

3. 検査装置

検査装置内に触媒プレートをセットし、水素を含む試験ガスを送り込み、検査装置出口部濃度が低下することで、触媒プレートの水素再結合反応の開始を確認し、白金系触媒の活性が劣化していない（触媒が活性する）ことを確認する。検査装置条件を別表2に示す。

別表2 検査装置条件

項目	検査装置条件	備考
水素濃度 (vol%)	3	水素濃度が高いほど水素再結合反応が生じやすいので、検査での水素濃度は運転条件水素濃度より低く設定している。
触媒プレート枚数 (枚)	3	触媒プレートは、どれか1枚の触媒プレートが反応すると連動して隣接した触媒プレートが反応を開始する「ドミノ効果」と呼ばれる現象が見られることから、検査で用いる触媒プレートの枚数が多いほど、どれか1枚の反応が発動しやすいため、検査枚数は、運転条件枚数より少なく設定している。
温度 (℃)	50	温度が高いほど水素再結合反応が生じやすいので、検査での温度は運転条件より低く設定している。
流量 (L/h)	500	ガス中の水素は順次触媒反応で失われていくので、流れの後方ほど薄い水素濃度での触媒反応となる。流量が速いほど流れの後方でも高い水素濃度での触媒反応が期待できるため、検査での流量は運転条件流量より低く設定している。

4. 判定基準

(1) 機能検査

- ・水素濃度約 3vol%の試験ガスで、検査装置入口濃度部を 100%として出口部濃度が 15 分以内に 75%以下になること。

【理由】

触媒が活性することを確認するには、実際に水素を含むガスを流し、触媒反応が表れることを確認すればよい。

よって、濃度の低下に関する基準としては、出口の水素濃度がわずかでも低下すれば水素再結合反応が生じていると判断できる。

しかしながら、計測誤差（検査装置の水素濃度計の精度±5%）に十分余裕を見た上で、反応していると判断できる、初期値の 25%変化（低下）を判断基準としている。

また、この水素再結合反応が生じるまでの判定基準は、15 分以内としている。この時間については、触媒プレートを再生運転（加熱処理による反応させる）させるかどうかについての目安時間として設けているものであり、事故初期において、PAR 反応が遅れることによる C/V 内の水素濃度への影響は微小であることを PAR 性能に関する説明にて示していることから、問題ない。

なお、その影響評価については、KILI-H2 TEST において水素再結合反応開始が遅れた時間が最大約 10 分であった結果から性能評価式への影響が微小であることを別途確認しているが、KILI-H2 TEST は温度が約 100℃で試験されており、本検査の場合の試験条件（別表 2 に整理）が、触媒反応が生じにくい条件であること、及び初期値の水素濃度 25%変化を別途判定基準として定めていることから妥当と考えられる。

参考に本機能検査の判定基準に基づく触媒反応（水素濃度の低減割合）が、THAI プロジェクト等により性能実証した PAR と同等か検証する。

THAI 試験の再結合効率及び触媒プレート温度は別図 1 及び別図 2 に示すとおり触媒プレート温度が約 50°C の場合、再結合効 g/h である。

検査装置で初期水素濃度の 75% 低下を想定すると初期水素濃度 3%、流量 500ℓ/h の場合、得られる再結合率は THAI 試験と同 /h* となる。

従って、本機能検査の判断基準を満たせば、THAI プロジェクトの装置で実証した PAR の触媒反応と概ね同等と考えられる。



参考図 1 触媒プレート温度



参考図 2 再結合効率

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 外観検査

a. PAR 本体 (全数)

- ・プレート収納引き出しが PAR 本体下端にあること、及び筐体が図面通り (直方体かつ板張り構造) の外観であること。
- ・PAR 本体のガス流路に異物、閉塞がないこと。
- ・プレートが概ね垂直に差し込まれていること。

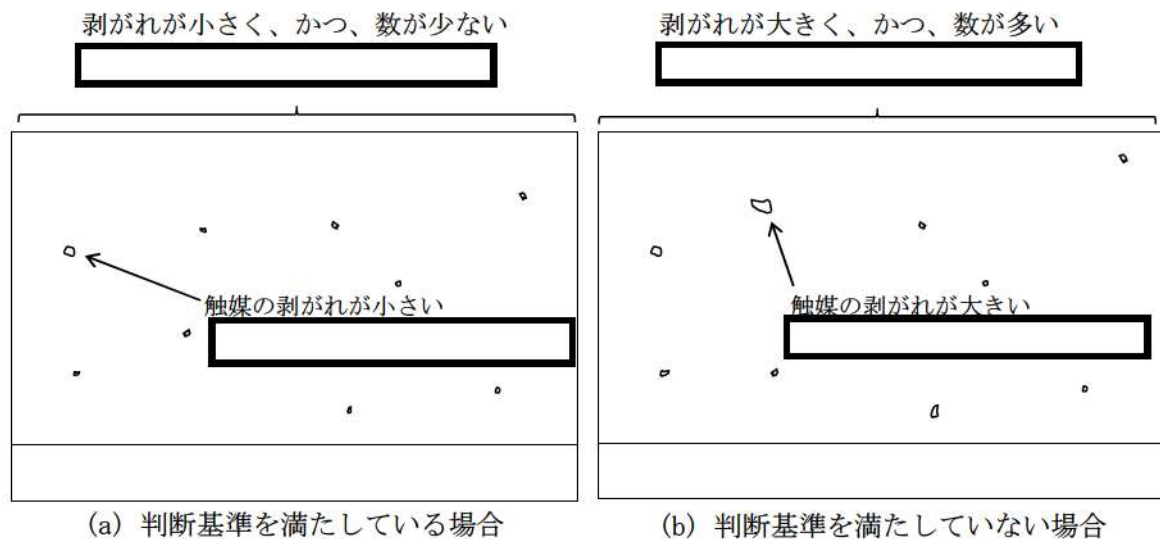
b. 触媒プレート (機能検査を行う 3 枚のみ)

- ・触媒の表面に触媒の有意な欠落*がないこと。

※ メーカー基準による。

メーカーは、メーカー性能評価式で求まる性能が得られる触媒面積以上の面積を持つ触媒プレートを装備させており、たとえ一部欠落していたとしてもメーカー基準 (全体の約 %欠落までを許容) を満たせば、メーカー性能評価式で求まる性能が確保されている。

その根拠として、メーカーは、触媒面積に応じた性能を検証した試験を実施しており、導入する PAR の場合は、その性能を検証した必要触媒面積に対し、余裕を持った触媒面積を持つ触媒プレートを採用しているため、当該欠落が生じても性能が確保できるとしている。



参考図 3 判断基準のイメージ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 重量検査

a. 触媒プレート

- ・触媒プレートに付着している触媒重量が基準値※以上であること。

※メーカー基準による。

触媒プレート製造時に母材重量を差し引いた触媒重量が，別表3に示す仕様を満たすこと。

別表3 触媒プレートの性能に係る仕様

触媒材質	触媒重量（基準値）
[Redacted]	

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器内水素処理装置温度について

1. 目的

原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）は、原子炉格納容器内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な装置である。

PAR は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるので、水素濃度の上昇、水素処理割合の増加に従って装置内の温度が上昇する（別図 4）ことから、PAR に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば、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、原子炉格納容器内に設置されている PAR（全 5 個）に、熱電対を取り付け、中央制御室にて PAR の温度を確認できるようし、重大事故対処時の監視情報の充実を図ることとする。



別図 4 PAR の温度上昇

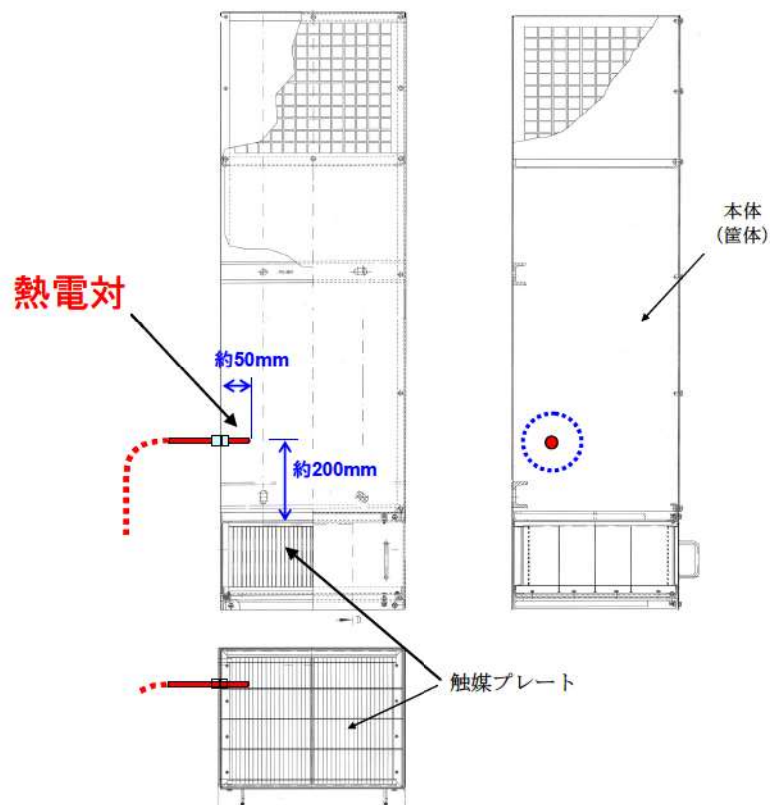
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 設備概要

PAR 全 5 個に対し、熱電対を取り付け、事故時の PAR の測定温度を中央制御室に表示し監視できるようにする。

熱電対の設置位置は、PAR 筐体側面に熱電対シースを取り付け、触媒プレート上部のガス温度を測定できるようにする。泊 3 号炉の原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は、格納容器過温破損シナリオ時において約 141°C であるので、4vol% 程度以上の水素濃度で PAR による水素除去（触媒部での水素再結合反応）が起きていることを確認することができる（別図 4 より、水素濃度 4vol% のとき PAR 内部のガス温度は 200°C～300°C 程度となる）。

仕様：シース付き熱電対（シース外径 3.2mm）1 個/PAR1 個
熱電対は約 800°C の計測を可能とする。

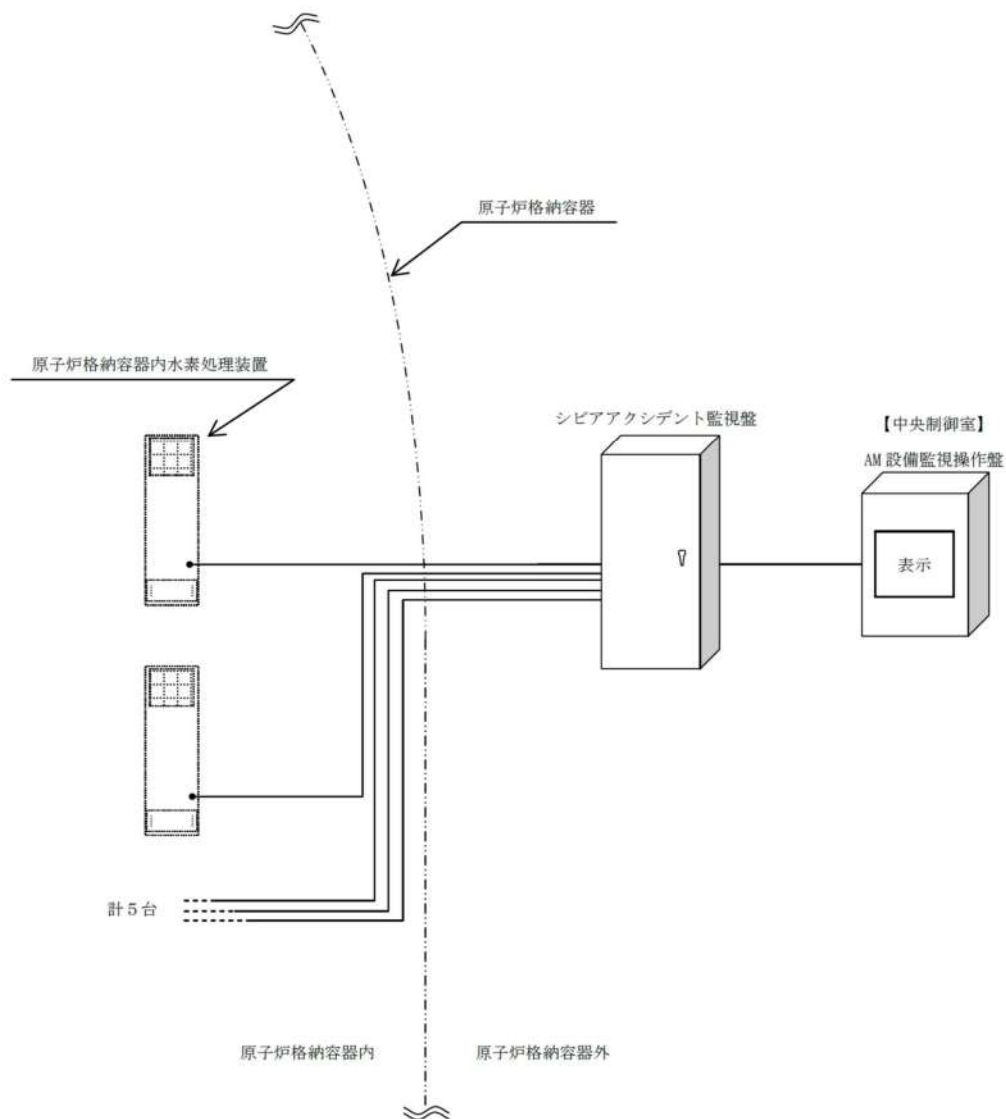


別図 5 PAR への熱電対取り付け位置

PAR への熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮した PAR 筐体への取り付け性・固定性、触媒プレートの保守性等を考慮して PAR 下部側面から挿入し、触媒プレート上部のガス温度が測れる位置としている。(別図 5)

熱電対シースは外径 3.2mm であり、筐体内への挿入長さも 50mm 程度とわずかなことから、PAR の筐体内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、シビアアクシデント監視盤を経由して中央制御室に設置している AM 設備監視操作盤に入力し、測定データの表示と記録・保存ができるようにする。(別図 6)。



別図 6 PAR の動作監視装置

PAR による水素処理の反応律速について

PAR による水素再結合の反応は、不均一系触媒反応であり、PAR の触媒プレートは多孔質金属触媒をプレート材にコーティングしているものであるため、流通相のプレート間流路から触媒外表面への外部拡散、触媒内粒子内表面への細孔内拡散がかかわっていることから、触媒反応による水素処理反応は拡散過程が総括反応速度を律していると考えられる。

試験結果（参考 1）において、水素濃度の上昇とともに再結合効率が上昇するが、反応率（PAR 入口－出口の水素濃度差）/PAR 入口水素濃度（%）は、水素濃度の上昇に対して大きく変わっていないことが確認されている。温度上昇に対する再結合（kg/h）は、PAR の入口水素濃度の増加分に対応して増加する形となっていることから、PAR による水素再結合反応が進んでいる段階では拡散律速になっていると考えられる。

一方、反応開始時の状況では、触媒の温度が低く、アレニウスの式で示されるとおり、触媒反応が起こりにくい状態と考えられ、化学反応律速状態であると考えられる。

なお、THAI 等の試験で確認された PAR の起動遅れについては、反応開始時では試験前の水蒸気雰囲気下（触媒表面への水分吸着）の影響、直前の試験による触媒表面状態の影響等が PAR の起動（反応開始遅れ）に影響した可能性が考えられる。

参考 1 PAR の水素再結合反応の律速因子について

参考 2 触媒の反応速度について

参考 3 化学辞典第 2 版（森北出版）

PAR の水素再結合反応の律速因子について

PAR において、再結合反応が開始した後は、水素濃度の上昇に比例して、再結合性能(kg/h)が高くなり、これにより触媒プレートの温度も高くなる。(図 1)

THAI プロジェクトの試験結果では、反応率((PAR 入口-出口の水素濃度差)/PAR の水素濃度:%)は、水素濃度に対してあまり変わっていない。(図 2)


温度上昇に対する再結合性能(kg/h)は、PAR の入口水素濃度の増加分に対応して増加する形となっていることから、この段階では拡散律速になっていると考えられる。

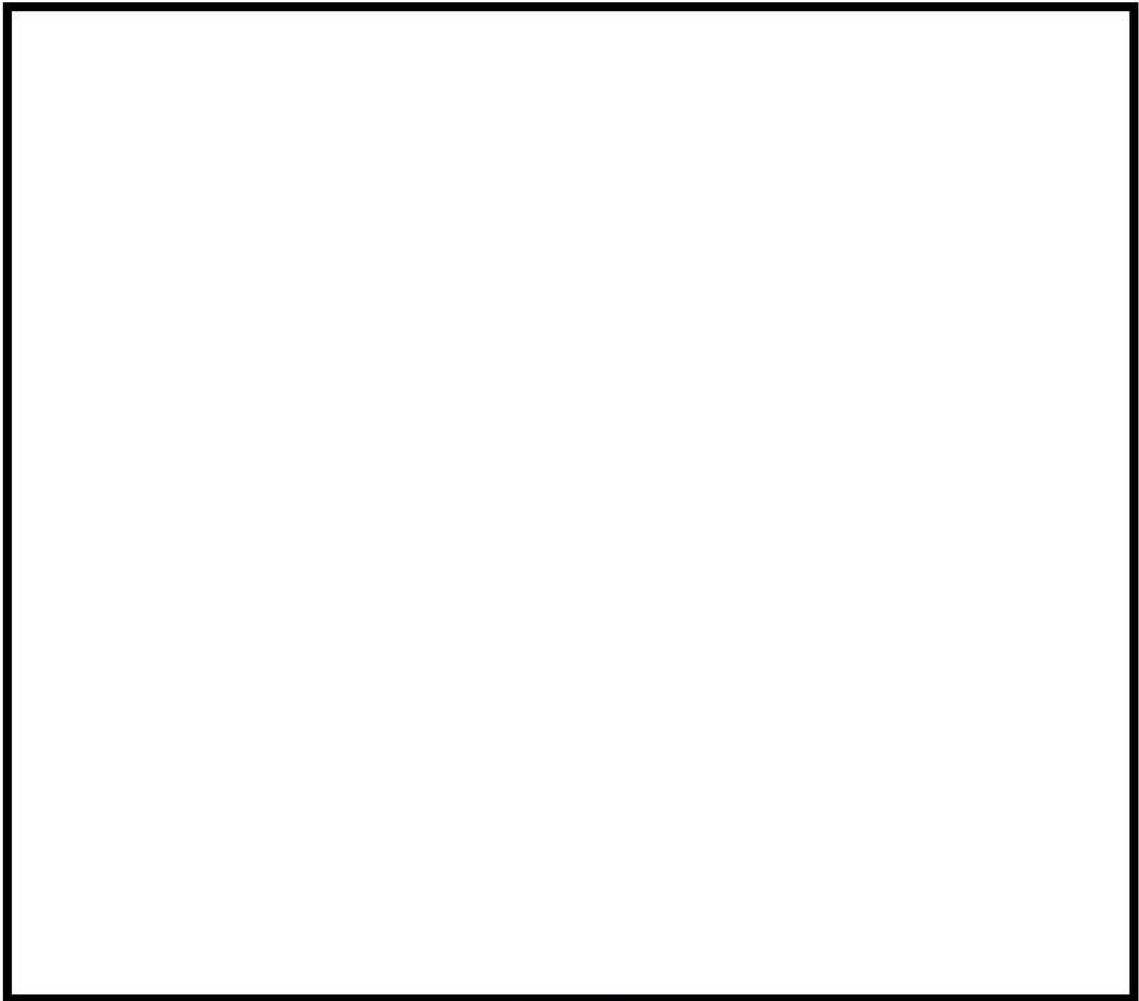


図 1 PAR の温度上昇



図 2 PAR の水素除去反応率


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



触媒表面の触媒反応状況



触媒表面状態

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

触媒の反応速度について

化学反応による濃度変化は、一般的に次の式で表される。濃度変化は、総括反応速度定数が大きいほど早いことが分かる。

$$C_{H_2}(t) = C_{H_2}^0 \times \exp(-k t)$$

ここで、
 $C_{H_2}(t)$: 時刻 t の濃度
 $C_{H_2}^0$: 時刻 0 の濃度
 k : 総括反応速度定数
 t : 時刻

総括反応速度定数とは、複数の化学反応プロセスを含む場合に、個々の速度定数を考慮した全体としての速度定数のことである。触媒反応の場合、触媒化学反応を示す反応速度定数 k_1 と拡散現象を示す拡散定数 k_2 で決まるとされている。

