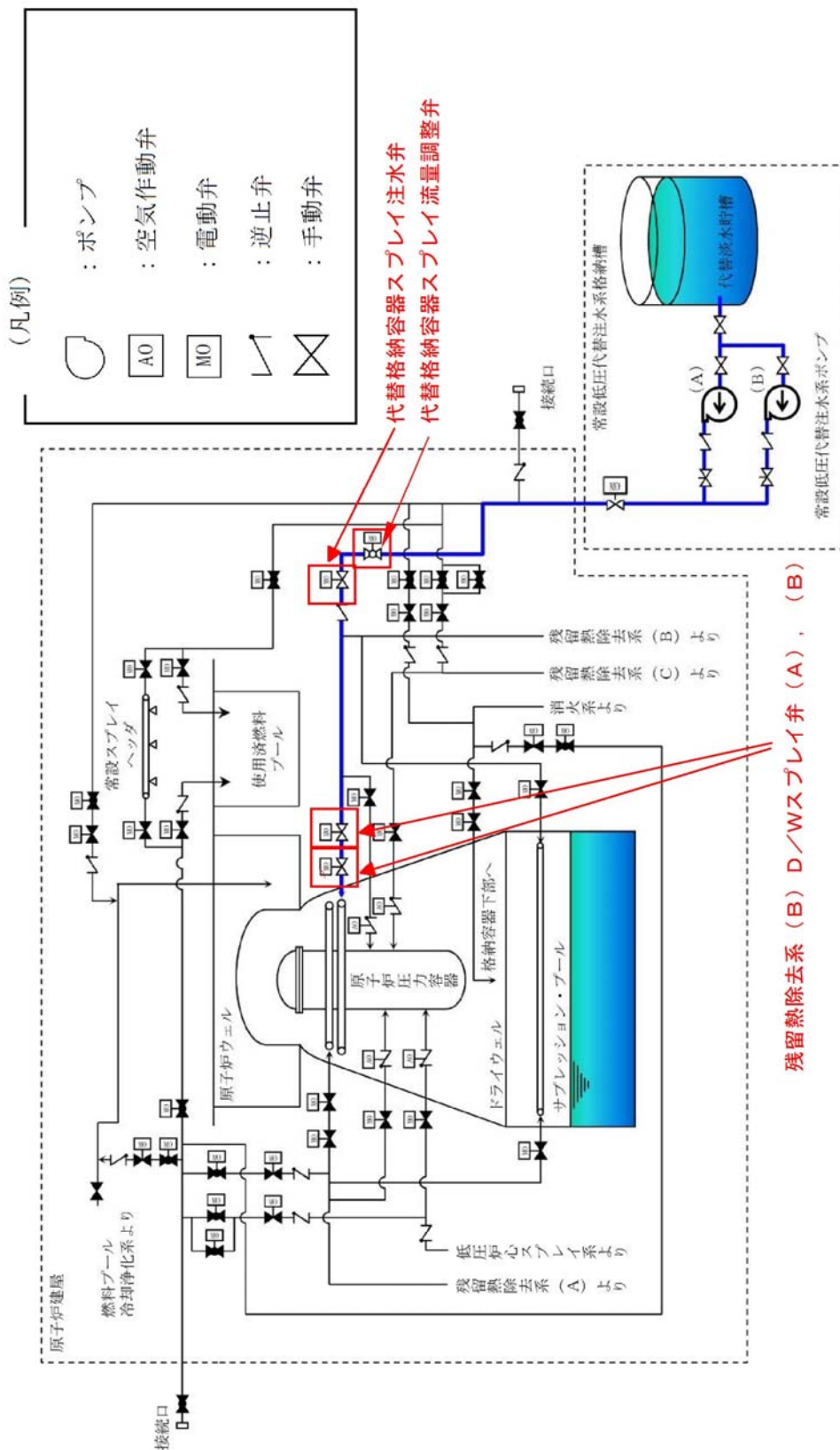
第57-9-(1.3.3-3)表 計装設備用電路 代替格納容器スプレイ冷却系

(49条) (2/2)

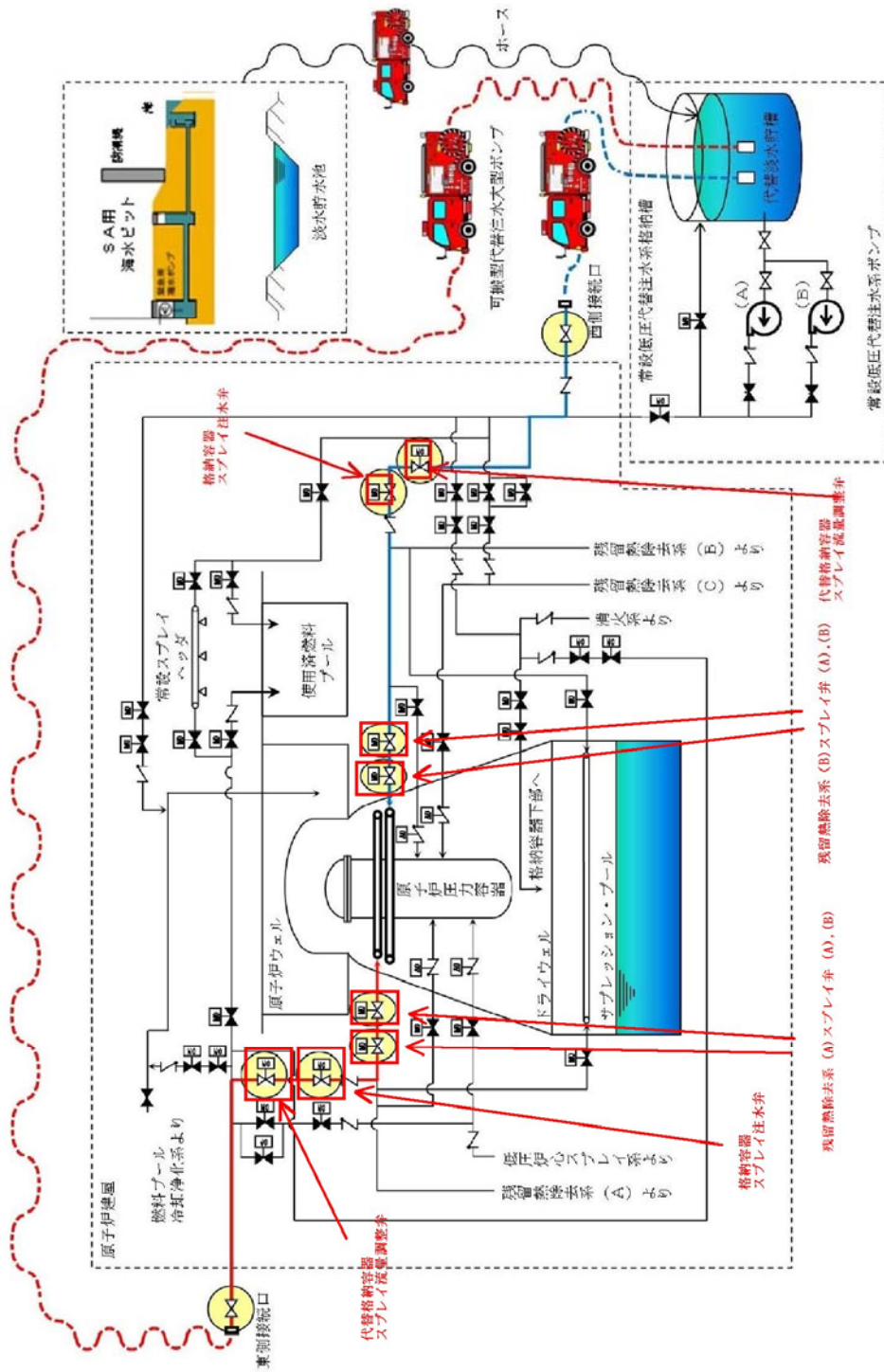
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	サブプレッショ ン・チェンバ 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟1階	—	—	—	—
S13	サブプレッショ ン・プル 水位	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下2階	—	—	—	—
S14	常設低圧代替 注水系ポンプ (A)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—
S15	常設低圧代替 注水系ポンプ (B)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—
S16	代替淡水貯槽 水位	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—

第57-9-(1.3.3-4)表 動力用電路 代替格納容器スプレイ冷却系 (49条)

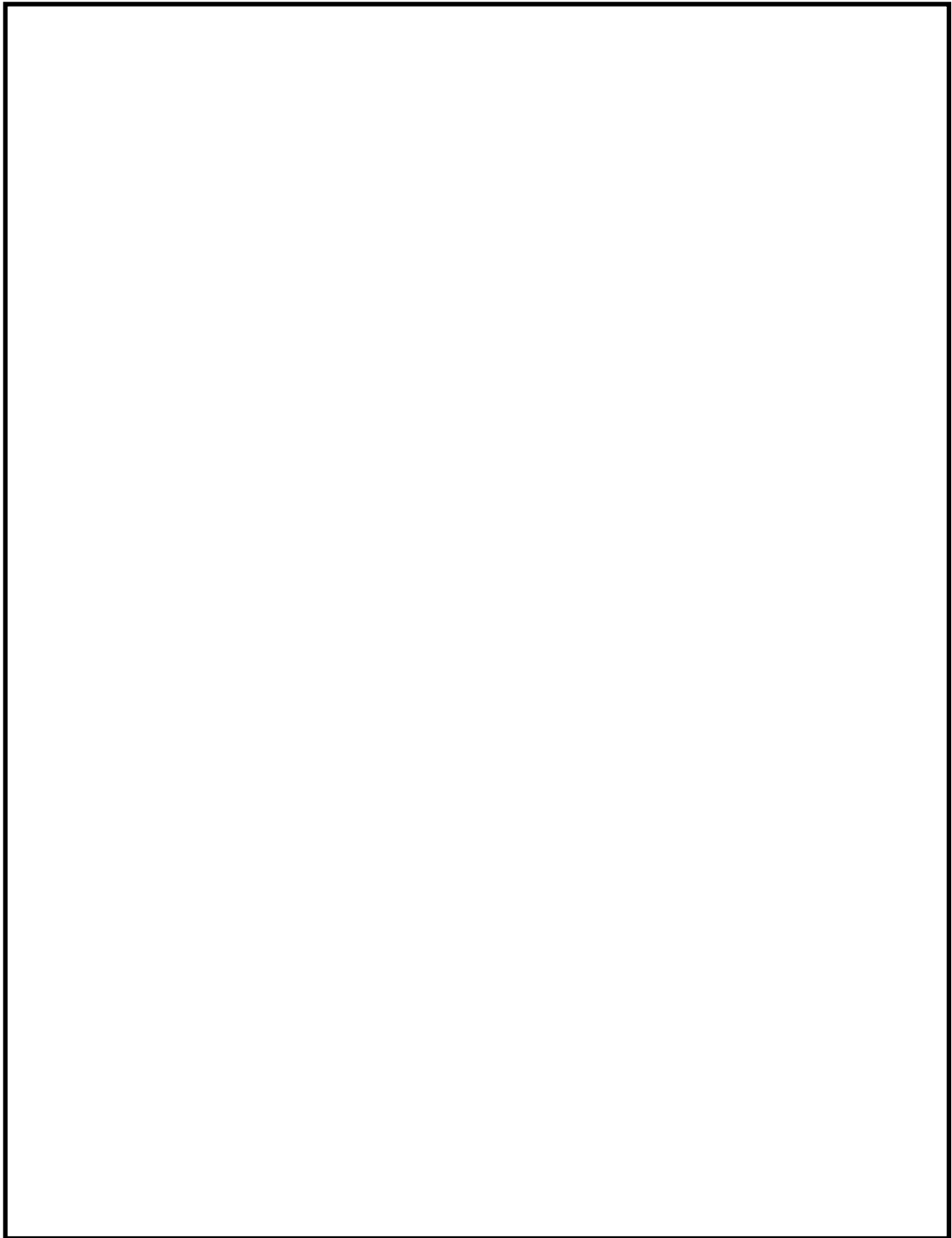
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用 M/C～ 緊急用 P/C～緊急用 MCC		DC0	2C D/G～M/C 2C～P/C 2C	
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)	DD0	2D D/G～M/C 2D～P/C 2D	
S2	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3	
S3	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5	
S4	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁	DC9	P/C 2C～MCC 2C-9	
S5	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (A)	DD3	P/C 2C～MCC 2D-3	
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (B)	D1	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
S7	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
S8	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
S9	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁	D4	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口弁
S10	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁	D5	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口弁
—	—	—	D6	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁
—	—	—	D7	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)
—	—	—	D8	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)
—	—	—	D9	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)
—	—	—	D10	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)
—	—	—	D11	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
—	—	—	D12	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
—	—	—	D13	MCC 2C-3/3F	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
—	—	—	D14	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ (B) 入口弁



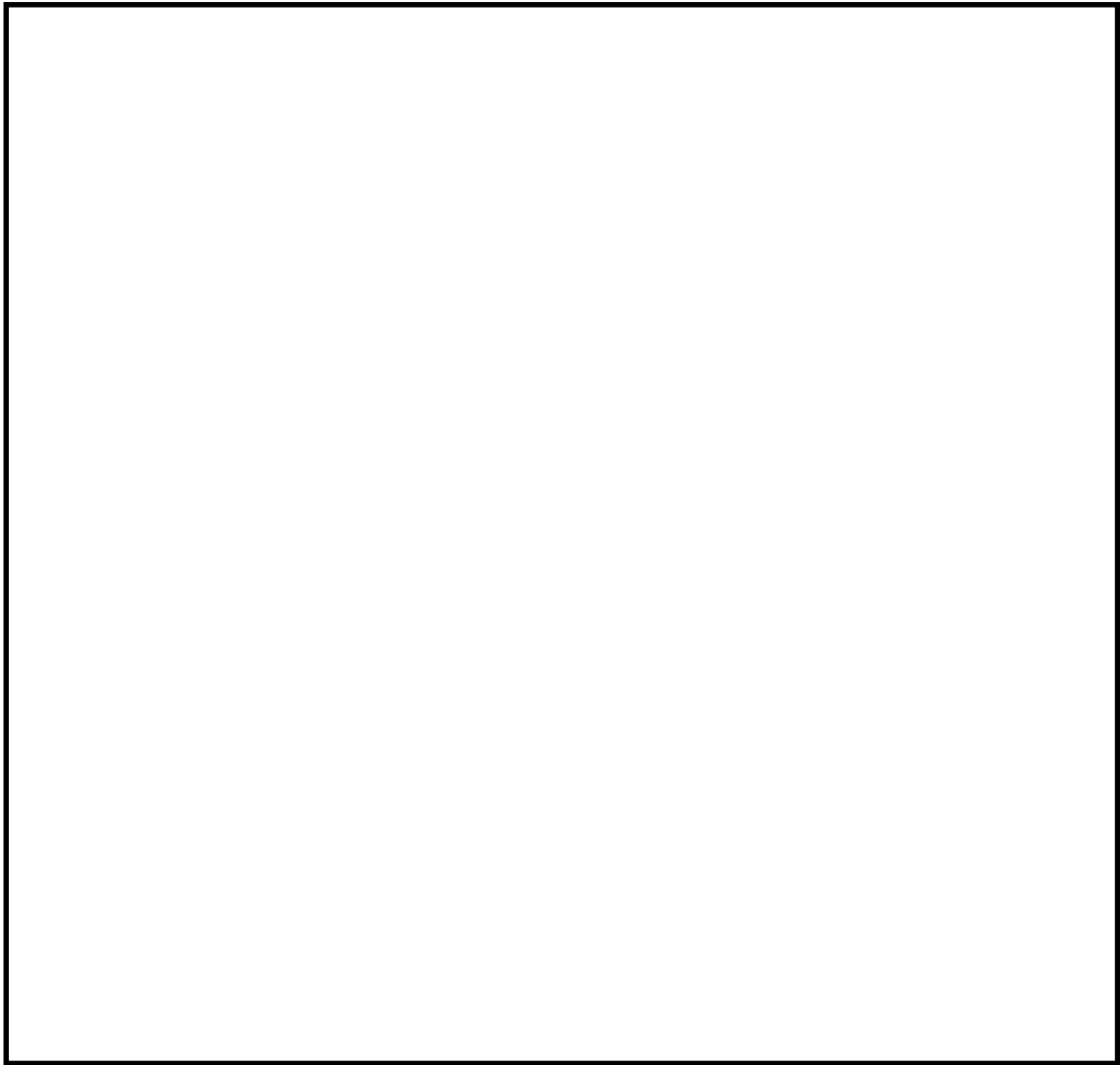
第 57-9-(1.3.3-1) 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の系統概要図



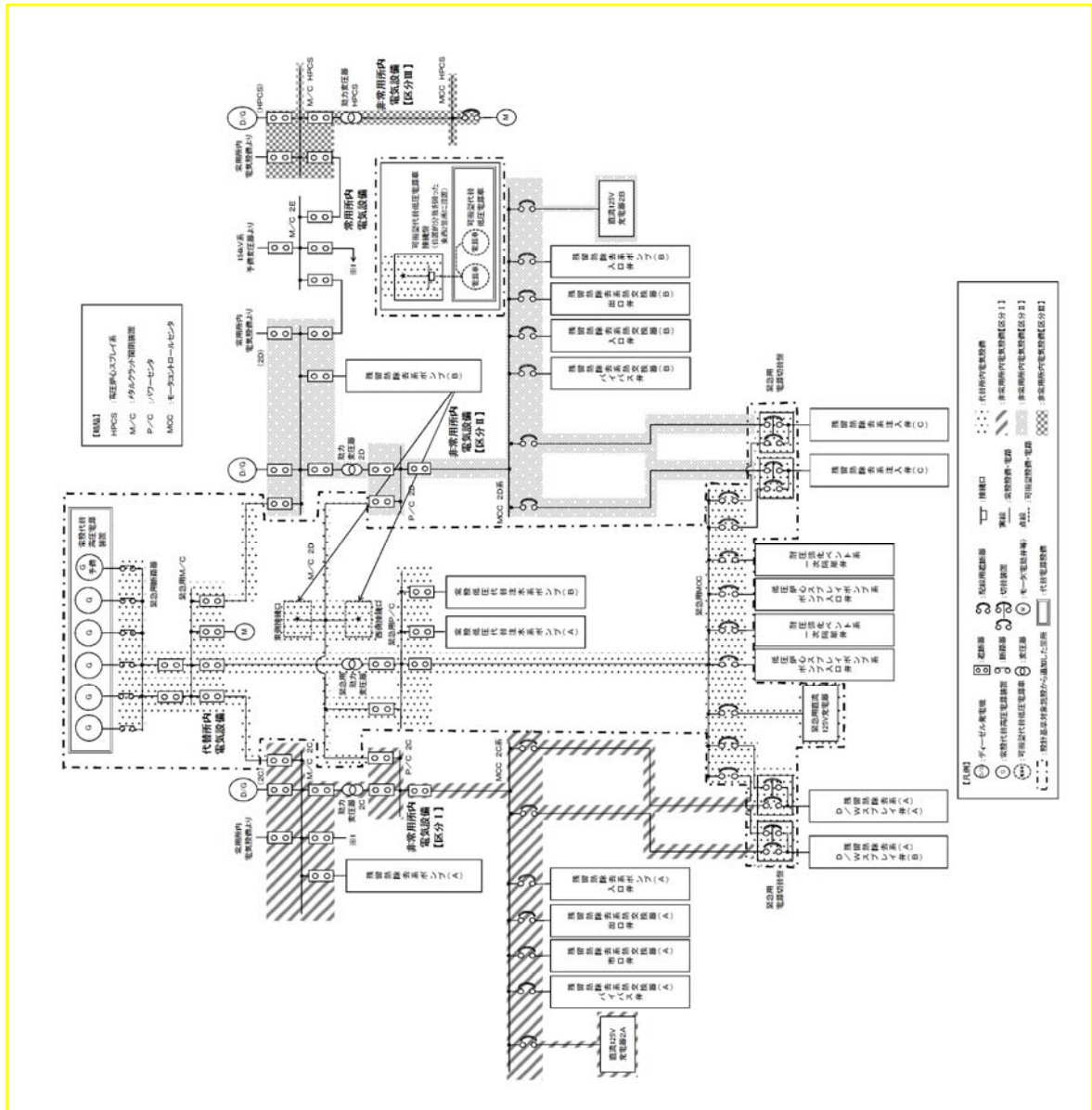
第 57—9—(1.3.3—2) 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬）の系統概要図



第 57-9- (1.3.3-3) 図 代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系
(低圧注水系)の配置図(原子炉建屋 EL. -4.0m)



第 57-9-(1.3.3-4)図 代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の配置図(常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T.P. +8.2m)



第 57—9—(1.3.3—5) 図 代替格納容器スプレィ冷却系[49 条] 単線結線
 図

1.3.4 格納容器下部注水系[51条]

格納容器下部注水系は、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、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の常設設備である。

格納容器下部注水系の系統概要図を、第 57-9-(1.3.4-1)～(1.3.4-2)図に示す。

格納容器下部注水系の主要設備を、第 57-9-(1.3.4-1)表に示す。

第 57-9-(1.3.4-1)表 格納容器下部注水系の主要設備について

機能	重大事故緩和設備	設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（常設） 格納容器下部注水系（可搬） 	—
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 	—
電動弁(状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁 	—
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ドライウエル雰囲気温度 格納容器下部水位 	—

なお、格納容器下部注水系の各設備は以下のとおり多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。

① ポンプ

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）は常設低圧代替注水系格納槽に設置し、格納容器下部注水系（可搬型）

のポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ）は屋外に設置し、多様性及び位置的分散を図った設計としている。（第 57—9—(1.3.4—3)図）

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）は、常設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しており、格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ）は、電源を必要としない駆動方式としており、それぞれ多様性及び位置的分散を図った設計としている。

② 電動弁

格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁は，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しており，それぞれ多重性を有する設計としている。

③ 計装設備

計装設備は，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。また可搬型計測器による計測が可能な設計とし，多様性を有する設計とする。

なお，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，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

①から③の多重性又は多様性を有する設備の回路は、米国電気電子工学学会(IEEE)規格 384(1992年版)の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。(第57-9-(1.3.4-4)図)

具体的な回路として、単線結線図及びルート図の一覧を、第57-9-(1.3.4-2)表に示す。

第57-9-(1.3.4-2)表 単線結線図及び回路ルート図の一覧 格納容器下部注水系 (51条)

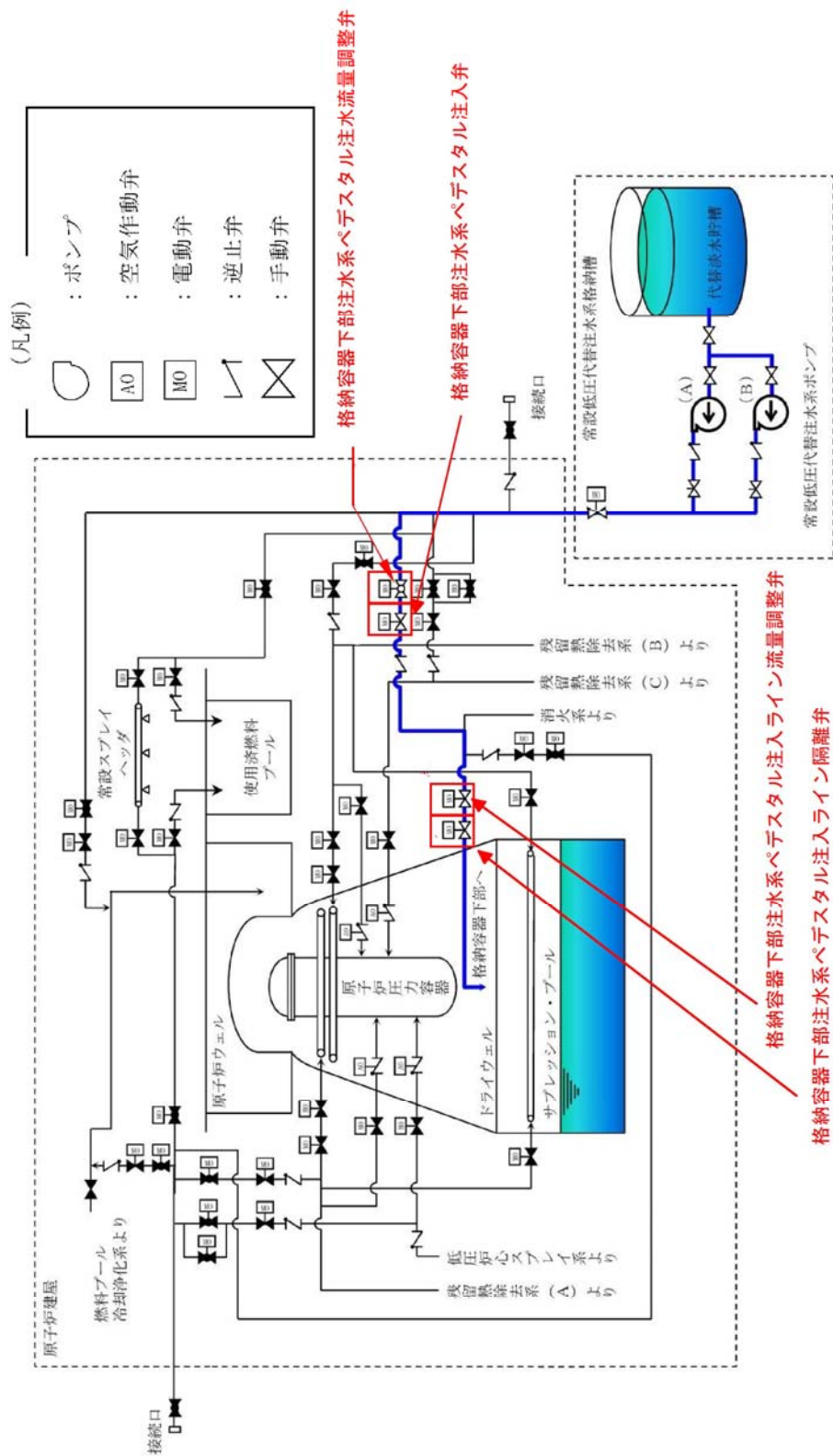
	図番号	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.4-3)表)	第57-9-(51-1~6)図	57-9-121~126
動力用 (第57-9-(1.3.4-4)図) (第57-9-(1.3.4-4)表)	第57-9-(51-7~13)図	57-9-127~133

第57-9-(1.3.4-3)表 計装設備用電路 格納容器下部注水系 (51条)

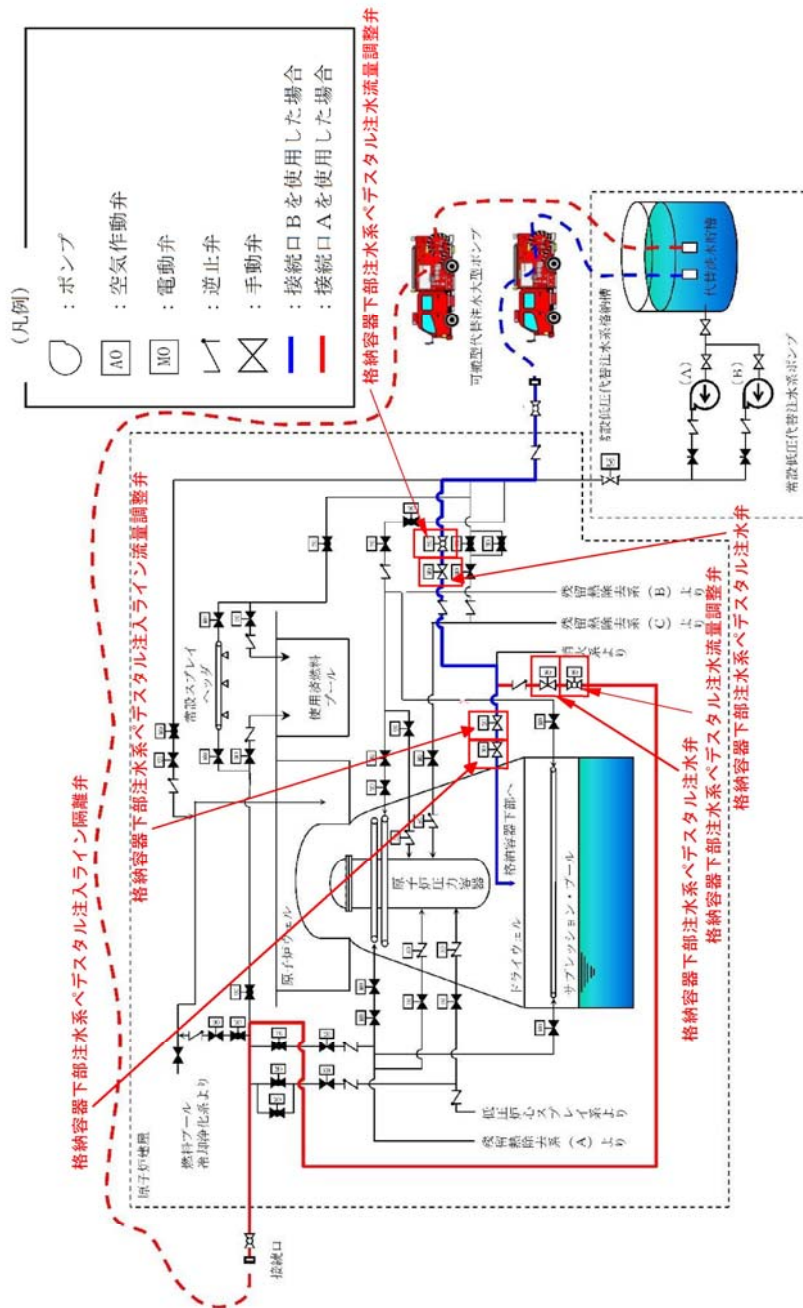
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低压代替注水系 格納容器下部 注水流量	中央制御 室	現場計器 原子炉建屋原 子炉棟3階	-	-	-	-
S2	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S3	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S4	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S5	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S6	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S7	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S8	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S9	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S10	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S11	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S12	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S13	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S14	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	-	-	-	-
S15	常設低压代替注 水系ポンプ(A) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低压代 替注水系格 納槽	-	-	-	-
S16	常設低压代替注 水系ポンプ(B) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低压代 替注水系格 納槽	-	-	-	-

第57—9—(1.3.4—4)表 動力用電路 格納容器下部注水系 (51条)

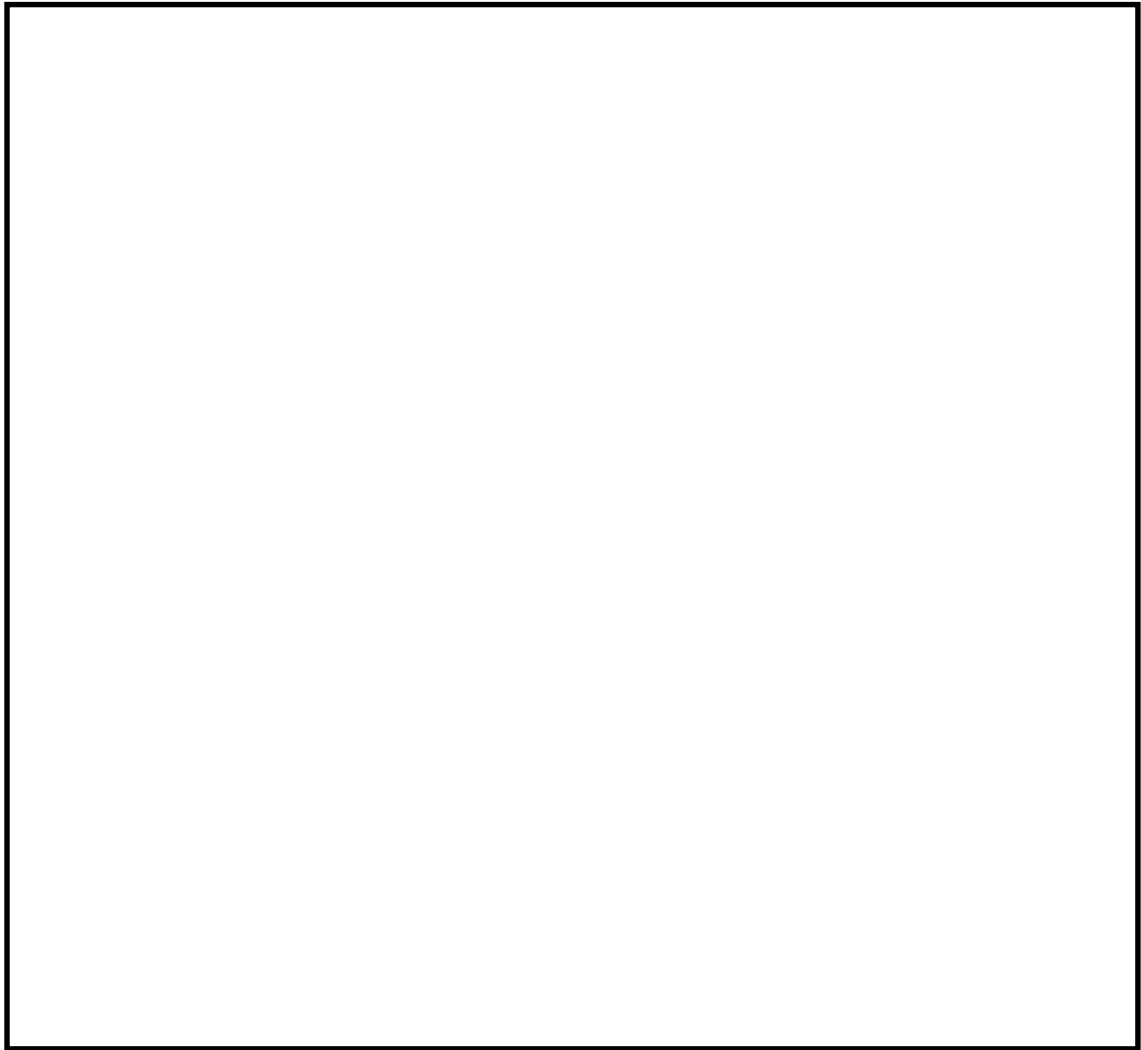
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用 M/C～ 緊急用 P/C～緊急用 MCC		—	—	—
S1	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注入ライン 流量調整弁	—	—	—
S2	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注入ライン 隔離弁	—	—	—
S3	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注水弁	—	—	—
S4	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル 注入量調整弁	—	—	—
S5	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(A)	—	—	—
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(B)	—	—	—