式で表すと、以下のとおり。

$$1/k = 1/k_1 + 1/k_2$$

したがって、総括反応速度定数は、触媒化学反応速度定数と拡散定数の小さい方に依存する。このことから、この小さい方の定数を決める反応（現象）が律速条件となる。一般的に、温度が低いほど化学反応速度定数 k_1 が小さくなるので、化学反応が律速条件となり、温度が高いと拡散律速となる傾向にある。温度が低いほど化学反応速度定数 k_1 が小さくなることは、アレニウスの式で表されているとおり。

アレニウスの式 $k = A \times \exp(-E/RT)$

ここで、
 k : 反応速度定数
 A : 頻度因子（温度に関係しない係数）
 E : 活性化エネルギー（ほとんど温度に依存しない）
 R : 気体定数
 T : 温度

きる。選択性は、触媒物質の化学的性質にもとづく反応物の吸着の選択性や立体障害^{*}、表面の多孔性からくる拡散過程の影響や反応条件などの要因によって変化する。

触媒の表面積 [surface area of catalyst] 固体触媒による反応の速度は、表面状態が一定であれば表面積に比例する。このことは活性点の分布状態は別として、単位表面積当たりの活性点密度が一定であることを意味する。固体触媒の表面積は、通常、物理吸着^{*}を利用してBET吸着等温式^{*}から表面単分子層に相当する吸着分子数を求め、これに吸着分子の断面積を乗じて算出される。1 m² g⁻¹以上の表面積をもつ触媒については-196℃における窒素の吸着がもっともよく利用される。特別な場合には二酸化炭素や種々の炭化水素も用いられる。これ以下の小表面積については、気相に残る気体量を減じて測定精度を上げるため、飽和蒸気圧^{*}の低いクリプトン、キセノンなどの希ガス^{*}が使われる。担体上に分散させた金属触媒などの表面積を測定する場合には、担体にも吸着する物理吸着は利用できないので、触媒物質の露出面にのみ吸着する化学吸着種を選んで、その飽和吸着量を測定する。この目的には水素および一酸化炭素がしばしば利用され、とくに水素は、金属触媒の表面をいったん酸化したのち、これを還元するのに必要な量から表面積を求める。酸素水素滴定法に用いられる。また、トリチウム^{*} ³Hによる吸着水素のオートラジオグラフィ^{*}は、吸着点の表面分布を見いだすのに用いられる。

触媒反応 [catalytic reaction] 触媒^{*}の作用によって進行する反応。反応系と触媒の状態の違いから、気相、溶液相についての均一系^{*}触媒反応と、固体触媒表面での気体分子や溶質分子の反応が行われる不均一系^{*}触媒反応とに分類される。コロイド状触媒や酵素のあずかる反応は、これらの中間領域に属する。不均一系触媒反応の過程は、一般に、(1)触媒作用が行われる部分(活性点)への反応分子の拡散などによる接近、(2)活性点への吸着あるいは配位、(3)活性点上の反応、(4)生成物分子の触媒からの脱離、から成り立っている。高圧気体、高濃度溶液や多孔質触媒の場合、反応速度はしばしば拡散過程に支配されるが、通常、反応過程の活性化エネルギー^{*}がほかの過程に比べていちじるしく大きいので、これが律速段階^{*}となる。このとき、反応速度は活性点の数に比例するから、反応が均一系であれば速度は均一触媒の濃度に、あるいは不均一系であれば固体触媒の表面積に比例することになる。しかし、固体触媒では反応速度が反応分子の吸着量に関係するため、速度式は必ずしも単純ではない。触媒により反応が促進されるのは、主として吸着、配位など反応物と活性点との反応により、無触媒の場合より活性化エネルギーが低く、より起こりやすい反応経路^{*}ができるためと考えられる。

触媒部位 [catalytic site] 一活性中心(酵素の)

触媒有効係数 [effectiveness factor] 触媒反応の速度に及ぼす拡散過程の影響を表す一つの尺度である。固体触媒は、普通、粒子外部の表面積より細孔内部の表面積のほうがはるかに大きい。このような多孔質触媒においては、反応にあずかる気体成分は拡散によって触媒内部に移動して反応が起こる。いま、拡散速度が化学反応速度に比べて十分速ければ(化学反応律速)、触媒粒子内部にまで反応気体がいきわたり、粒子内で均一に反応が起こる。ところが、化学反応速度が拡散速度に比べて速くなると(拡散律速)、反応原料ガスが触媒内部へと拡散していくうちに反応してしまい、粒子の中心部では反応原料の濃度ははばりとなって、中心部分の表面にある活性点は反応に関与しなくなる。そこで、実際の反応速度と、全表面積が有効にはたらいっているときに得られる反応速度との比を触媒有効係数という。拡散過程の影響がないときの触媒有効係数は1で、拡散過程の影響が増すにつれて触媒有効係数は1より小さくなる。

52-12 原子炉格納容器の水素濃度測定について

原子炉格納容器の水素濃度測定について

重大事故時の原子炉格納容器内の水素濃度の状況を監視するために、以下により水素濃度の測定を実施する。

1. 水素濃度監視設備

(1) 設備概要

炉心損傷事故時に、事故の初期段階から、水素濃度が変動する可能性のある範囲で原子炉格納容器内の水素濃度を連続測定ができるよう、可搬型の格納容器内水素濃度計を、格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続し、事故時の原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室において連続監視できるようにする。

設備の系統概要を図1に示す。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

方式 : 熱伝導度測定方式

測定範囲 : 水素濃度 0~20vol%

泊3号炉においては、上記以外にサンプリングガスから原子炉格納容器内の水素濃度を測定するための後備設備として、試料採取管に採取した格納容器ガスから水素濃度を測定できるガス分析計（ガスクロマトグラフ）も有している。被ばく線量、水素濃度が低下し事象が長期的に安定した以降等には、これらによる測定も考慮する。

ガス分析計（ガスクロマトグラフ）

方式 : 熱伝導式

測定範囲 : 水素濃度 0~100vol%

なお、格納容器雰囲気ガス試料採取設備については、S s地震動に対し耐震性を有していることを確認している。また、有効性評価において確認している格納容器最高圧力(約0.360 MPa)・温度(約141℃)での当該設備の健全性を確認している。

(2) 代替電源の確保

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために必要な格納容器取出し部の電動弁、

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置などの電源は，非常用電源から給電可能となっており，全交流動力電源喪失の場合にも，代替非常用発電機から給電可能としている。

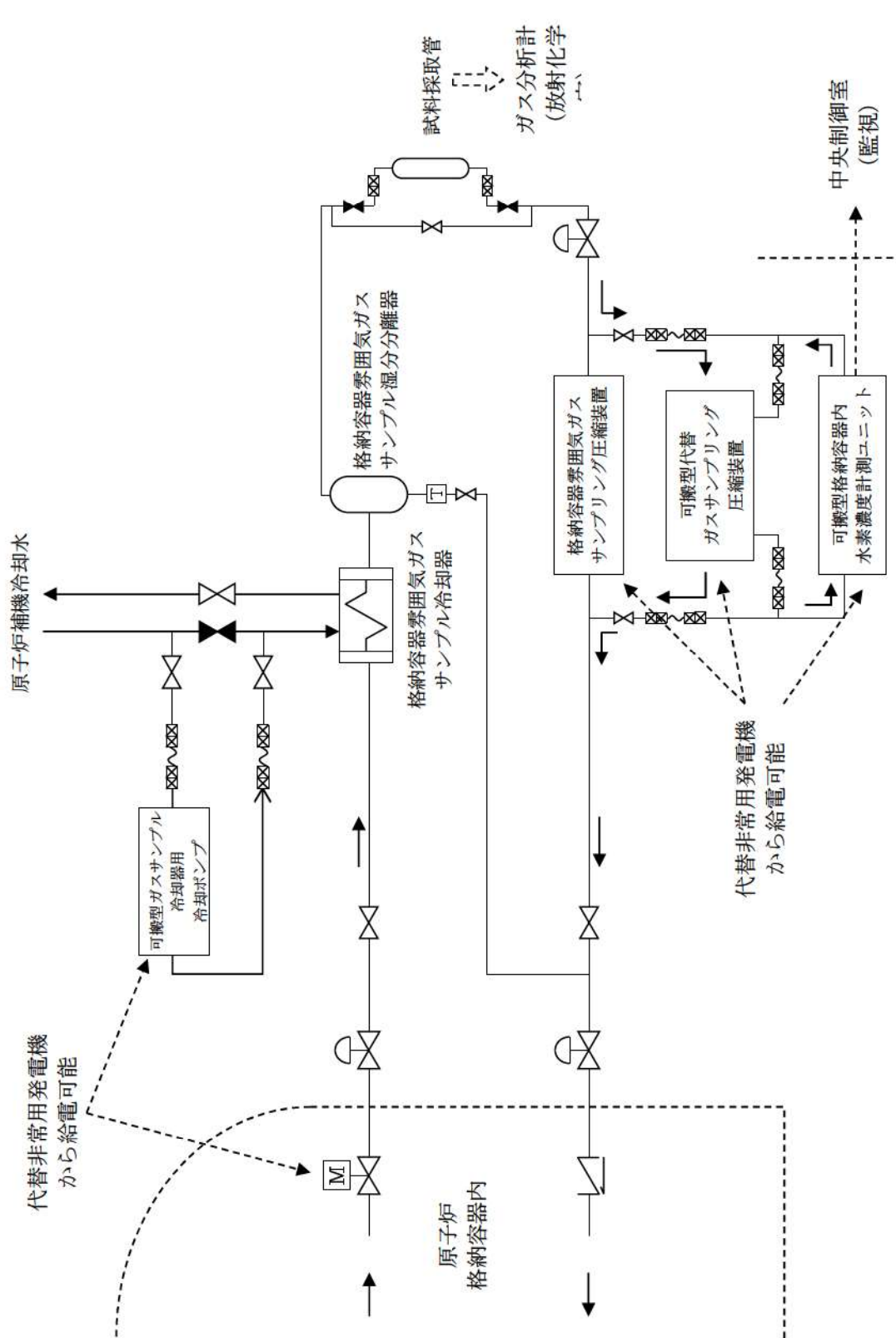


図1 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを使用した格納容器水素濃度測定

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの測定原理と適用性について

1. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの役割と求められる仕様の考え方

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する水素を監視する目的で、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。

PWRプラントでは、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素濃度を制御する目的で原子炉格納容器外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることやPARRや格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）による水素濃度低減等を原子炉格納容器内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視できることが主な役割である。

このために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、プロセス計器として、中央制御室にて原子炉格納容器内水素濃度の推移（トレンド）を連続的に監視できることが必要であり重要となる。水素濃度レベルの程度や推移の監視ができる計測精度としては、概ね1vol%以下の測定精度を有する必要がある。

一方、ガス分析器（ガスクロマトグラフ）は、詳細なガス成分割合の分析を高精度で測定することができるが、分析員の手分析測定による間欠的な試料採取のため、被ばく等の観点から炉心損傷事故初期の対応が困難であり、中央制御室でのリアルタイムでの連続的な水素濃度監視については可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットでの監視測定が適している。

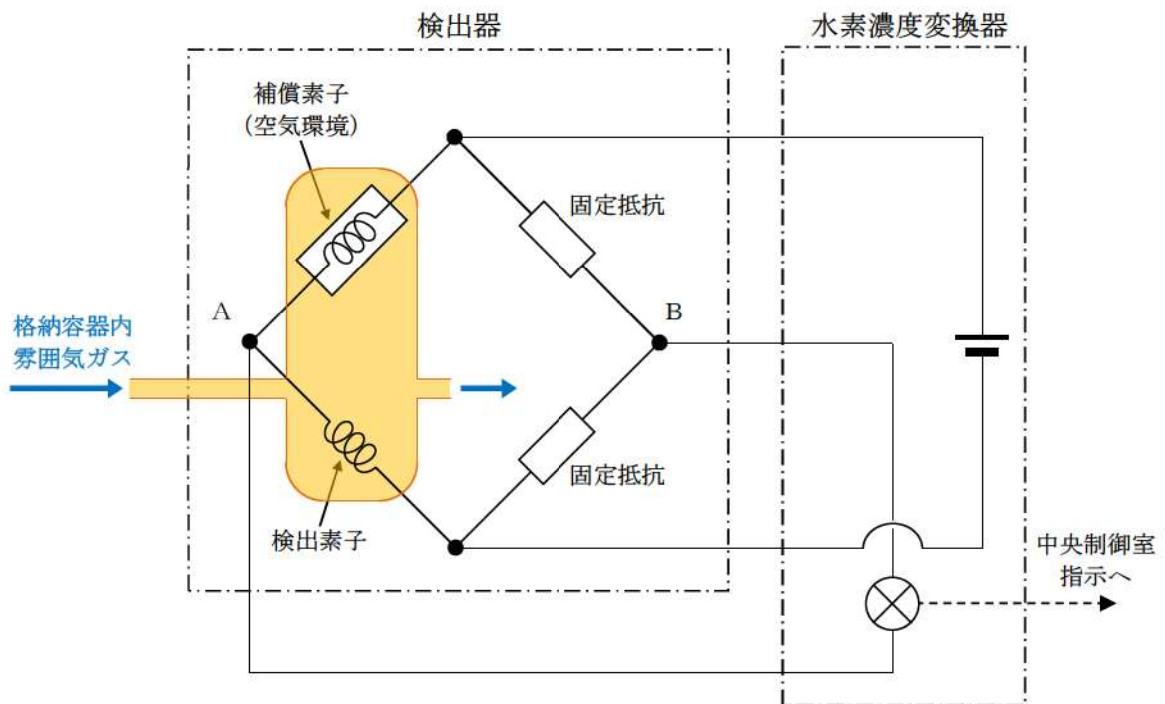
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、水素の熱伝導率が空気、窒素、酸素等と大きく異なることを利用した、水素に着目した熱伝導式の濃度計であり、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がなく、また、キセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気と比較してモル分率が十分小さいためサンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さいことから、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない利点がある。したがって、後述するシステムとしての測定精度を認識した上で、重大事故対処時の原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）の監視のために対応できるものとしている。

2. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの測定原理

(1) 測定原理

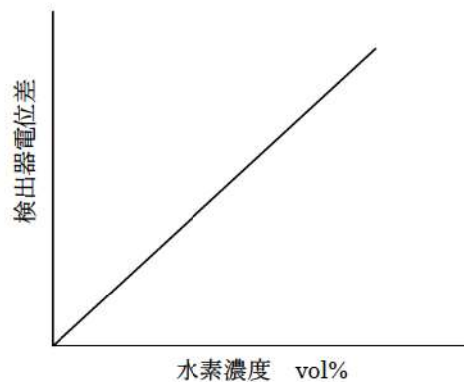
熱伝導式の水素検出器は、別図-1 に示すとおり、白金線のフィラメントで構成する検出素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路を構成している。検出素子の部分に、サンプリングされた格納容器内雰囲気ガスが流れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており、格納容器内雰囲気ガスは直接接触しない構造になっている。

(補償素子の標準空気容器の外側には格納容器内雰囲気ガスが同様に流れ、温度補償が考慮された構造である。)



別図-1 水素検出回路概要図

水素濃度変換器により電圧を印加して検出素子と補償素子の両方の白金線を約 200°C に加熱した状態で、水素を含む測定ガスを流すと、検出素子側は測定ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、別図-1 の AB 間に電位差 (電流) が生じる。この電位差が水素濃度に比例する (別図-2) 原理を用いて、水素濃度を測定する。



別図－2 水素濃度と検出器電位差の関係

水濃度計は、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用し、標準空気に対する格納容器内雰囲気ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものである。

水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm である一方、酸素、窒素は、約 $0.026\sim 0.027\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm で基準となる空気 (約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm) と熱伝導率がほぼ同じであり、空気内主要成分は窒素が $78\text{vol}\%$ 程度、酸素が $20\text{vol}\%$ 程度であることから、PARやイグナイタによる水素除去が進み、酸素濃度等のサンプルガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がなく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない利点があり、原子炉格納容器内雰囲気ガスにおける水素濃度に着目したプロセス計器として適用できるものである。

また、燃料損傷時に発生するキセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気に対して熱伝導率は低いですが、水素や空気と比較してモル分率が十分小さい (約 1000 分の 1 以下) ため、サンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

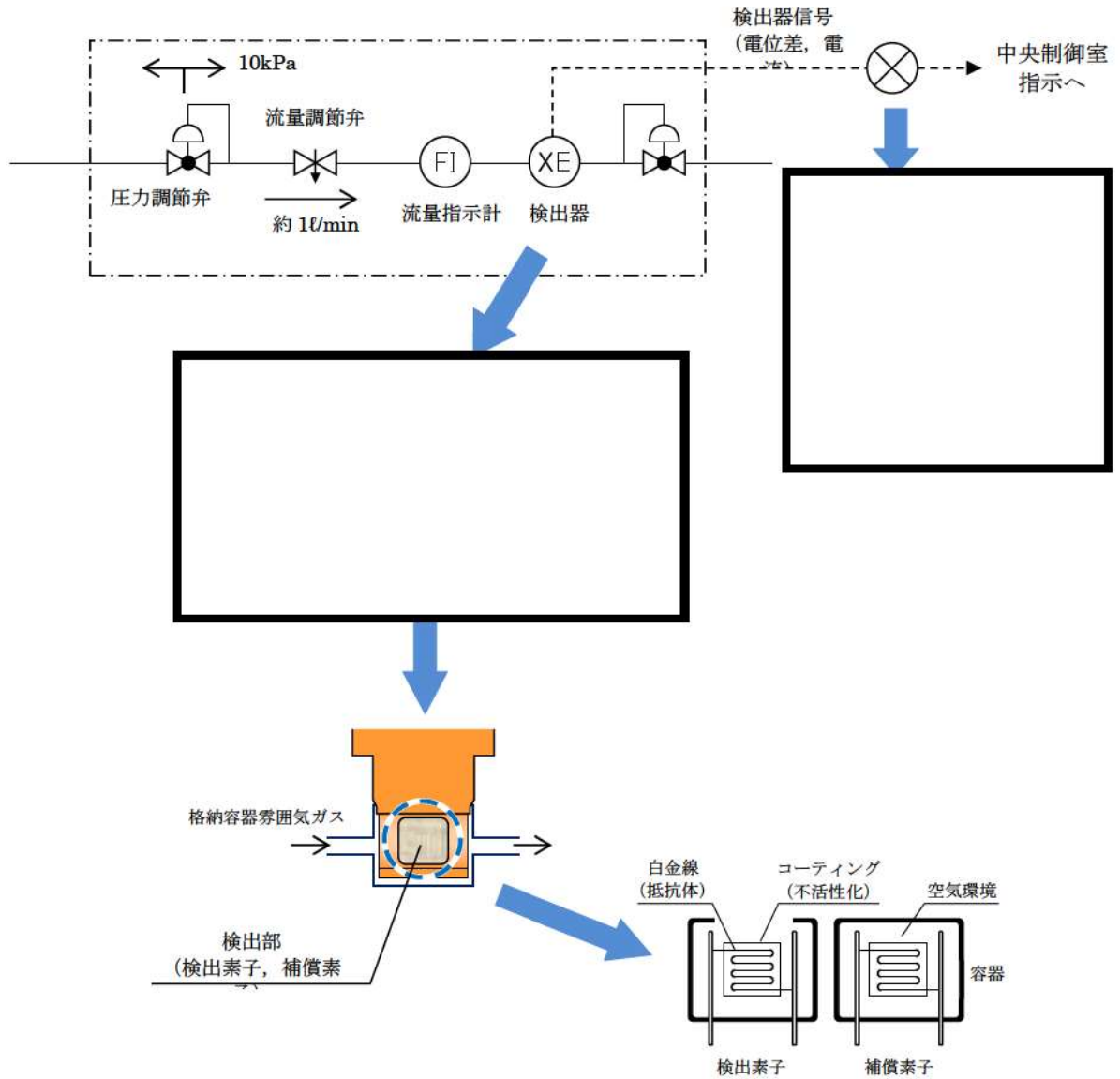
なお、事故時仮に一酸化炭素が発生した場合においても、一酸化炭素の熱伝導率は、 $25.0\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm であり、空気 ($25.9\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm) に近い値であるため、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

以上より、原子炉格納容器内雰囲気ガスを測定する場合でも、水濃度計が持つ計測誤差 ($\pm 5\%$ span, $0\sim 20\text{vol}\%$ レンジで $\pm 1\text{vol}\%$) を大きく逸脱しない範囲で水素濃度の測定が可能と考えられる。

ガスの種類	熱伝導率 (mW/(m・K)) at25°C, 1atm
水素	180.6 (約 0.18W/(m・K))
窒素	25.84
酸素	26.59
空気	25.9 (約 0.026W/(m・K))
キセノン	5.59
一酸化炭素	25.0

(2) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの構造

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの構造概要は別図-3 のとおりである。



別図-3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 基本構造図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの仕様と水素濃度測定システムの構成

(1) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの基本仕様

測定レンジ：水素濃度 0～20vol%に設定

測定精度：±5%span

上記測定レンジの空气中水素濃度に対して±1vol%

使用温度範囲：-10～70℃

使用圧力範囲：大気圧（±10kPa）

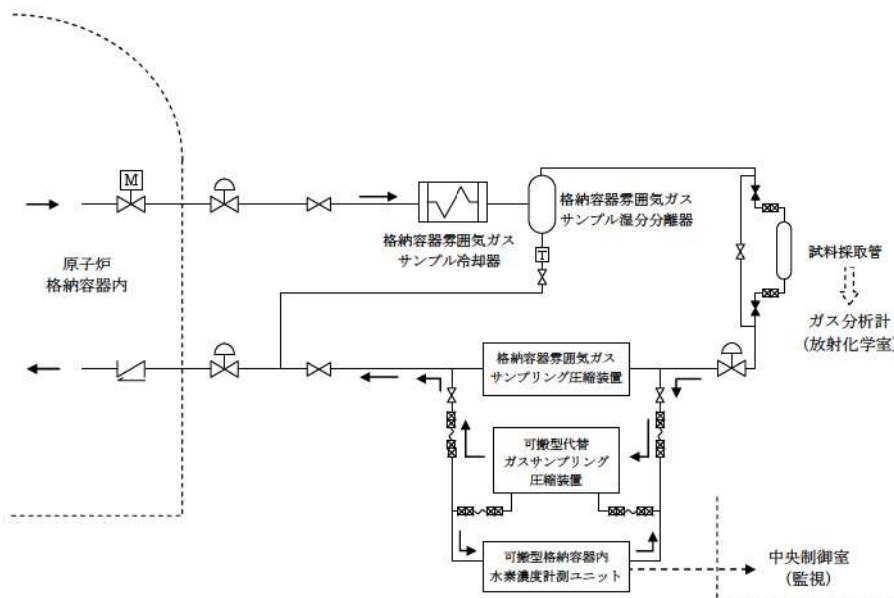
測定ガス流量：約 1ℓ/min

水素濃度の計測範囲 0～20vol%において、計器仕様上は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、十分に事故対処時の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(2) 水素濃度測定システムの構成

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器雰囲気ガス試料採取設備の構成を、別図-4に示す。

原子炉格納容器からのサンプリングガスは、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器で冷却凝縮され、湿分分離器で水分を除去する。そして、ほぼドライ状態となった格納容器内雰囲気ガスを可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで測定する。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの検出器からの信号は、水素濃度変換器を経て中央制御室のAM設備監視操作盤に表示されるため、中央制御室での水素濃度監視が可能である。



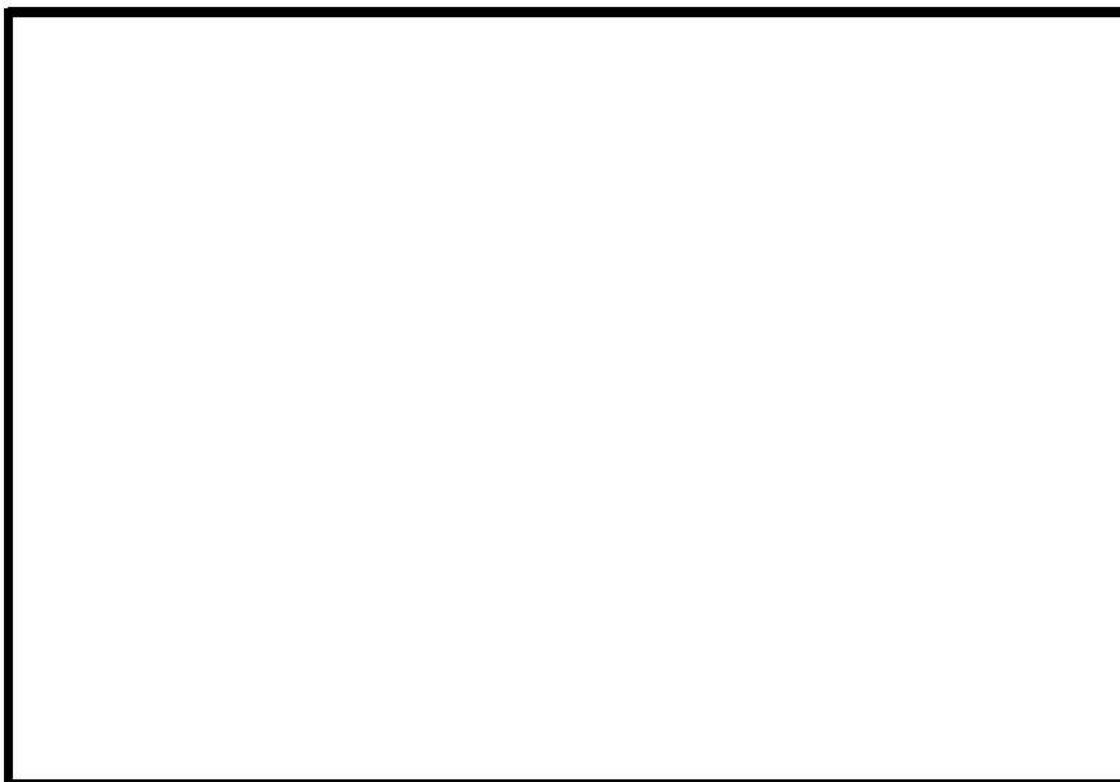
別図-4 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

(3) 測定ガス条件の水素濃度測定精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた格納容器内雰囲気ガスは、十分な除熱性能を有している格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により、原子炉補機冷却水と熱交換することで約 45℃以下まで冷却することができ*、その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器に格納容器雰囲気ガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にも格納容器雰囲気ガスが流れることで、標準空気の温度が格納容器雰囲気ガスに追従するように温度補償される検出器構造となっている。したがって、格納容器雰囲気ガスの温度は一定温度で検出器に供給され、検出器内で温度補償されることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、水素濃度 4vol%の試料ガスについて、温度を 20℃～60℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。(別図-5)

※：重大事故時の原子炉格納容器内温度を 141℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも、冷却器により約 45℃以下に冷却できる。



別図-5 各温度条件での水素濃度出力値

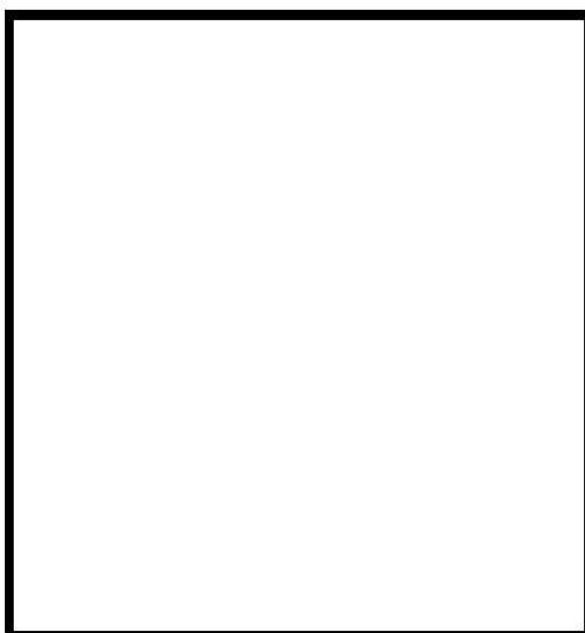
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 流量

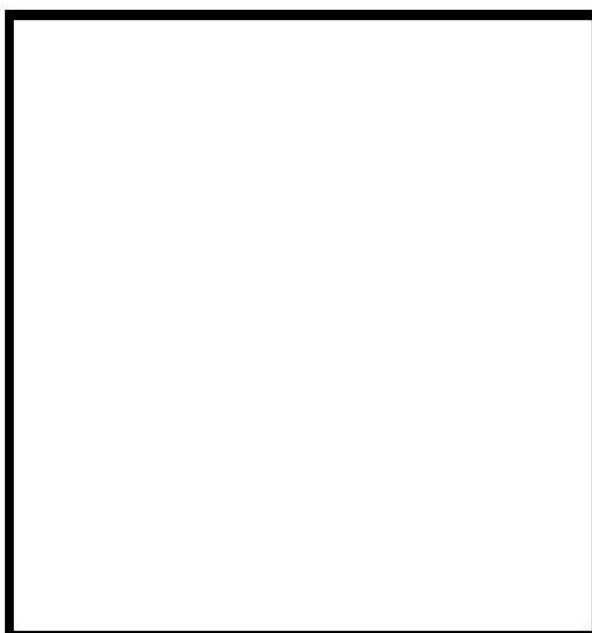
検出器へ流れる格納容器雰囲気ガスの流量は、 $1\ell/\text{min}$ 程度の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御することとしている。なお、検出器へ流れるサンプリングガス流量を約 $0.6\sim 1.2\ell/\text{min}$ の範囲で変化させた試験を行い、水素濃度計の指示に有意な変化は認められないことを確認している。

c. 湿分

検出器へ流れる格納容器雰囲気ガスの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度測定値へ影響することが考えられるが、サンプリングする格納容器内雰囲気ガスは格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換することで約 45°C 以下まで冷却され、下流の湿分分離器により格納容器雰囲気ガス中の湿分を除去するよう設計しており、水素濃度計測装置の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）、雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられないため、検出器での湿度はほぼ一定であり、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。なお、水素濃度 $0\sim 20\text{vol}\%$ 、温度 20°C の試料ガスについて、相対湿度を $30\sim 90\%RH$ の範囲で変化させた試験を行った。その結果、水素濃度 $20\text{vol}\%$ において $0.5\text{vol}\%$ 程度の変化は見られるものの、相対湿度の変化に対して、水素濃度計指示に有意な変化はないことを確認している。（別図-6, -7）



別図-6 20°Cにおける湿度依存性



別図-7 20°Cにおける各湿度条件での感度特性

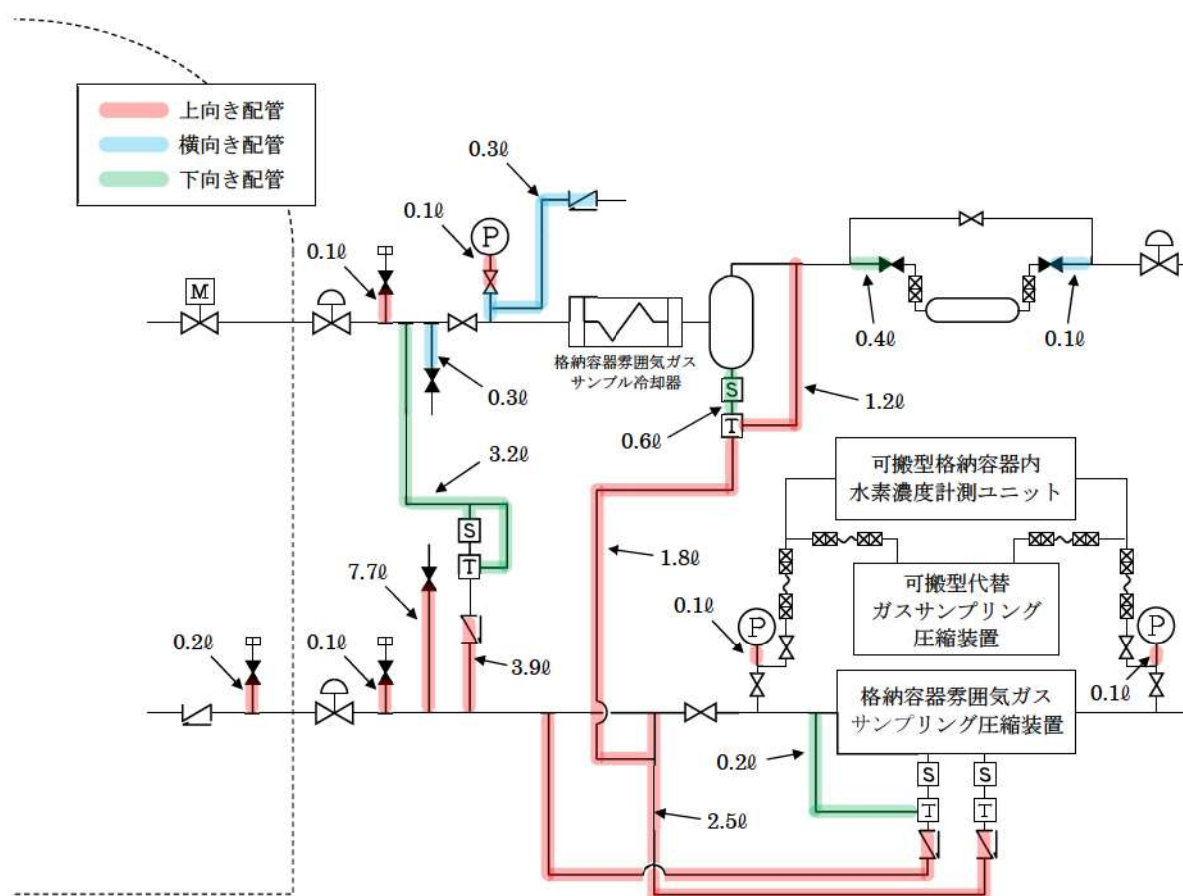
格納容器雰囲気ガス試料採取設備内での水素の滞留について

1. 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の分岐管

泊発電所 3号炉 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統は、別図-9 に示すとおり分岐管が存在し、それぞれ別図-9 に示す配管容量を有している。

別図-9 中、緑で着色しているラインは下向き分岐管であり、分岐管内に水素が流入したとしても比重差により系統に戻ることを期待できることから滞留の可能性はないと考えられる。

一方、別図-9 中、赤及び青で着色している分岐管については、上向き分岐管及び横向き分岐管であり、一部分岐管長が長く、系統の流れによる換気作用が期待できないことが考えられるため、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内で水素燃焼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機能を損なうことがないことを強度評価により検証した。



別図-9 格納容器雰囲気ガス試料採取設備の分岐管概略図

2. 爆轟が生じる可能性について

格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素は、ジルコニウム-水反応等によって発生した濃度 13vol%未満（ドライ換算）の原子炉格納容器内の水素であり、凝縮により濃度 13vol%以上の爆轟が生じる可能性がある領域に達することはない。

爆轟に至る条件は、空間形状や長さにも依存するため、水素濃度が 13vol%未満であっても燃焼から爆轟へ転ずる可能性があるが、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統は以下の理由から爆轟は生じない。

- ・主配管は、配管長と配管口径の比は大きいものの、両端が解放されており、かつオリフィスのような障害物による火炎が加速する可能性がある構造ではない。また、水素濃度が 13vol%未満であることから、爆轟は生じないと考えられる。
- ・分岐管については、配管長と配管口径の比は大きいですが、水素濃度は 13vol%未満であり、また、片側は閉塞されているが、障害物は存在しない*ため爆轟は生じないと考えられる。
- ・過去、BWR プラントで配管破断事故が起こった事例があるが、原子炉水の放射線水分解により発生した水素：酸素＝2：1、つまりドライ換算で水素 66vol%と非常に高濃度の水素濃度であったと報告されている。一方、泊発電所 3 号炉の格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素は、有効性評価で示しているとおおり、ドライ換算で 13vol%未満の原子炉格納容器内の水素であるため、水蒸気凝縮を考慮しても爆轟は生じないと考えられる。