第 57-9-1 (1.3.4-1) 図 格納容器下部注水系の概要図(常設)



第 57-9-1 (1. 3. 4-2) 図 格納容器下部注水系の概要図(可搬型)



第 57-9-(1.3.4-3)図 代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の配置図(常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T.P. +8.2m)

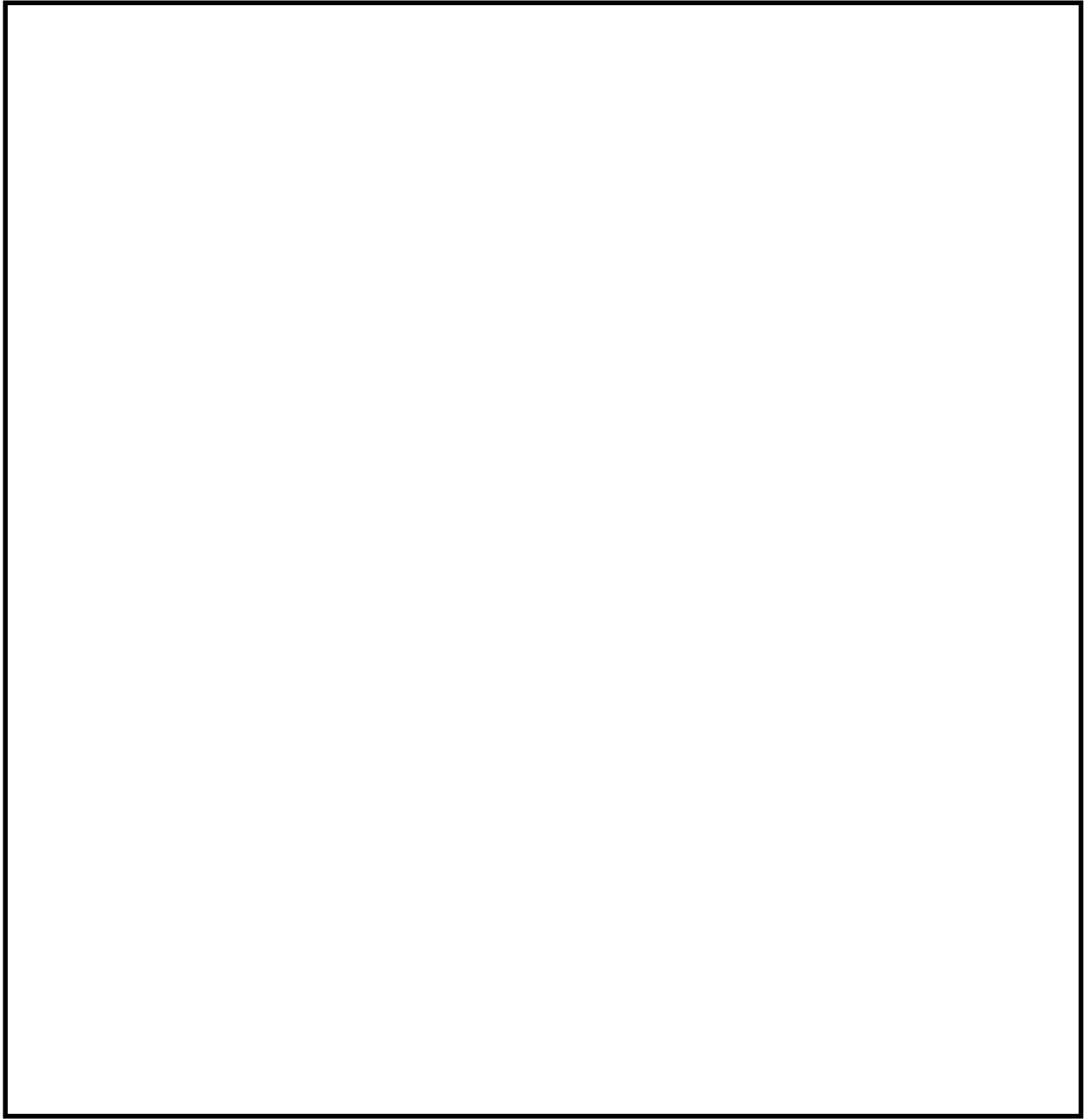
有効性評価の想定するシナリオにおいて常設代替格高圧電源装置の使用可否としての可搬型代替格低圧電源車の使用可否について

重要事故シナゲンス	格高圧電源装置										理由	
	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失		
常設代替格高圧電源装置を使用するケース	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
常設代替格高圧電源装置の代替としての可搬型代替格低圧電源車による給電は8時間後から可能とする。）	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×

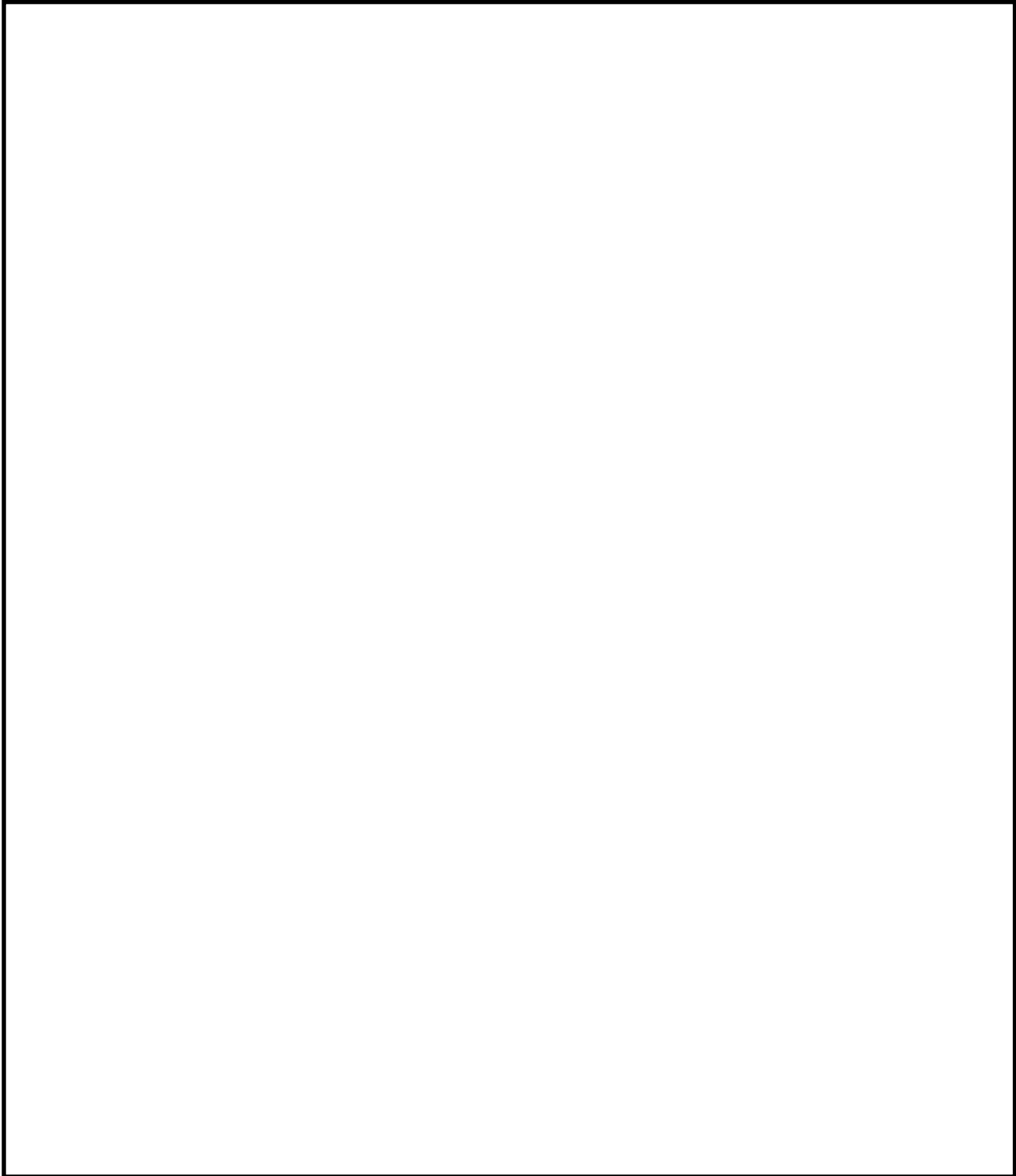
重要事故シナゲンス	格高圧電源装置										理由	
	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失		
常設代替格高圧電源装置を使用するケース	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
常設代替格高圧電源装置の代替としての可搬型代替格低圧電源車による給電は8時間後から可能とする。）	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×