※：過去の細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験を調査した結果では、水素濃度 13vol%未満の場合は、片側閉塞構造の流路であっても、障害物がない場合は爆轟が発生している事例はない。

3. 水素燃焼が発生した場合の強度評価

「2. 爆轟が生じる可能性について」で記載のとおり、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内で爆轟が生じる恐れはないことから、水素の燃焼が起きた場合を想定し、配管強度が十分であることを評価した。評価の結果を以下に示す。

(1) 評価条件

水素燃焼時の初期条件を、事故時の原子炉格納容器内の条件を考慮し、以下の通り設定した。

- ・水素濃度：13vol%（ドライ換算）

（根拠）有効性評価において原子炉格納容器内水素濃度の最高値は13vol%未満（ドライ換算）であることが示されていることから、これを上回る13vol%（ドライ換算）で評価を行う。

- ・最高圧力：0.36MPa

（根拠）有効性評価においての原子炉格納容器内最高圧力で設定している。

申請書添付書類十（原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオ及び格納容器過圧破損シナリオ）記載値。

- ・最高温度：141℃

（根拠）有効性評価においての原子炉格納容器内最高温度で設定している。

申請書添付書類十（格納容器過温破損シナリオ）記載値。

（※配管の許容応力の計算に使用）

- ・最低温度：40℃

（根拠）代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置の吸込み温度条件（50℃以下）に余裕を見て、設定している。

（※燃焼圧力の計算に使用：温度が低い方が燃焼圧力が高くなる。）

(2) 燃焼圧力と配管強度の評価

上記の条件にて評価した結果、燃焼圧力は保守的に見ても約2.2MPaとなった。なお、これは完全閉空間での計算結果であるため、開口がある場合には、これより小さな圧力上昇になると考えられる。

これに対して配管許容圧力は最も許容応力が低い1B管で約17.4MPaであることから十分余裕を有している。

4. まとめ

- ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統の分岐管で一部系統の流れによる換気効果が期待できない箇所があるものの、格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の水素濃度はジルコニウム-水反応等によって発生した濃度 13vol%未満（ドライ換算）の原子炉格納容器内の水素であり、水蒸気がすべて凝縮した場合でも水素濃度は 13vol%未満である。
- ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統の構造を考慮しても爆轟は生じない。
- ・水素の燃焼が起きた場合においても配管強度は十分な余裕を有している。

格納容器内水素濃度計測に伴うサンプリングガスの冷却について

泊発電所3号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度は、最大で約141℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器水素濃度計測では、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を使用するが、その吸込み温度条件は、50℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器水素濃度計測のためには、サンプリングガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水ポンプにて行われる。

ただし、全交流電源喪失時においては、原子炉補機冷却水ポンプを復旧する手順を見込んでいないため、サンプリングガスの冷却は、可搬型大型送水ポンプ車に頼る必要がある、さらに、可搬型大型送水ポンプ車が到着するまでの約24時間以前は可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプによる冷却で対処を行うこととしている。

ここでは、以上の冷却水供給ポンプのうち、冷却性能評価が最も厳しい、最も流量が低い可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの冷却性能の評価について以下にまとめる。

1. 評価条件

- ・サンプル側入口温度：141℃
- ・サンプル側出口温度：45℃
- ・サンプル側流量：6.8kg/h
- ・冷却水入口温度：40℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：1000kg/h(可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの容量約1m³/hより)
- ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ自体の入熱：入熱なし

2. 評価条件の根拠

- ・サンプル側入口温度：141℃
(根拠) 重大事故発生時の原子炉格納容器内最高温度で設定している。
申請書添付書類十(格納容器過温破損シナリオ)記載値。
- ・サンプル側出口温度：45℃
(根拠) 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の吸込み温度条件(50℃以下)に余裕を見込んだ値を設定している。
- ・サンプル側流量：6.8kg/h

(根拠) 事故前の原子炉格納容器内条件として、0.1MPa(a)、49℃とすると、事故時の原子炉格納容器内の空気および蒸気の場合は、

$$\text{空気分圧 } 0.1 \times (273+141) / (273+49) \approx 0.13\text{MPa(a)}$$

$$\text{蒸気分圧 } 0.46 - 0.13 = 0.33\text{MPa(a)}$$

から、空気 28%、蒸気 72%となる。

ガスサンプル流量を定格の 2Nm³/h(2000Nℓ/h)とした場合、蒸気(72%)が全て凝縮すれば、その時の凝縮液量 W_{st} は次の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_{st} &= (2000[\text{Nℓ/h}] / 22.4[\text{Nℓ}]) \times (0.72 \times 18[\text{g/mol}] / 0.28) \\ &= 4132.7[\text{g/h}] \rightarrow \text{蒸気分としての凝縮液量 } W_{st} = 4.2[\text{kg/h}] \end{aligned}$$

また、この時の空気量 W_{ai} は次の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_{ai} &= (2000[\text{Nℓ/h}] / 22.4[\text{Nℓ}]) \times 29[\text{g/mol}] \\ &= 2589.3[\text{g/h}] \rightarrow \text{空気量 } W_{ai} = 2.6[\text{kg/h}] \end{aligned}$$

従って、サンプル側流量は 4.2+2.6=6.8kg/h としている。

- ・冷却水入口温度：40℃

(根拠) SA 時直後の原子炉補機冷却水温度として、通常時の原子炉補機冷却水温度 32℃に余裕を見込み 40℃に設定している。

- ・冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機冷却水通水量は 1m³/h×24Hr=24m³のみのため、原子炉補機冷却水システム側のヒートシンクは期待しておらず、原子炉補機冷却水システムの循環による温度上昇は考慮する必要がないため。

- ・冷却水流量：1000kg/h

(根拠) 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプの定格流量(1m³/h)(1ℓ≒1kgで換算)

- ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ入熱：入熱なし

(根拠) ポンプメーカー見解。(メーカー試験結果による。)

3. 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 45℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積 0.21m²を上回る冷却器伝熱面積 0.53m²を有することを確認した。

以上

格納容器水素濃度の計測に係る設備からの水素漏えい防止対策

格納容器雰囲気ガス試料採取設備を用いた格納容器水素濃度の計測は、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なっている。

格納容器雰囲気ガス試料採取設備の系統内の設備は、系外への漏えいが発生しないよう別表 1 に示すと通りの漏えい防止対策が取られている。

よって、格納容器水素濃度の計測に係る設備からの水素漏えいの可能性は低い。

別表 1 格納容器水素濃度の計測に係る設備の漏えい防止対策について

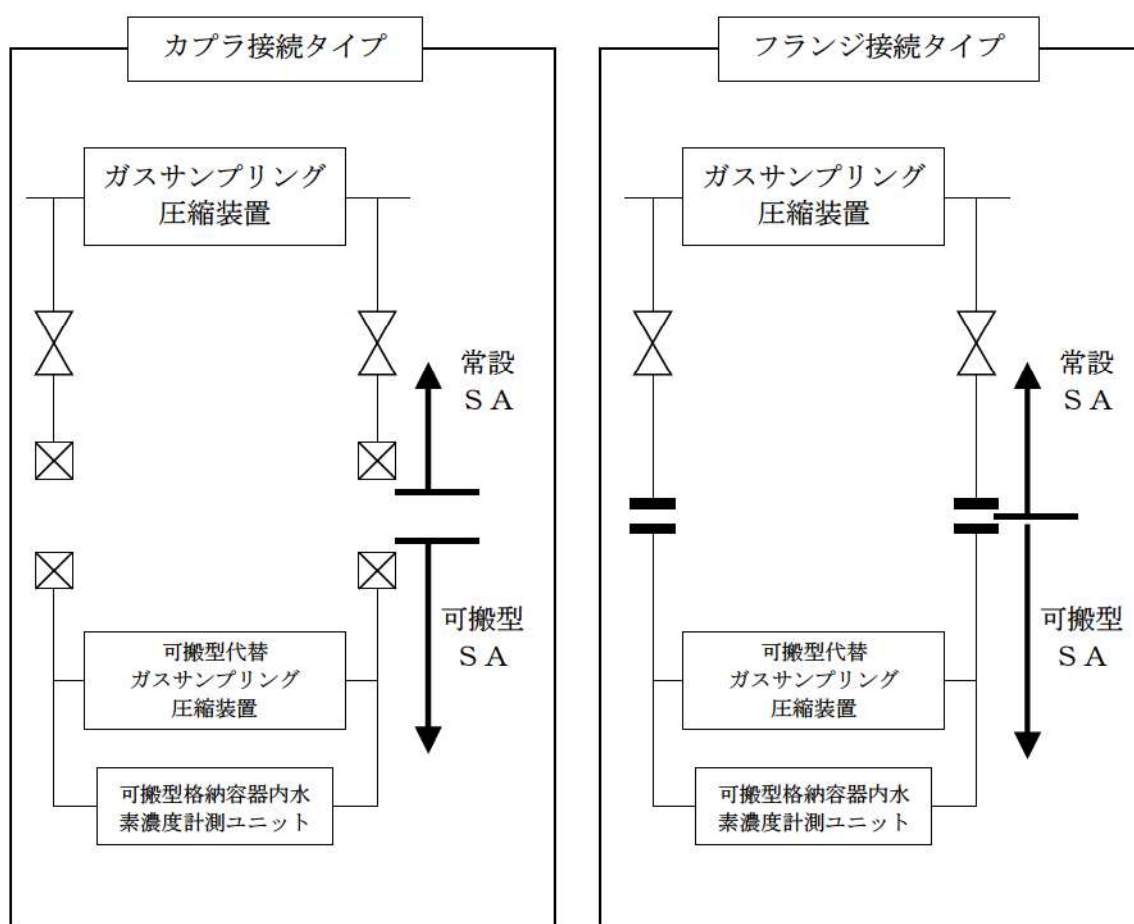
No.	機器	漏えい防止対策
1	配管、弁（既設）	格納容器雰囲気ガス試料採取設備の既設の配管、弁は、CV内の放射線濃度を測定するため設計された系統であり、被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管および弁は基本的に溶接構造であり、さらに、弁は、ベローズ構造等によりシールすることで、漏えい防止対策がとられている。
2	試料採取管	試料採取管の接続部は手分析時に取り外すクイックカプラを採用している。クイックカプラはシール構造とすることで、漏えい防止対策がとられている。クイックカプラは、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
3	格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置（既設）	上述の通り、漏えいし難い構造を採用している。圧縮装置内部の取り合い部などはフランジ接続であるが、パッキンでシールされているため、漏えいが発生する可能性は十分に低い。また、ピストンロッドとピストンロッド穴にもパッキンが取り付けられており、圧縮空気の漏えいを防いでいる。接続部を含む当該圧縮装置は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
4	可搬型設備との接続部	接続部は上述の試料採取管と同様のクイックカプラを採用している。クイックカプラは、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
5	可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	ピストンにはピストンリングが取り付けられ、内部ガスの気密が保持されている。配管接続部はいずれもシール構造となっているため、内部ガスの気密は保持されている。ピストンリングおよびシール構造部を含む当該圧縮装置は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。

No.	機器	漏えい防止対策
6	後置冷却器配管	接続部はいずれもシール構造となっているため、内部ガスの気密は保持されている。ドレントラップはバルブ部でシールされており、ドレン排水の際にも内部ガスが排出されずドレン水のみ排出することで漏えい防止対策が取られている。シール構造部を含む当該冷却器は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
7	自力式減圧弁	配管接続部はシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。シール構造を含む当該減圧弁は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
8	背圧弁	配管接続部はシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。シール構造を含む当該弁は、事故時に想定される温度、圧力を包絡した仕様である。
9	フレキシブルホース	ホースは密閉構造のため系外への水素の漏えいは発生しない。
10	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットのラック内の配管と機器の接続部などは基本的にシール構造となっており、漏えい防止対策がとられている。また、ラック内は、自力式減圧弁によりほぼ大気圧(10kPa程度)に減圧しており、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は十分に低い。減圧弁の上流側については、その条件を包絡した仕様である。

水素濃度監視に係る系統切替えに伴う接続方法

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット等を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統への切り替えに伴う接続方法については、フランジ接続タイプとカプラ接続タイプ（フランジよりも簡便な接続方法）がある。

泊発電所3号炉においては、よりメリットの大きいカプラ接続タイプを採用することとする。



(検討内容)

取り合い部については、別表2のメリット・デメリットを踏まえ、カプラ型のメリットが大きいと判断する。

別表2 カプラ接続タイプとフランジ接続タイプのメリット・デメリット

	カプラ接続タイプ	フランジ接続タイプ
メリット	<ul style="list-style-type: none"> ・限られた時間の中での接続が必要となる中、より簡便な接続方法であり、より短時間での接続が可能 ・接続部の信頼性が高い（作業員の技量によらない） ・現場作業員の作業性・環境性（作業時被ばく等）を考慮した設備設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設重大事故等対処設備側は全て J S M E クラス 2 に適合させることができる。
デメリット	<ul style="list-style-type: none"> ・常設重大事故等対処設備側の接合部（カプラ部）が機械接合となり、また配管とカプラ部の接続がねじ込みとなり、いずれも JSME クラス 2 に規定がない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・限られた時間の中での接続が必要となる中、カプラ接続タイプより接続に時間がかかる。その分貴重な対応要員が本作業にとられることになる。 ・接続部の信頼性が作業員の技量によることとなり、不適切な接続を行った場合、水素が漏えいすることとなる。

52-13 格納容器水素イグナイタについて

格納容器水素イグナイタについて

1. 設置目的

2. イグナイタの仕様

- (1)イグナイタの仕様
- (2)イグナイタの電源容量算出

3. イグナイタの電源構成

4. 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について

- (1) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について
- (2) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件の検討内容について
- (3) 全交流電源喪失時のイグナイタ起動イメージ
- (4) 泊3号炉 水素燃焼シーケンス（大LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入）解析結果

5. イグナイタの設置個数及び設置場所について

- (1) 設置場所及び個数の基本的考え方
- (2) イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- (3) 計器・機器への影響を考慮した配置

6. イグナイタ温度監視装置の概要

- (1) 設置目的
- (2) 設備概要
- (3) イグナイタ温度監視装置用温度計（熱電対）の性能試験について

7. イグナイタの解析結果について

- (1) 解析条件
- (2) 解析内容
- (3) 解析結果

参考資料

- 別紙1 イグナイタ着火による再循環ダクト等周辺機器への影響評価について
- 別紙2 イグナイタ着火の熱影響について
- 別紙3 原子炉格納容器ドーム部頂部付近への施工方法について
- 別紙4 イグナイタによる水素燃焼の影響を考慮する評価対象機器について

格納容器水素イグナイタについて

1. 設置目的

格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）は、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に適切に配置することで、炉心損傷時のジルコニウム（Zr）-水反応により短期間に格納容器内に発生する水素を計画的に燃焼させることにより初期の水素生成量のピークを抑える目的で設置するものであり、原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）による水素除去とあいまって、より一層の格納容器内の水素低減に有効なため、さらなる対策設備として設置するものである。

2. イグナイタの仕様

(1) イグナイタの仕様

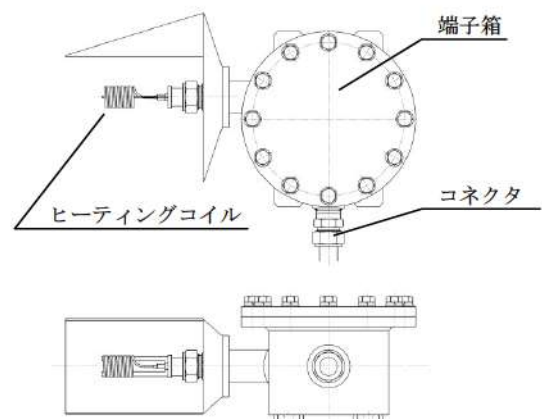
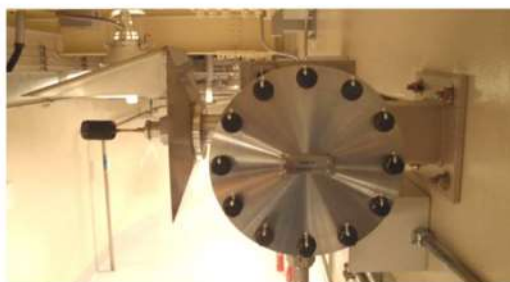
イグナイタは、通電することによりヒータ部を加熱（約 900℃）させ、発生した水素を強制的に燃焼させることで格納容器内の水素低減を図る装置であり、既設プラントで実績のあるヒーティングコイル式を採用する。

【動作原理】

- ①イグナイタに通電し、ヒータ部を加熱する。
- ②水素濃度が上昇し、可燃範囲に入ると水素が燃焼し、水蒸気となることで水素濃度を低減する。

方式	ヒーティングコイル方式
容量	約 550W（1 個当たり）
主要寸法	幅 約 200mm 奥行 約 500mm 高さ 約 300mm
燃焼開始水素濃度	8vol%以下（ウェット濃度）
個数	12 個（予備 1 個（ドーム部））

※イグナイタの構成材料は、ヒータシースにインコネル、専用ケーブルに無機絶縁物と金属シース、端子台に磁器、端子箱にステンレス等、耐熱性に優れた材料を使用しており、水素燃焼によるイグナイタ本体への熱的影響や蒸気環境による気密性を考慮した設計としている。



(2)イグナイタの電源容量算出

a. 概要

イグナイタの電気容量については、供給電圧の変動を想定しても水素の自己着火温度まで電気式で水素燃焼装置の周囲空気温度を上昇できるように、着火性能試験により着火下限値を確認したヒータ電気容量を上回る、定格電圧 120V で [] W 以上 (556W (公称値)) を有する設計としている。イグナイタの電気容量の算出過程について説明する。

b. 着火性能試験における着火要求条件

着火要求条件については、設置(変更)許可における解析^注の評価条件を用い、着火下限水素濃度を 8vol%以下とし、水蒸気濃度は水素の燃焼限界の上限付近である 55vol%として、水素の流速については、原子炉格納容器内での蒸気の流速が早い傾向となる 4 ループプラントの重要シーケンスの解析において確認しているイグナイタ設置区画内の平均ガス流速(時間平均)の最大値 2.3m/sec を上回る 3.7m/sec を条件として着火性能試験を実施した。

(注) 設置(変更)許可における静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減性能の評価における評価条件の不確かさ影響確認での評価