第 57—9—(47—1) 図 原子炉建屋地下 1 階



第 57—9—(47—2) 図 原子炉建屋 1 階



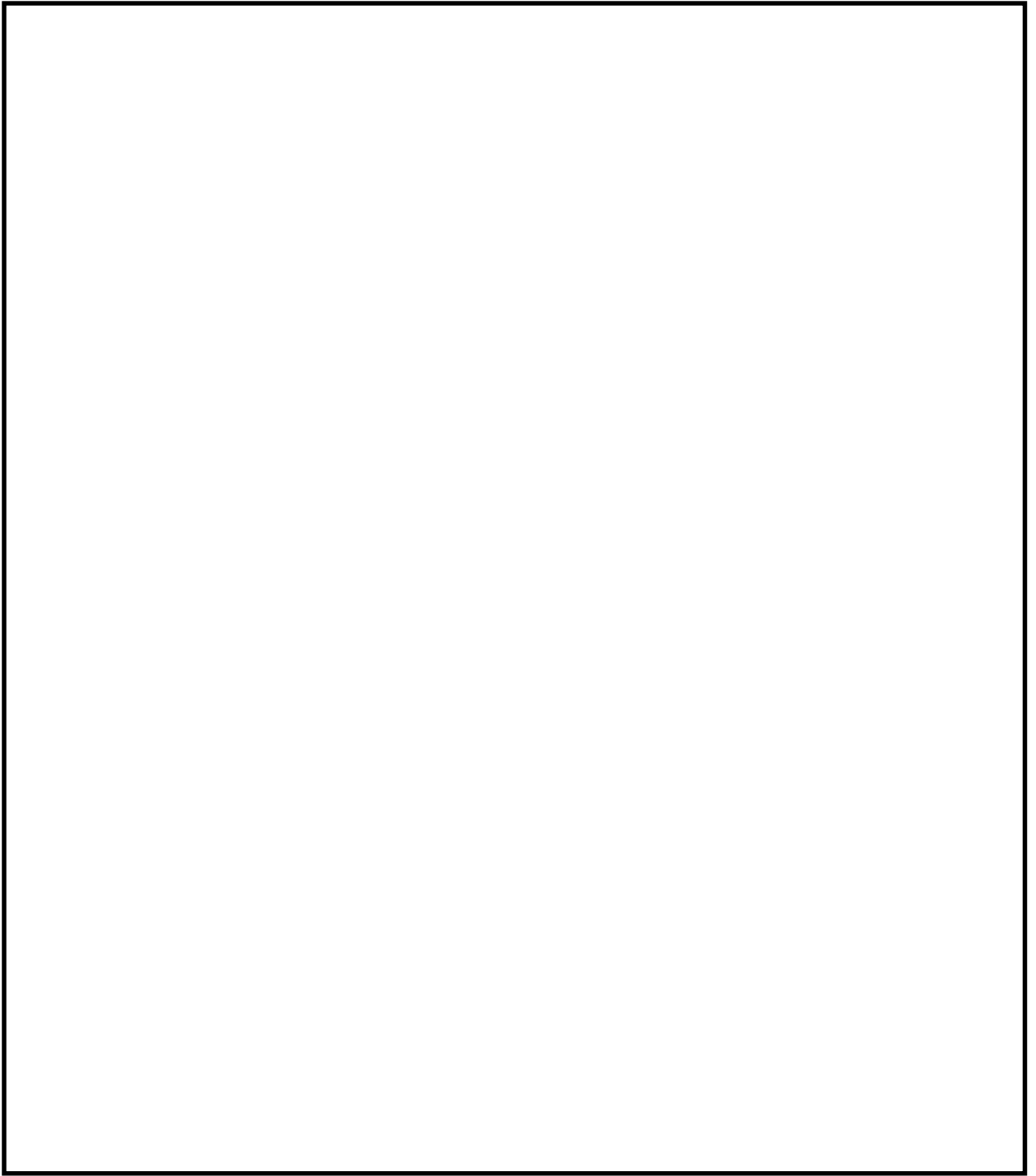
第 57—9—(47—3) 図 原子炉建屋 2 階



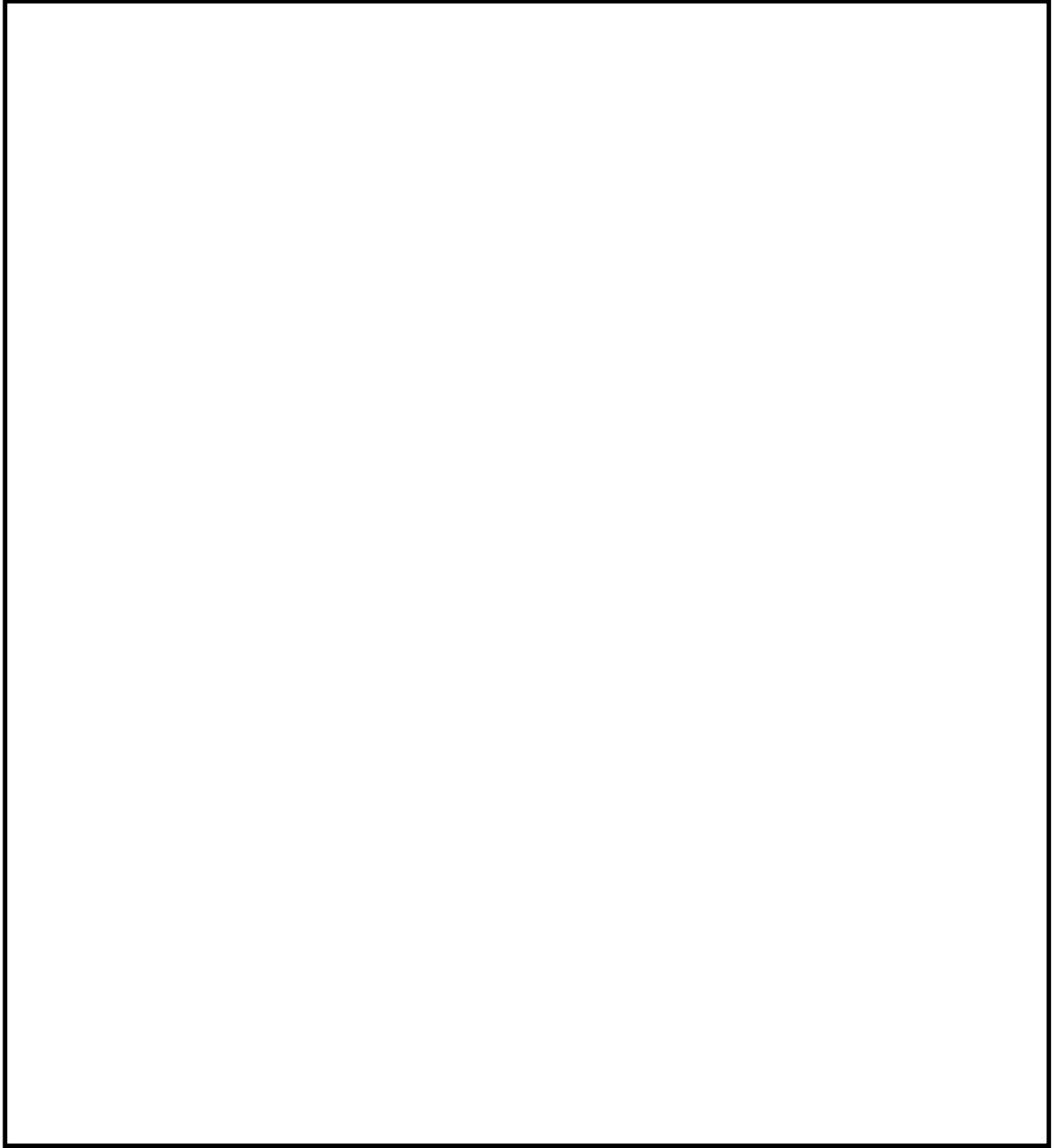
第 57—9—(47—4) 図 原子炉建屋 3 階



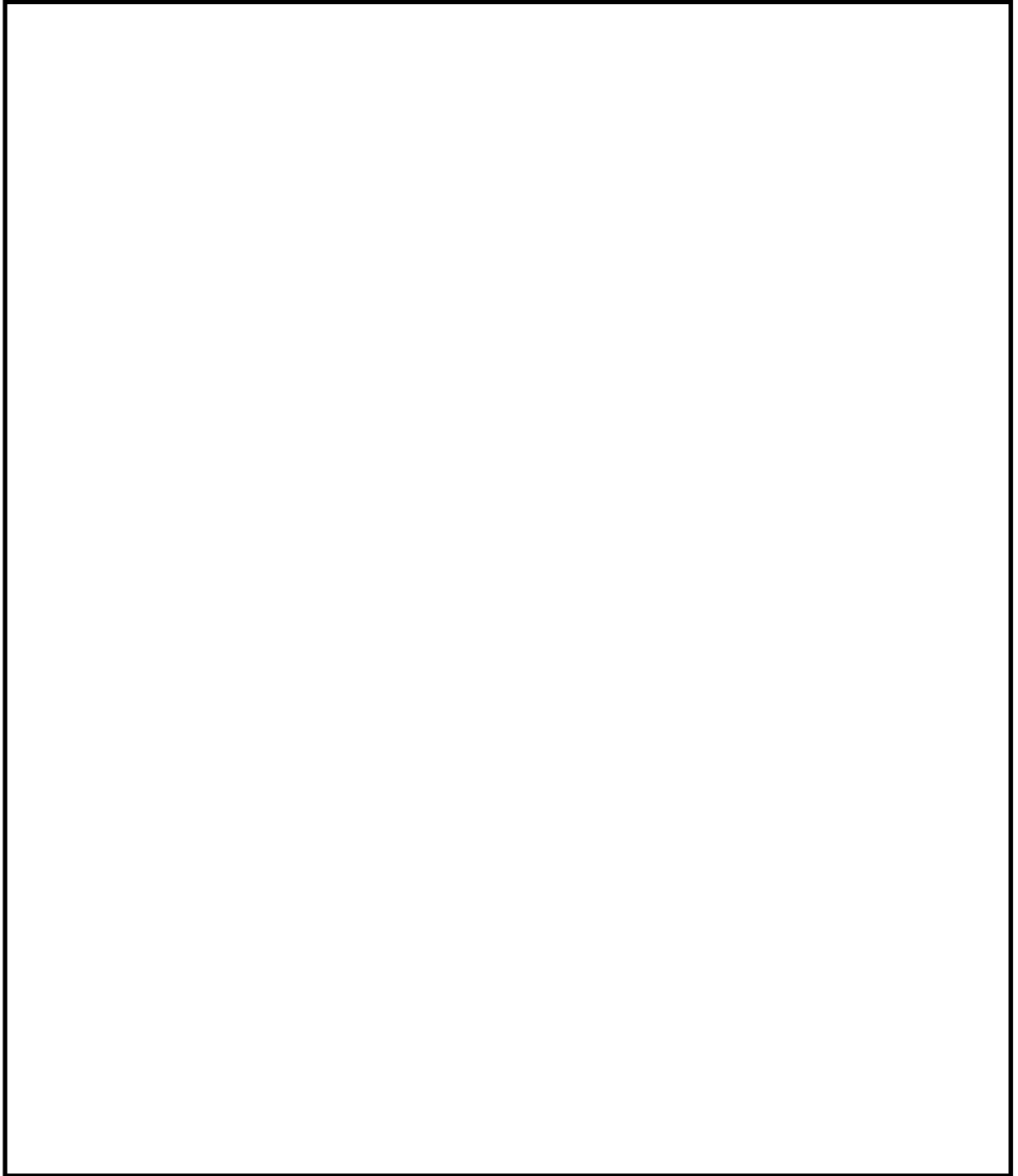
第 57—9—(47—5) 図 原子炉建屋南側屋外



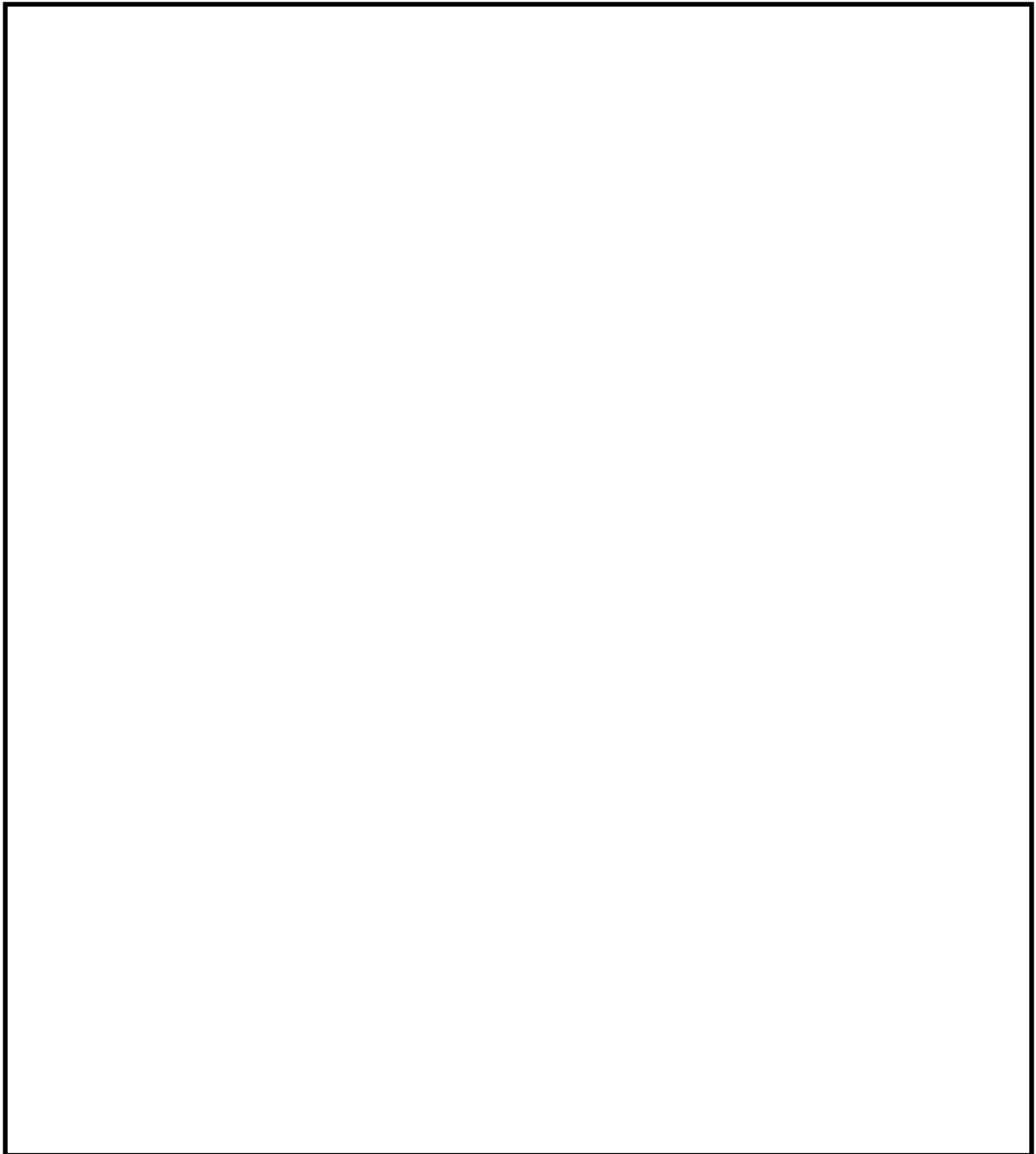
第 57—9—(47—6) 図 常設代替高圧電源装置置場



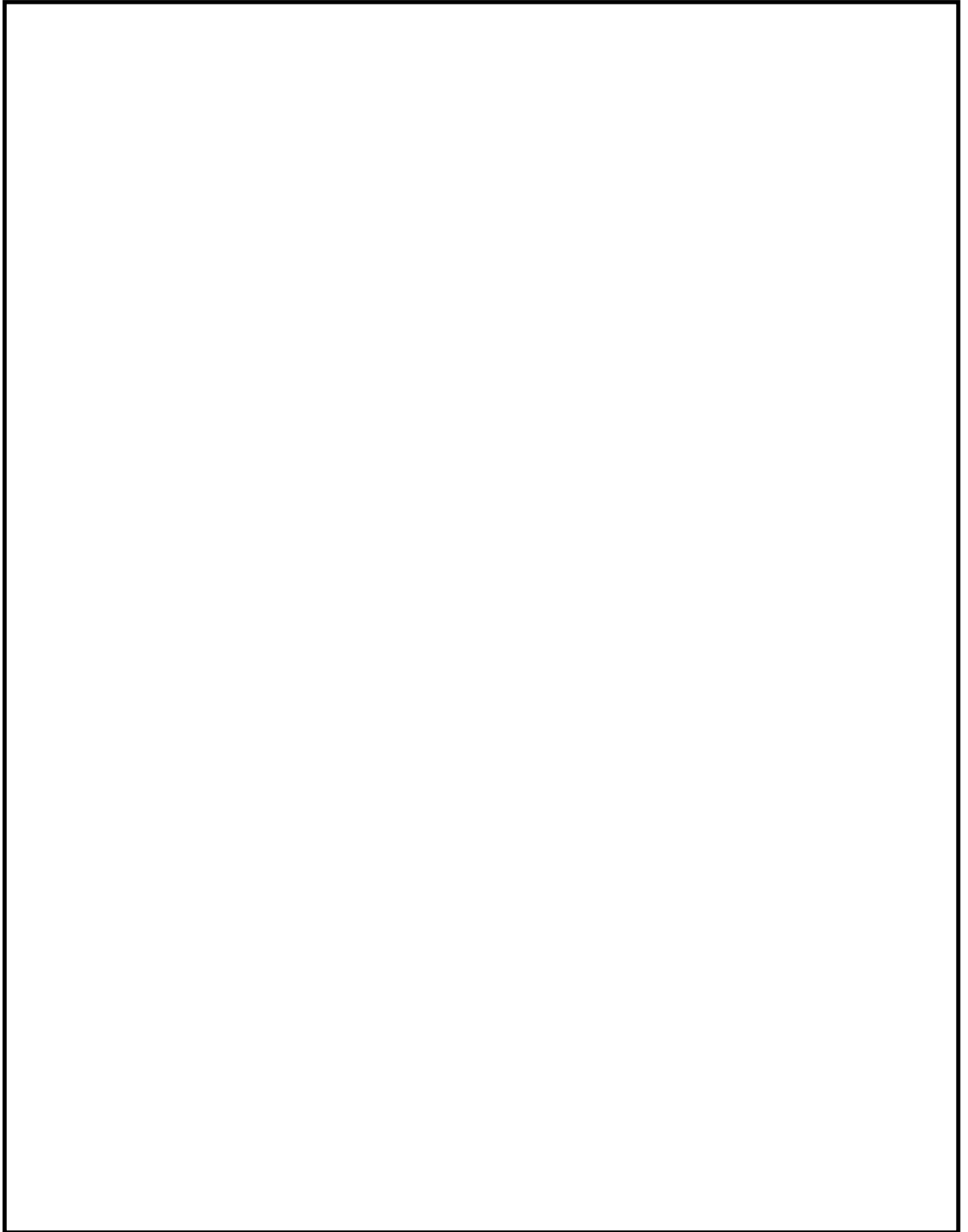
第 57—9—(47—7) 図 原子炉建屋地下 2 階



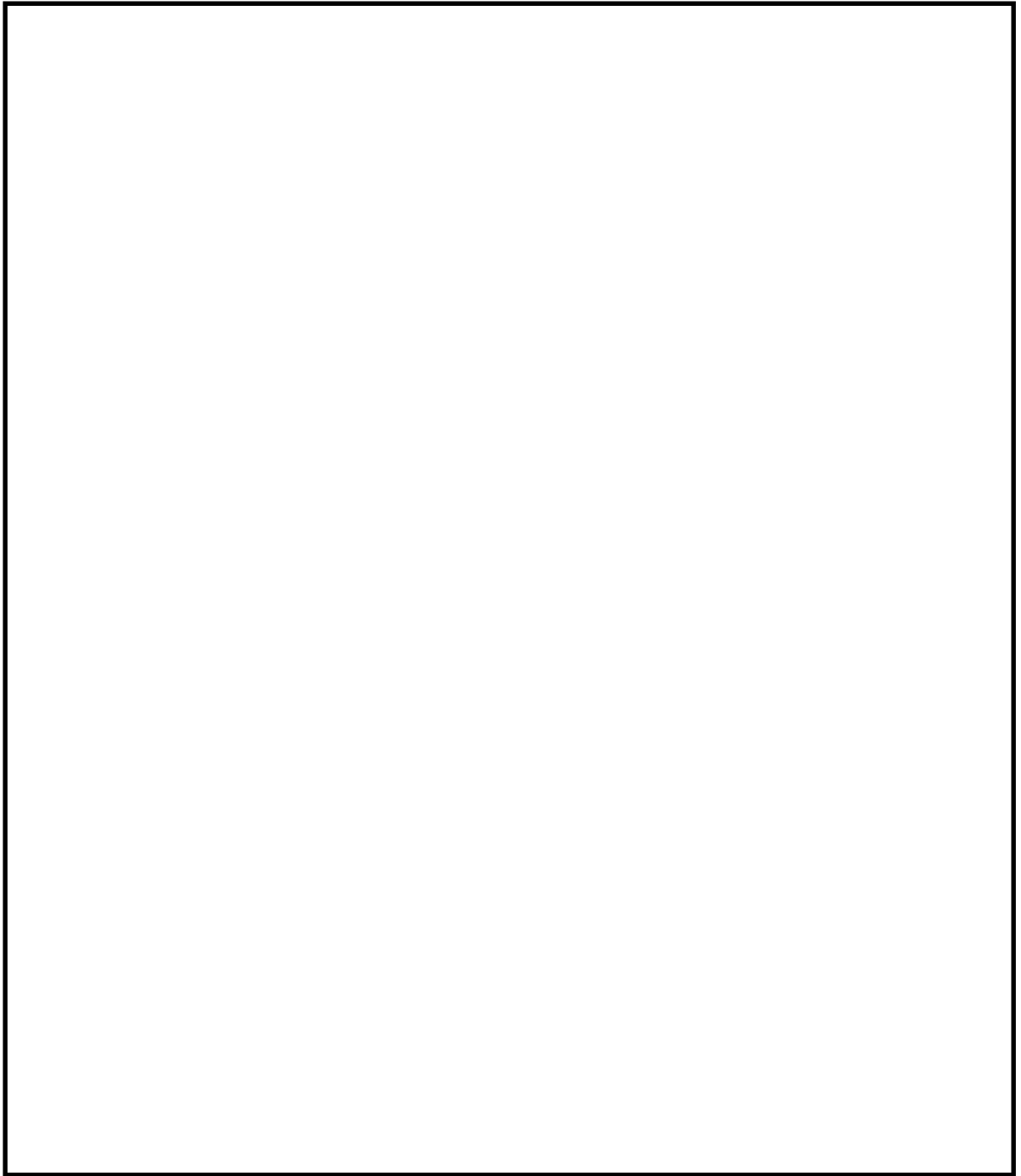
第 57—9—(47—8) 図 原子炉建屋地下 1 階



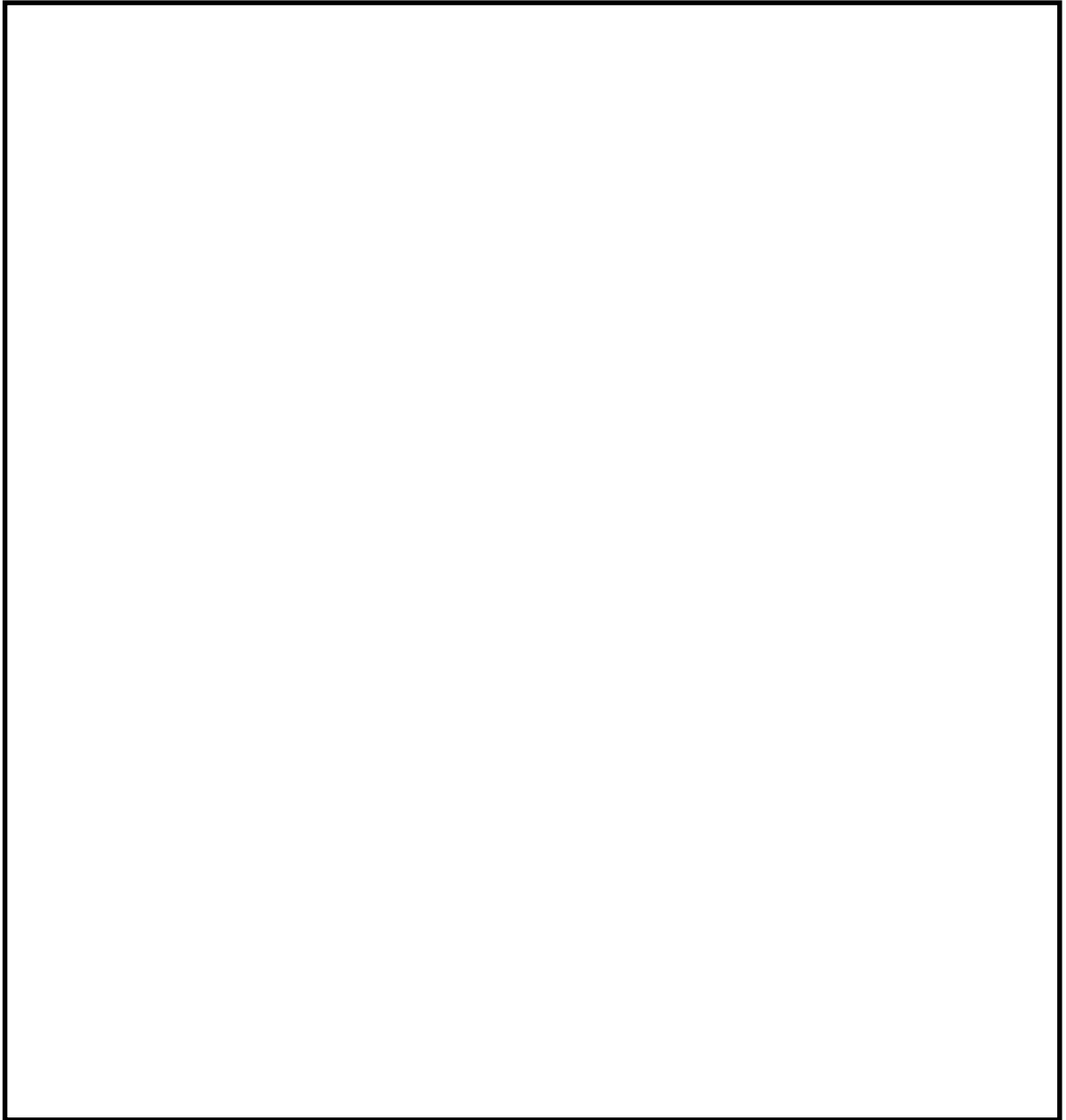
第 57—9—(47—9) 図 原子炉建屋 1 階



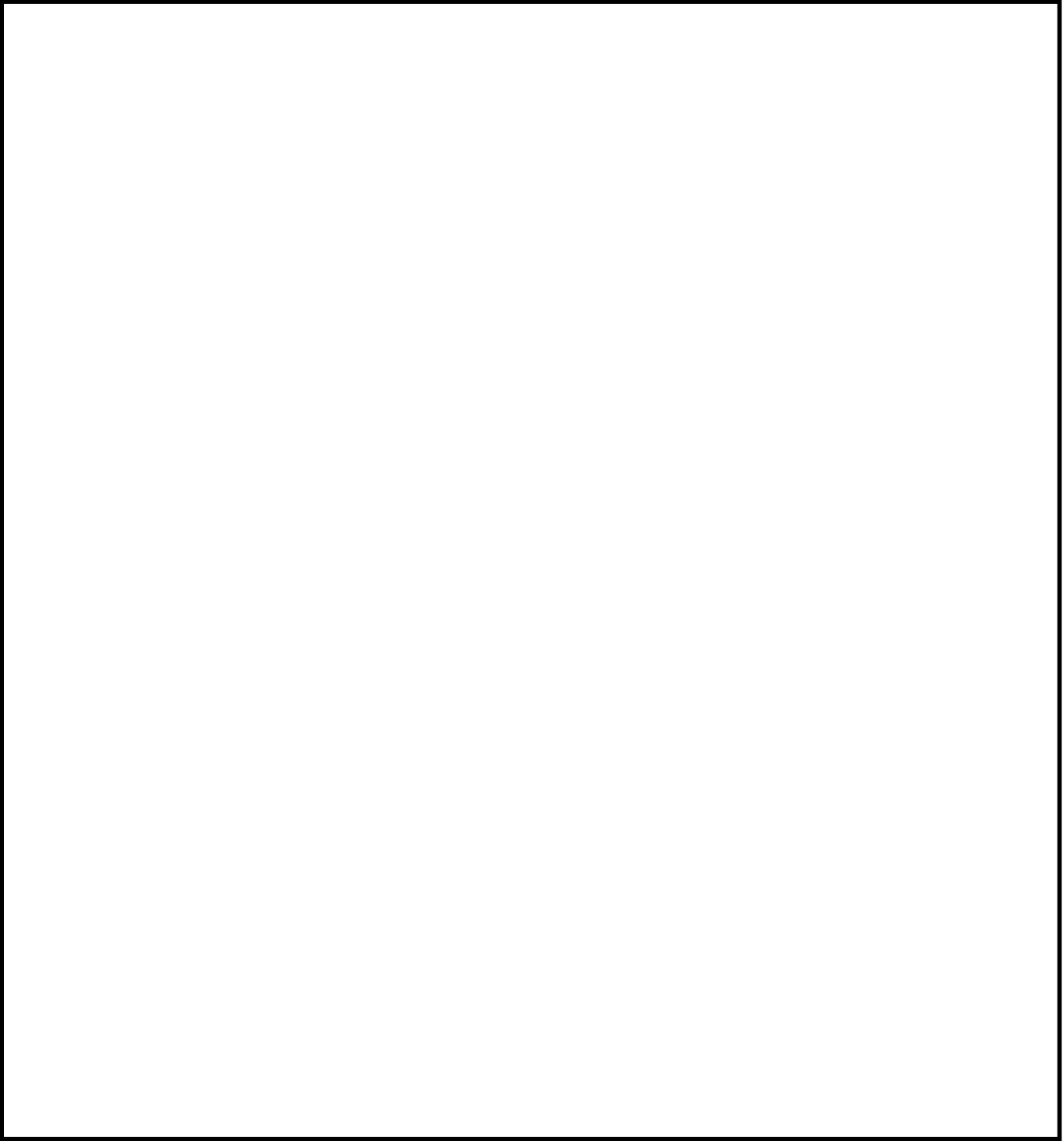
第 57—9—(47—10) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



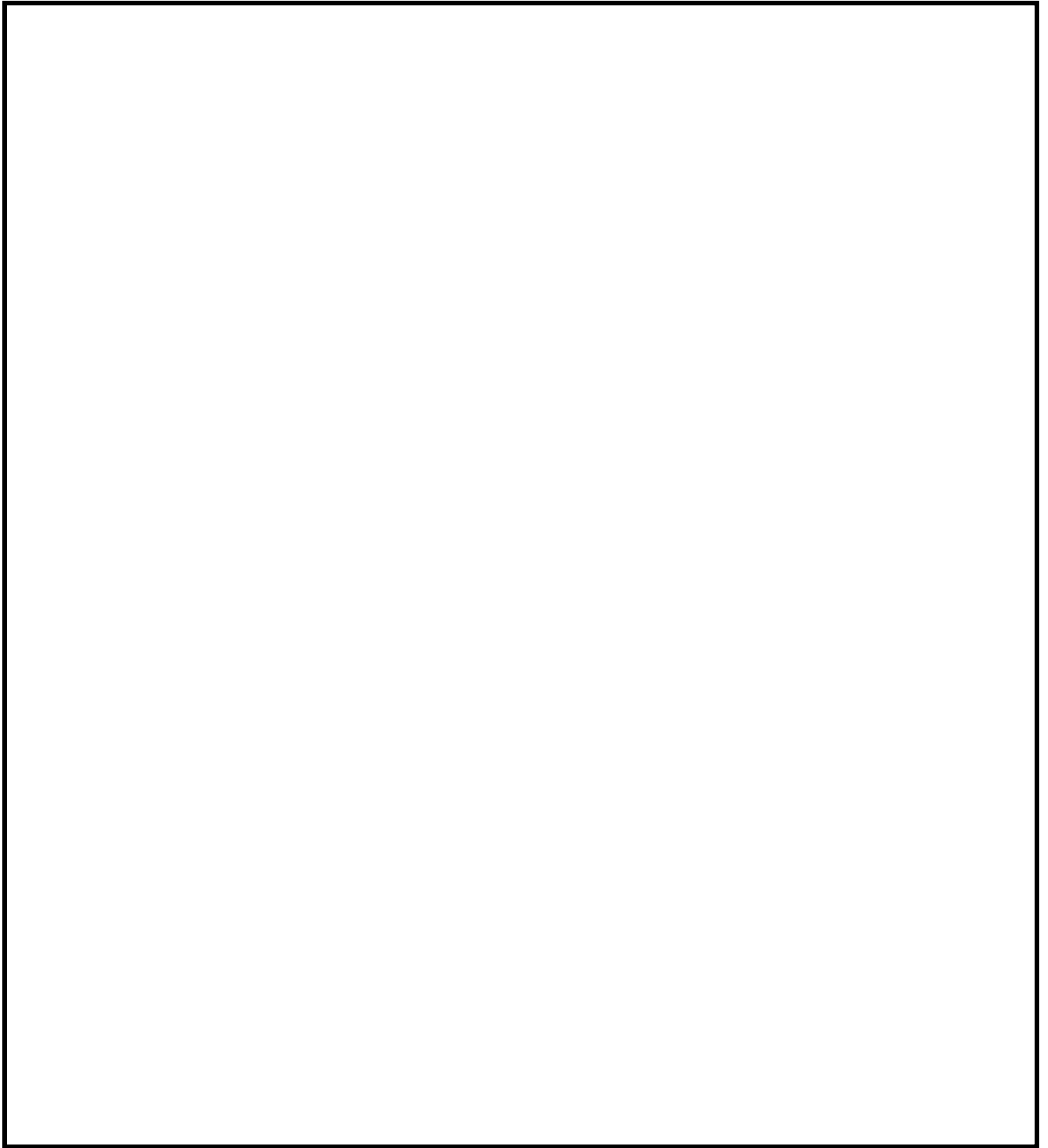
第 57—9—(47—11) 図 原子炉建屋 3 階



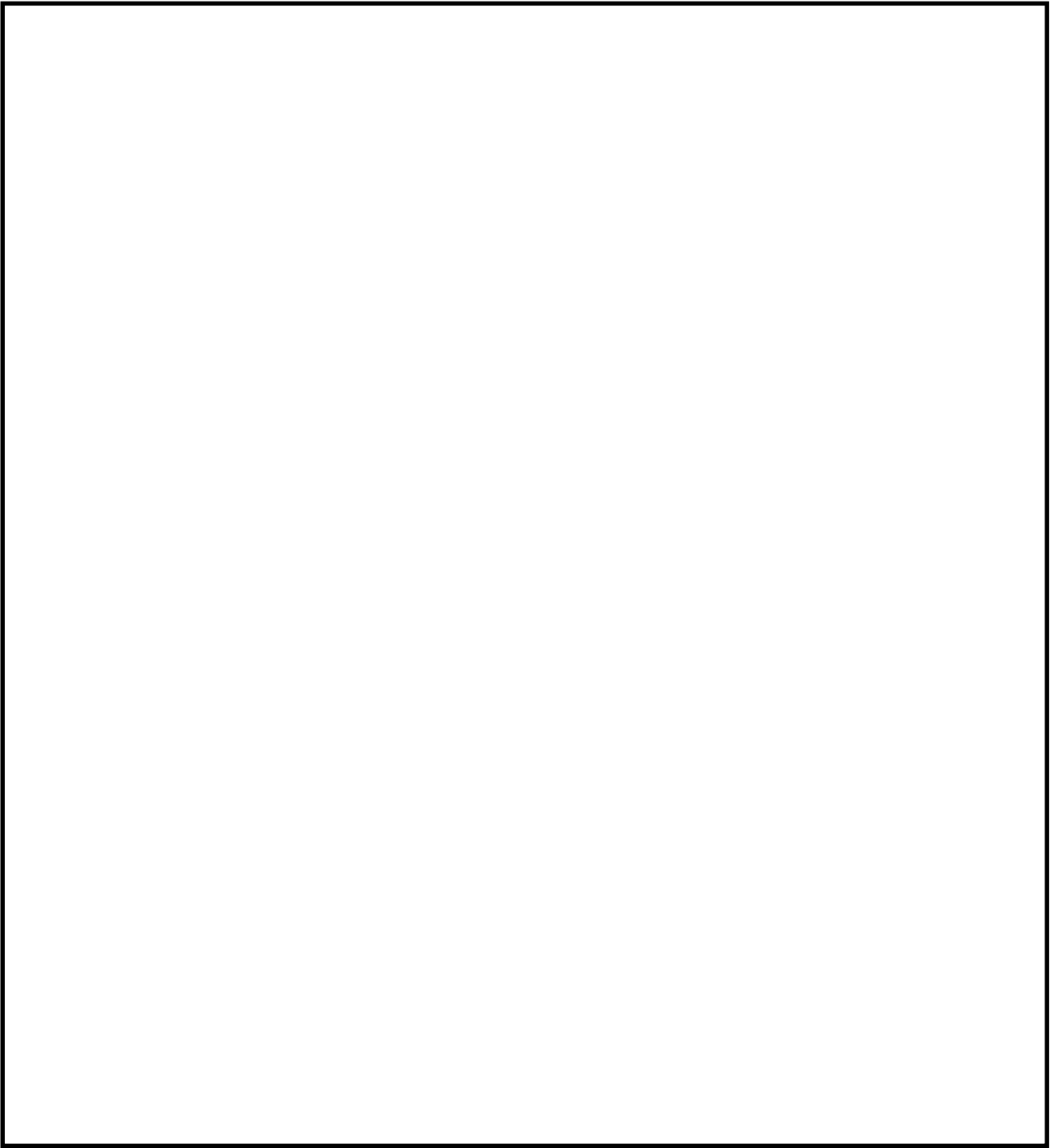
第 57—9—(47—12) 図 原子炉建屋 4 階



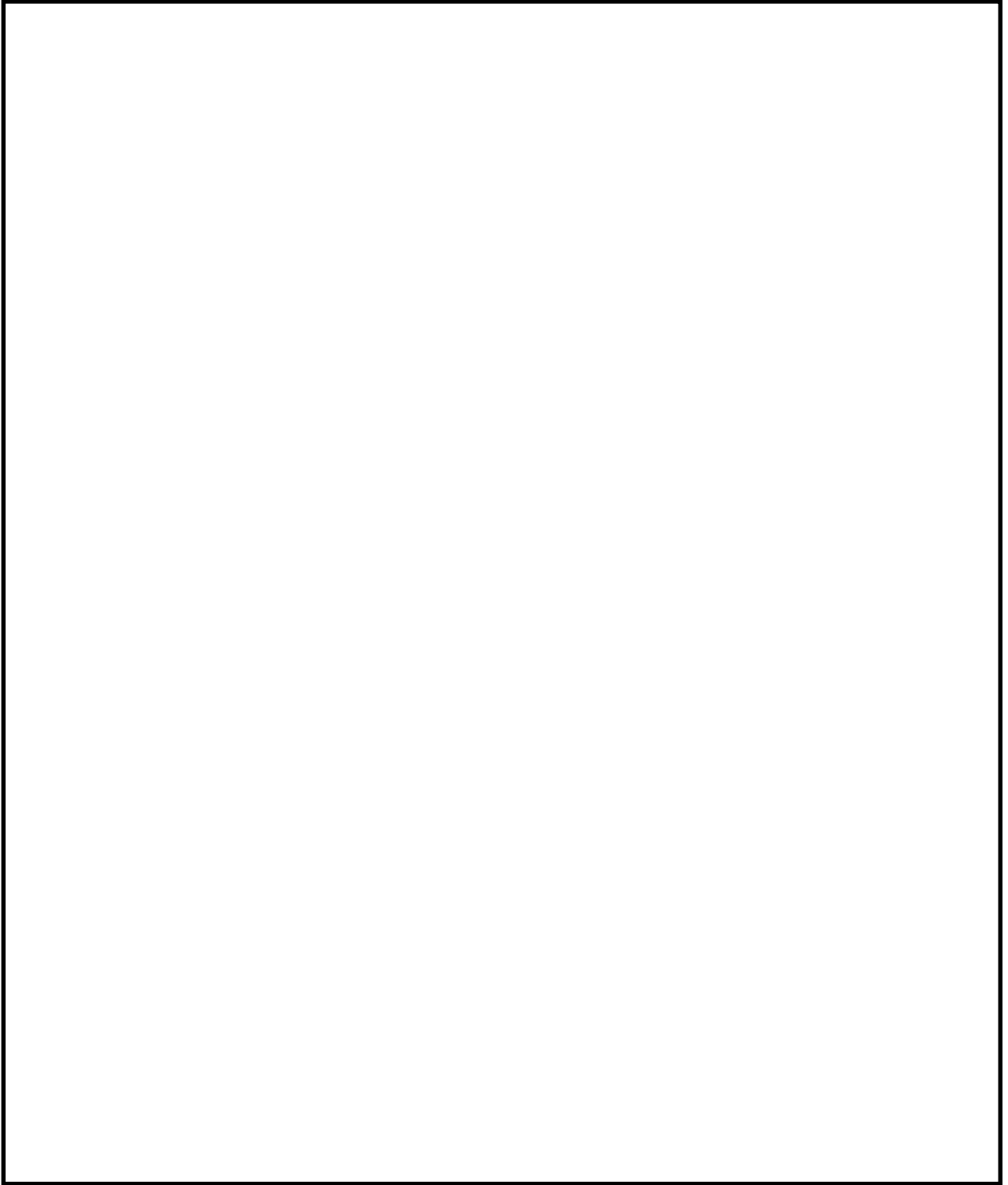
第 57—9—(48—1) 図 原子炉建屋地下 1 階



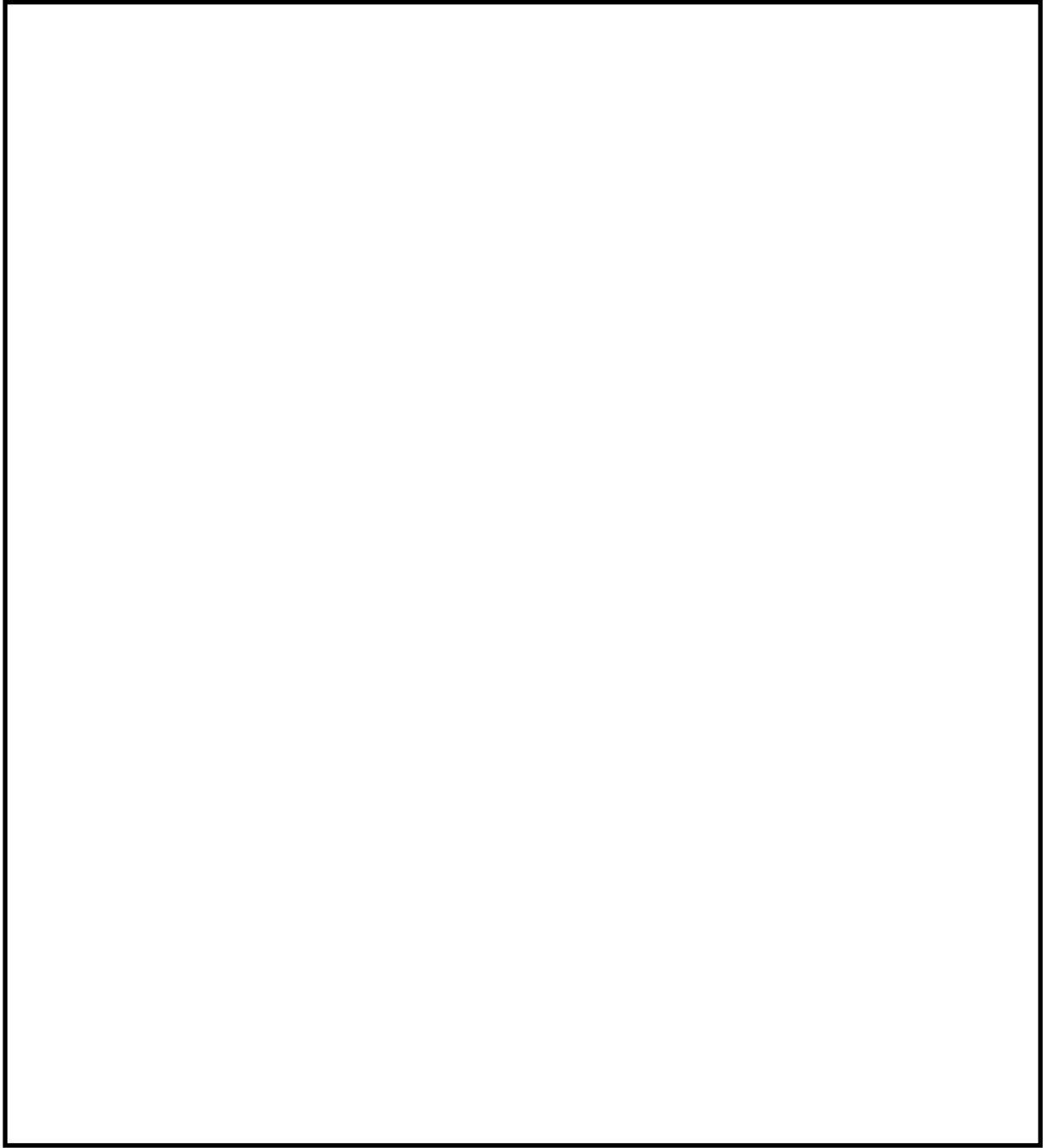
第 57—9—(48—2) 図 原子炉建屋 1 階



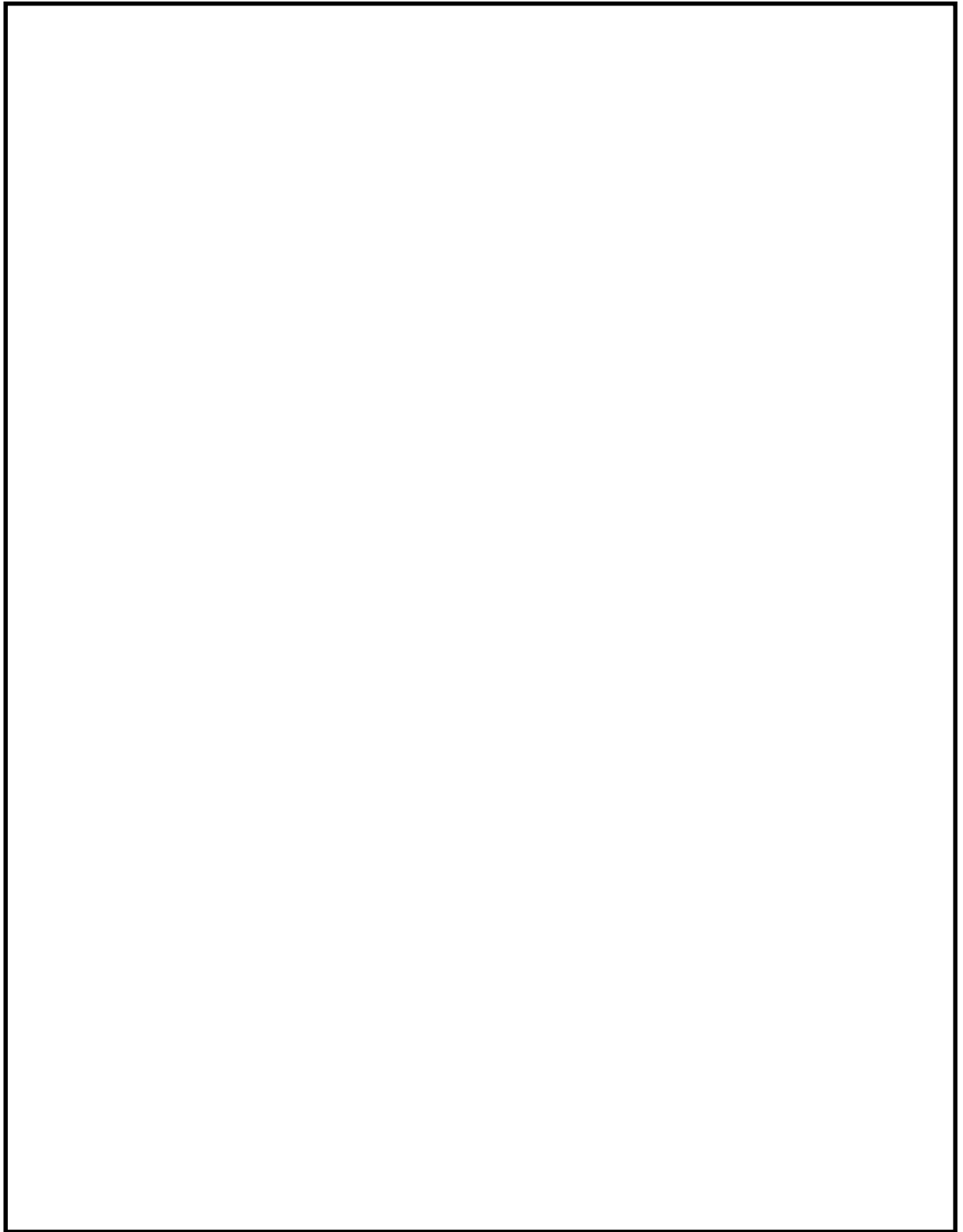
第 57-9-(48-3) 図 原子炉建屋 2 階



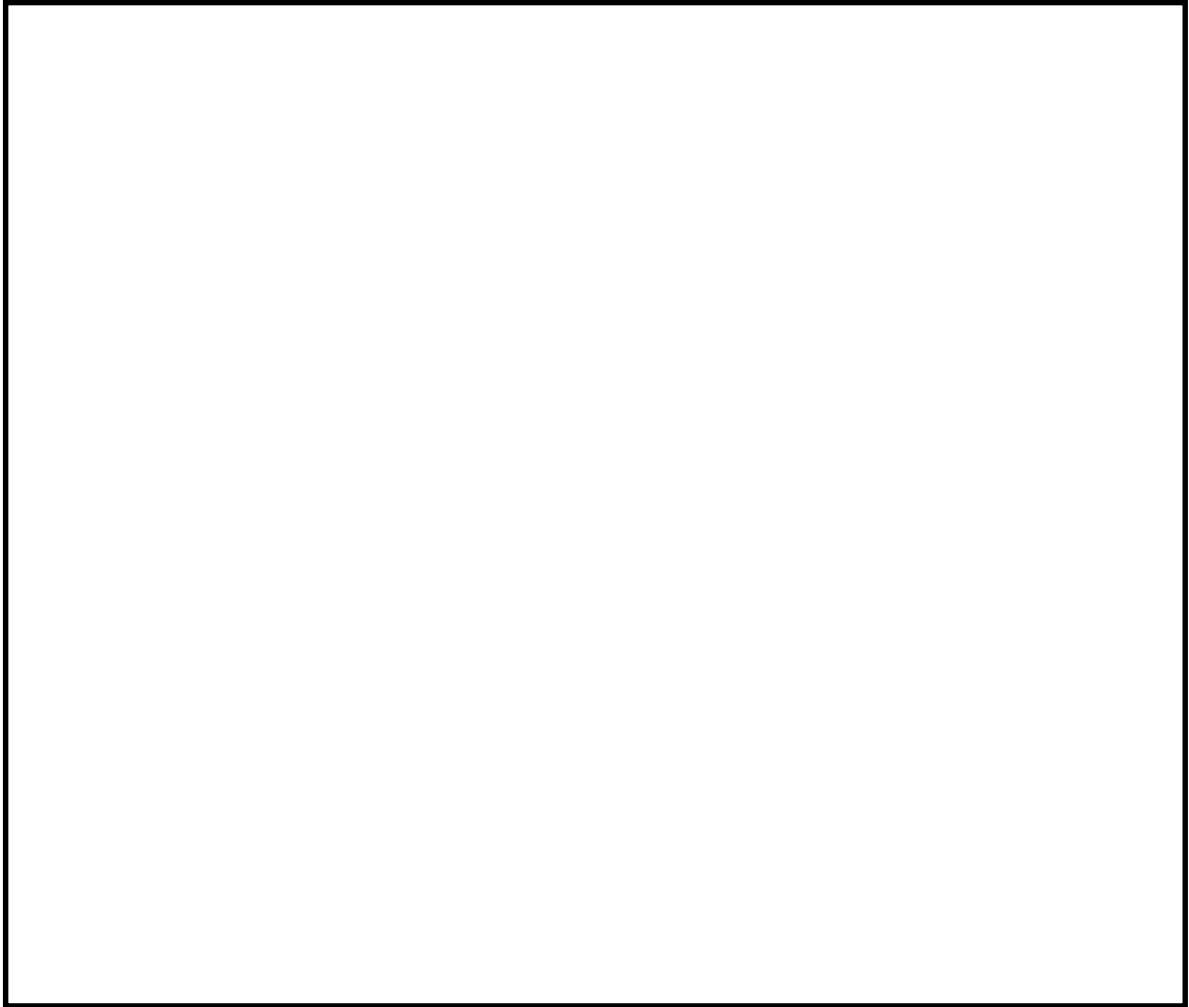
第 57—9—(48—4) 図 原子炉建屋 3 階



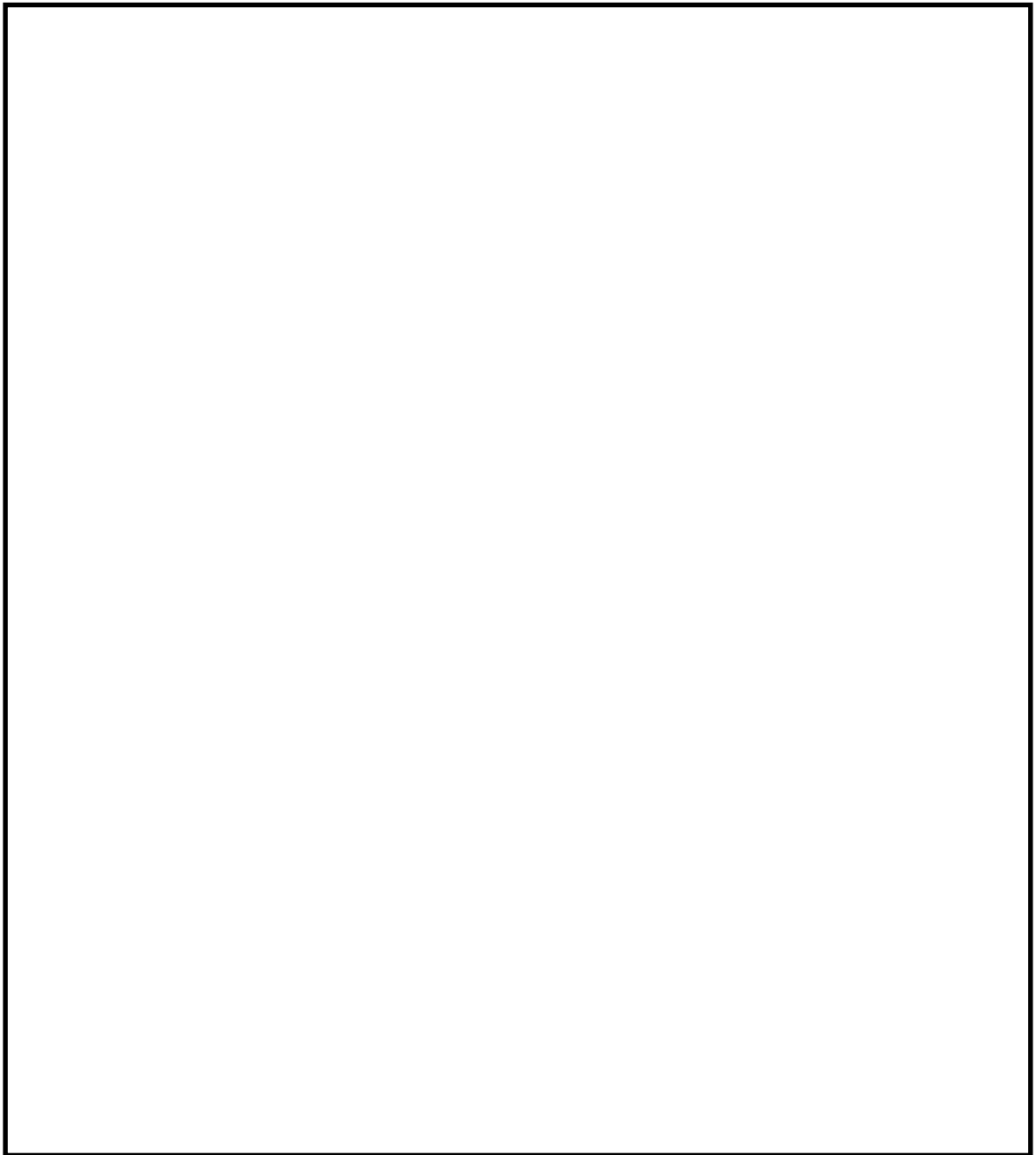
第 57—9—(48—5) 図 原子炉建屋 4 階



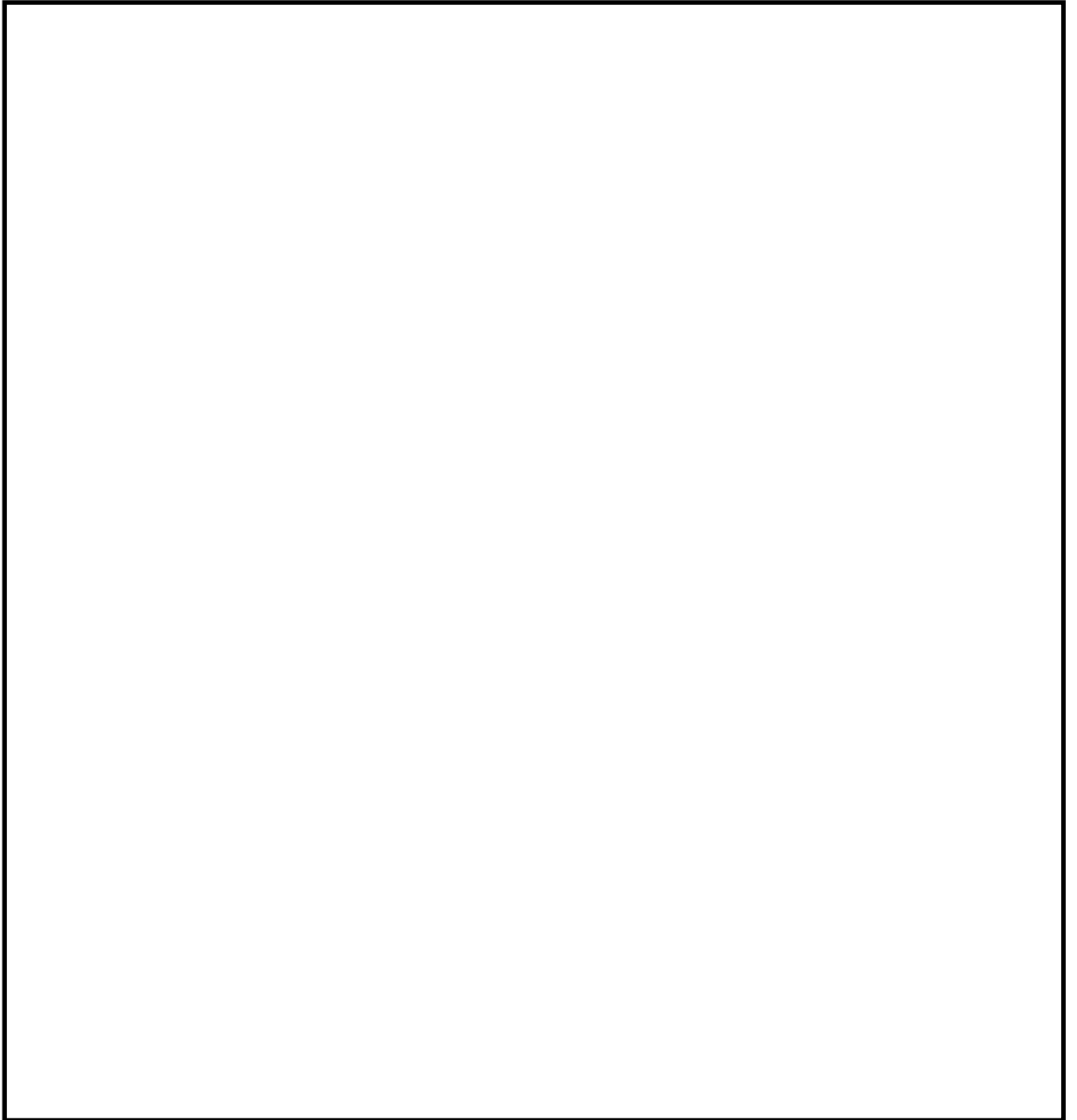
第 57-9-(48-6) 図 原子炉建屋 5 階



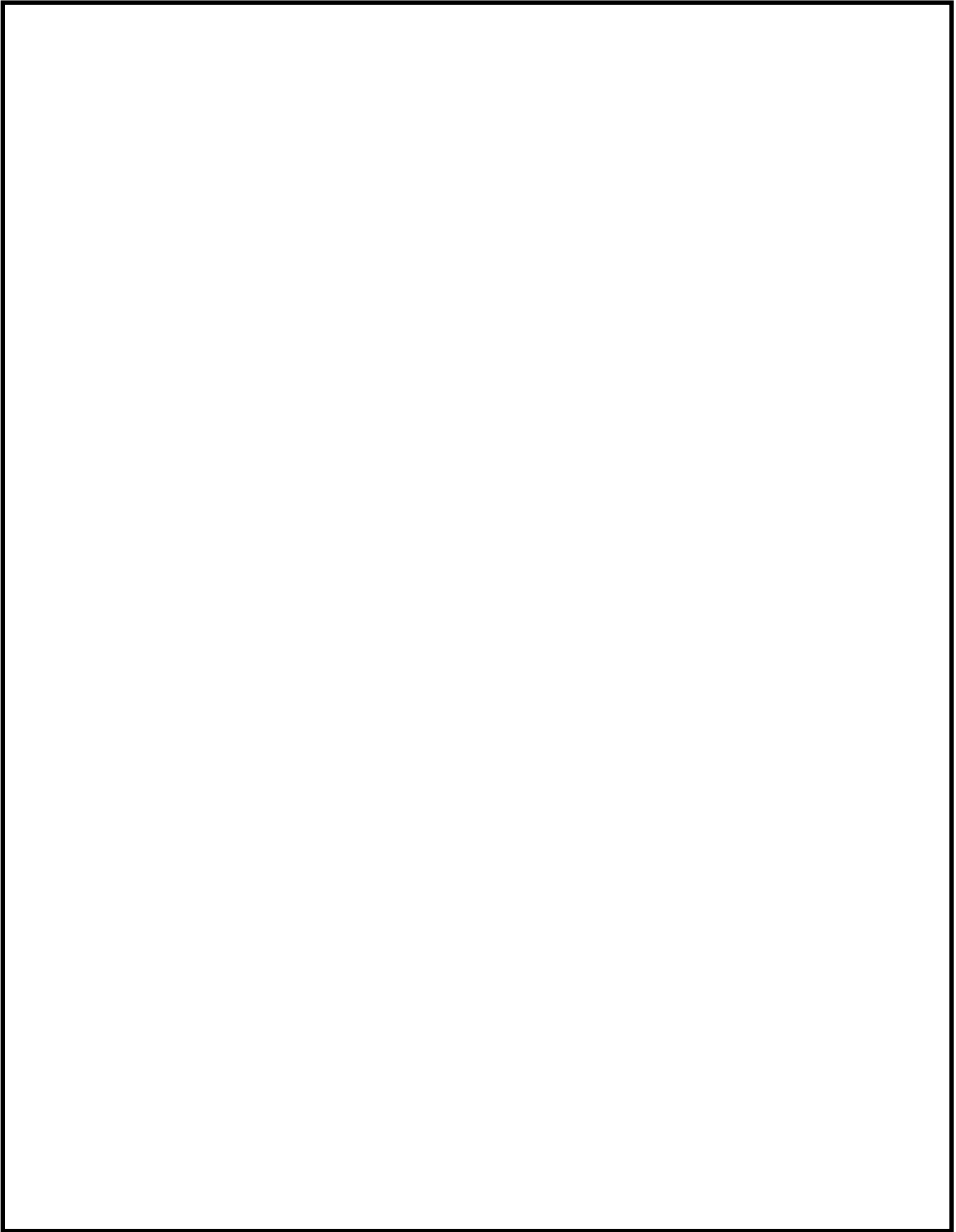
第 57—9—(48—7) 図 原子炉建屋南側屋外



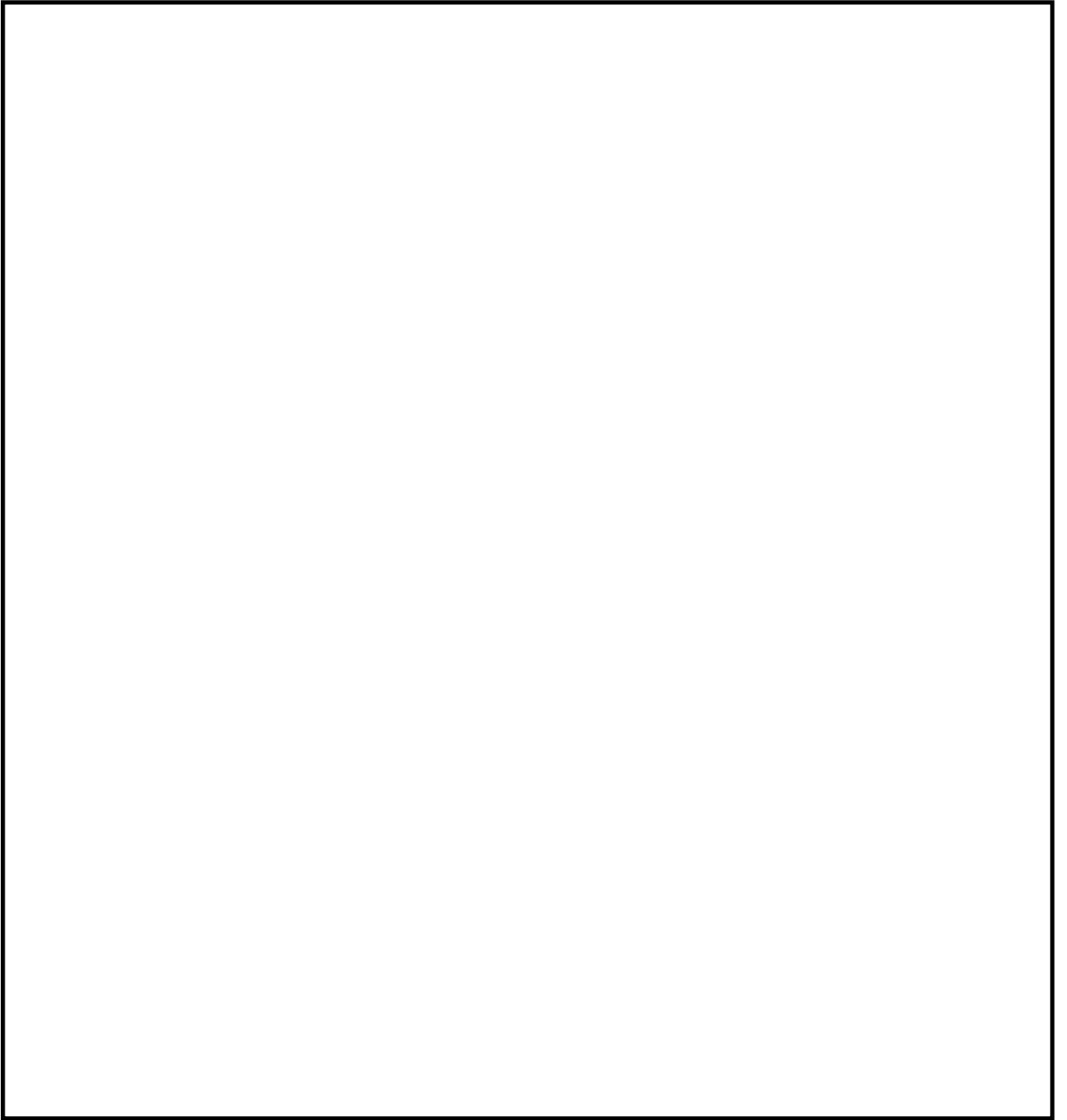
第 57-9-(48-8) 図 常設代替高圧電源装置置場