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

c. 着火性能試験結果及び電気容量算出過程

ステップ	電圧	導体抵抗	電気容量	ヒーティングコイル表面温度	算出過程	
着火性能試験結果	1	108V	—	—	着火性能試験において、印加電圧を徐々に低下させ、水素着火できる下限電圧 (108V) を確認	
	2	108V	□ Ω	—	ステップ1の着火性能試験に使用したヒーティングコイルの導体抵抗 (□ Ω) を確認	
計算	3	108V	□ Ω	□ W	—	ステップ2にて確認した導体抵抗から着火性能試験に使用したヒーティングコイルの電気容量を算出 $W = V^2 / R$ $= 108V^2 / \square \Omega$ $= \square W$ (安全側として □ W)
計算	4	114V	□ Ω	□ W	—	ヒーティングコイルの電圧変動 (定格電圧 120V の -5%) を想定し下限値を 114V としても、455W の容量を有していれば着火性能試験結果を満足できる性能を有する。 ステップ3によって得られた電気容量を満足する導体抵抗値を換算 $R = V^2 / W$ $= 114V^2 / \square W$ $= \square \Omega$ ※
	5	120V	□ Ω	□ W	—	ステップ4にて換算した導体抵抗値のヒーティングコイルに定格電圧 120V を加えた場合の定格電気容量を算出 $W = V^2 / R$ $= 120V^2 / \square \Omega$ $= \square W$ ※
試験	6	—	—	□ W	約 915°C	電気容量 □ W 時のヒーティングコイル表面温度を常温・無風状態で計測した結果約 915°C を確認

d. 定格電気容量

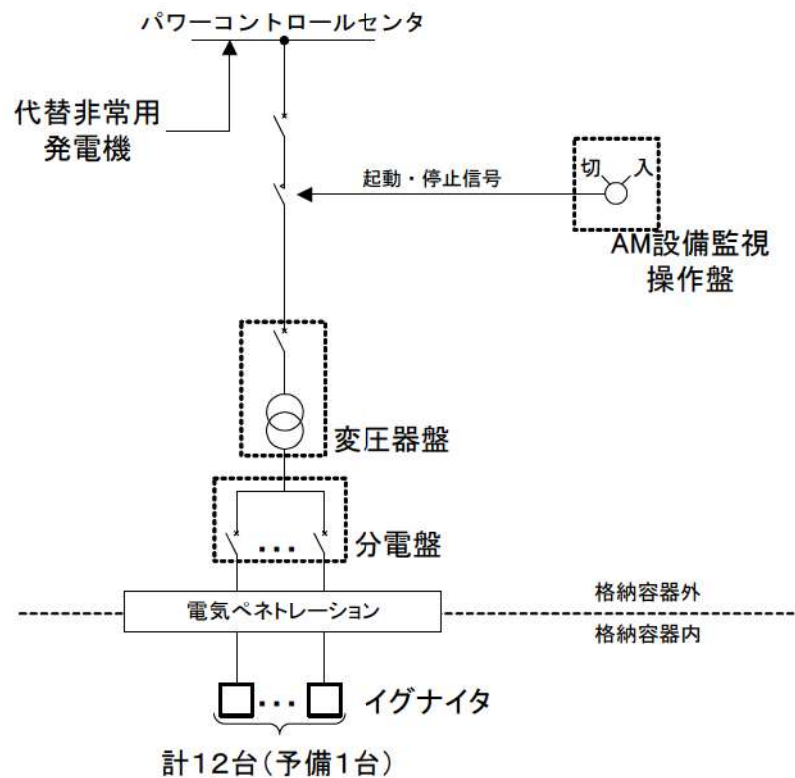
定格電気容量 (公称値) については、□ W に十分な余裕を考慮し、556W としている。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. イグナイタの電源構成

イグナイタは全交流動力電源喪失時においても、代替電源設備（代替非常用発電機）からの給電を可能としている。

代替非常用発電機は、イグナイタの接続される所内低圧母線に接続でき、中央制御室より遠隔起動を可能としており、全交流動力電源喪失後、約 25 分で給電可能である。



4. 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について

全交流動力電源喪失時においては、電源回復までの遅れ時間があることを考慮した上で、イグナイタによる水素濃度制御機能を最大限活用し、格納容器内水素濃度を低下させるために、確実にイグナイタを起動できるよう全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件は以下のとおりとする。

(1) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について

- 電源回復が炉心出口温度 350℃到達後 60 分以内であれば速やかに起動する。

なお、炉心出口温度が 350℃到達後 60 分以内に起動できなかった場合は、イグナイタ起動に伴う実効性と悪影響を考慮し、発電所対策本部と協議の上、イグナイタを起動する。

目安：炉心出口温度 350℃到達から原子炉容器破損まで最短シーケンス（大 LOCA+ECCS 注入失敗+C/Vスプレイ失敗）で約 80 分である。

(2) 全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件の検討内容について

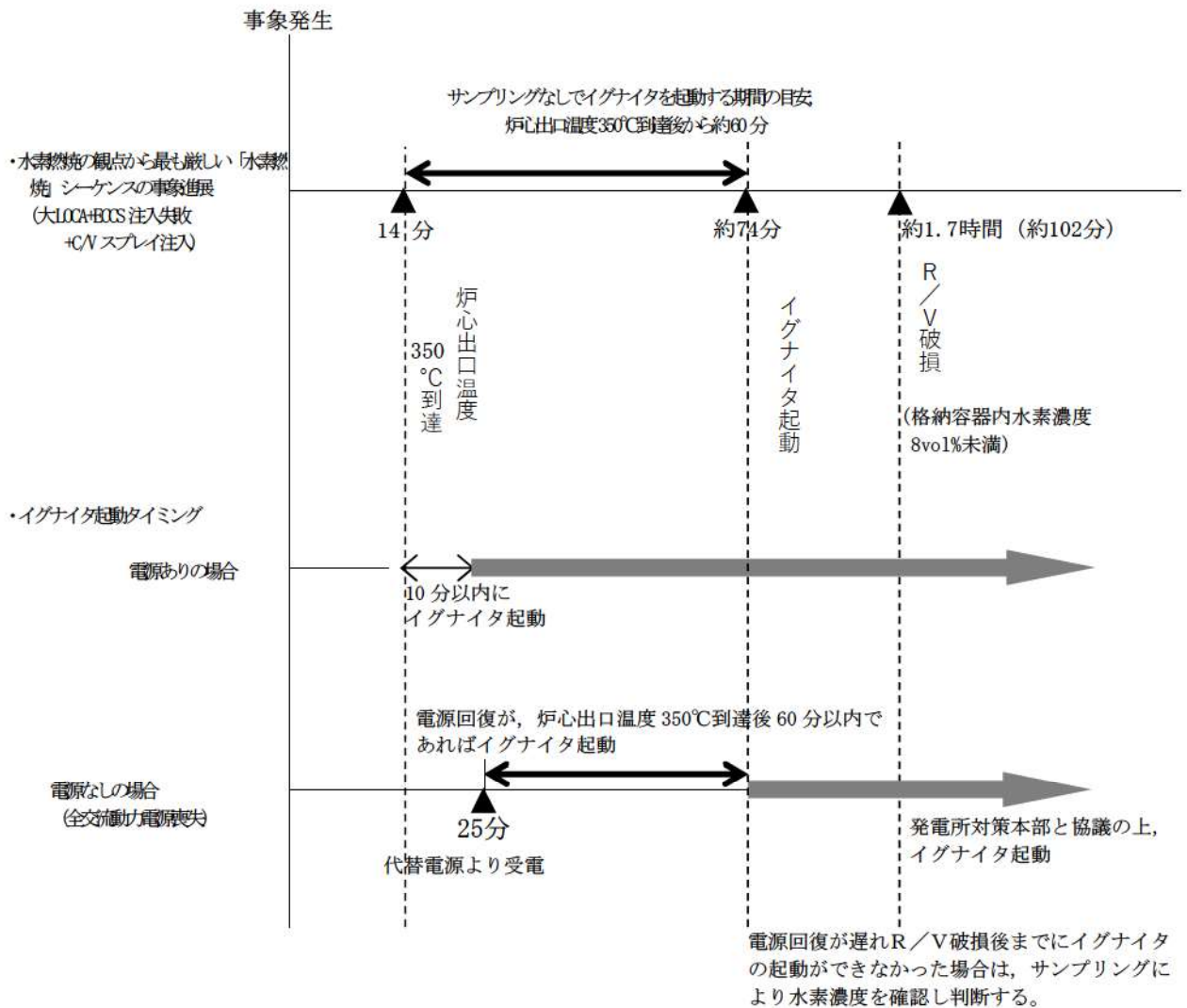
全交流動力電源喪失時において、原子炉容器破損をイグナイタの起動条件の目安とし、原子炉容器破損により放出される水素及び万一ではあるが、MCCIにより発生する水素に対応する。

水素濃度制御を確実に実施するため、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして、「水素燃焼」シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ注入）の解析結果（図2）を元に、全交流動力電源喪失時のイグナイタ起動条件について検討した。

- ・解析結果から、事象発生から原子炉容器破損までは約1.7時間（約102分）であり、原子炉容器破損時の原子炉格納容器水素濃度（ウェット）は8vol%未満である。
- ・炉心出口温度350℃到達から原子炉容器破損までの時間は約90分である。また、原子炉容器破損に至る時間が最も早い「格納容器過圧破損」シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ失敗）においては、事象発生後約1.6時間（約95分）で原子炉容器破損に至ることから、炉心出口温度350℃到達から原子炉容器破損までの時間は約80分となる。
- ・事象発生から原子炉容器破損までは約1.7時間（約102分）であり、全交流動力電源喪失発生時においても、事象発生後約25分で代替電源設備から受電し、速やかにイグナイタが起動可能となることから、炉心出口温度350℃到達後60分以内にイグナイタを起動することで、原子炉容器破損までに十分な余裕を持って起動が可能である。
なお、原子炉容器破損に至る時間が最も早い「格納容器過圧破損」シーケンスだったと仮定しても、炉心出口温度350℃到達後60分以内にイグナイタが起動でき、原子炉格納容器内水素濃度が8vol%に到達する前に十分起動可能である。
- ・ジルコニウム-水反応等によって発生するドライ条件に換算した原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は、事象発生約2.9時間後に11.7vol%まで上昇するが、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。また、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置の効果により減少する。

以上の解析結果から、全交流動力電源喪失時においては、電源復旧後、炉心出口温度350℃到達から60分以内であれば、原子炉格納容器内水素濃度を確認することなく、速やかにイグナイタを起動することで、原子炉格納容器内水素濃度の低減を図る。

(3) 全交流電源喪失時のイグナイタ起動イメージ



(4) 泊3号炉 水素燃焼シーケンス (大破断LOCA+ECCS注入失敗+C/Vスプレイ注入) 解析結果

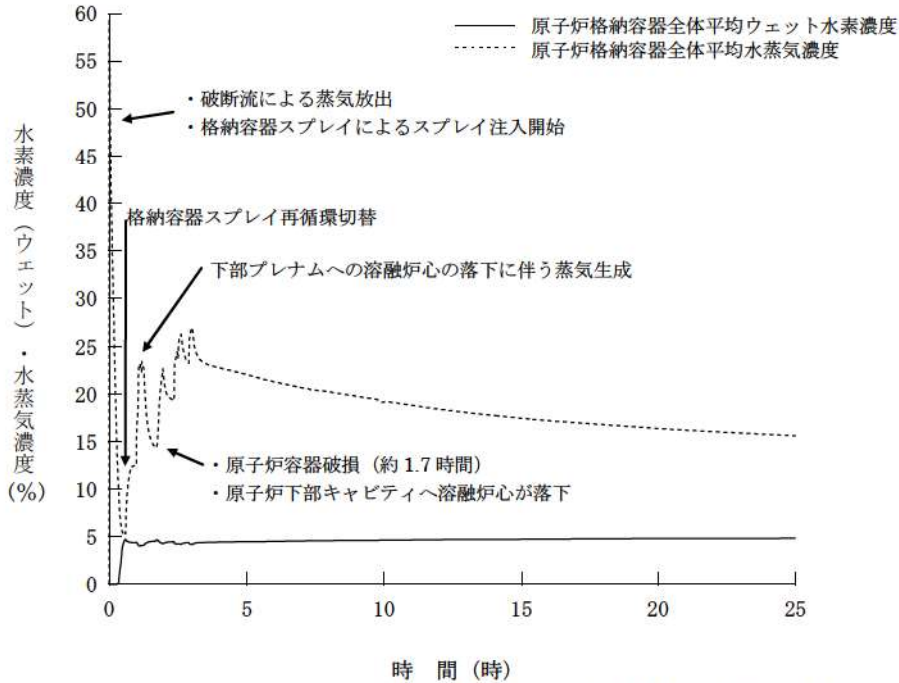
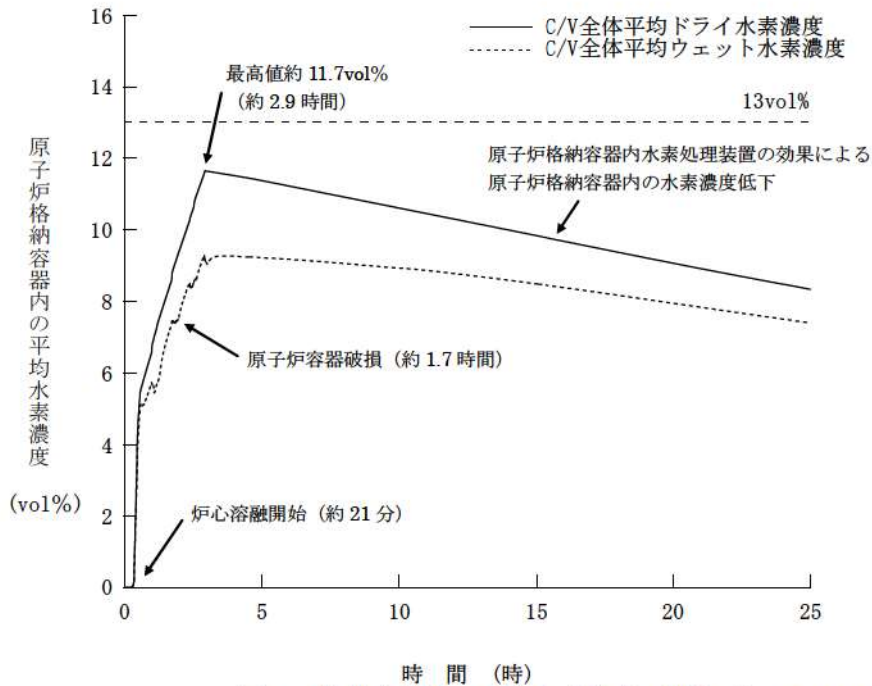


図1 格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP)



評価の結果、格納容器自由体積が大きいため、Zr-水反応によって発生する水素の濃度は限定され、水素爆轟の目安となる格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。また、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素を含め、原子炉格納容器内水素処理装置の効果により減少している。

図2 格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)

5. イグナイタの設置個数及び設置場所について

(1) 設置場所及び個数の基本的考え方

イグナイタは、生成した水素が原子炉格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃焼することができるよう、水素放出が想定される箇所に加え、その隣接区画あるいは水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に設置する。具体的な設置位置は以下のとおり。

(2) イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置

a. 原子炉格納容器の水素混合について

重大事故時に発生する水素の混合挙動については、格納容器スプレイ等により原子炉格納容器全体で大きな循環流が形成され、濃度は均一化すると考えられている。

また、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として①代替格納容器スプレイポンプによる代替スプレイや②自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書※1でも提言）しており、原子炉格納容器内の上下区画に水素の濃度差が生じるという水素濃度の成層化が起こる可能性は十分低い。さらに、③PAR 発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素濃度成層化が起こることはないと考え（表1）。

表1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ※1, 有効性評価
②自然対流冷却		JNES 解析 (H18) ※2
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ※1
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与	

※1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）

※2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）

b. 炉心損傷時に発生する水素への対応

泊3号炉は、水素濃度制御設備としてPAR及びイグナイタの両者を原子炉格納容器内に設置し、著しい炉心損傷時の原子炉格納容器内水素濃度の効果的な低減を図ることとしている。

イグナイタについては、炉心損傷時に発生する水素は原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果等も踏まえて、水素が放出される位置とその後の

通過経路を推定して設置し、発生した水素を確実に処理することとしている（表2）。

しかしながら、仮にこれらイグナイタによっても処理できず、原子炉格納容器ドーム部に流入し頂部付近に滞留もしくは成層化した水素に対しても早期段階から確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち1個予備）追加設置する。追加設置に伴う施工方法及びイグナイタ着火の熱影響については別紙2, 3を参照。

c. イグナイタの追加設置による効果について

原子炉格納容器内の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち1個予備）のイグナイタを追加設置する。

具体的な設置位置は、格納容器スプレイングの配管サポートを利用することとしており、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する。（図3）

イグナイタはウェット水素濃度 8vol%以下で水素を着火させる性能を有しており^{※3}、一般的に水素の火炎伝播は、水素濃度が約 4vol%から可燃領域に入り、約 4vol%から 6vol%では火炎は上方伝播のみ、約 6vol%から 8vol%では上方と水平方向に伝播、約 8vol%以上で下方伝播が起きる。

水素の成層化が生じる状況において水素成層の位置及び厚さには不確かさがあると考えられるが、原子炉格納容器上部ドーム部頂部に水素成層化が生じたとしても、イグナイタを原子炉格納容器ドーム部の最頂部から少し低い位置に設置することで、ウェット水素濃度 8vol%以下の低い水素濃度での着火による火炎の上方伝播により成層化した水素を処理できるものと考えられる。

※3 イグナイタの着火性能について

イグナイタについては、着火要求条件を満足していることの確認のため、試験を行い着火要求条件を満足していることを確認している（表2）。

表2 イグナイタの着火性能

着火要求条件	試験結果
水蒸気濃度：0～55vol% 流速：0.3～5 m/s 電圧：AC120V（ヒータ容量 556W） 水素濃度：8vol%（ウェット）以下	イグナイタの着火において過酷な下記の条件において、水素濃度 6.6vol%（ウェット）以上で着火を確認 <試験条件> 水蒸気濃度：55vol% 流速：5 m/s 電圧：AC120V

（注）着火性能試験におけるガス流速について

原子炉格納容器内の蒸気等の主たる駆動源は、原子炉からの蒸気流出となる。これが最も厳しくなる事故シーケンスは、原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の破断が発生する「大破断LOCA+ECCS注入失敗」事象であり、主配管破断口からの蒸気流出が厳しい速度条件となる。

4 ループプラントの平均ガス流速（時間平均）の最大値は、2.3m/sec である。流速が早いほうが着火しにくいいため、本試験では、より保守的にガス流速を5m/secとしている。

表3 イグナイタの設置場所と水素放出の想定


イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置 個数 放出 ※4
	放出※4	隣接部 又は 通過経路※ 4	想定事項	
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンク近傍	○
ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	ループ基礎室及びループ基礎室外周部	
加圧器室	○		加圧器室	○
加圧器室外上部		○	加圧器室外上部	
各ループ室	○		各ループ室	○
炉内核計装シンプル配管室入口扉近傍	○	○	炉内核計装シンプル配管室入口扉近傍	○
炉内核計装シンプル配管の原子炉格納容器一般部から炉内核計装シンプル配管室への床貫通近傍	○		炉内核計装シンプル配管の原子炉格納容器一般部から炉内核計装シンプル配管室への床貫通近傍	○
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2※5