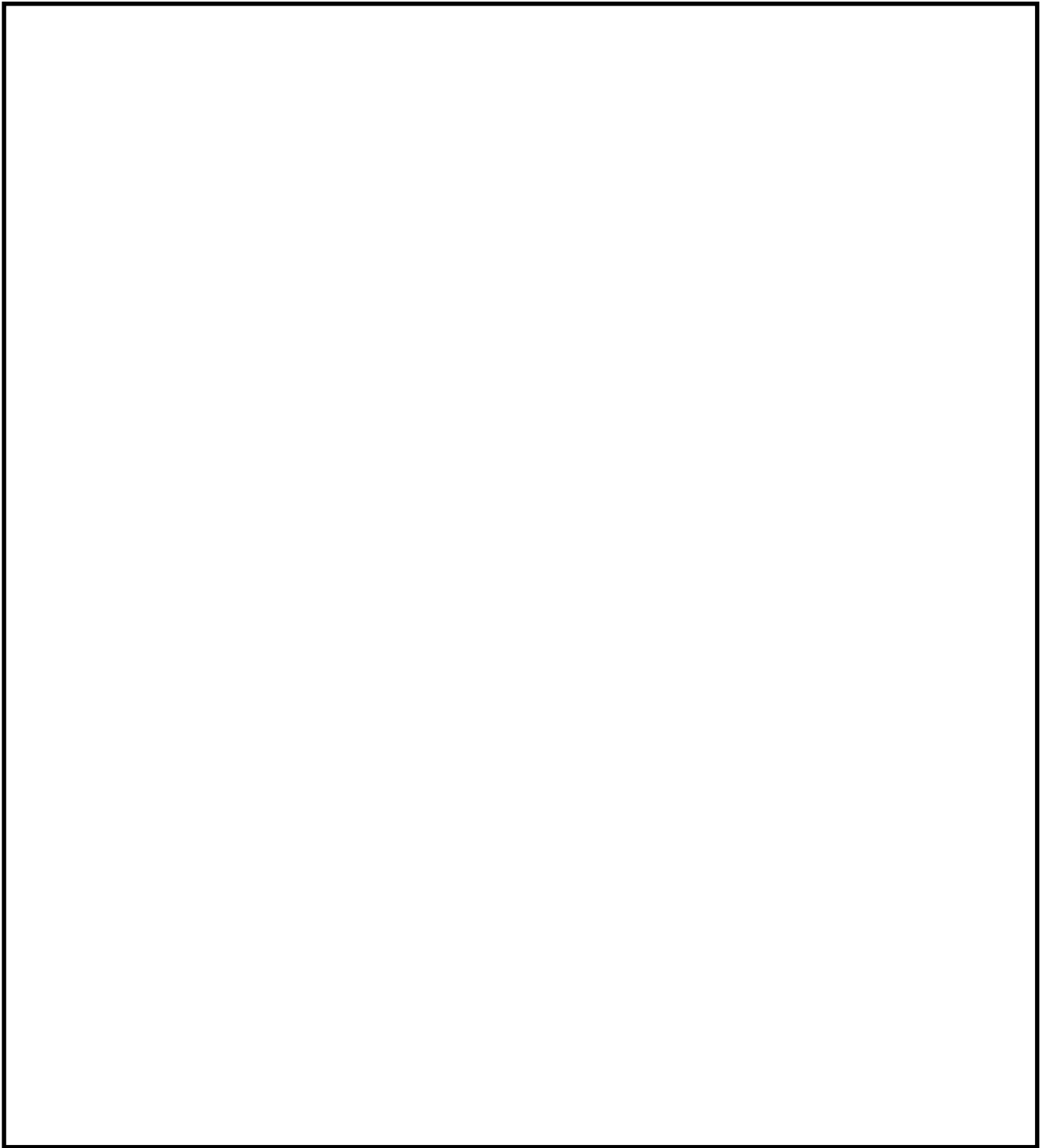
第 57—9—(48—9) 図 原子炉建屋地下 2 階



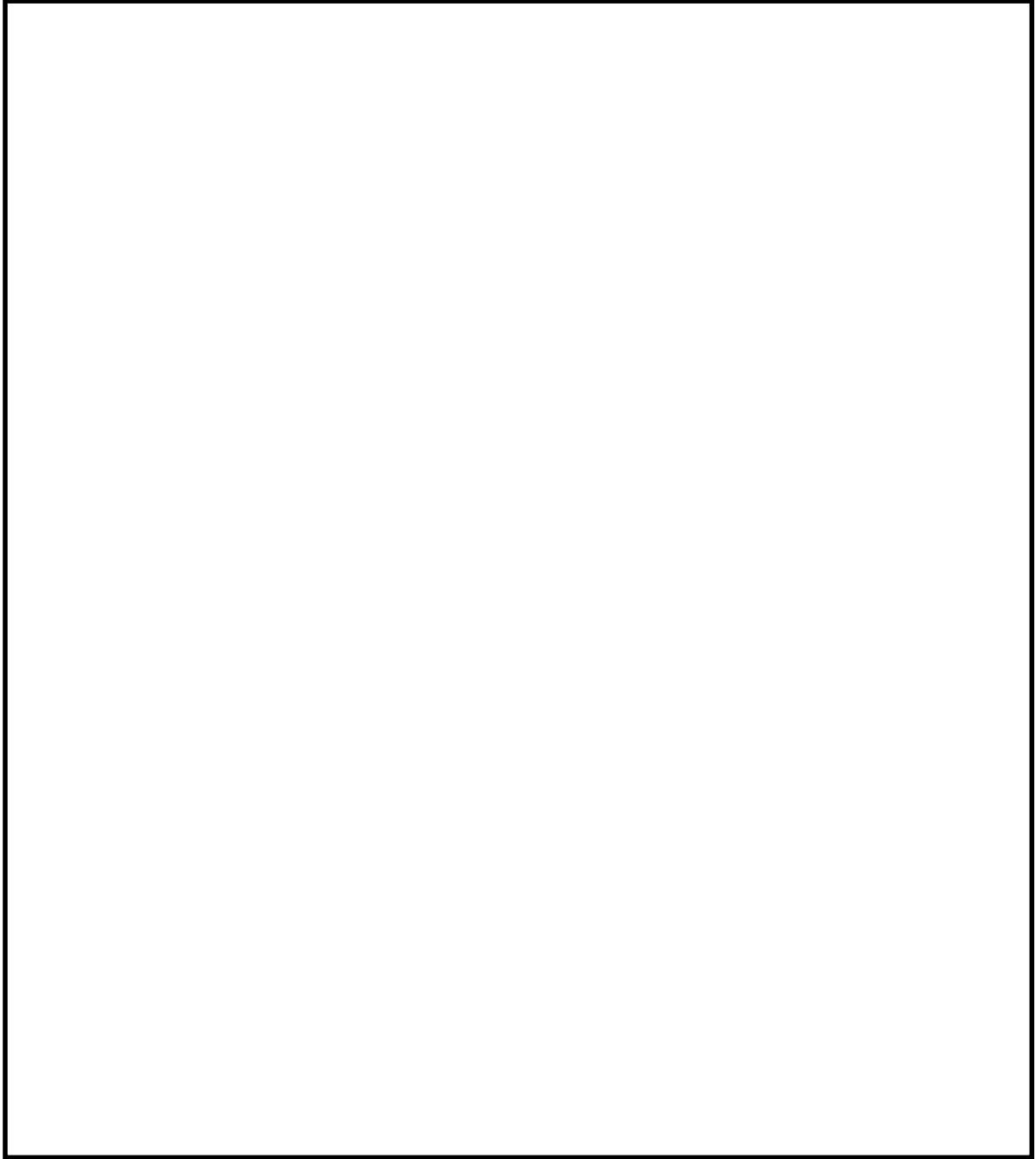
第 57—9—(48—10) 図 原子炉建屋地下 1 階



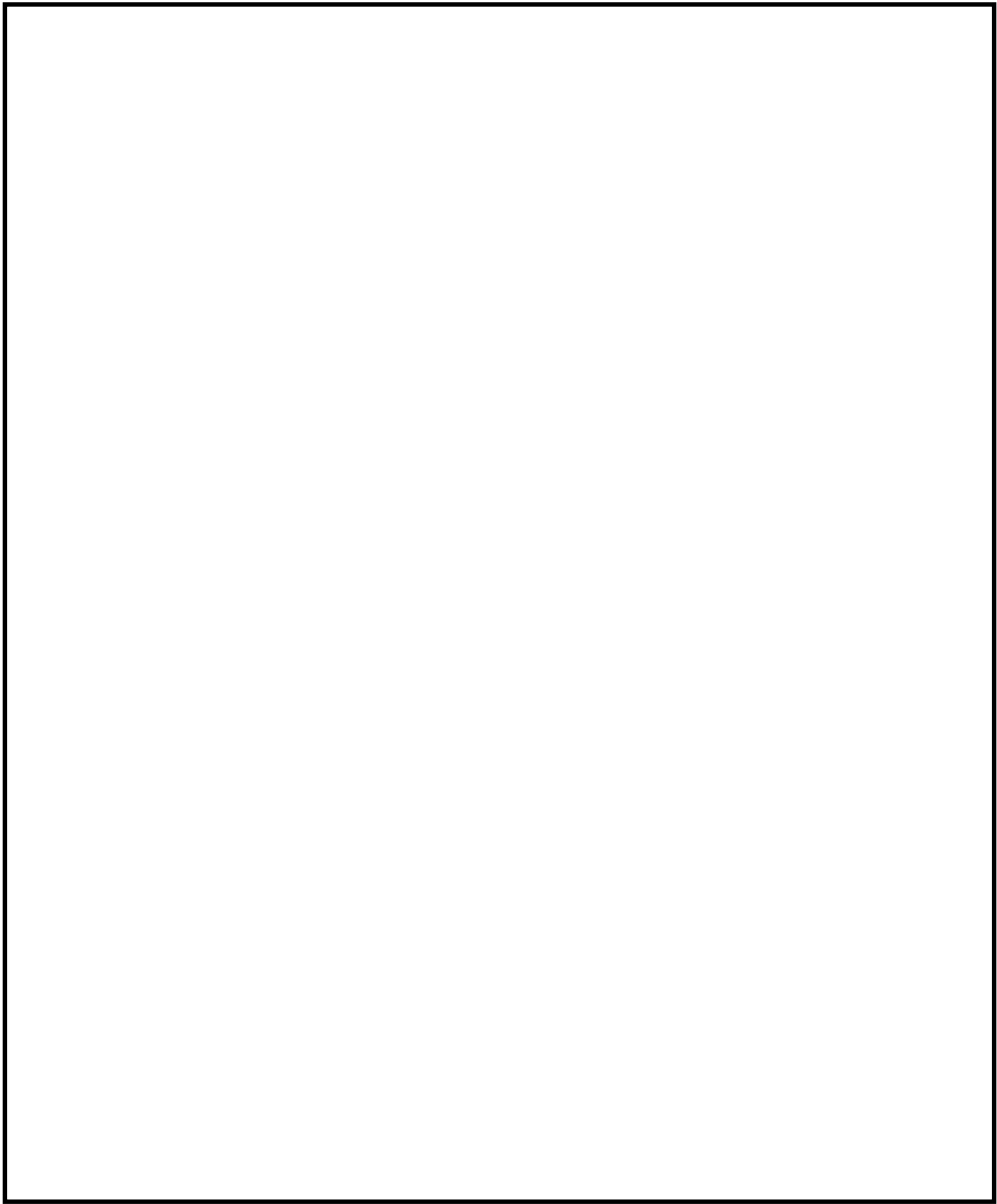
第 57—9—(48—11) 図 原子炉建屋 1 階



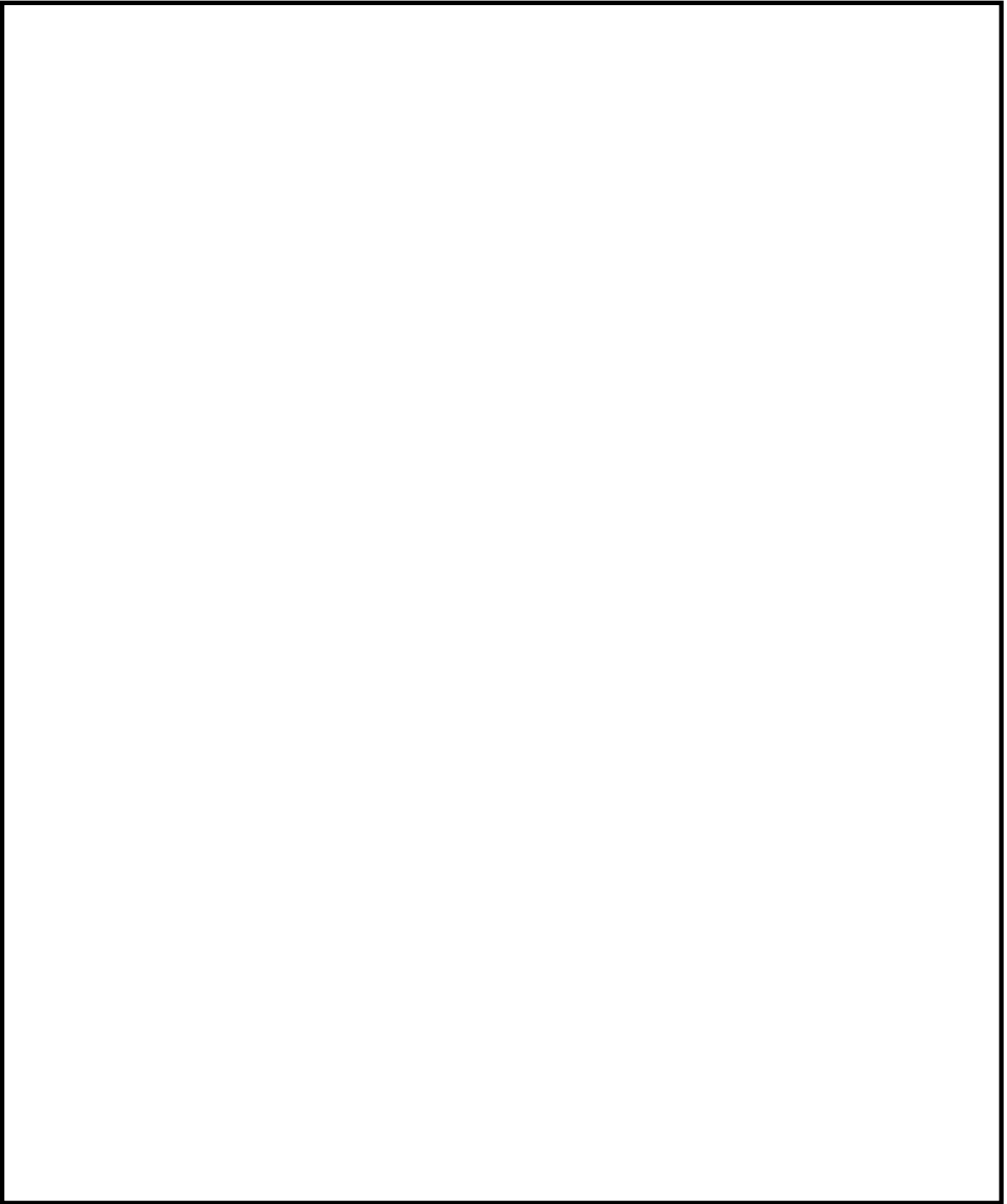
第 57—9—(48—12) 図 原子炉建屋 2 階



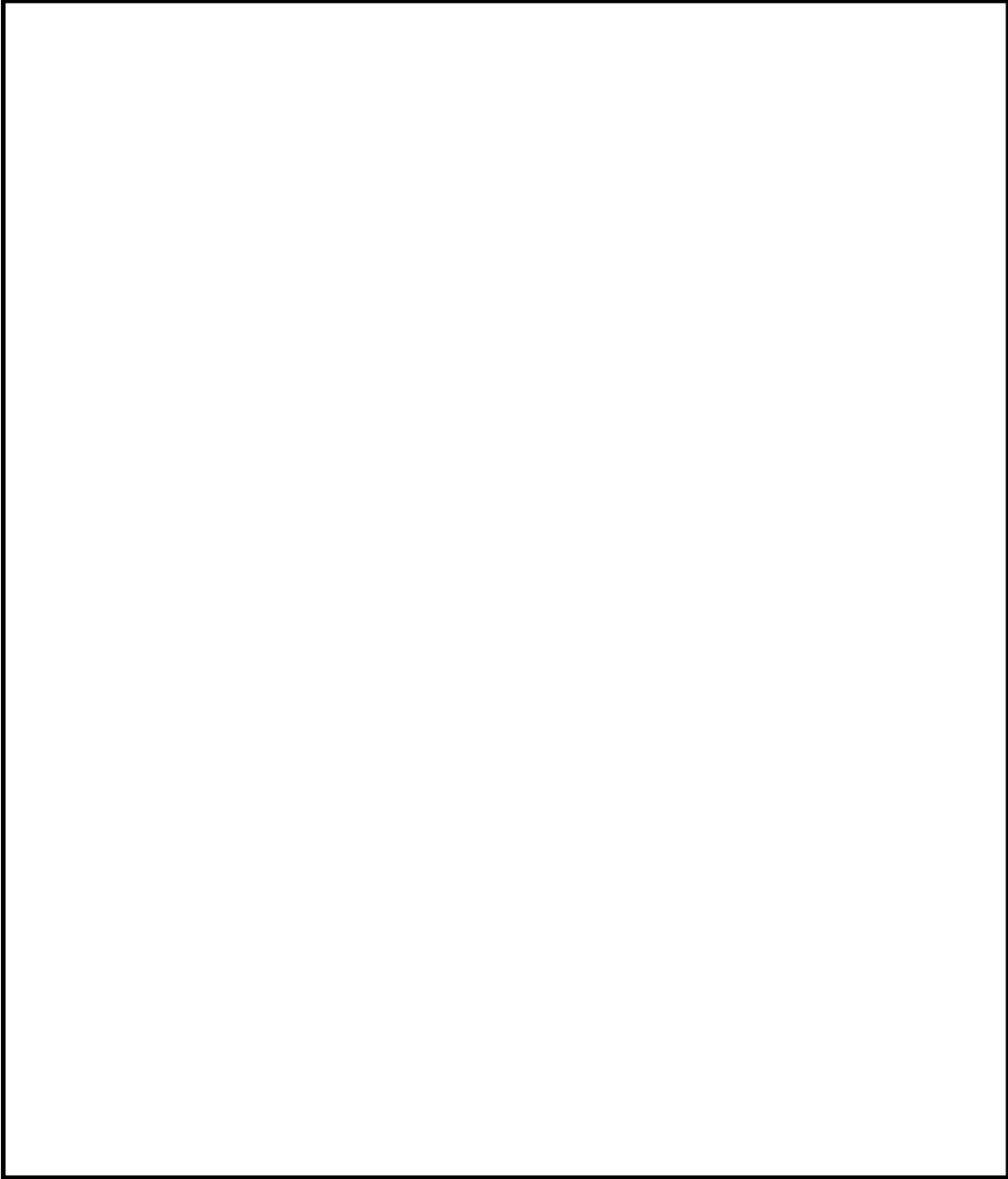
第 57—9—(48—13) 図 原子炉建屋 3 階



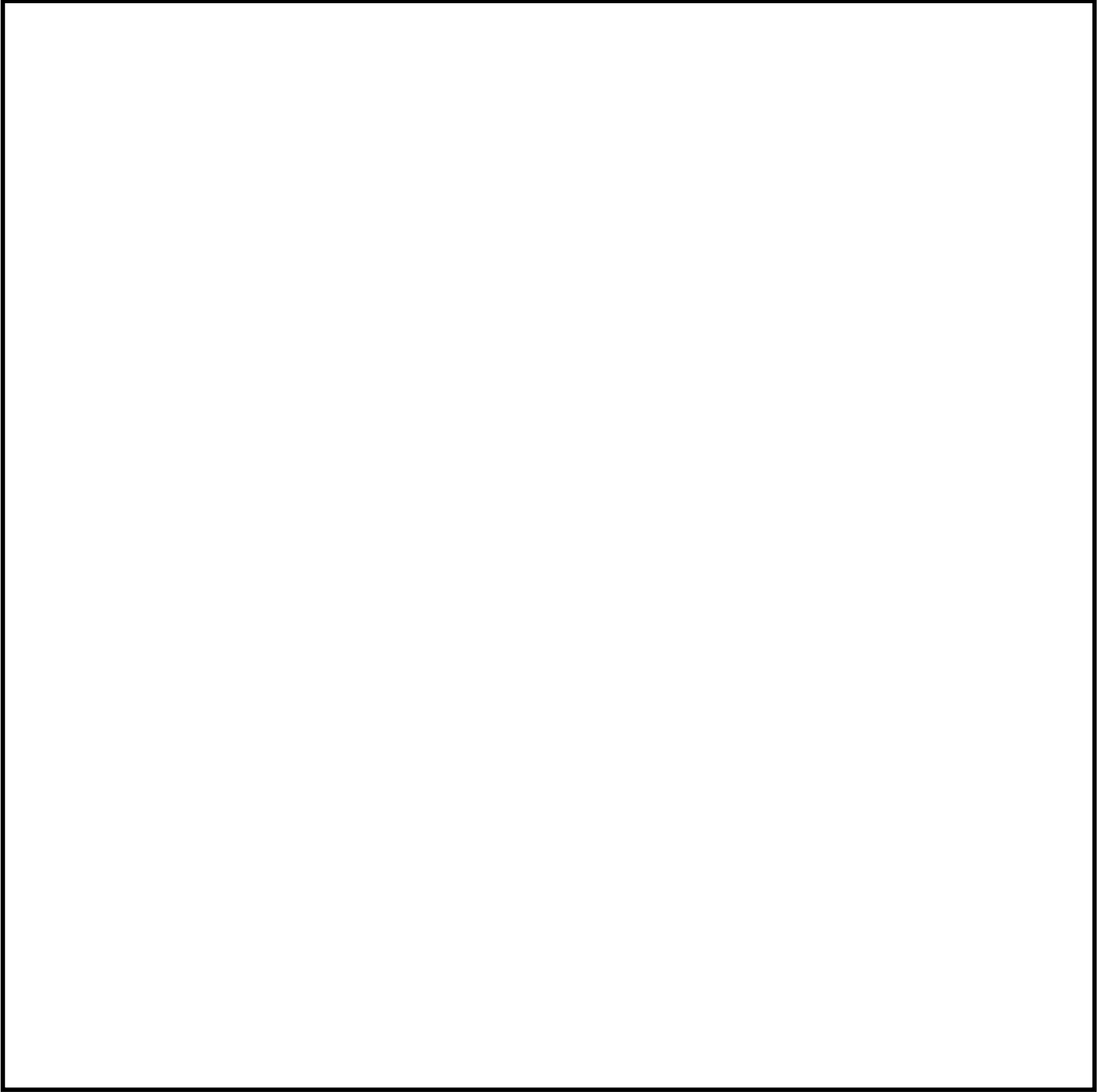
第 57—9—(48—14) 図 原子炉建屋 4 階



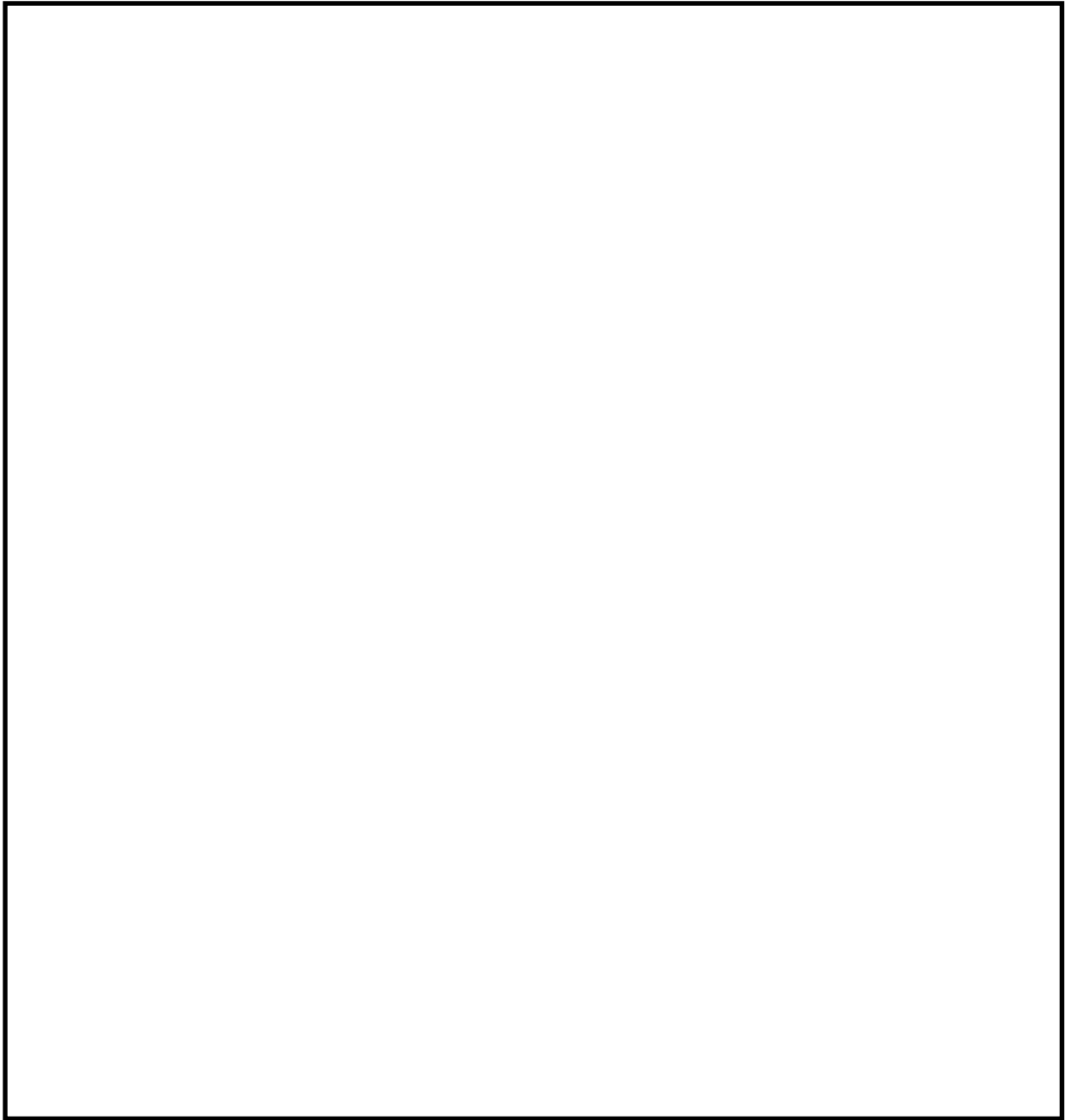
第 57-9-(48-15) 図 原子炉建屋 5 階



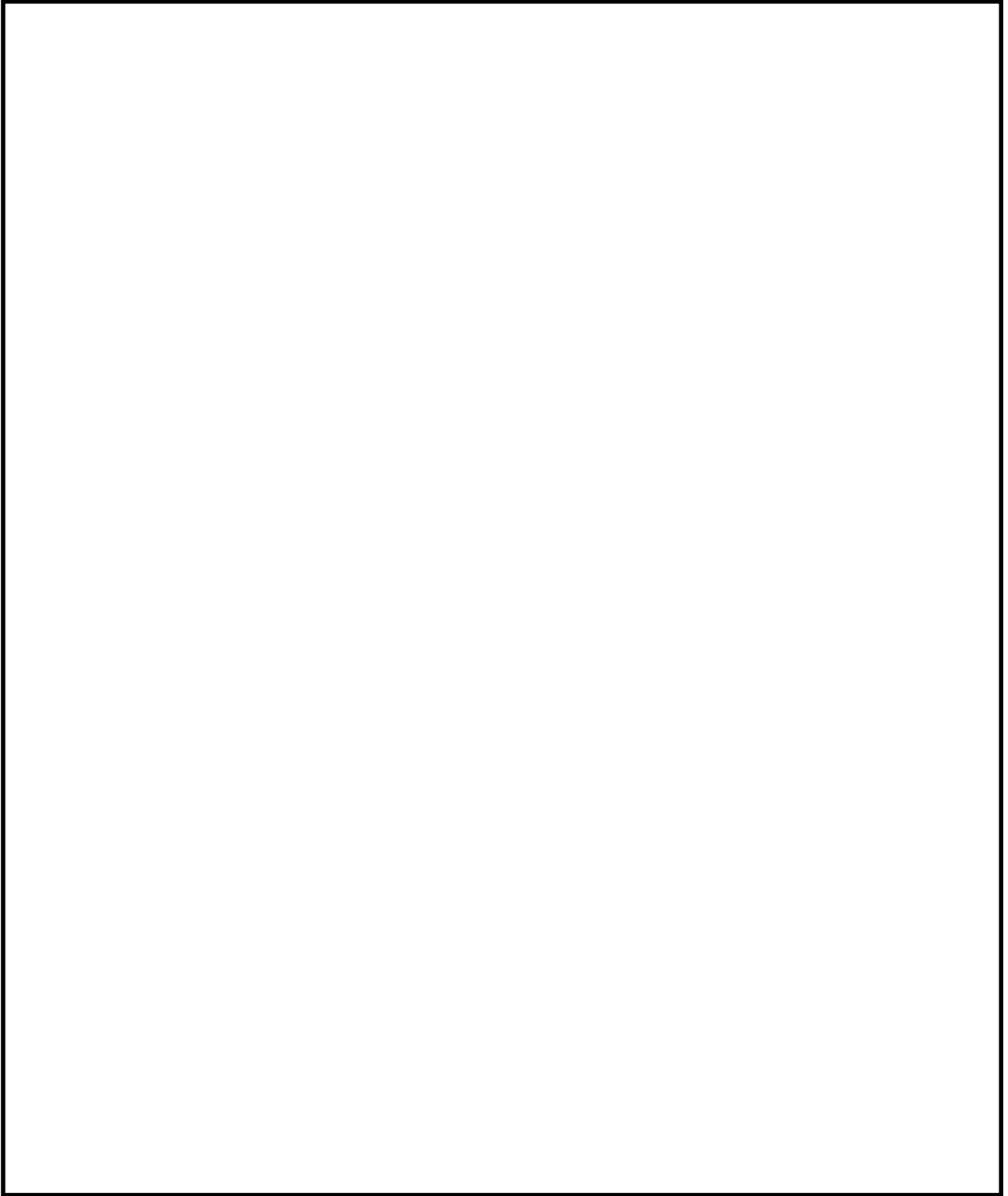
第57—9—(49—1)図 原子炉建屋地下2階



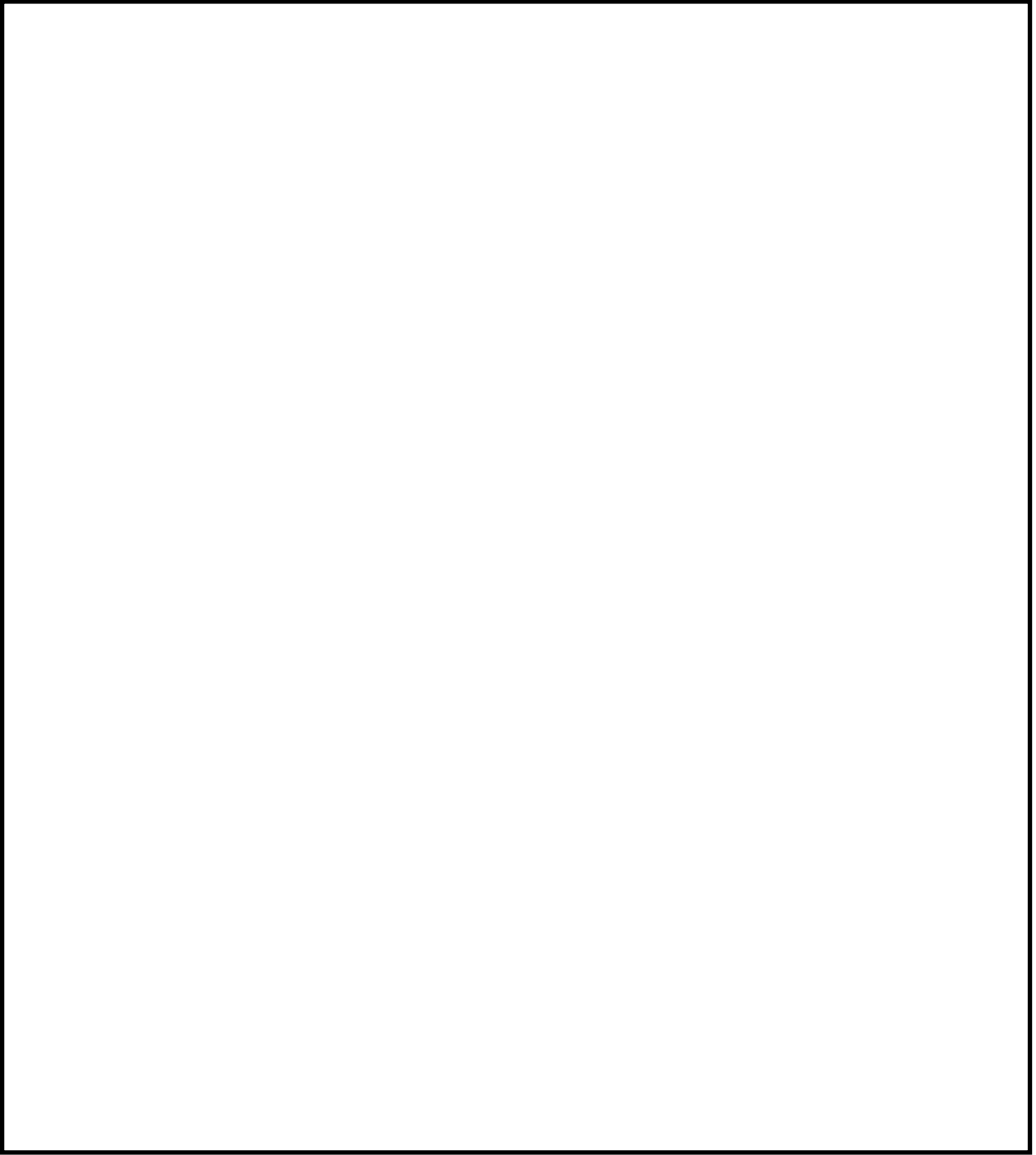
第 57—9—(49—2) 図 原子炉建屋地下 1 階



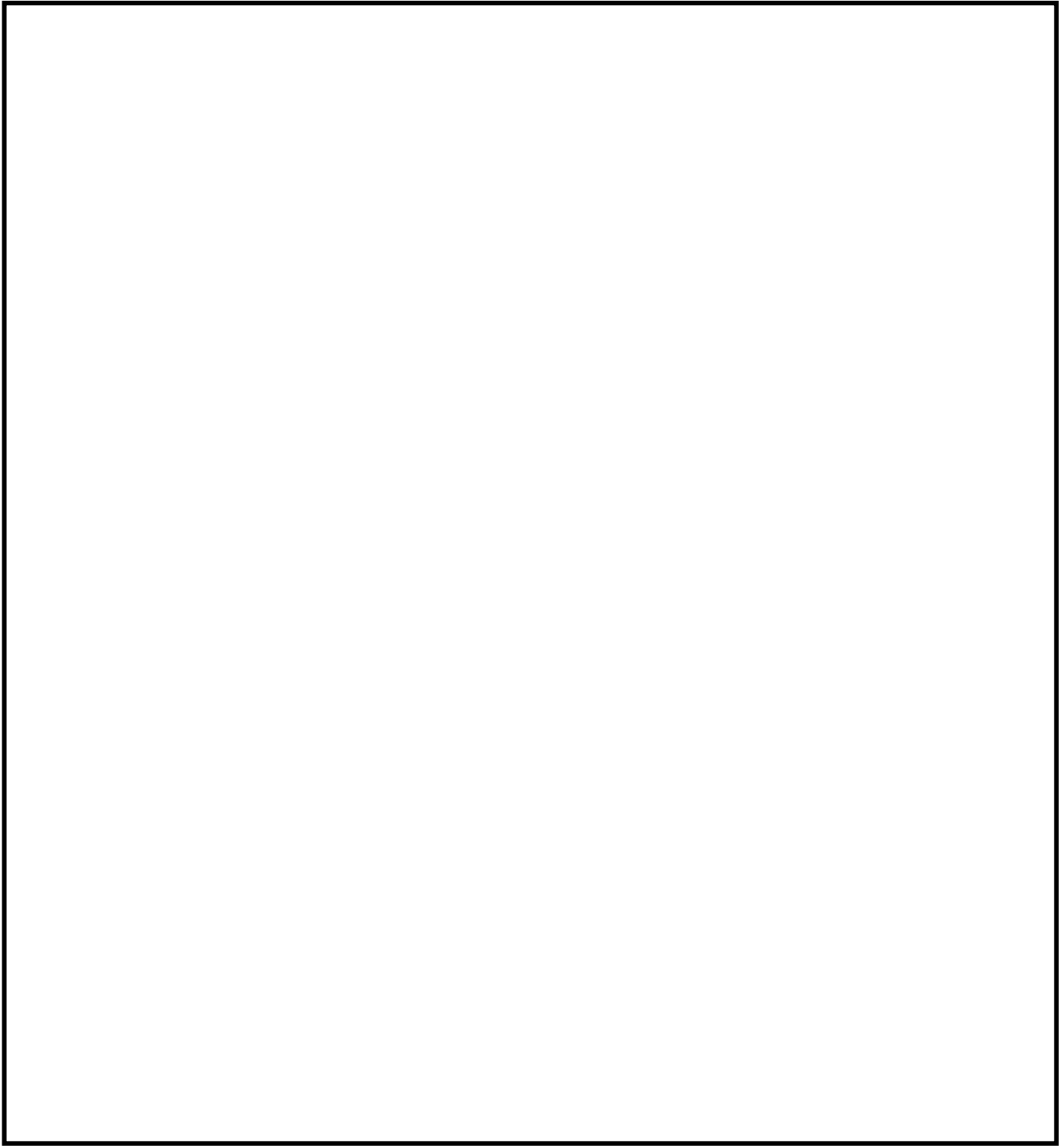
第 57-9-(49-3) 図 原子炉建屋 1 階



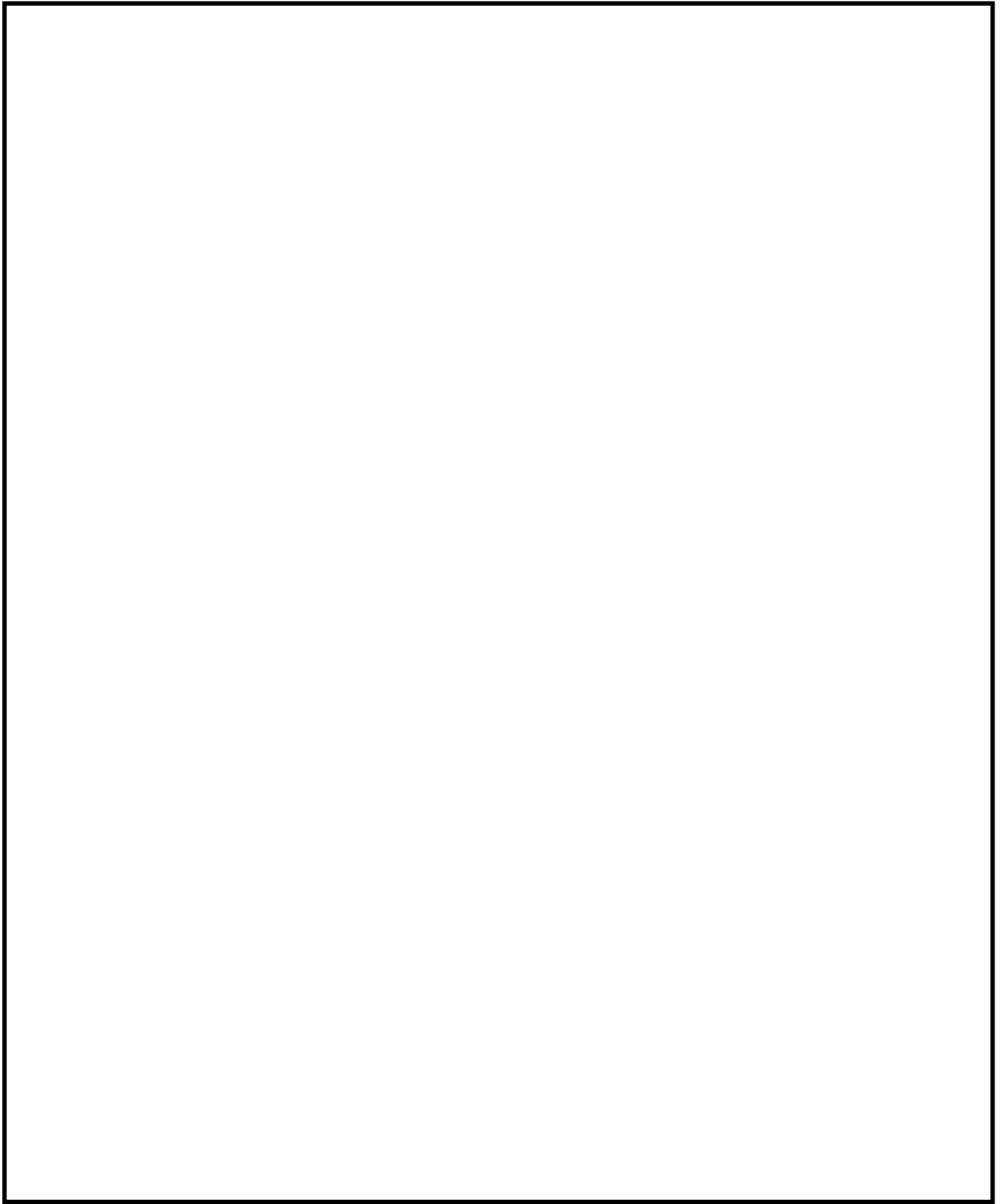
第 57—9—(49—4) 図 原子炉建屋 2 階



第 57-9-(49-5) 図 原子炉建屋 3 階



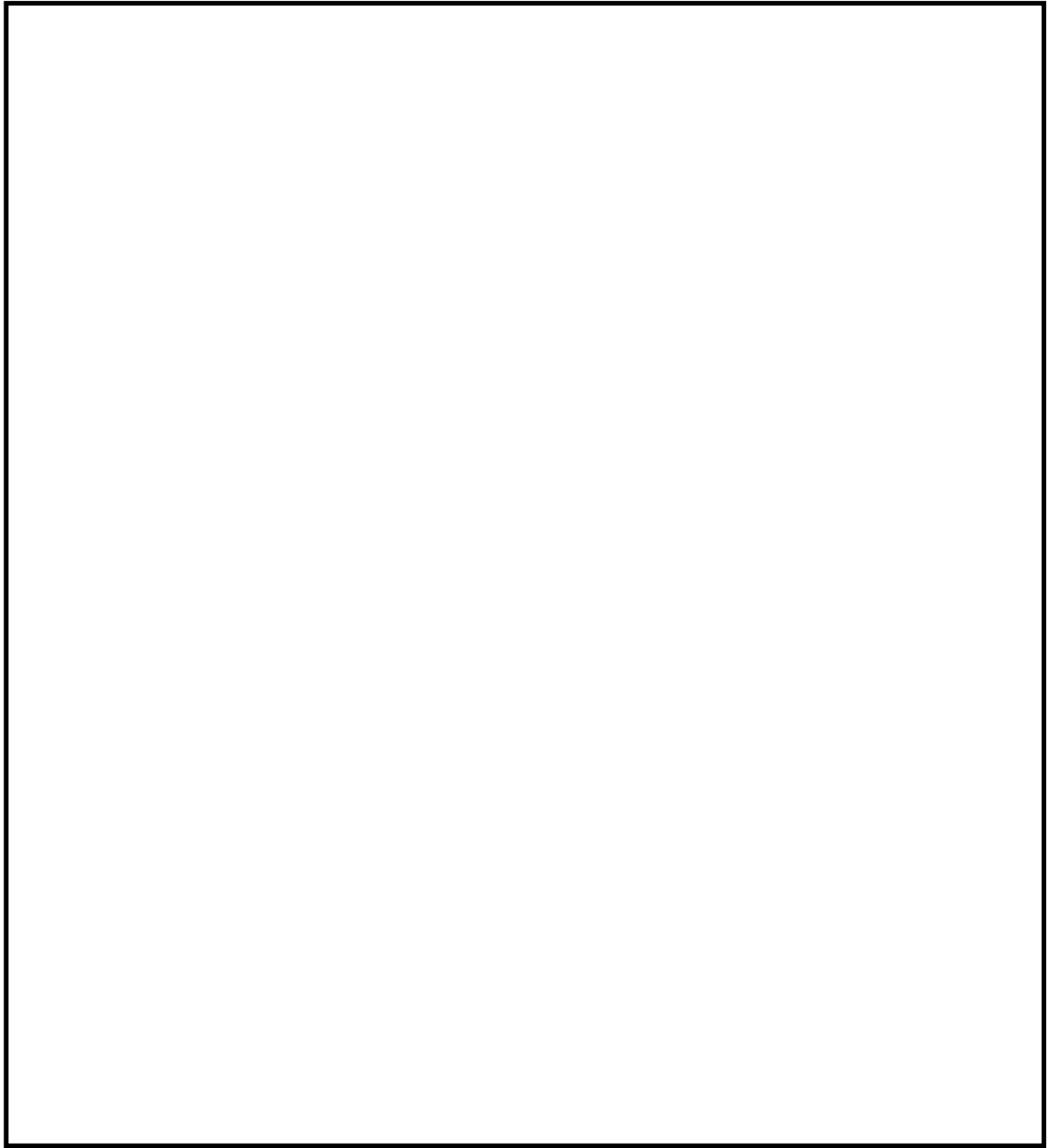
第 57—9—(49—6) 図 原子炉建屋 4 階



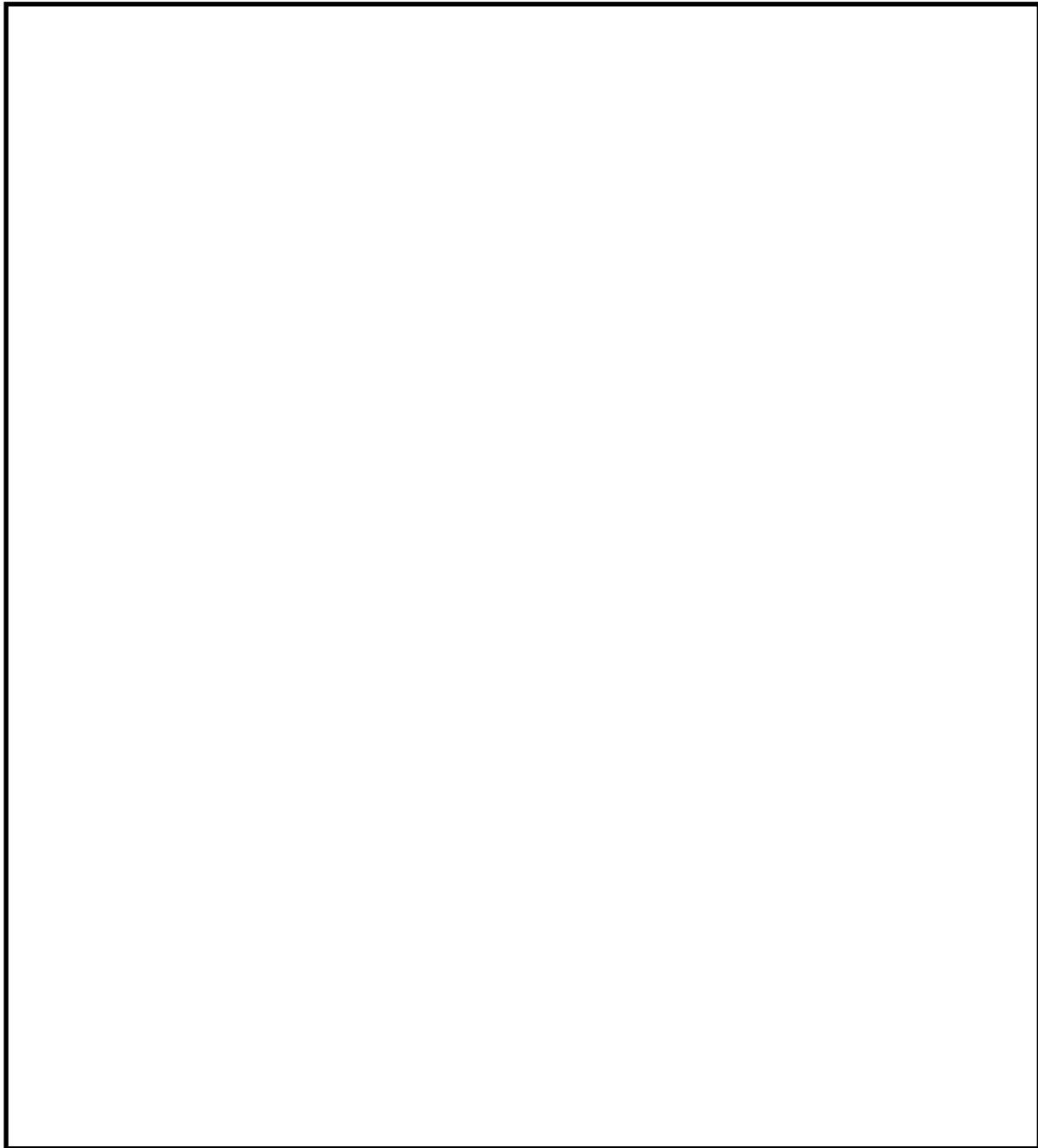
第 57—9—(49—7) 図 原子炉建屋 5 階



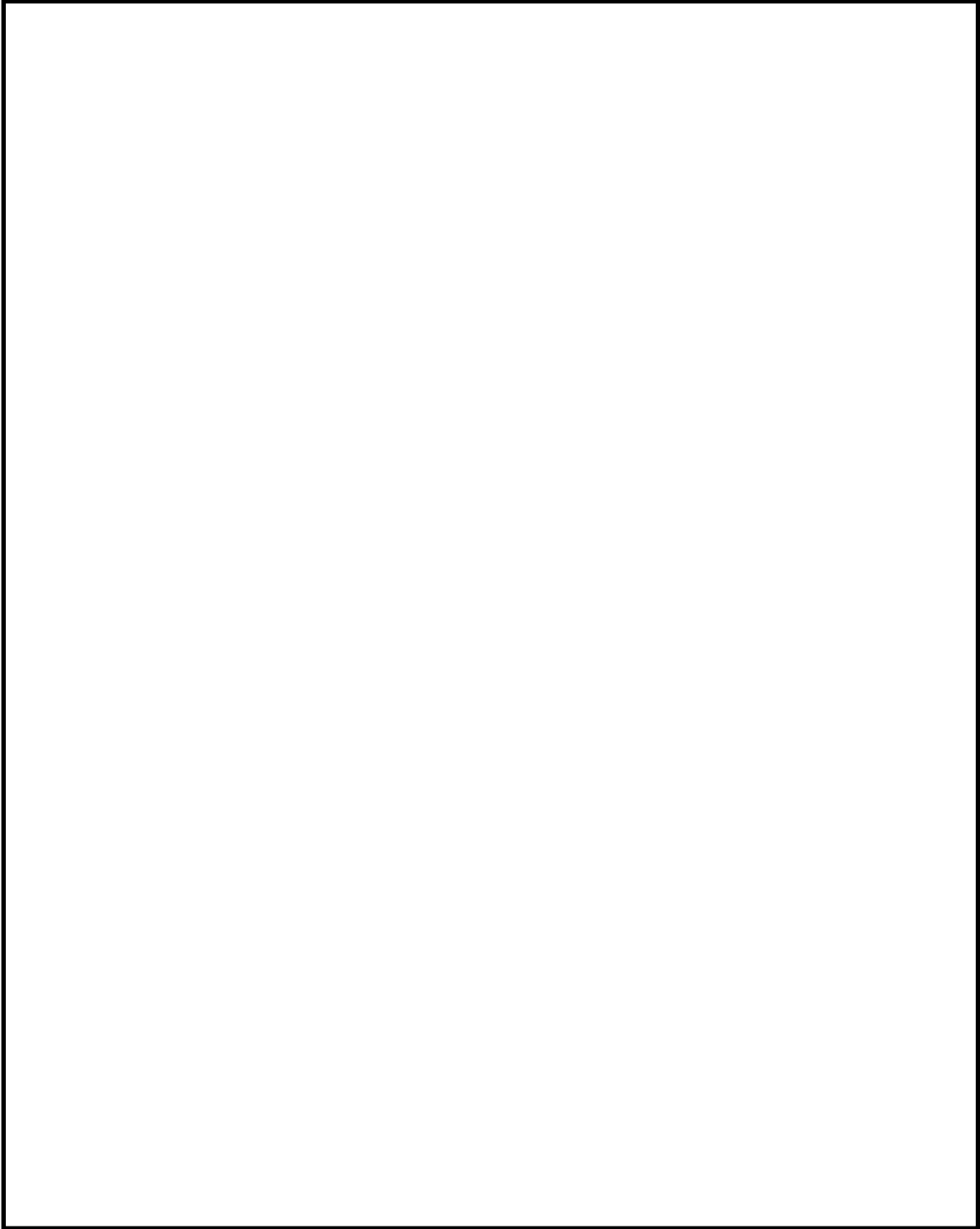
第 57—9—(49—8) 図 原子炉建屋南側屋外



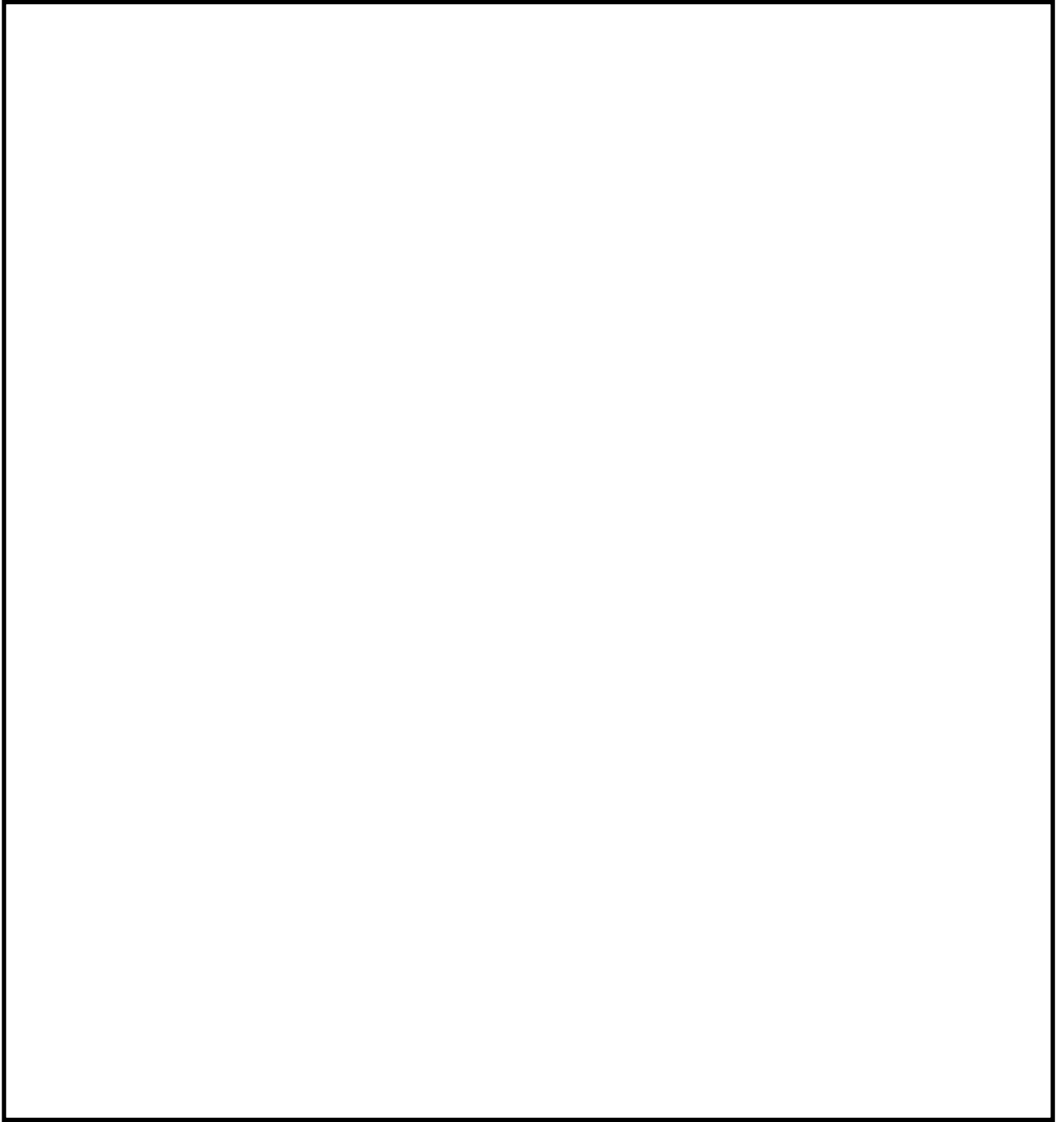
第 57-9-(49-9) 図 高压代替电源装置置場



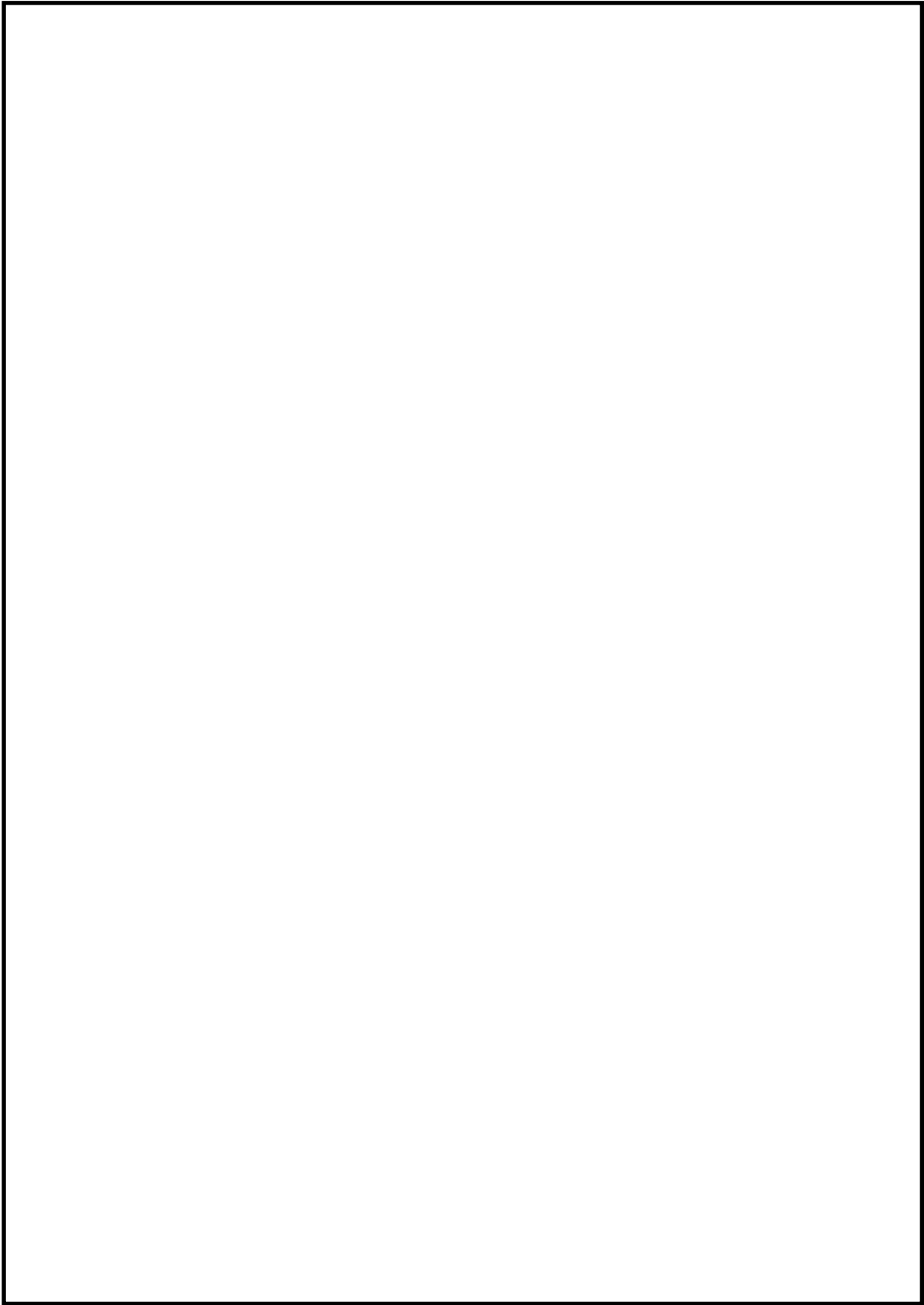
第 57-9-(49-10) 図 原子炉建屋地下 2 階



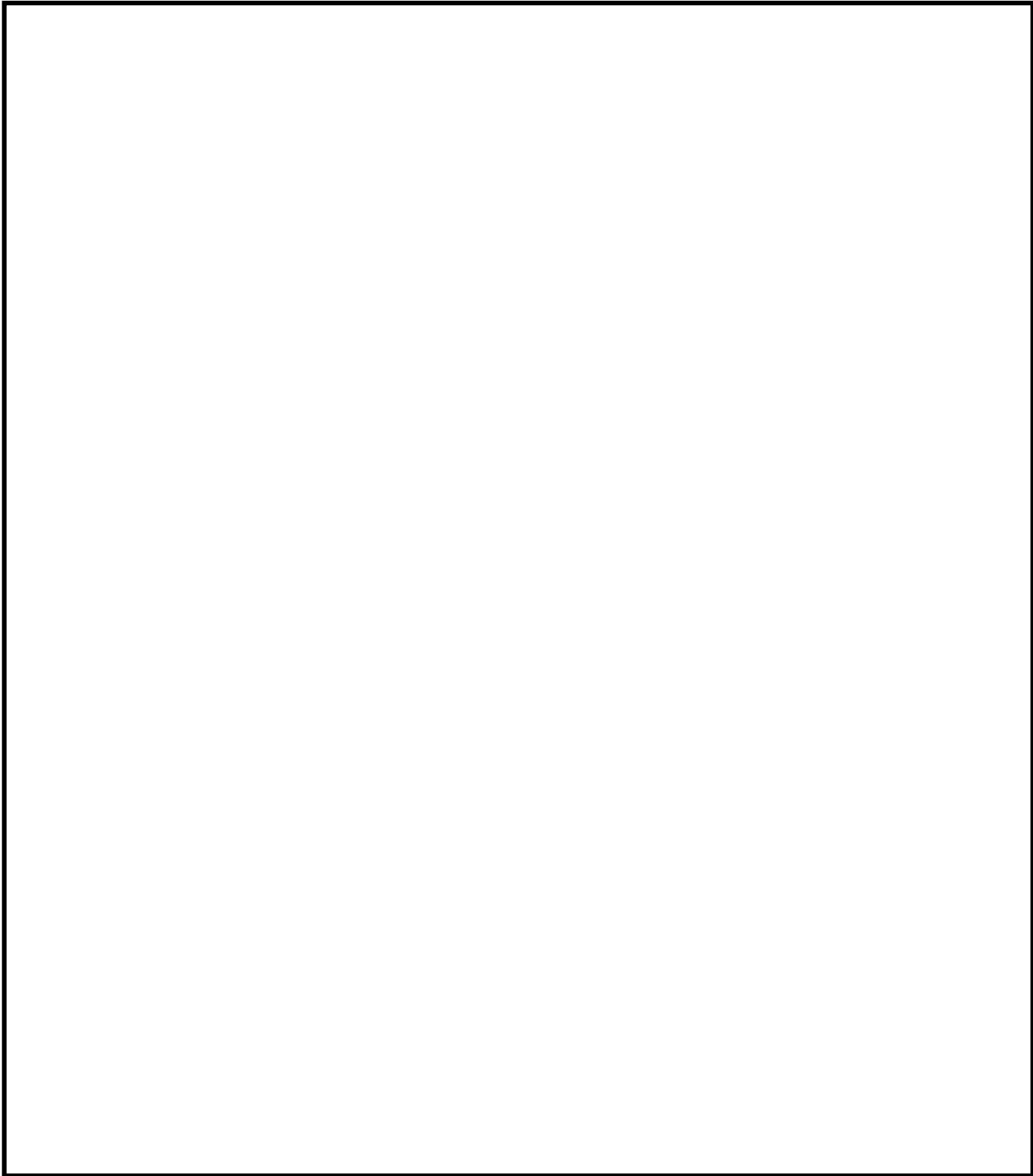
第 57-9-(49-11) 図 原子炉建屋地下 1 階



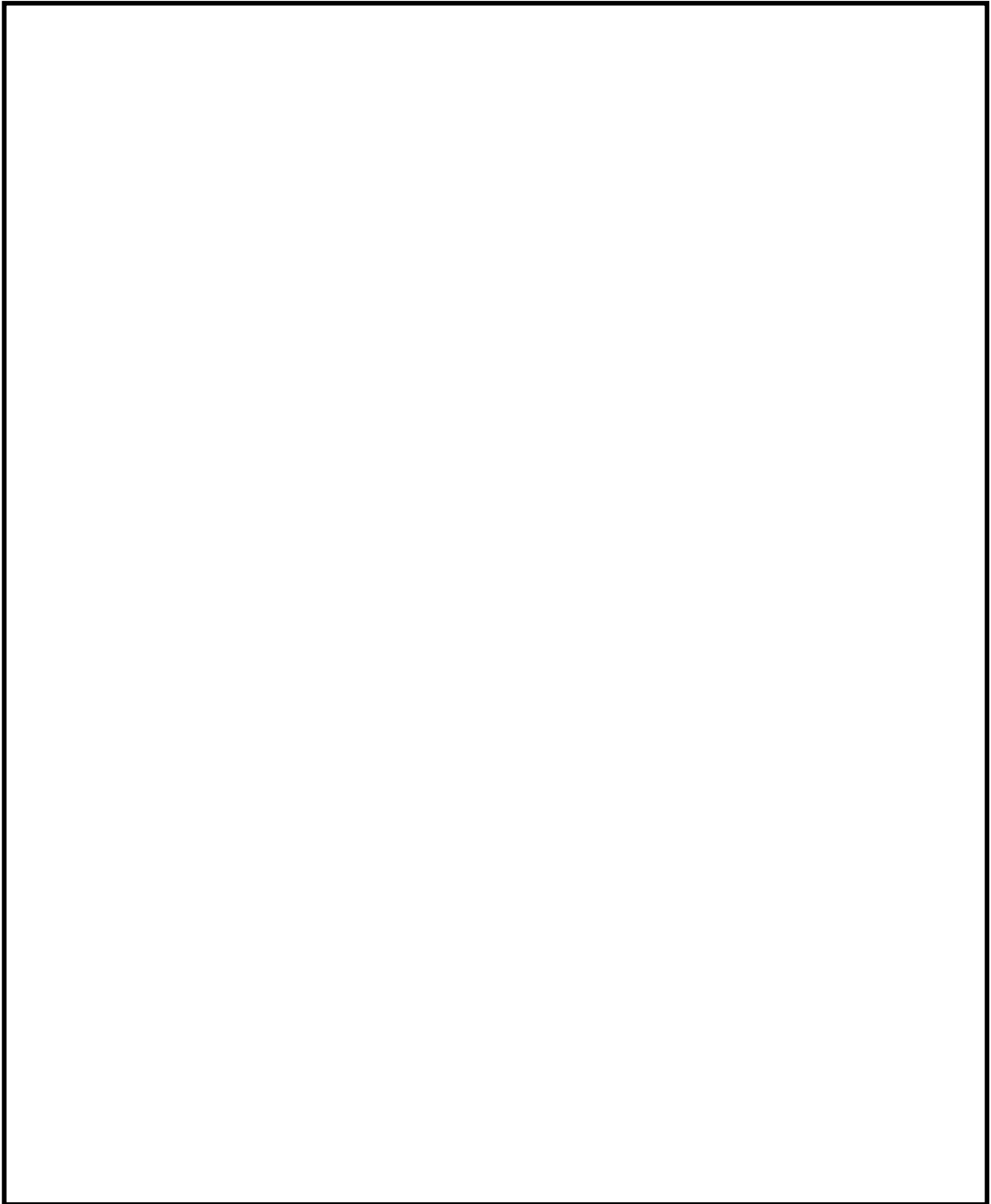
第 57—9—(49—12) 図 原子炉建屋 1 階



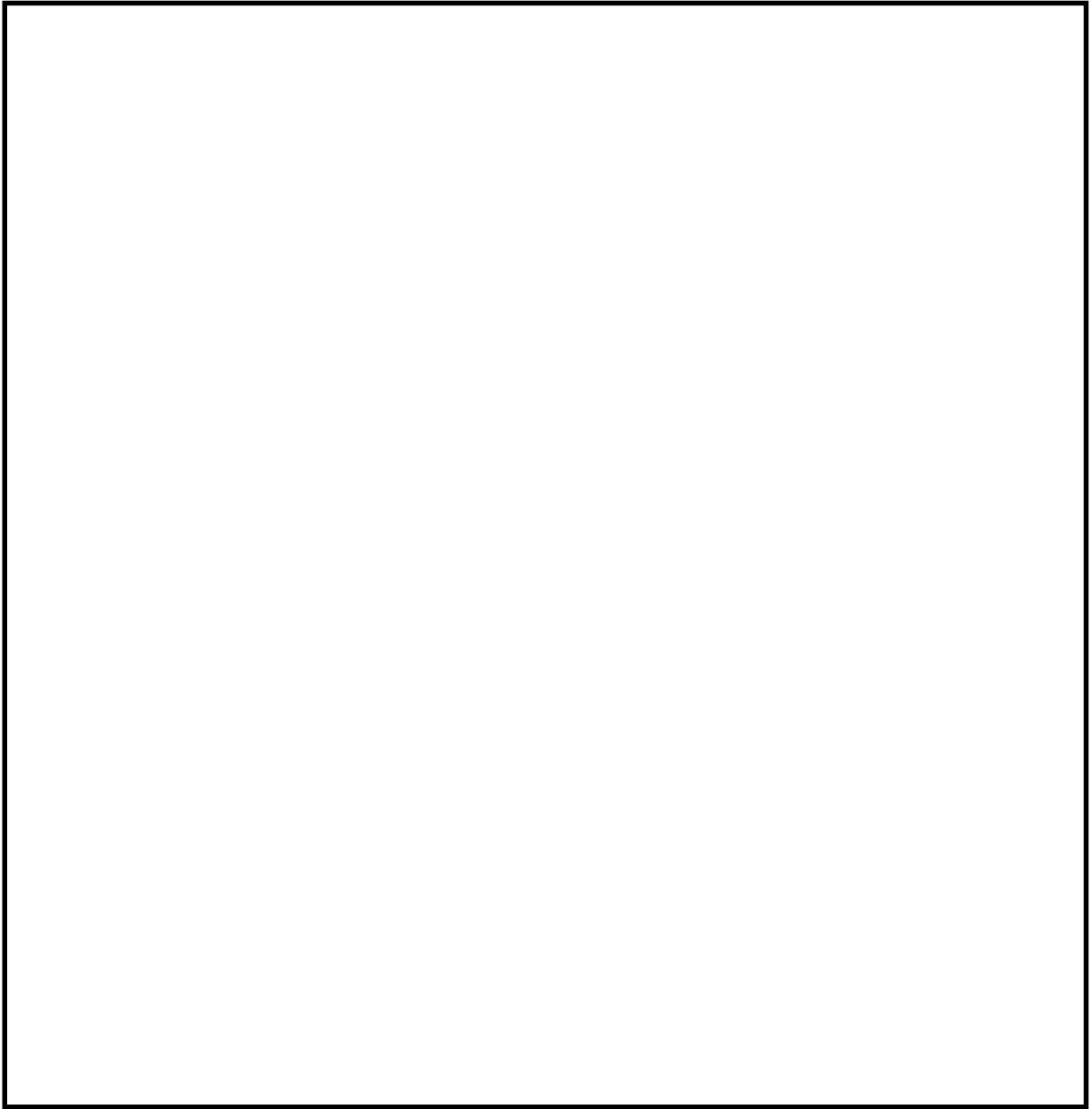
第57-9-(49-13)図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