※4：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後に水素が拡散すると想定される箇所を示す。

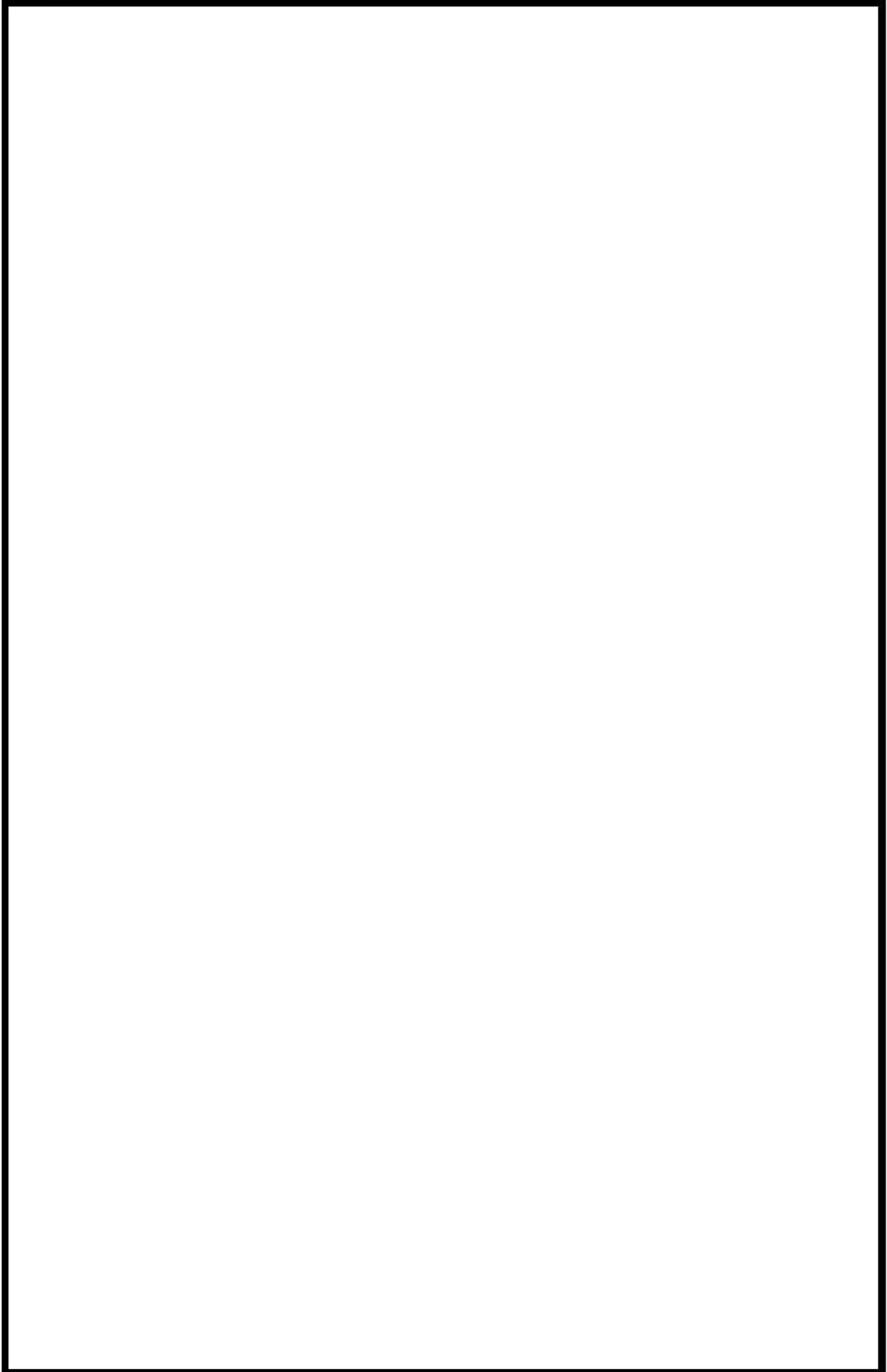
※5 2個のうち1個予備




図3 イグナイタ配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 計器・機器への影響を考慮した配置

イグナイタによる水素燃焼による悪影響がないよう、重大事故等の対処に重要な計器や再循環ユニット(ダクト)等から離隔距離をとった位置に設置するようにしている。念のため、これら以外の重大事故等の対処に必要な計器についても、イグナイタから離隔距離を確保するよう配慮している。

具体的には、NUPECでのイグナイタによる水素燃焼試験^{※6}での燃焼影響範囲に余裕を考慮しイグナイタの上方には重要な計器等がないようにし、イグナイタ側方に3m以上、下方には1m以上の離隔距離をとるよう配慮している。(図6)

※6 NUPECの小規模燃焼試験において、水素濃度7vol%でのイグナイタによる火炎面伝播影響範囲として、上方と側方0.3m(下方には火炎伝播なし)が確認されている。(図4、図5)

適用するイグナイタについては、メーカーにおける着火性能試験により水蒸気濃度55vol%等の着火しにくい条件においても水素濃度7vol%以下で燃焼させることが可能なことを確認しているため、上記の影響範囲に余裕を考慮した範囲設計としている。

(参考文献)

財団法人 原子力発電技術機構 平成4年度 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

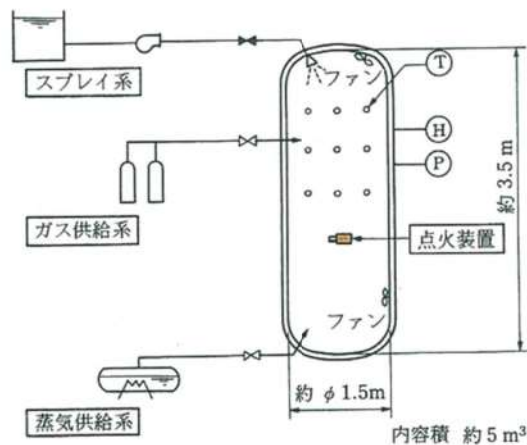


図4 試験装置

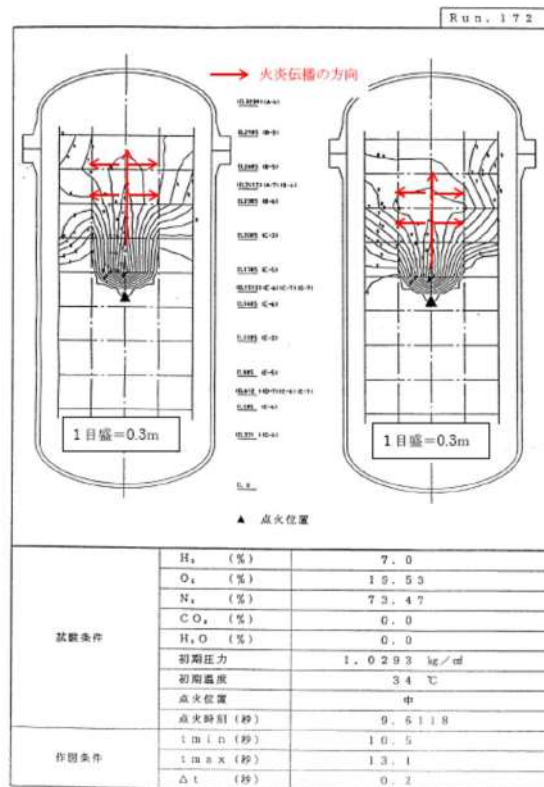


図4.2.1.1-17 火炎面分布図 (水素濃度7vol%)

図5 NUPEC 小規模燃焼試験結果
水素濃度7vol%での火炎伝播挙動

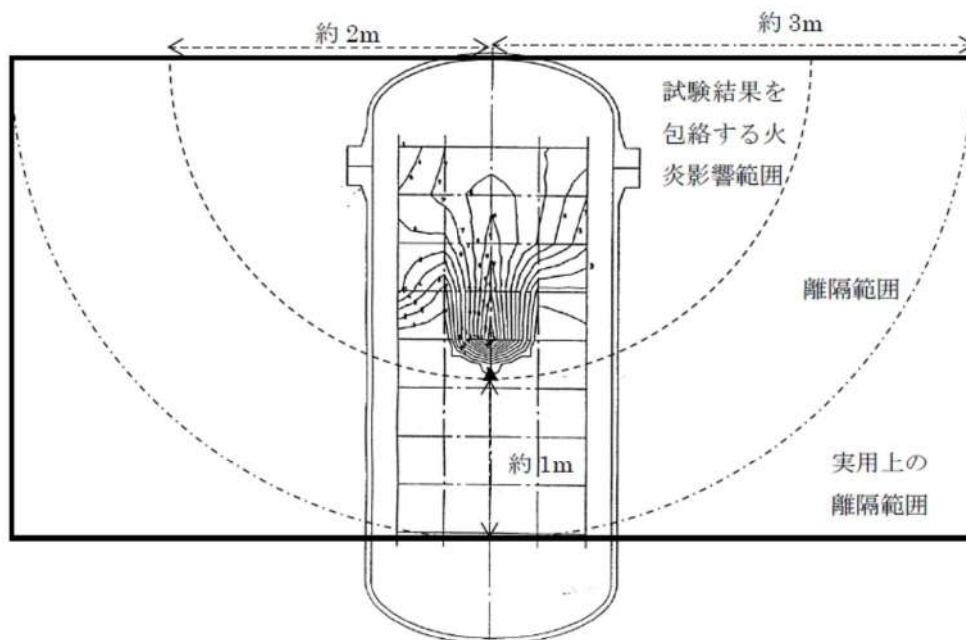


図6 イグナイタによる火炎影響範囲と離隔範囲の設定
(イグナイタ設置工事において設定)

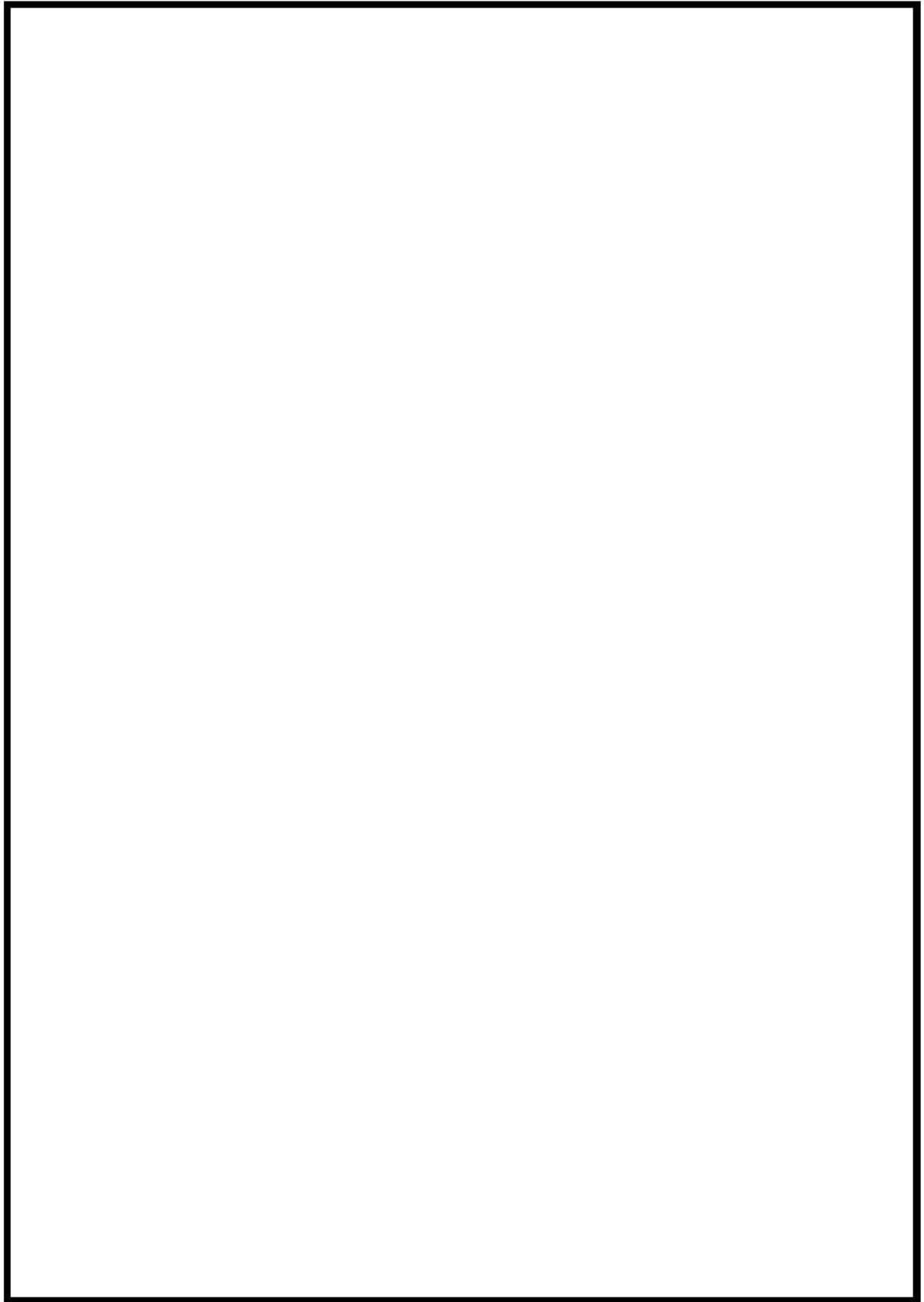



図 7 (1/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

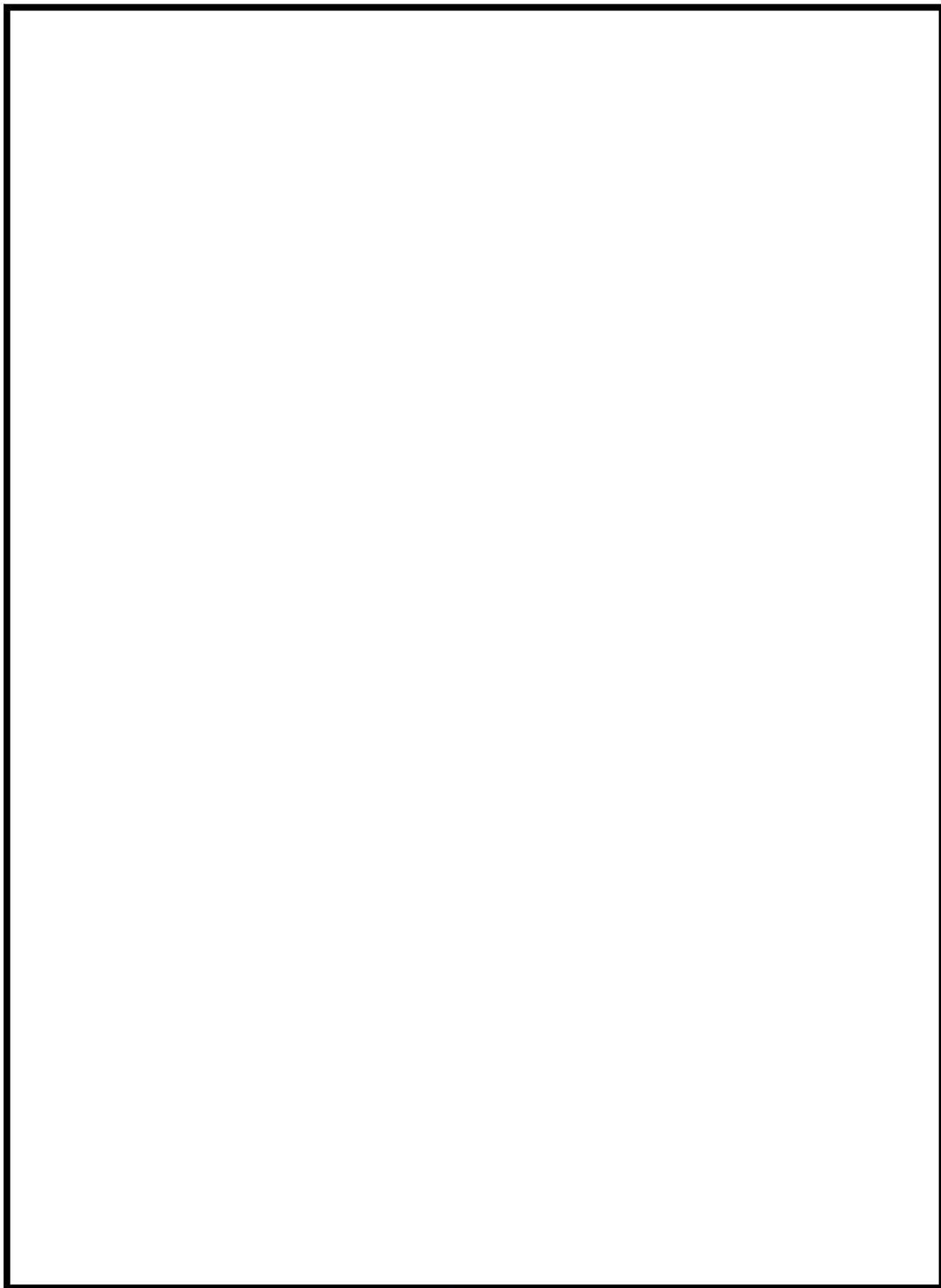



図 7 (2/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

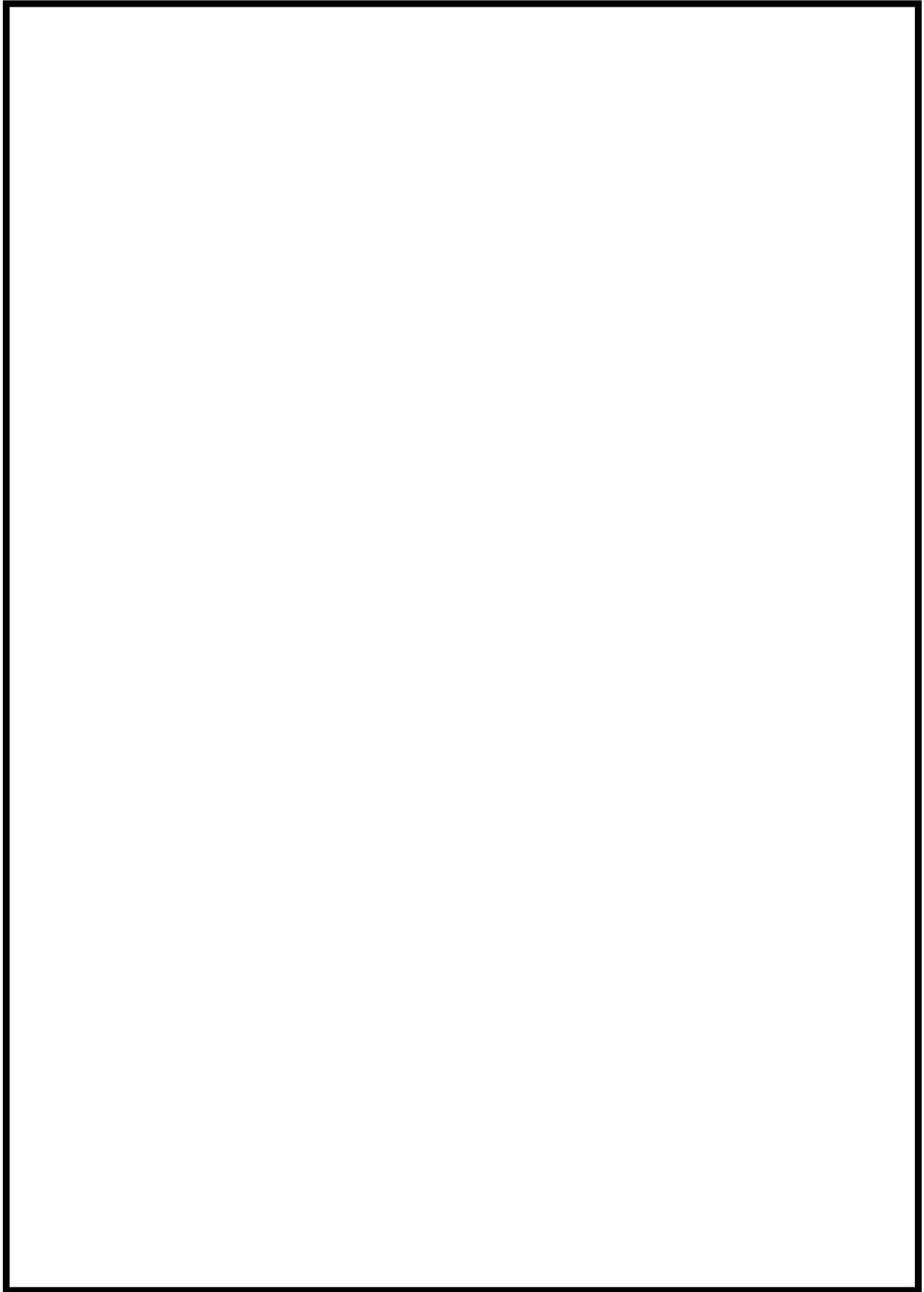



図 7 (3/3) 泊 3 号炉の離隔範囲と重要機器の配置図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