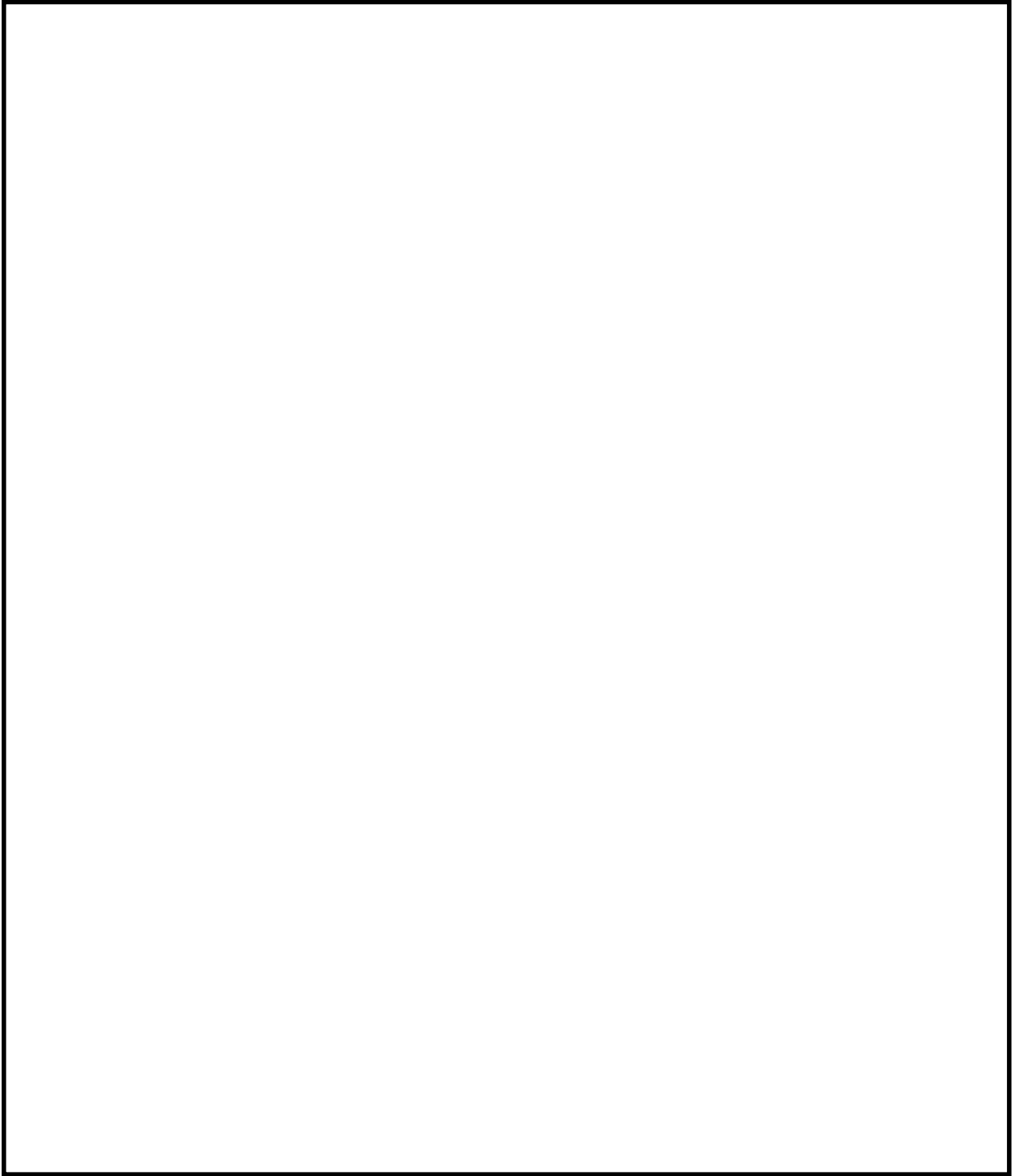
第 57—9—(49—14) 図 原子炉建屋 3 階



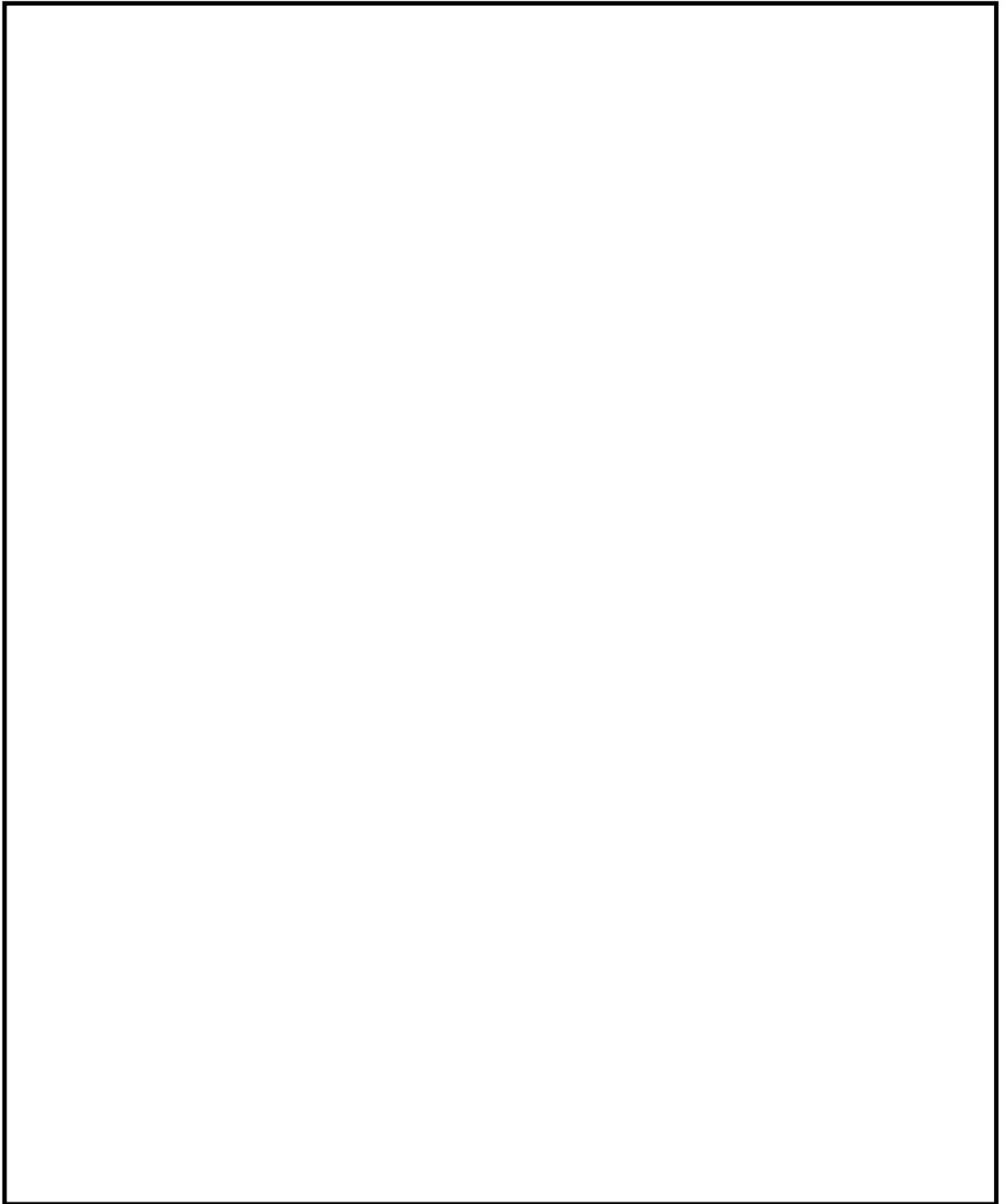
第 57—9—(49—15) 図 原子炉建屋 4 階



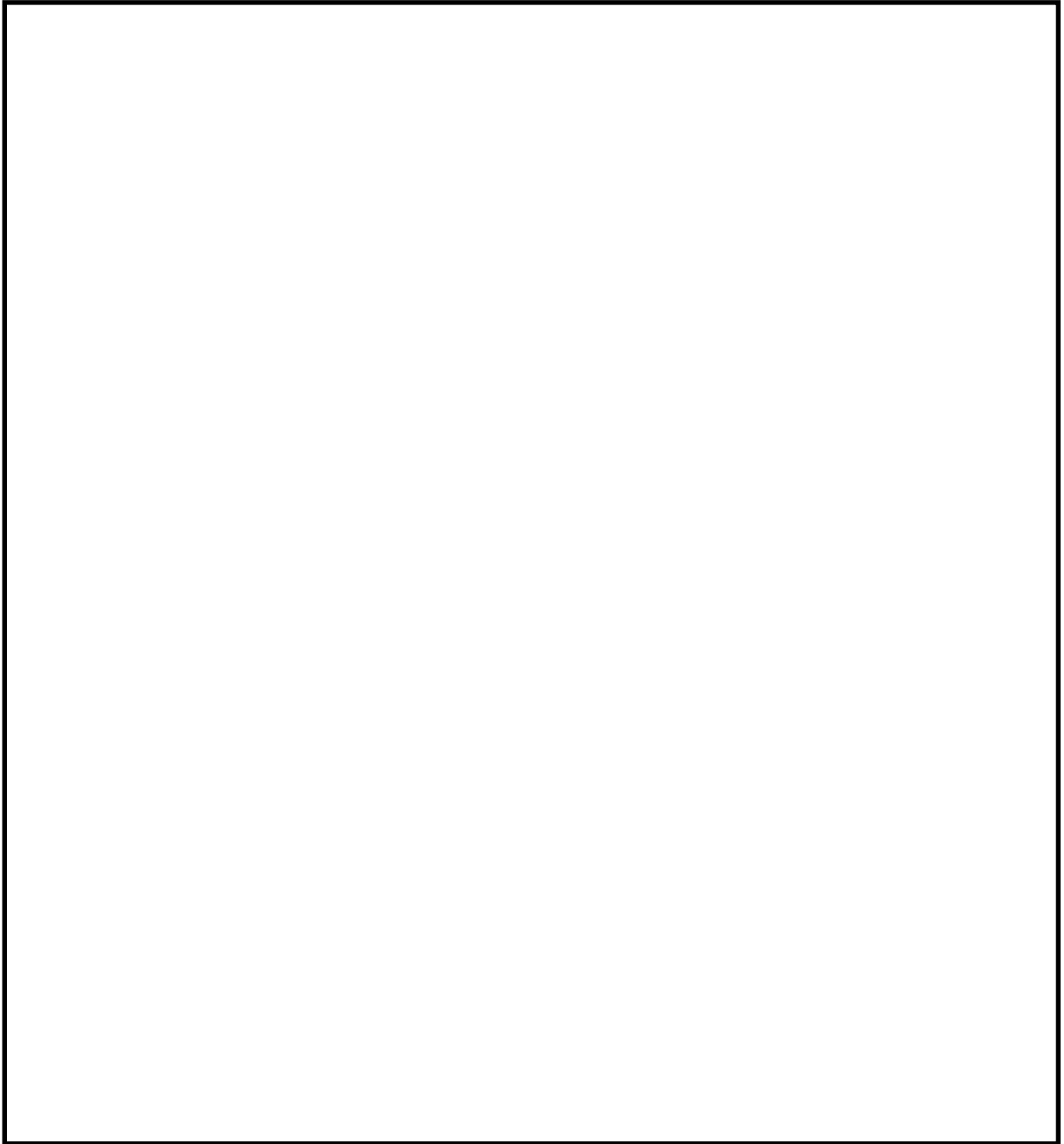
第57—9—(51—1)図 原子炉建屋1階



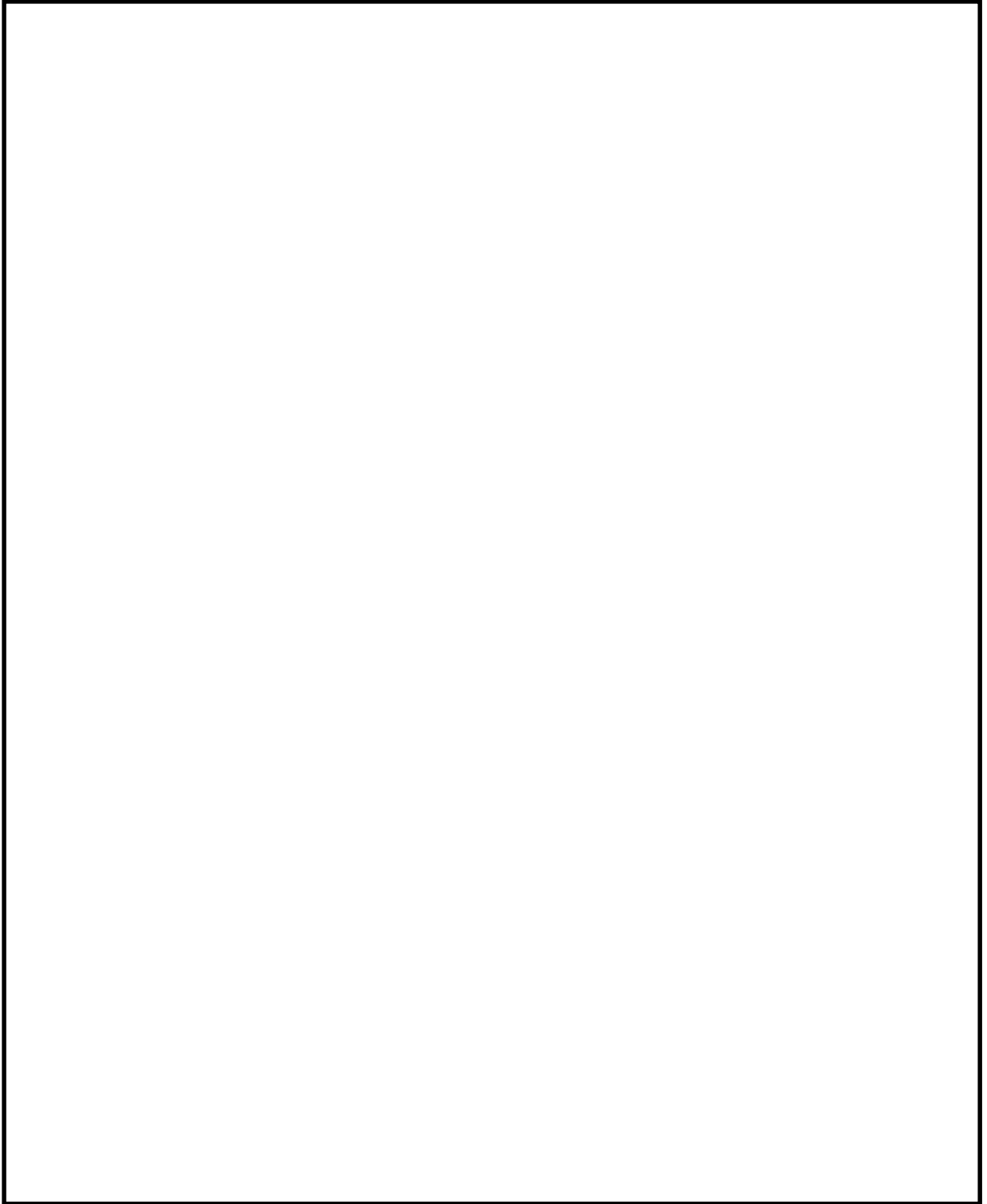
第57—9—(51—2) 図 原子炉建屋 2 階



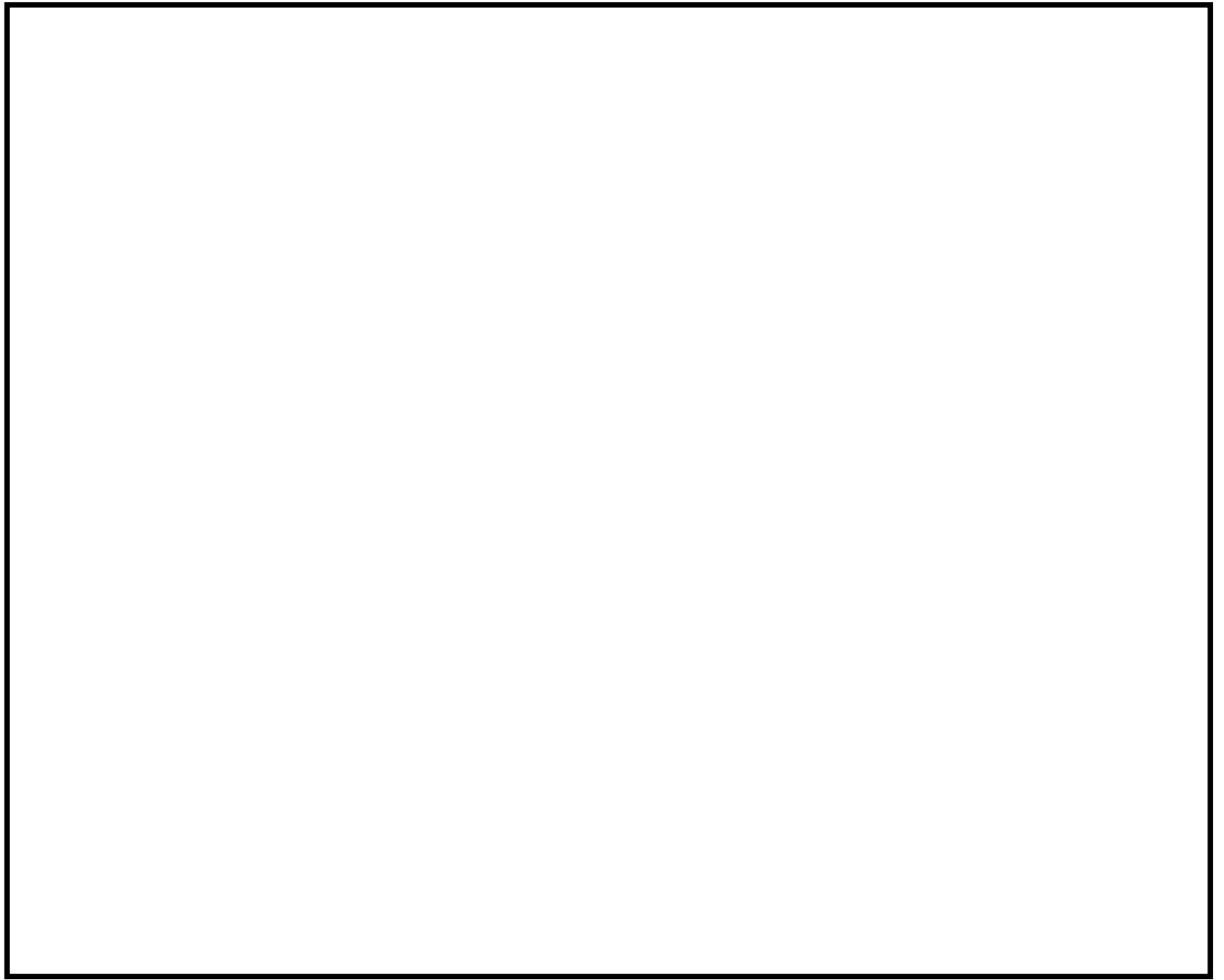
第57—9—(51—3)図 原子炉建屋3階



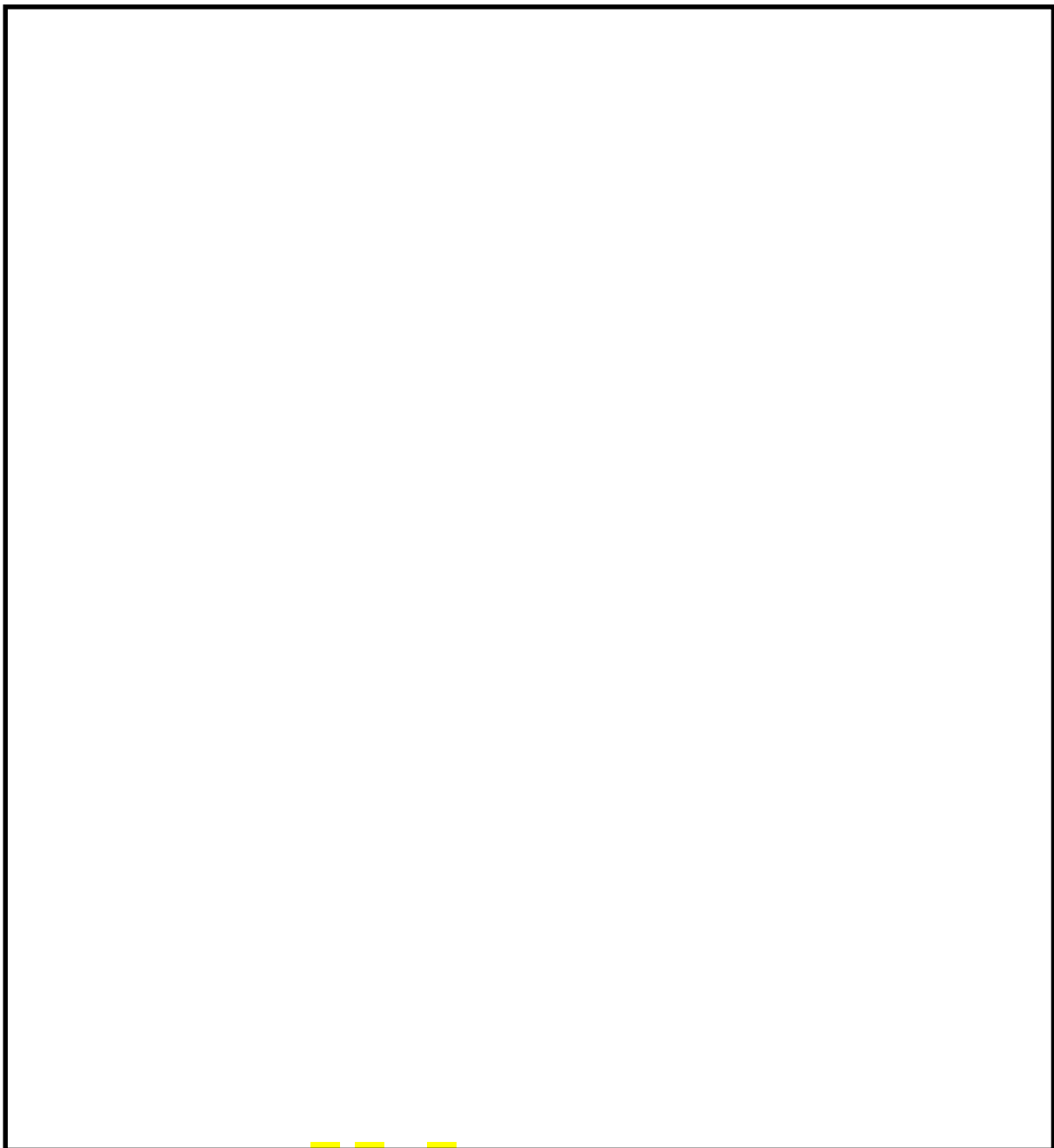
第57—9—(51—4)図 原子炉建屋4階



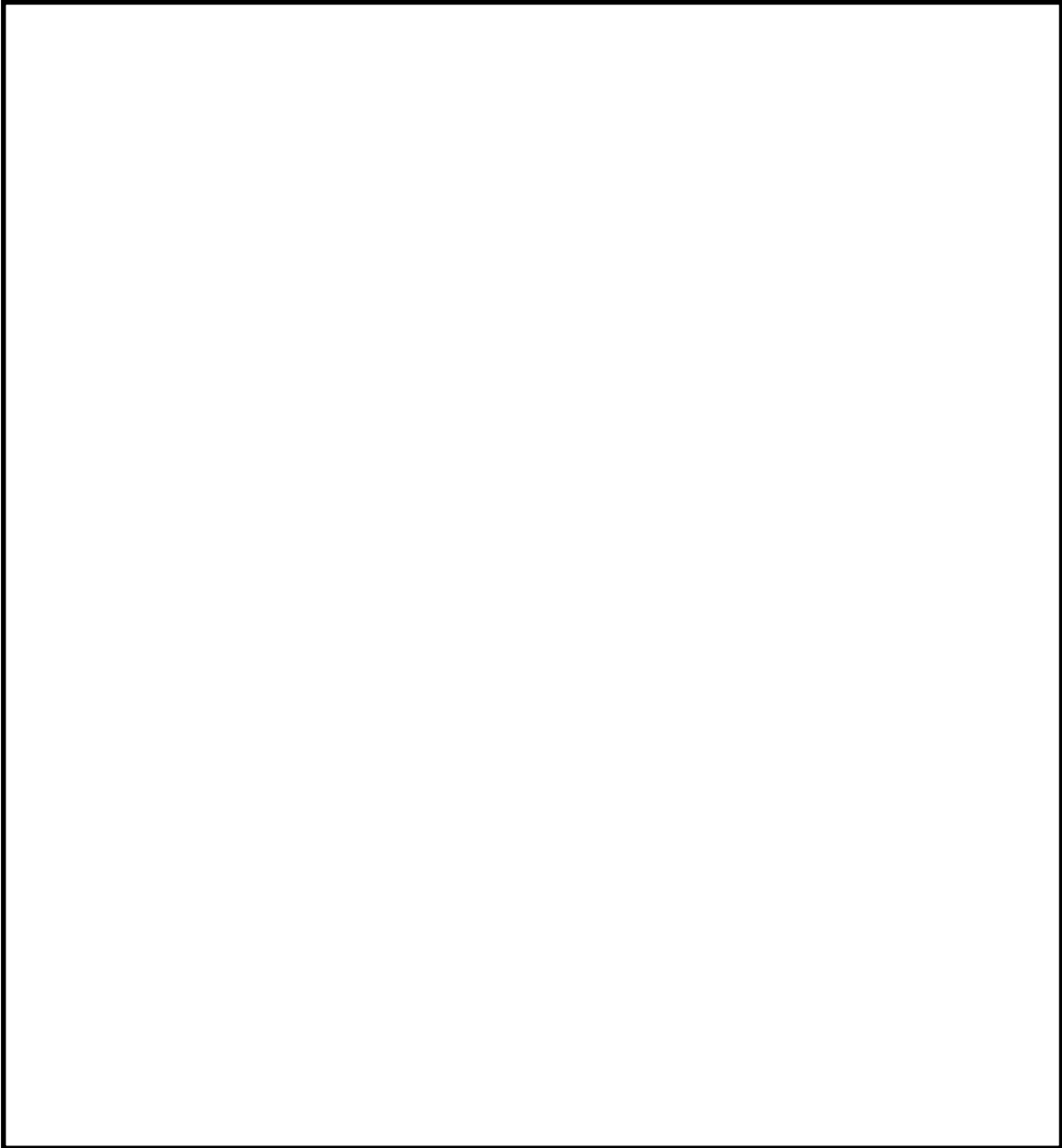
第57—9—(51—5)图 原子炉建屋5階



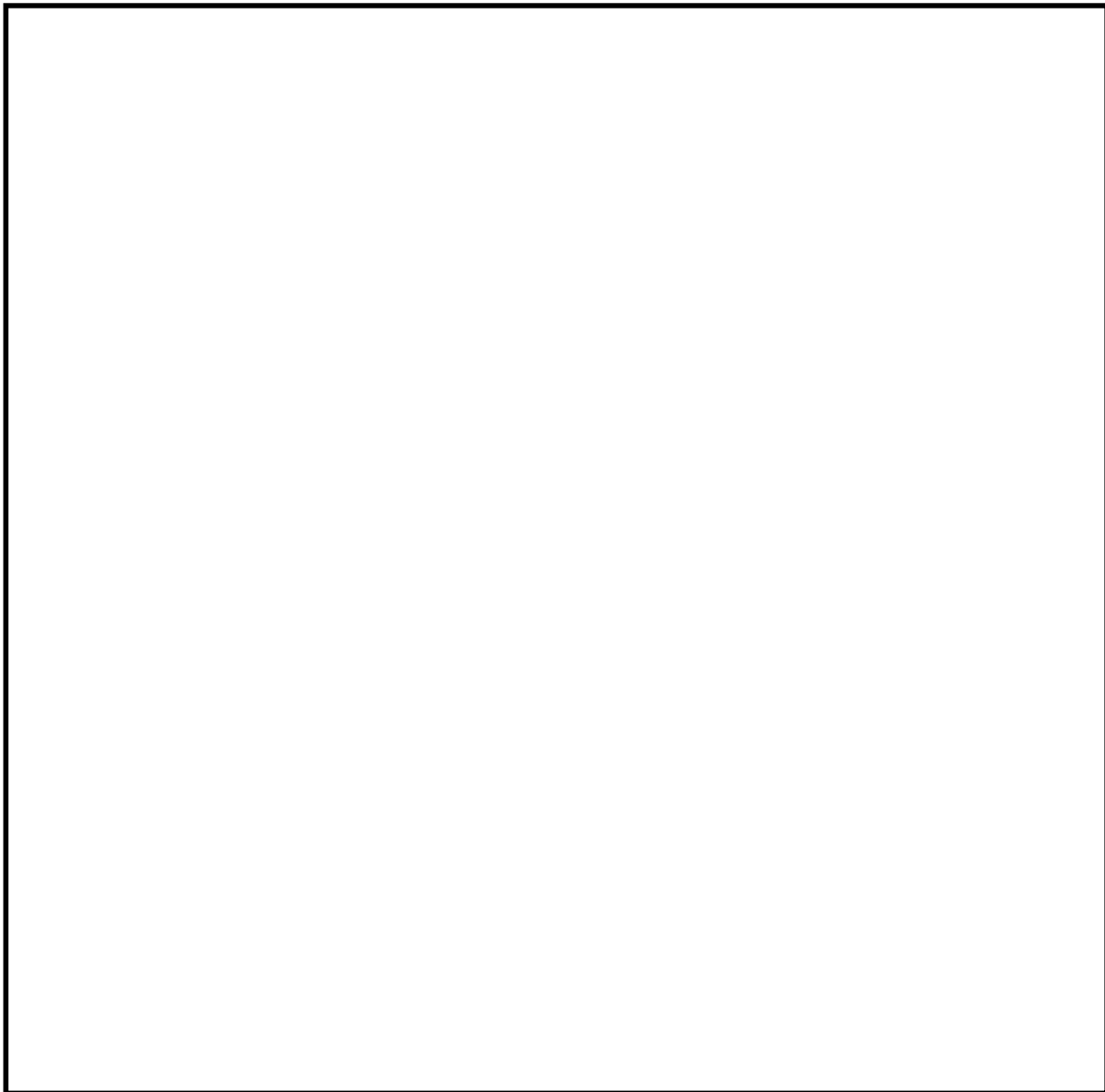
第57—9—(51—6)図 原子炉建屋南側屋外



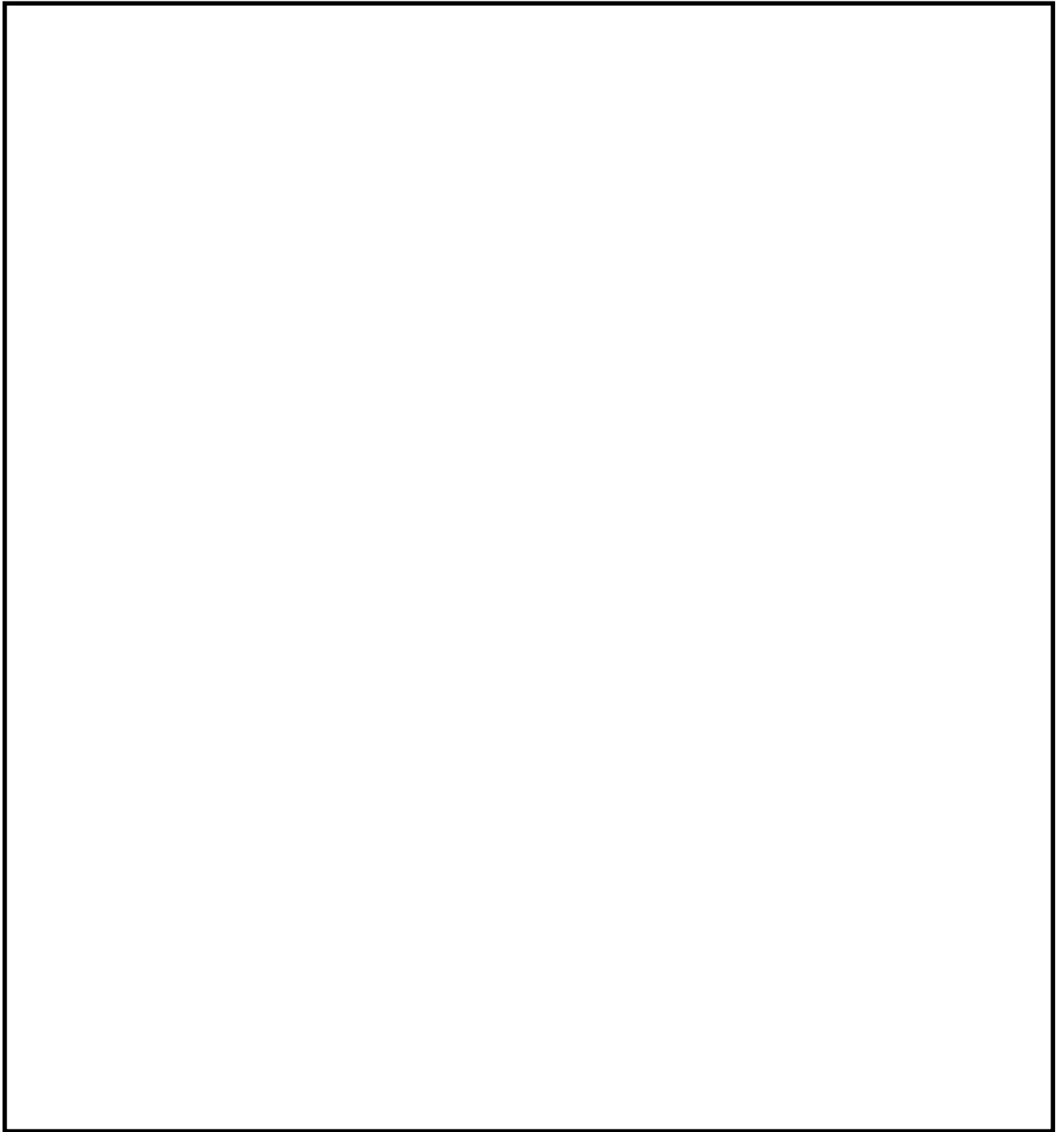
第57—9—(51—7)図 常設代替高圧電源装置置場



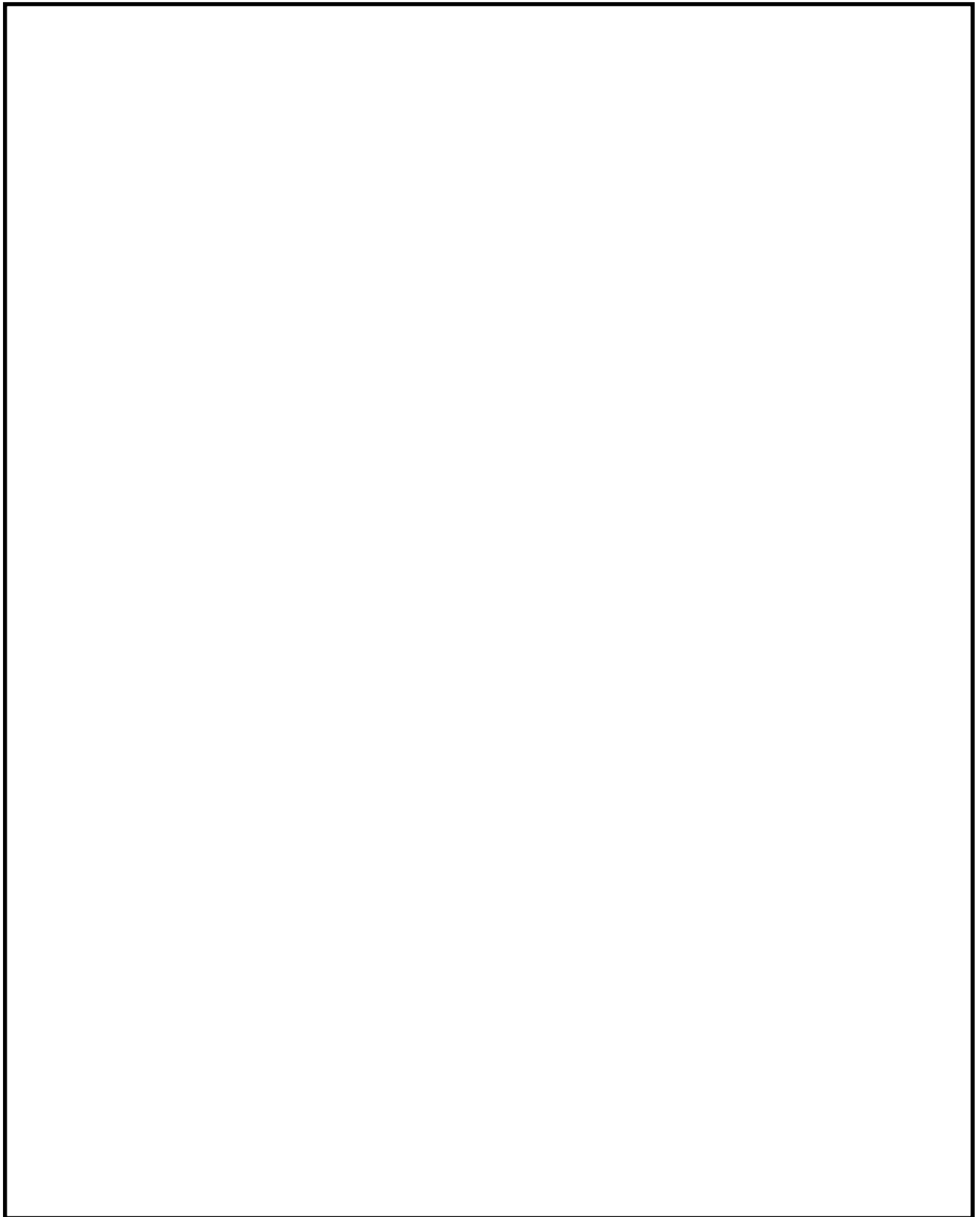
第57—9—(51—8)図 原子炉建屋地下2階



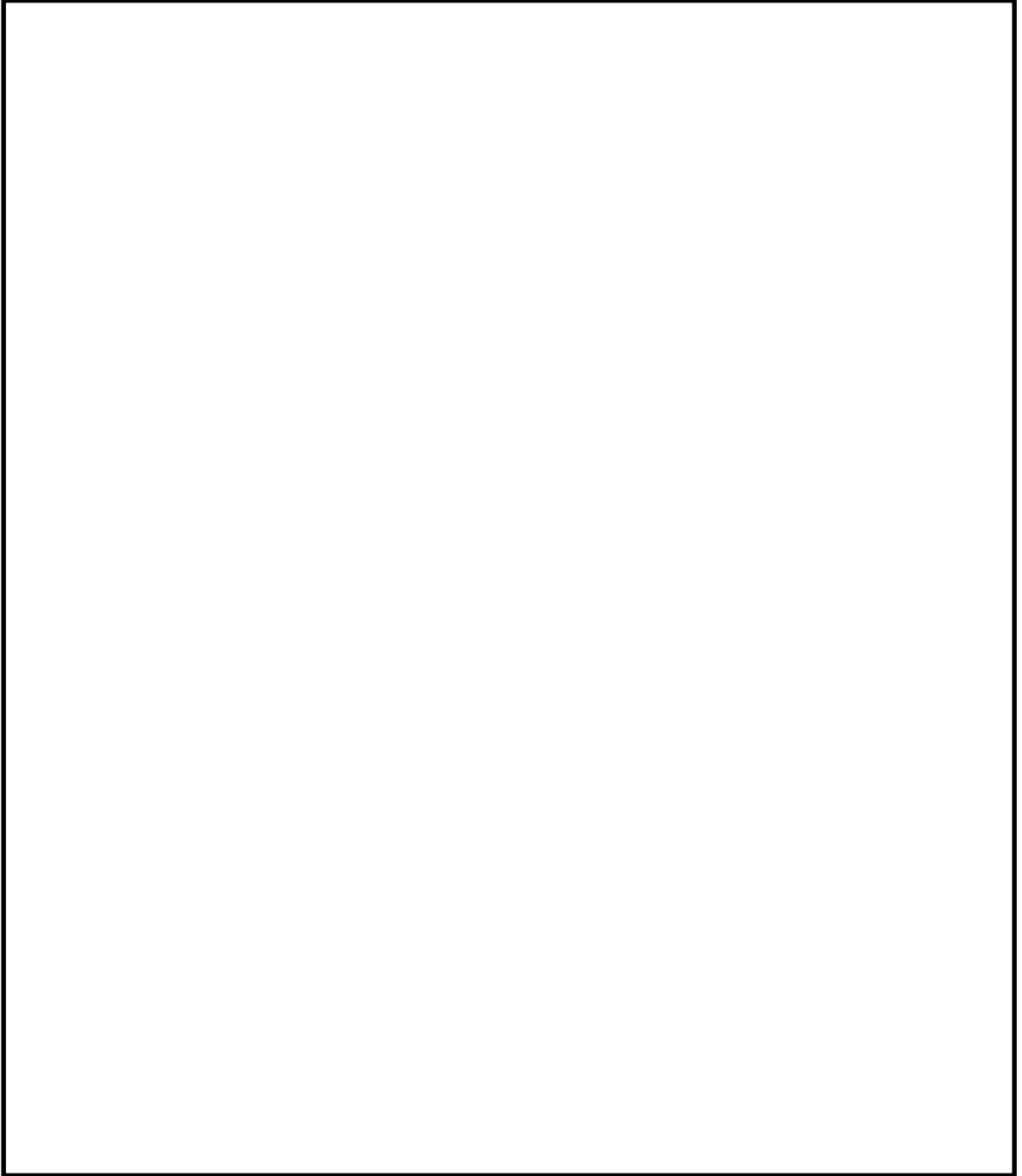
第57—9—(51—9)図 原子炉建屋1階



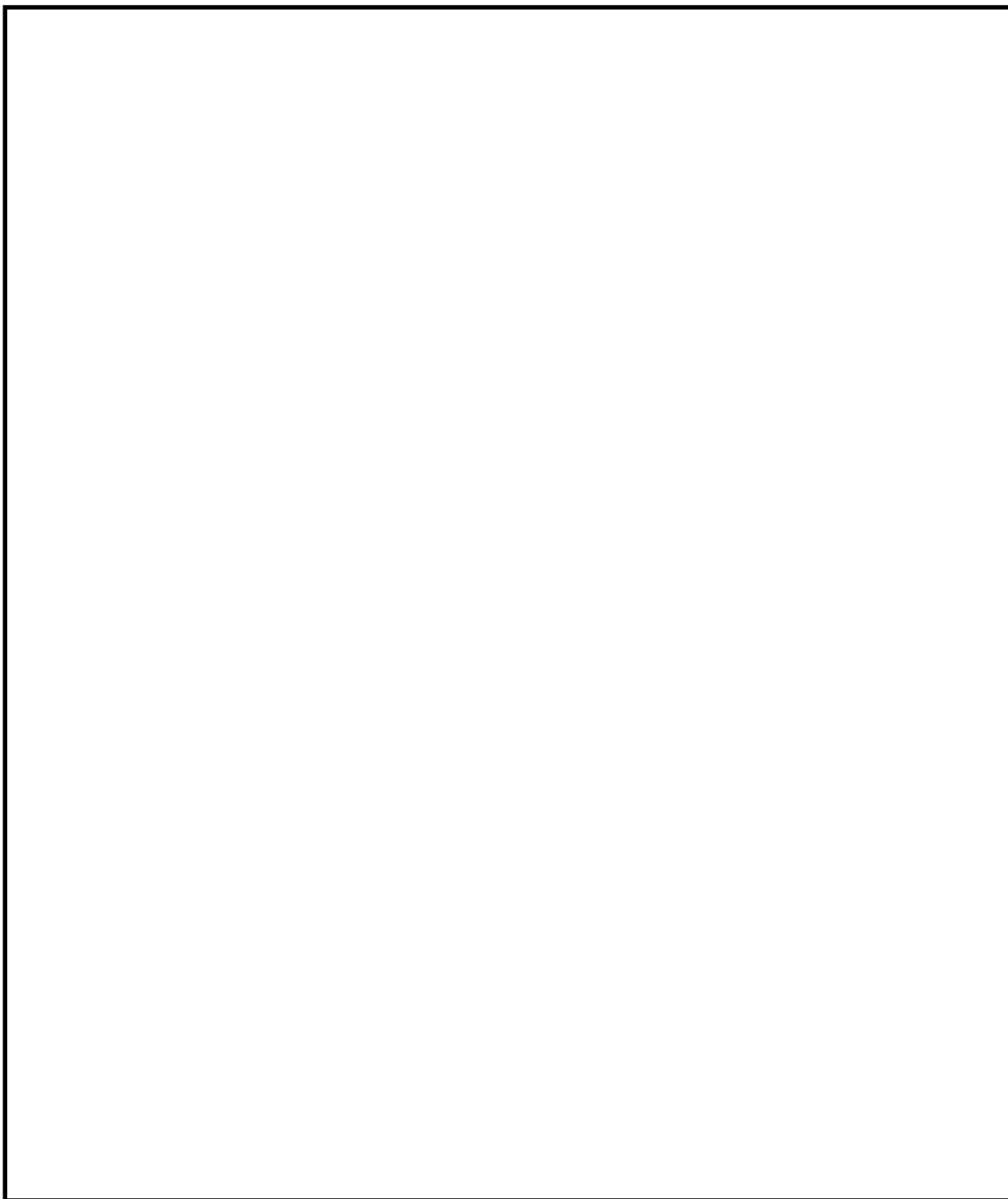
第57-9-(51-10)図 原子炉建屋1階



第57—9—(51—11)図 原子炉建屋2階及び原子炉建屋南側屋外



第57—9—(51—12) 図 原子炉建屋 3 階



第57-9-(51-13)図 原子炉建屋4階

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について
(直流電源設備について)

直流電源設備について（「14条全交流動力電源喪失対策設備」資料の抜粋）

10.1.3.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9台、蓄電池5組等を設ける。これら3系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用直流電源設備5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池 A系及び中性子モニタ用蓄電池 A系（区分Ⅰ）、125V系蓄電池 B系及び中性子モニタ用蓄電池 B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池 H P C S系（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池 A系及び125V系蓄電池 B系）、500Ah（125V系蓄電池 H P C S系）、150Ah（中性子モニタ用蓄電池 A系及びB系）であり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に

必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電源供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

10.1.3.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V/240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2 A及び2 Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流に変換し、2 A及び2 Bの計装用分電盤に対し電源供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確保のため、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間、電源供給が可能である。

そのため、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の

維持状態の確認を可能とする。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の予備変圧器から供給する。また、計装用主母線盤は、分離された非常用低圧母線から給電する。計装用分電盤H P C Sは非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

10.1.5 試験検査

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

形 式	鉛蓄電池	
個 数	5組	
セル数	125V系 A系	116
	125V系 B系	116
	H P C S系	58
	中性子モニタ用 A系	24
	中性子モニタ用 B系	24
電 圧	125V系 A系	125V
	125V系 B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V
容 量	125V系 A系	6,000Ah
	125V系 B系	6,000Ah
	H P C S系	500Ah
	中性子モニタ用 A系	150Ah
	中性子モニタ用 B系	150Ah

常用

形 式	鉛蓄電池
個 数	1組
セル数	116
電 圧	250V
容 量	2,000Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

形 式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風

交流入力

125V系 A系, B系	3相	50Hz	480V
H P C S系	3相	50Hz	480V
中性子モニタ用 A系	単相	50Hz	120V
中性子モニタ用 B系	単相	50Hz	120V
個 数 125V系 A系, B系	3個 (3個のうち1個は予備)		
H P C S系	2個 (2個のうち1個は予備)		
中性子モニタ用 A系	2個		
中性子モニタ用 B系	2個		

容量	125V系 A系	58.8kW
	125V系 B系	48.8kW
	(125V系 A系, B系予備)	58.8kW
	H P C S系	14kW
	中性子モニタ用 A系	0.84kW
	中性子モニタ用 B系	0.84kW

直流出力電圧

	125V系 A系, B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V

直流出力電流

	125V系 A系	420A
	125V系 B系	320A
	(125V系 A系, B系予備)	420A
	H P C S系	100A
	中性子モニタ用 A系	30A
	中性子モニタ用 B系	30A

常用

形式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V
個数	2個 (2個のうち1個は予備)
容量	98 kW

直流出力電圧	250V
直流出力電流	350A

(3) 直流母線

非常用

個 数	5
-----	---

電 圧

125V系 A系, B系	125V
--------------	------

H P C S系	125V
----------	------

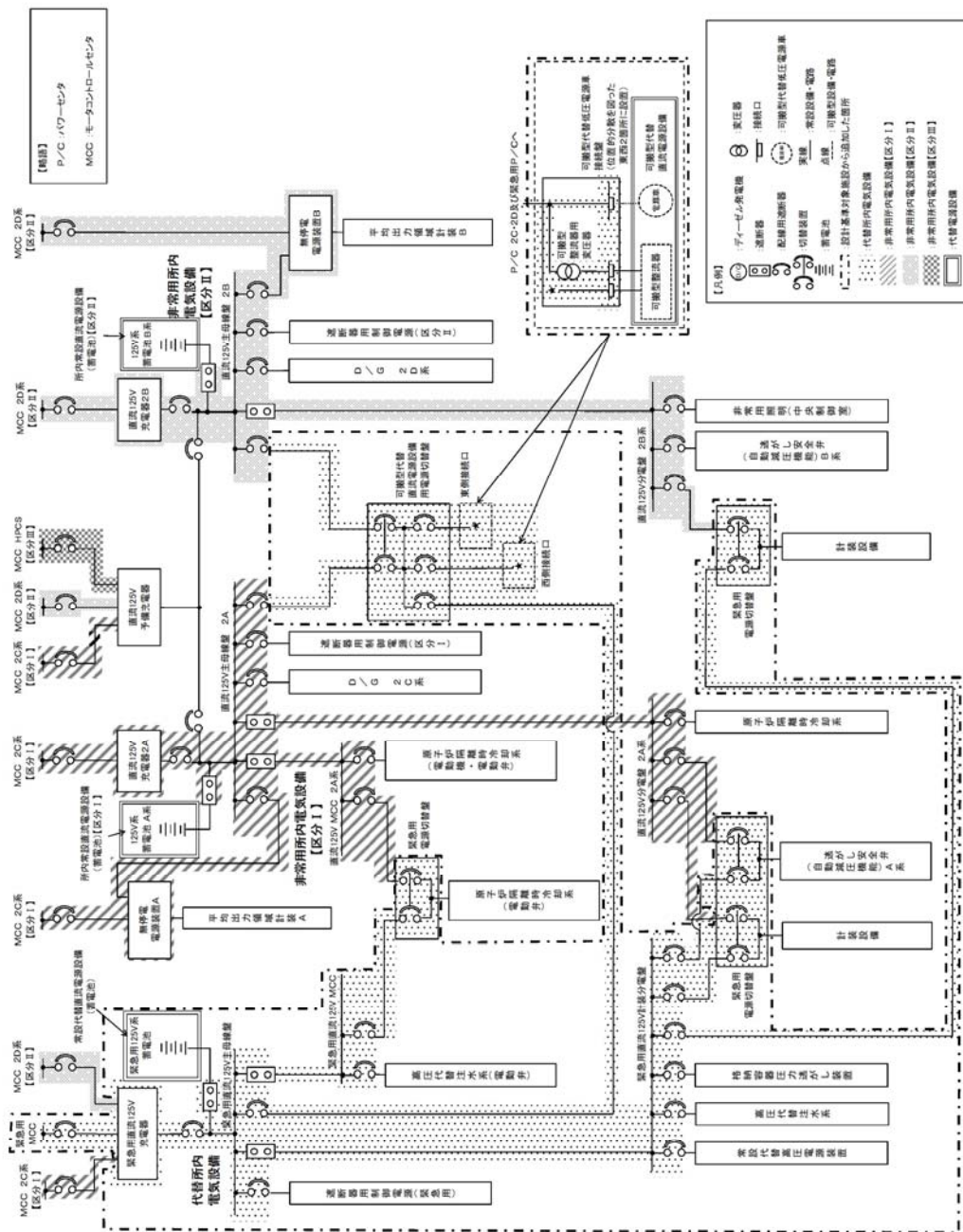
中性子モニタ用 A系	±24V
------------	------

中性子モニタ用 B系	±24V
------------	------

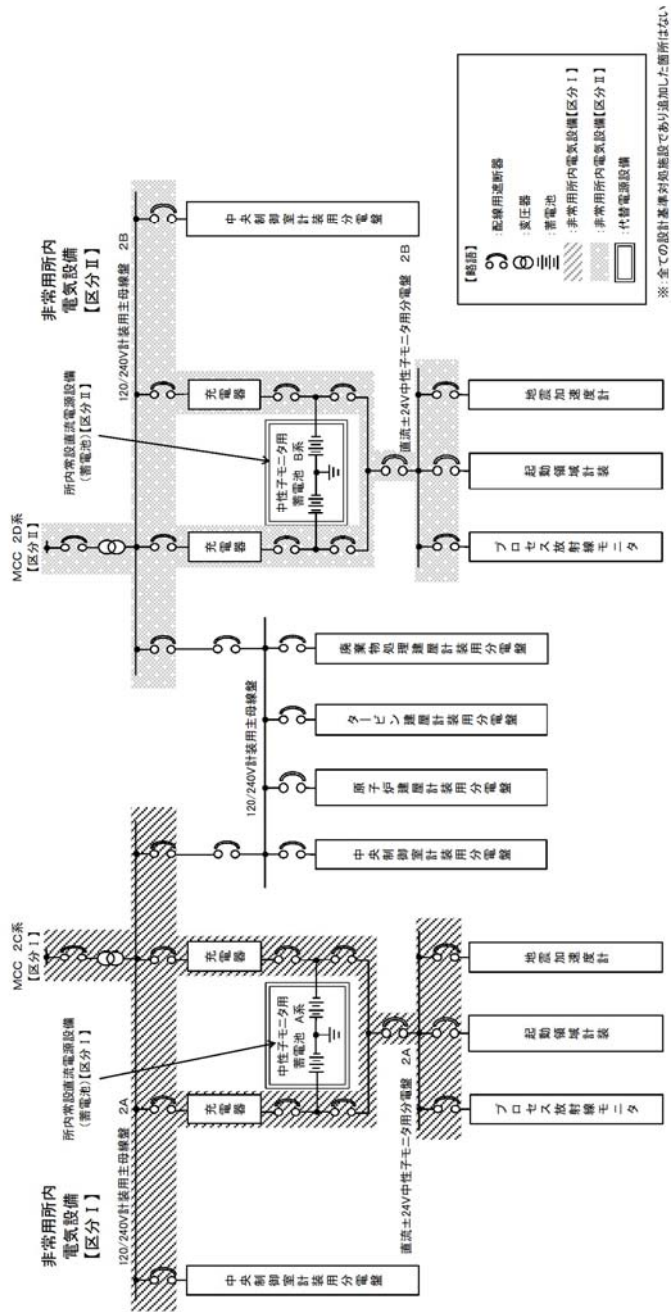
常用

個 数	1
-----	---

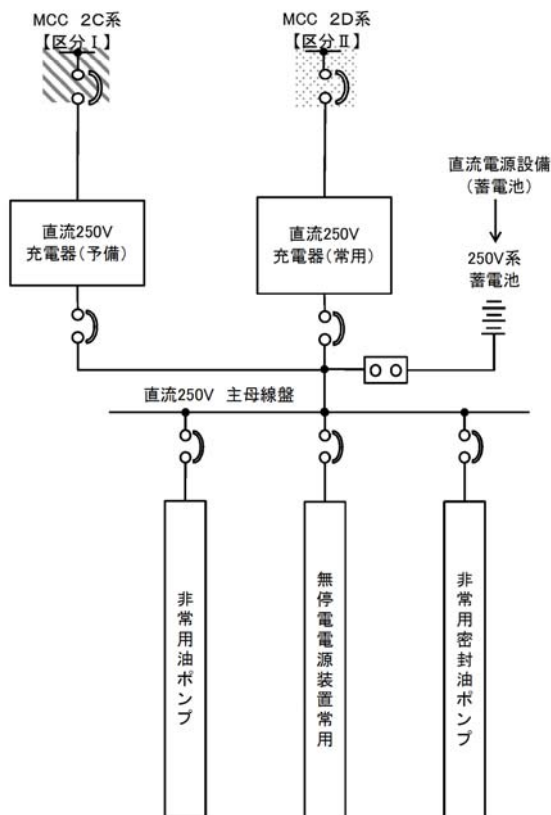
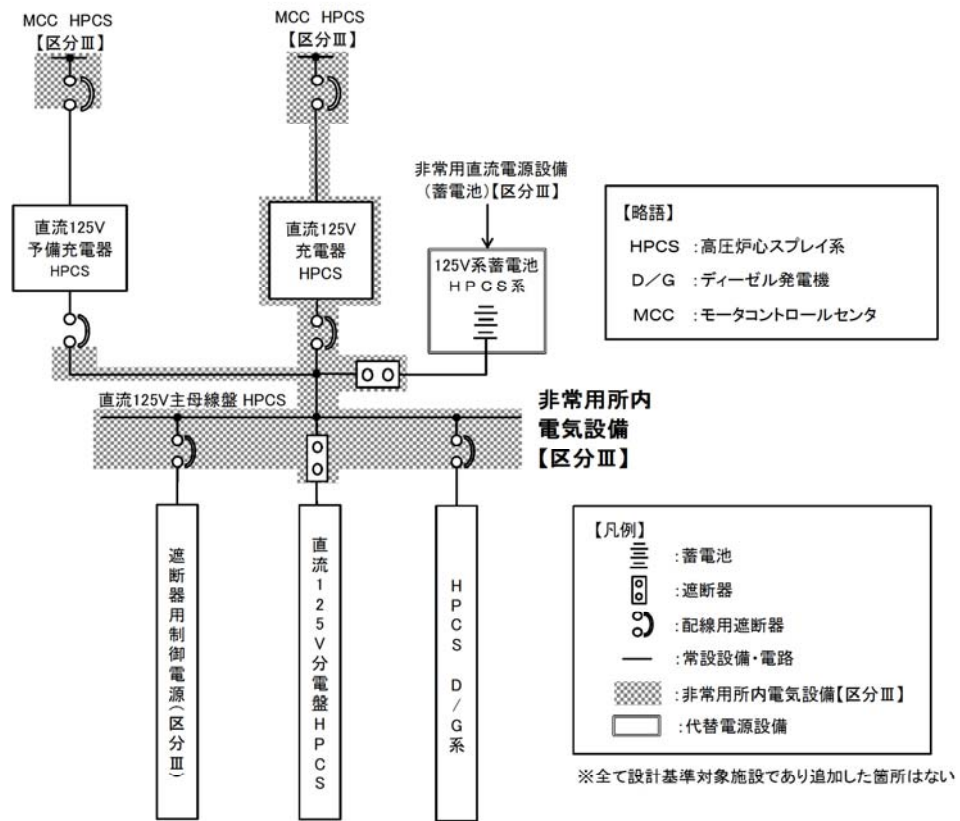
電 圧	250V
-----	------



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 10.1 - 3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)

2. 全交流動力電源喪失対策設備

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機 2 系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用の直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する 3 系統 5 組の直流電源設備を設置する。なお、非常用の直流電源設備のうち、直流母線電圧が 125V の 3 系統 3 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流 125V 蓄電池で構成し、主要な負荷は、ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という），パワーセンタ（以下「P/C」という）遮断器の制御回路，計測制御系統設備等であり、直流母線電圧が±24V の 2 系統 2 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し、主要な負荷は起動領域計装等である。非常用の直流電源設備は、いずれの 1 区分が故障しても、残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより、原子炉の安全が確保できる設計とする。

また、外部電源が喪失し、更に 3 系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し、発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作する

ことができるよう、これらの設備の動作に必要な電力が供給できる設備とする。

非常用の直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電源供給時間

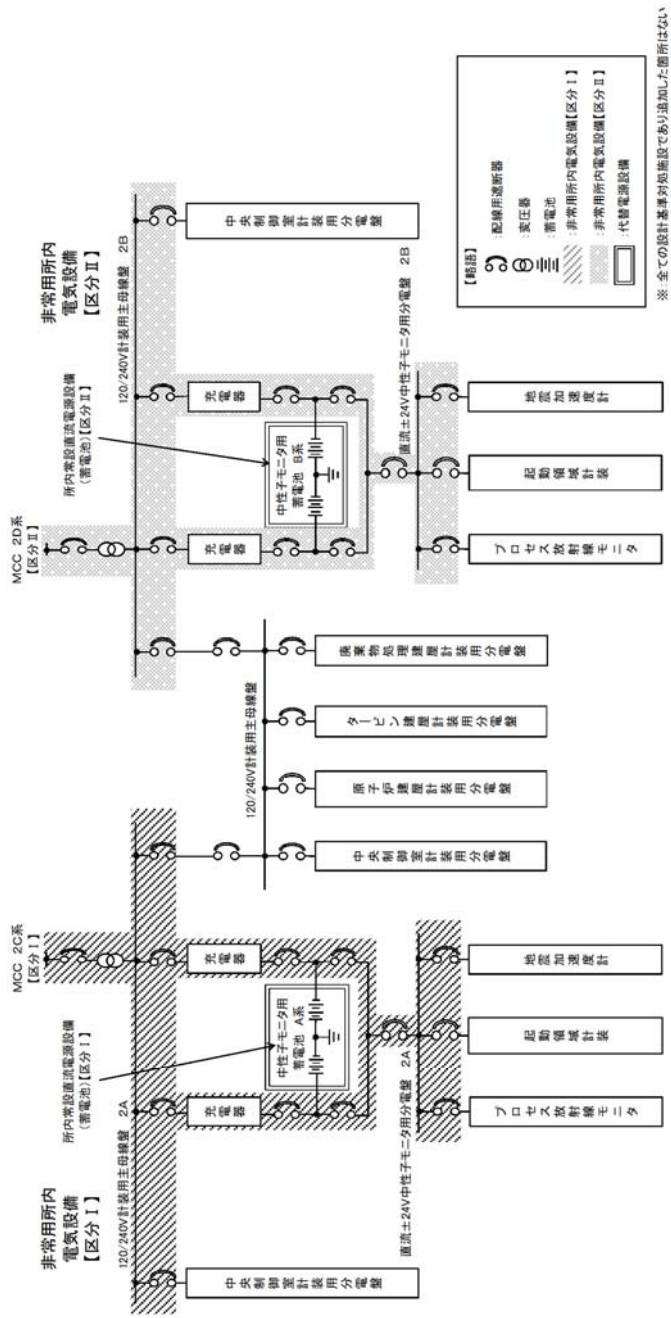
全交流動力電源喪失に備えて、非常用の直流電源設備は発電用原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 210 分以内（全交流動力電源喪失後 300 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電源供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

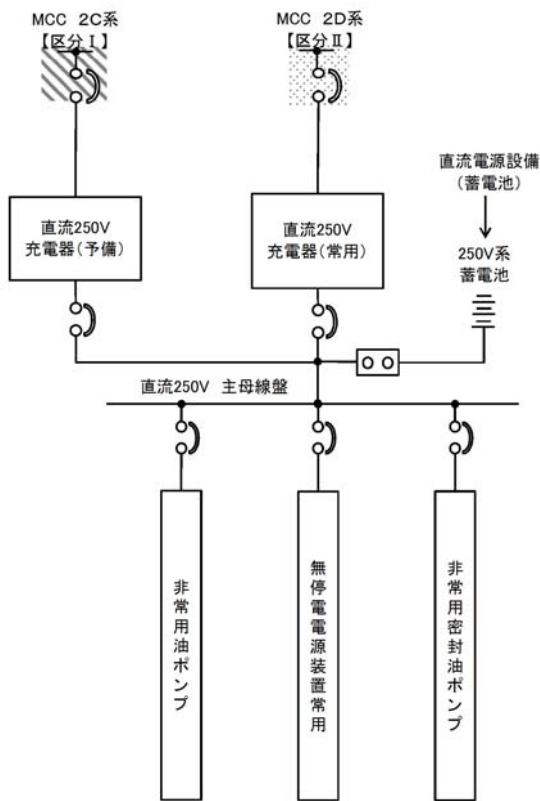
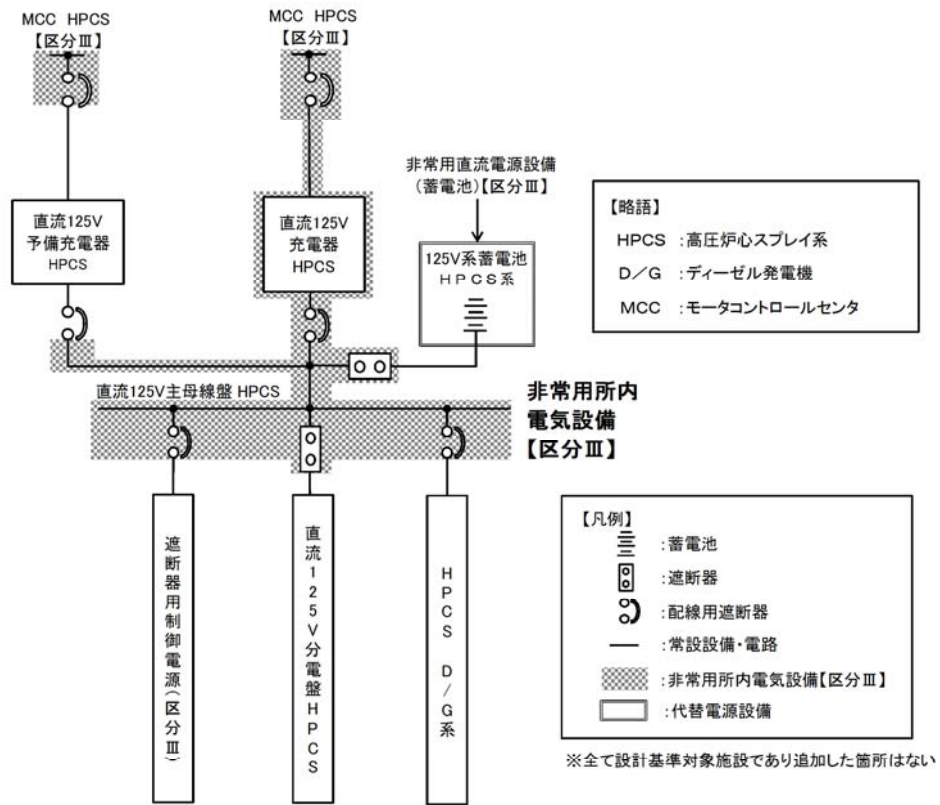
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電源供給できる設計とする。

第2.1-1表 非常用の直流電源設備の主要機器仕様

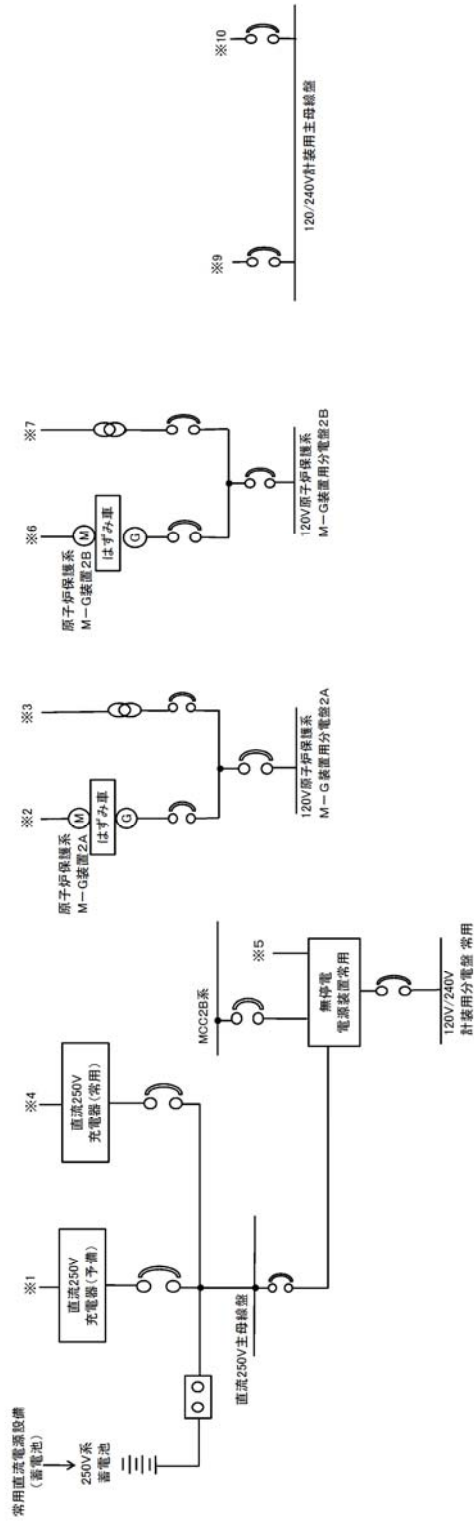
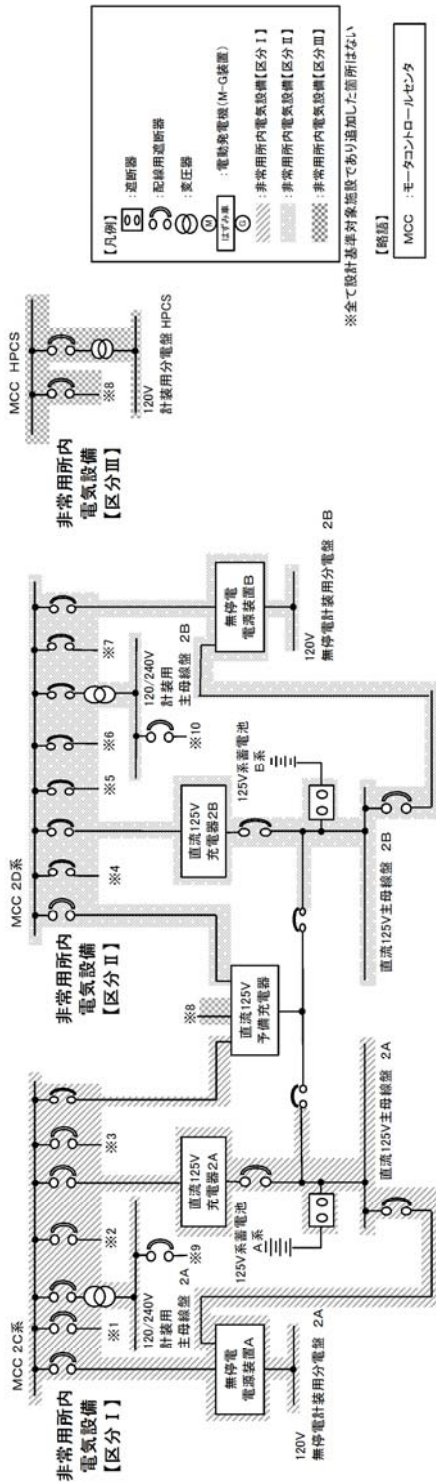
		設計基準事故対処設備 (DB) (重大事故等対処設備を兼ねる)				(参考) 重大事故等 対処設備 (SA)
		125V系蓄電池 A系 (区分I)	125V系蓄電池 B系 (区分II)	中性子 モニタ用 蓄電池 A系 (区分I)	中性子 モニタ用 蓄電池 B系 (区分II)	125V系蓄電池 HPCS系 (区分III) ※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に 含まれない
蓄電池 電圧	容量	約 125V 約 6,000Ah	約 125V 約 6,000Ah	約 ±24V 約 150Ah	約 ±24V 約 150Ah	約 125V 約 6,000Ah
充電器 個数	充電方式	3個 (うち1個は予備) 浮動 (常時)	3個 (うち1個は予備) 浮動 (常時)	2個 浮動 (常時)	2個 浮動 (常時)	1個 浮動 (常時)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 2.1-2 図 計測制御用電源単線結線図

2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に、重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間、事象緩和に直接的に期待する設備、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電源供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 直流電源からの供給を考慮する設備の選定方針

直流電源からの供給を考慮する設備のうち、全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は、発電用原子炉の停止、発電用原子炉停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり、その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また、全交流動力電源喪失時において、事象緩和に直接的には期待しないが、全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 直流電源を供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について、既設計で、非常用直流蓄電池の負荷となっているものは、そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対応設備（重大事故等対応設備を兼ねるものも含む）であって、全交

流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備

- ② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備
- ③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備
- ④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備

A-2 非常用直流電源設備に接続するが、全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって、全交流動力電源喪失時に期待しない設備
- ② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電源供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

- ① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備
- ② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待し

ないが、事故対応において必要となる設備

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）

であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電源供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2-1 図に示す。また、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 直流電源からの供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、(3)で分類した非常用の直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期 T B）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が自動起動する。ディーゼル発電機からの交流動力電源供給には、直流

電源が必要となるが、この動作は 10 秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの交流動力電源供給に係る要求時間を、保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C 及び P/C 遮断器の制御回路

(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電源供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合、(2) 及び (3) で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するため、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

平均出力領域計装

c. 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給が可能であり、蓄電池からの電源供

給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は95分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については95分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等8時間までの作動に期待する設備については、要求時間を8時間と設定する。

また、蓄電池（非常用）2区分からの給電が確保されている計装設備の一部について、全交流動力電源喪失で、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し、設計基準事故対処設備のうち1系統については、要求時間を8時間と設定する。

なお、8時間以降に不要となる設備のうち、容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については、切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系

直流非常灯

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力

（下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備）

d. 全交流動力電源喪失8時間後から24時間まで

c. の給電対象設備のうち、切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は、有効性評価の全交流動力電源喪失では24時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと、設置許可基準規則第57条では24時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し、24時間を設定する。

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1 注) 必 要負 荷	A-2 不 要負 荷	B-1 注) 必 要負 荷	B-2 不 要負 荷		区分 I	区分 II	区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
4 条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	D B	●④	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-
			5-2	潮位計	D B	●④	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-
			5-3	取水ピット水位計	D B	●④	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	D B	●②	-	-	95 分	9 時間	9 時間	-	-	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
10 条	誤操作の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
11 条	安全遮断通路等	有	11-1	直流非常灯	D B	●②	-	-	95 分	9 時間	24 時間	-	-	-
12 条	安全施設	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う

蓄電池（緊急用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1 注 必 要 負 荷 時	A-2 注 必 要 負 荷 時	B-1 注 必 要 負 荷 時	B-2 注 必 要 負 荷 時		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池
15 条	炉心等	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域) (54-1と同じ)	D B / S A	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			16-2	使用済燃料プールのライナードレン	D B	●①	-	-	-	95分	24時間	-	-	-
			16-3	漏えい検知	D B	●②	-	-	-	95分	9時間	9時間	-	-
			16-4	原子炉建屋燃料取扱系排気ダクト放射線モニタ	D B	●②	-	-	-	95分	9時間	9時間	-	-
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
18 条	蒸気タービン	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (21-2, 46-1と同じ)	D B / S A	-	-	-	-	-	-	-	-	
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系*2 (21-1, 45-2と同じ)	D B / S A	-	-	-	-	-	-	-	-	
			21-1	原子炉隔離時冷却系*2 (20-1, 45-2と同じ)	D B / S A	-	-	-	-	-	-	-	-	
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-2	逃がし安全弁 (19-1, 46-1と同じ)	D B / S A	-	-	-	-	-	-	-	-	
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装*3 (58-1と同じ)	D B / S A	●③	-	-	60分	60分	60分	-	-	
			23-2	起動領域計装*3 (58-2と同じ)	D B / S A	●①	-	-	60分	-	-	4時間	-	

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2	注	要求 時間	区分 I	区分 II	中性子 モニタ 用 蓄電池	区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時
			23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (58-3 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-3) で整理して記載										
			23-4	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載										
23 条	計測制御系統施設	無	23-5	ドライヴェル圧力 (D B)	D B	②	-	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	
			23-6	サブレーション・プールの水温度 (D B)	D B	②	-	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-13 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-13) で整理して記載										
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-14 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-14) で整理して記載										
			23-9	サブレーション・プール水位 (D B)	D B	②	-	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	
			23-10	原子炉隔離時冷却系統流量 (58-21 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載										
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	D B	②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-		
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備 (構内監視カメラ等) *4	D B	②	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-		
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（4/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電源供給時間						
						A-1	A-2	注） 必要 負荷 時	B-1	B-2	注） 必要 負荷 時		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	区分Ⅲ	（参考） 緊急用 125V系 蓄電池		
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
31 条	監視設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
32 条	原子炉格納施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
33 条	保安電源設備	有	33-1	M/C、P/C遮断器の制御回路	DB/ SA	●②	-	-	-	-	-	1分	1分	-	-	-	-		
			33-2	M/C遮断器の制御回路	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1分	
			33-3	非常用ダイゼン発電機励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	-	-	-	-	1分	1分	-	-	-	-
			33-4	高圧炉心スプレイスライゼル発電機初励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	-	-	-	-	1分	-	-	-	-	1分
34 条	緊急時対策所	有	34-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	-	-	-	-	-	8時間	24時間	-	-	-	-	-	
			35-2	衛星電話設備(62-1と同じ)	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			35-3	データ伝送装置(62-2と同じ)	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
36 条	補助ボイラー	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文中にて設備の抽出を行う

第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の (62-1) で整理して記載

第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の (62-2) で整理して記載

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池
						注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時		注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時		
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
39 条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
40 条	津波による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
41 条	火災による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
42 条	特定重大事故等対処施設	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
43 条	重大事故等対処設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	有	44-1 44-2	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	S A S A	●① ●①	- -	- -	- -	60 分 60 分	9 時間 9 時間	- -	- -	- -	- -
45 条	原子炉冷却材圧カバウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1 45-2	高圧代替注水系*5 (51-1と同じ) 原子炉隔離時冷却系*2, *5, *11 (20-1, 21-1と同じ)	S A D B / S A	- ●①	- -	- -	- -	8 時間 8 時間	- -	- -	- -	- -	24 時間 24 時間
46 条	原子炉冷却材圧カバウンダリ を減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁*11 (19-1, 21-2と同じ)	D B / S A	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
47 条	原子炉冷却材圧カバウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系*6	S A	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）				蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2	注	注	注	注	区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	●②	-	-	-	-	-	-	-	24 時間		
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
51 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	高圧代替注水系 (45-1 と同じ)	SA	-	-	●①	-	-	-	-	-	-	-	24 時間		
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	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
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	有	53-1	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	-	-	-	● ^{*11}	-	-	-	-	-	-	-	24 時間	
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	-	-	-	-	-	-	-	24 時間
			53-3	原子炉ヴェル水位	自主	-	-	-	●②	-	-	-	-	-	-	-	-	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	-	●②	-	-	-	-	-	-	-	-	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ^{*11} (16-1 と同じ)	DB/ SA	●③	-	-	●①	-	-	-	-	-	-	24 時間		
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	-	-	●①	-	-	-	-	-	-	-	-	24 時間	
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	-	-	●①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	-	-	●①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）		蓄電池からの電源供給時間						
						A-1	A-2	B-1	B-2	要求 時間	区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池		
						注)必要 負荷時	注)必要 負荷時	注)必要 負荷時	注)必要 負荷時								
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	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
56 条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
57 条	電源設備	有	-	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う													
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装*3 (23-1と同じ)	DB/ SA												
			58-2	起動領域計装*3 (23-2と同じ)	DB/ SA												
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (23-5と同じ)	DB/ SA	●①	-	-	-	-	24時間	24時間	9時間	-	-	-	-
			58-4	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-5	原子炉圧力（23-4と同じ）	DB/ SA	●①	-	-	-	-	24時間	24時間	9時間	-	-	-	-
			58-6	原子炉圧力（SA）	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	-	-	●②	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-8	ドラライウエル圧力	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-10	ドラライウエル雰囲気温度	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	SA	-	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-	24時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）				蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2	要求 時間	区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池		
																注 必 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時
58 条 計装設備		有	58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	-	-	●①	-	-	24時間	-	-	-	24時間		
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7と同じ) ^{*11}	DB/ SA	●①	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	24時間	
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{*11} (23-8と同じ)	DB/ SA	●①	-	●①	-	-	24時間	24時間	-	-	-	24時間	
			58-15	サブプレッション・プール水位	SA	-	-	●①	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-16	格納容器下部水位	SA	-	-	●②	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	-	-	●①	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-18	高圧代替注水系系統流量	SA	-	-	●①	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量 ^{*8}	SA	-	-	●①	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10と同じ)	DB/ SA	●①	-	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 ^{*9}	SA	-	-	●①	-	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 ^{*10}	SA	-	-	●②	-	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ 流量	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 52-1と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の(48-2)で整理して記載

注) ①～④：第2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2	区分Ⅰ	区分Ⅱ		中性子 モニタ 用 蓄電池	（参考） 区分Ⅲ	（参考） 緊急用 125V系 蓄電池	
						注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時		注） 必要 負荷 時			
			58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	-	-	●②	-	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	-	-	-	●**12	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-28	原子炉建屋水素濃度	SA	-	-	-	●**12	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	●②	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	-	-	●②	-	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-31	低圧炉心スレイ系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	-	●①	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	
58 条	計装設備	有	58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	-	●①	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	-	-	-	●**12	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	-	●②	-	-	24時間	24時間	-	-	24時間	
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	-	-	-	●**12	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	SA	-	-	-	●**12	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-37	格納容器下部水温	SA	-	-	●②	-	-	24時間	-	-	-	24時間	
59 条	原子炉制御室	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
60 条	監視測定設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
61 条	緊急時対策所	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）		蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2	要求 時間	区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ 用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ
62 条	通信連絡を行うために必要な 設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2と同じ)	DB/ SA	●④	-	●②	-	24時間	-	-	-	24時間
			62-2	データ伝送装置 (35-3と同じ)	DB/ SA	●④	-	●②	-	24時間	-	-	-	24時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号