6. 格納容器水素イグナイタ温度の概要

(1) 設置目的

イグナイタによる水素燃焼時には周囲温度が上昇（NUPEC の小規模燃焼試験^{*}の結果では、水素濃度 8vol%時、イグナイタ周囲で燃焼が起こった場合の周囲温度は 300℃～500℃程度であることが確認されている）する。

一方、格納容器破損モードでの有効性評価において、事象進展に伴う温度変化（破断口からの水蒸気放出等）は常温から約 140℃までであり、鋭いピークを持つ水素燃焼と比べて変動が緩やかであることを考慮すると、水素燃焼による温度上昇との識別は可能である。

このため、イグナイタの近傍（火炎伝播方向である上方）に温度計（熱電対）を設置して中央制御室にて温度を監視することで、イグナイタの動作により水素燃焼していることが確認可能であることから、事故対処時の状態監視機能の向上を目的に温度監視装置を設置する。

※：財団法人 原子力発電技術機構 平成 4 年度 原子力発電施設 信頼性実証試験の現状に関する報告書

(2) 設備概要

イグナイタが起動したことについては、重大事故等対処用制御盤の表示ランプにて確認を行う。なお、ヒーティングコイル通電に伴う加熱状況並びに水素燃焼の状況を動作監視装置の温度計（熱電対）のデジタル表示並びにトレンド表示にて確認が可能である。（図 8）

熱電対は、イグナイタヒーティングコイルの上部（被水防止用の傘の下）に熱電対シース先端が位置するよう固定して取り付ける。（図 9）

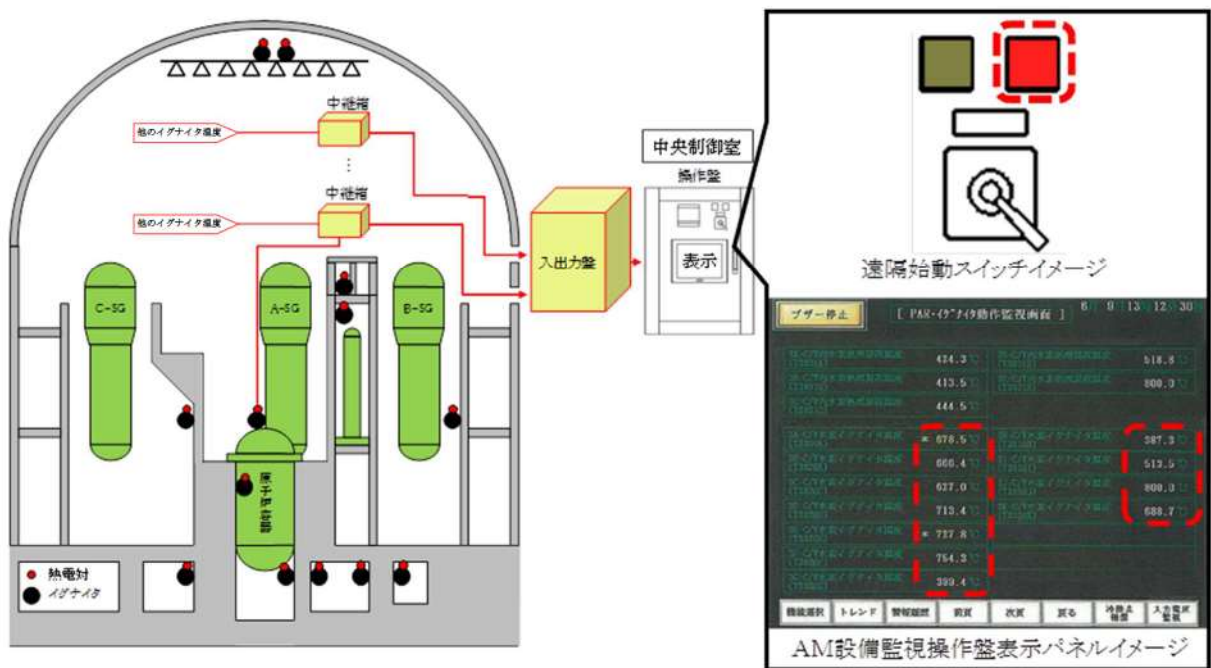


図8 格納容器水素イグナイタ温度 概略図

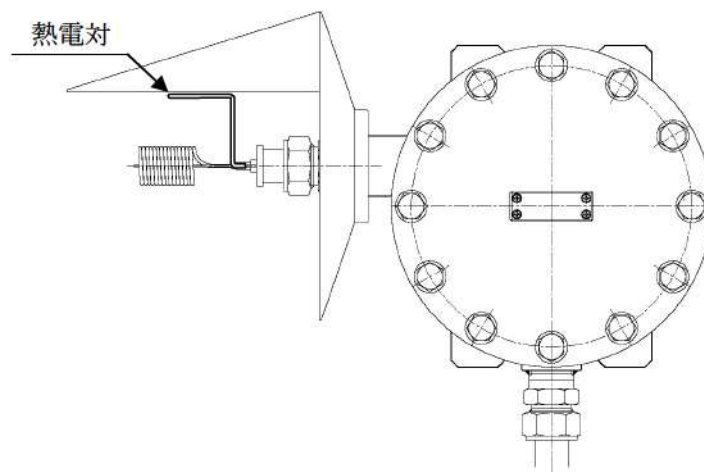


図9 イグナイタへの熱電対取り付け位置

- (3) イグナイタ動作状況監視用温度計（熱電対）の性能試験について
イグナイタによる水素燃焼時の温度変化を監視できることの確認のために、試験設備を用い、コイル近傍に複数の熱電対を設置し、性能試験を行っている。


試験例1（水素濃度 7vol%（ウェット）、水蒸気濃度 55vol%）



試験例2（水素なし、水蒸気なし）



図 10 イグナイタの燃焼時温度検知に関する確認結果概要

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7. イグナイタの解析結果について

水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」を想定し、全炉心内の Zr 量 81%が水と反応する等の条件を仮定した、長期的な水素生成も考慮して解析を実施した。主な結果は以下の通り、イグナイタによって、水素のより一層の低減が可能である。

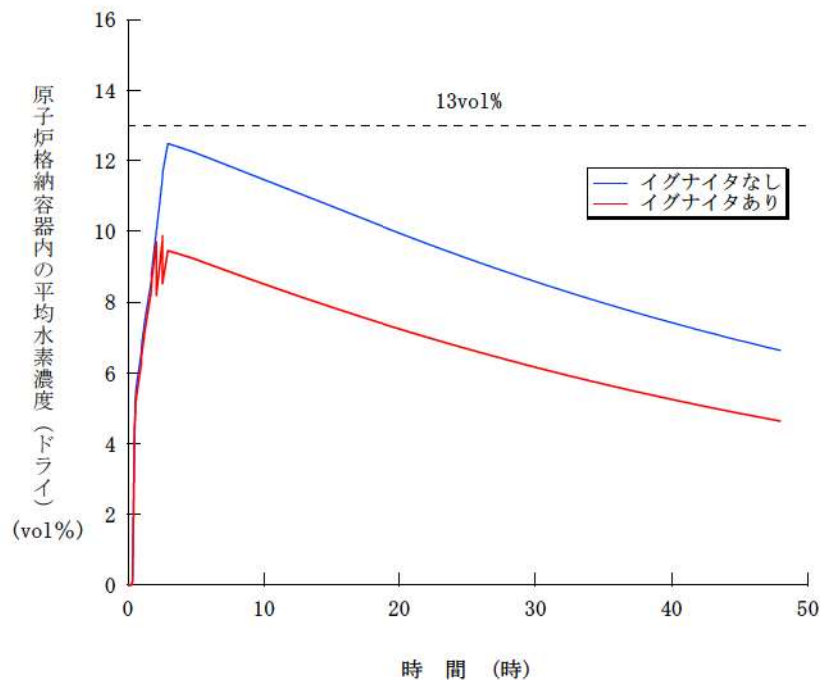


図 11 C/V 内の全体平均水素濃度（ドライ条件換算）の推移（GOTHIC）

【主要条件】
● PAR あり
● 全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応
● 放射線水分解, 金属腐食, ヒドラジンによる放射線分解による水素生成を考慮
● イグナイタ着火下限水素濃度：ウェット 8vol% 水蒸気濃度：～55 vol%

(1) 解析条件

「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」の事故シーケンスでは、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において要求される通り、全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応するものとした場合の有効性評価を行っている。この場合には、水素爆轟の防止の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が 13vol% 以下であることを確認している。

イグナイタは、重大事故時に急激に発生する水素を迅速に処理するため、念のために設置するものであるが、急激な水素濃度の上昇に対する効果を見るため、Zr-水反応割合を 81%と仮定した。

【解析条件】

- ・ PAR5 基に加えイグナイタ 12 個設置
- ・ 全炉心内の Zr 量の 81%が水と反応
- ・ 放射線水分解, 金属腐食, ヒドラジンの放射線分解による水素生成を考慮

(2) 解析内容

a. 解析コード

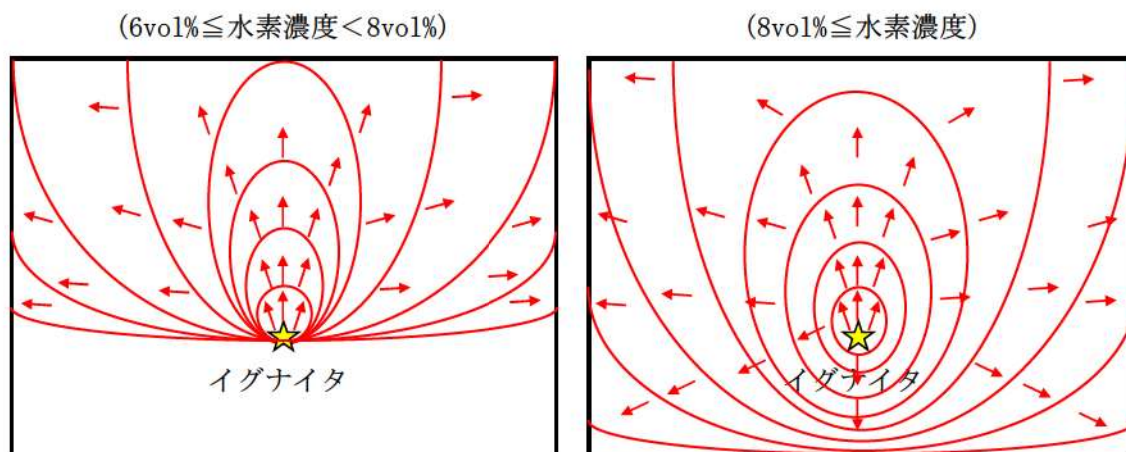
解析コードは GOTHIC を用い, イグナイタを考慮しない場合の解析と同じ条件でノード分割を行っている (図 13)。

b. イグナイタによる燃焼状況と解析における扱い

イグナイタへ通電されると, ヒータ表面部が 900℃まで加熱する。表面温度を 900℃まで上げることで, イグナイタの周囲空気温度を水素の自己発火温度である約 560℃まで上昇させ, イグナイタ周囲の水素が自己燃焼する。

イグナイタ周囲の水素が燃焼する際に, 周辺の水素も火炎伝播によって燃焼し, 瞬時に原子炉格納容器内の水素濃度を低下させる効果が期待できる。

一般的に水素の火炎伝播は, 水素濃度が約 4vol%から可燃領域に入り, 約 4vol%から 6 vol%では火炎は上方伝播のみ, 約 6vol%から 8vol%では上方と水平方向に伝播, 約 8vol%以上で下方伝播が起きる (図 12)。



[補足] 火炎伝播の方向

- ・ 4vol% ≤ 水素濃度 < 6vol% : 上方のみ
- ・ 6vol% ≤ 水素濃度 < 8vol% : 上方・水平
- ・ 8vol% ≤ 水素濃度 : 上方・水平・下方

図 12 イグナイタによる火炎伝播挙動

GOTHIC では、イグナイタが設置されている区画において各気体濃度が表 4 に示す条件を満たした場合に燃焼が生じる。さらに、燃焼している区画の隣接区画が、表 5 に示す条件を満たした場合に水素の通過経路を通して燃焼が伝播するものとする。また、米国 NRC 及び国立研究所で実施された水素燃焼実験や理論式から求められた燃焼モデルが GOTHIC に組み込まれており、イグナイタ設置区画等の燃焼開始時の水素濃度が 8vol% 以上の場合には、その区画での燃え残りはゼロとし、燃焼の伝播先（隣接区画）等、水素濃度が 8vol% より低い場合は、実験相関式を使って区画内での燃え残り量を計算している。（定性的には水素濃度が高い方が燃え残りは少なくなる。）

表 4 イグナイタ着火条件

A large rectangular area is completely redacted with a thick black border, obscuring the table's content.

表 4 に示す GOTHIC での着火条件の設定の考え方は以下のとおりである。

- ・水素濃度 8vol%
イグナイタの着火試験結果で得られている水素濃度（約 7vol%）に余裕を見て、解析における水素燃焼時の温度・圧力が高くなるように高めの値として設定した。
- ・酸素濃度 5vol%
可燃限界に係る試験結果や格納容器民間ガイドライン^{※7}の記載を踏まえて設定した。NUPEC の可燃限界に係る試験^{※9}では可燃限界は酸素濃度 >5vol% とされている。また、格納容器民間ガイドラインでは可燃限界の酸素濃度 5vol% とされており、NUPEC の試験の報告書^{※8}において格納容器民間ガイドラインの記載は妥当とされている。これらを総合的に考慮して着火可能な酸素濃度として 5vol% を設定した。
- ・水蒸気濃度 55vol%
可燃限界に係る試験結果や格納容器民間ガイドライン^{※8}の記載を踏まえて設定した。NUPEC の可燃限界に係る試験^{※9}では可燃限界は水蒸気濃度 <60vol% とされている。一方、格納容器民間ガイドライン^{※7}では可燃限界の水蒸気濃度 55vol% とされており、NUPEC の試験の報告書^{※8}において格納容器民間ガイドラインの記載は妥当とされている。これらを総合的に考慮して着火可能な水蒸気濃度として 55vol% を設定した。

※ 7 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン，財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月

※ 8 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，（財）原子力発電技術機構，平成 15 年 3 月

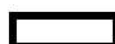
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 5 燃焼伝播の条件

--

また、表 5 に示す GOTHIC での燃焼伝播条件は、コード内の水素燃焼モデルにおけるデフォルト設定値である。

学会等^{※9}では、NUPEC の小規模燃焼試験結果や海外研究から、火炎を伝播させるのに必要な水素の最小の濃度として以下が示されている。

上方伝播 約 4vol%
水平伝播 約 6vol%
下方伝播 約 8vol%

これらと比較して GOTHIC での燃焼伝播条件は妥当な設定であると判断した。

なお、ドーム部はサブボリュームとしてモデル化されており、この部分は水素濃度が可燃限界以上に達し、かつ乱流条件がある一定の状態になった際に伝播が生じるよう設定されている。

※9 シビアアクシデント熱流動現象評価 平成 13 年 3 月 原子力学会

以上より、GOTHIC では、イグナイタによる燃焼後、当該区画内の水素濃度は大きく低下する。燃焼終了条件を満たす、あるいは酸素が枯渇するなど区画内での燃焼終了後は、隣接区画より水素が区画内に再流入し区画内の水素濃度が上昇する。また、着火後に水素の燃焼による反応熱で区画内の圧力・温度の上昇が生じることも模擬している。

実際の水素燃焼は水素濃度 4vol%から可燃範囲となり、イグナイタを投入することにより水素は燃焼すると考えられるが、解析では、イグナイタ設置区画（図 13 参照）の水素濃度が 8vol%以上となった時点をイグナイタによる着火開始条件としている。水素濃度が 8vol%に到達した後、水素が一気に燃焼すると想定することで、原子炉格納容器内の圧力・温度を高め評価していることから、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇の観点からは保守的な結果となる。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 解析結果

解析結果を図 14, 図 15 に示す。図 14, 図 15 に示す通り, 全炉心内の Zr 量の 81%が反応すると仮定した場合, イグナイタを設置することにより, 原子炉格納容器内平均ウェット水素濃度の最大値は約 8vol%, 原子炉格納容器内平均ドライ水素濃度の最大値は約 10vol%に抑制できることを確認した。

なお, GOthic では, 原子炉格納容器内部を図 13 に示す内部構造に合わせて数 10 の区画に分割し, 質量・運動量・エネルギーの 3 保存則及び各種構成式等により, 各区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。

以下にドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度の算出方法を示す。

ドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度とは, 原子炉格納容器内の空気量と, 解析結果から得られた時々刻々の水素量から求めた, 水蒸気を考慮しない水素濃度である。具体的には以下のとおり算出する。

$$n_{H_2} = \frac{M_{H_2} \times 1000}{M_{WH_2}}$$

$$C_{H_2,dry} = \frac{n_{H_2}}{n_{air} + n_{H_2}}$$

n_{air} : 原子炉格納容器内空気モル数 (mol)

M_{H_2} : 解析から得られる時々刻々の C/V 内水素質量 (kg)

M_{WH_2} : 水素 (H_2) の分子量 (g/mol)

n_{H_2} : 水素モル数 (mol)

$C_{H_2,dry}$: ドライ条件に換算した原子炉格納容器内平均水素濃度

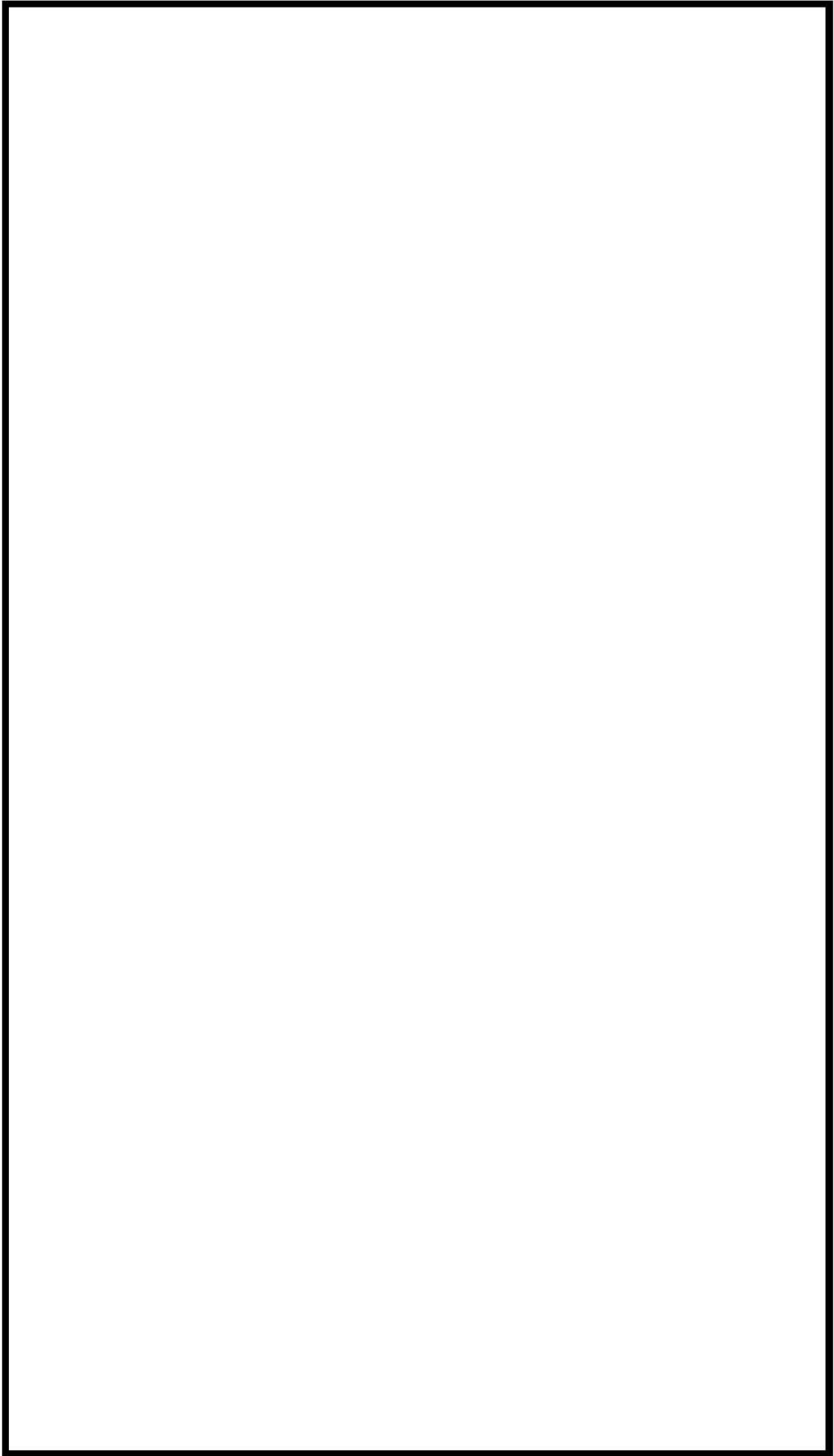


図13 GOTHICコードによる格納容器のノード分割

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水素濃度が8vol%に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。

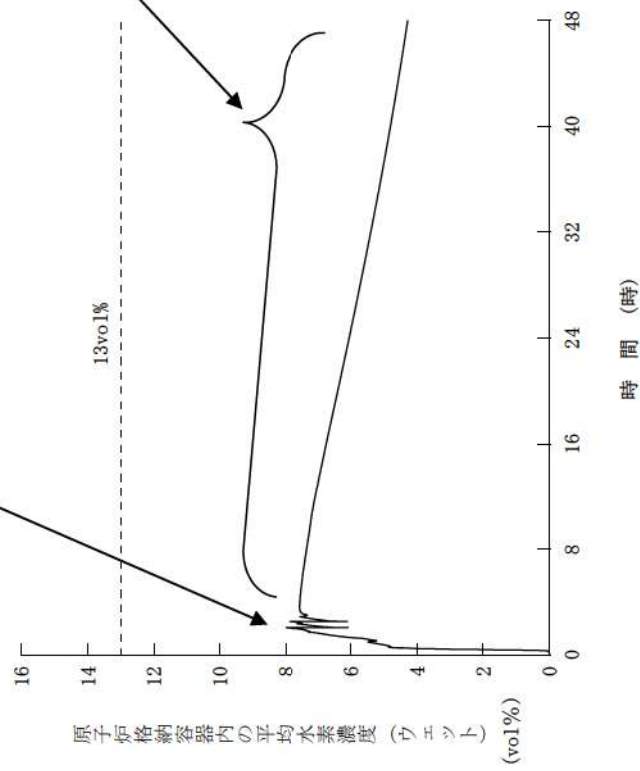


図14 C/V内平均ウェット水素濃度

長期的にはPARでの再結合により水素濃度が低下している。

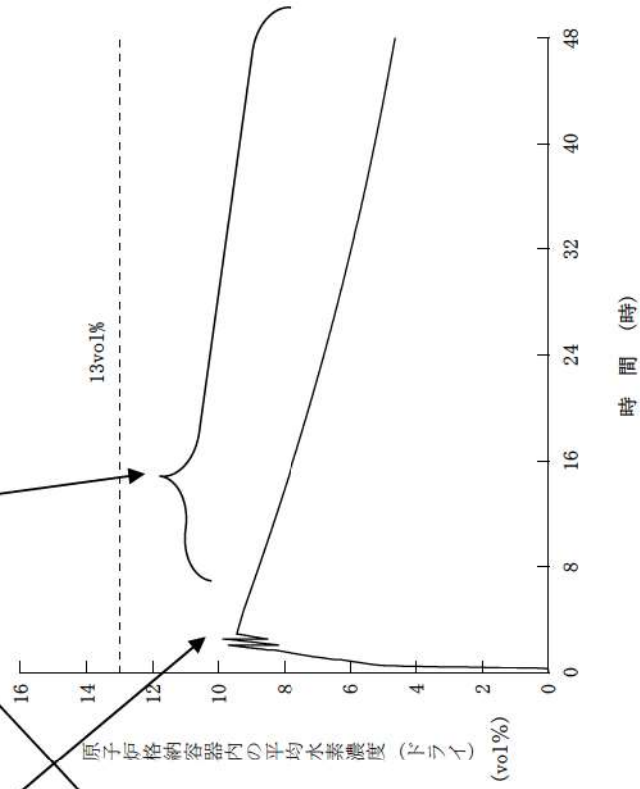


図15 C/V内平均ドライ水素濃度

イグナイタ着火による再循環ダクト等周辺機器への影響評価について

1. はじめに

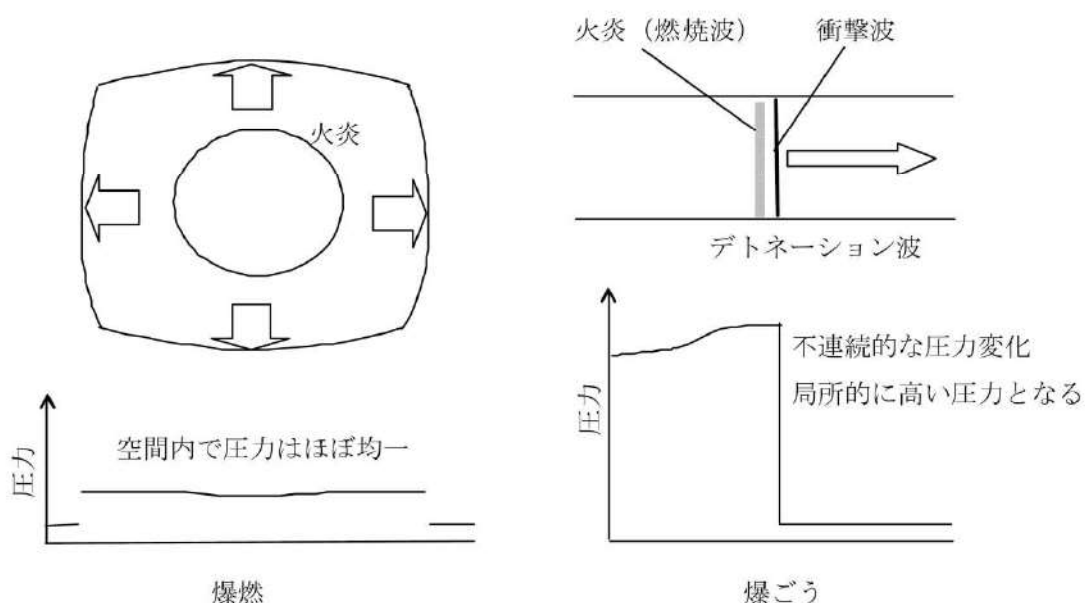
本資料は、イグナイタ着火による周辺機器への影響についてまとめたものである。なお、イグナイタの設置にあたっては、水素燃焼時あるいは水素燃焼後に原子炉格納容器健全性維持及び緩和操作に係る機器に対して適切な離隔距離を考慮しており、イグナイタ着火に伴う火炎伝播の影響はなく、イグナイタが着火する水素濃度範囲では、圧力上昇は緩慢であるが、念のために周辺機器への影響を確認する。

2. 爆轟と爆燃における圧力伝播と圧力分布の違い

爆轟では、火炎は音速を超えた速度で伝播するため、火炎の直前に衝撃波が形成され、火炎からのエネルギー放出により衝撃波が減衰することなく伝播し続けるものとなる。

別図1に示すとおり、空間内の圧力分布を考えると、爆轟では火炎伝播は圧力の伝わる速度より速く局所的に圧力が大きく上昇するため、非常に大きな被害が出やすいが、爆燃では圧力変化は火炎伝播より十分速く空間内に音速で伝わる。このため、燃焼による圧力上昇は閉空間全体で平均化される。

イグナイタが着火する 8vol%程度の水素濃度では、火炎伝播速度は小さく爆轟には至らないため、区画内で着火・伝播しても、周辺機器に有意な圧力差は生じない。



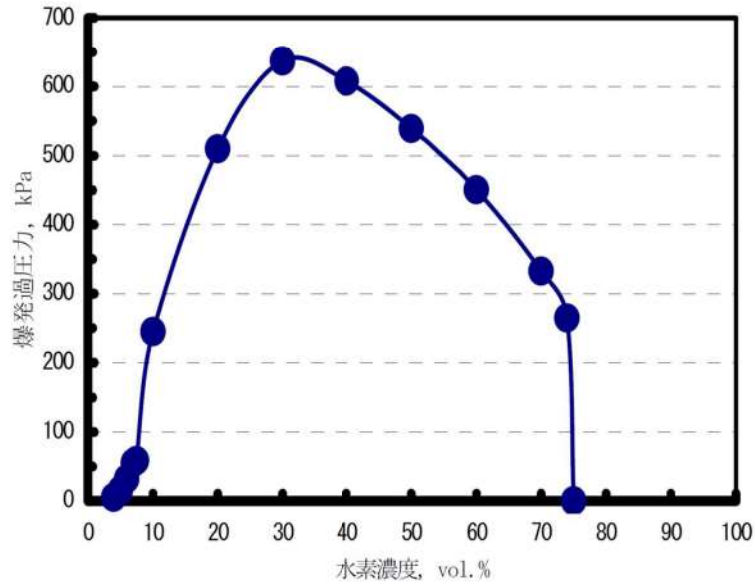
別図1 爆燃と爆轟での圧力分布(参考文献[1]より引用)

3. 単純な体系での評価

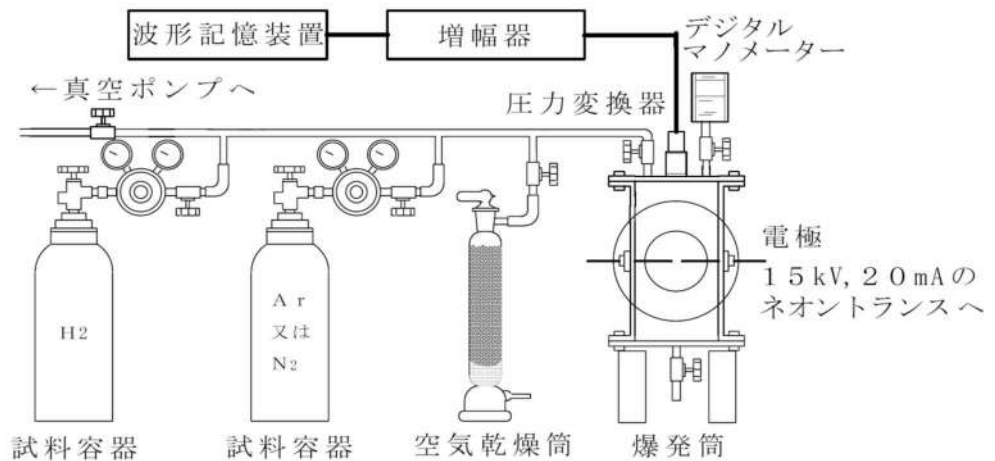
(1) 一般的な知見

内容積 2L のステンレス製円筒容器 (φ102mm×210H 観測窓付) を用い、着火は容器中心部において、電気スパーク (15kV のネオントランス) を用いて室温、大気圧下で行った水素/空気混合ガスの爆発圧力特性の測定結果を別図 2 に、測定装置の概略を別図 3 に示す。

8vol%程度では、爆発過圧力は、100kPa~200kPa の間にある。



別図 2 水素/空気混合ガスの爆発圧力(参考文献[1]より引用)



別図 3 水素の爆発特性測定装置(参考文献[1]より引用)

(2) 火炎伝播解析による評価

1m³、8m³及び64m³の立方体（閉空間）に一様濃度の水素と空気との予混合気形成されている場合の最大過圧（燃焼終了時）を水素の燃焼解析で求め、その計算結果を別表1に示す。理論的には以下の式が成り立ち、別途実施した水素濃度20vol%の計算結果は文献値より少し低めではあるが、8vol%及び30vol%を含めて、凡そ文献値とほぼ同じ値を示している。水素濃度8vol%程度の場合、計算では最大過圧は160kPaであった。

$$\frac{P_2}{P_1} = \frac{n_2 T_2}{n_1 T_1} \quad \left[\begin{array}{l} 1 : \text{燃焼前} \\ 2 : \text{燃焼後} \end{array} \right]$$

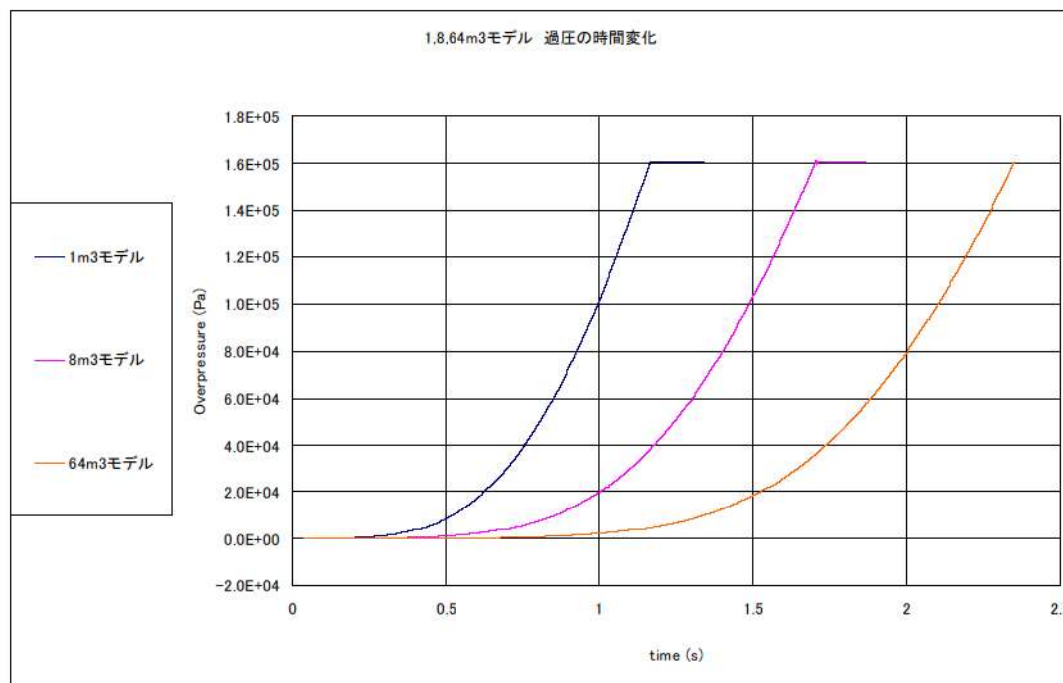
8vol%の水素が全て燃焼した時の到達圧力は、別図4に示すとおり、容積(1m³、8m³及び64m³)が異なっても最大で160kPaであり、到達圧力が同じであることを確認した。なお、圧力の時間に伴う上昇は、体系内のどの地点でもほぼ同じ圧力のまま上昇していく結果となっている。このことは、別図1に示した爆燃までの燃焼では、燃焼に伴う局所的な圧力の増加は体系内に速やかに均一化されることを裏付けている。

以上より、8vol%の水素濃度で水素がすべて燃焼しても、区画内の設置されている機器の表面で圧力差は小さく、健全性が脅かされることはない。

別表1 最大過圧

H ₂ 濃度	文献値(*)	計算結果
8vol%	100~200kPa	160kPa
20vol%	500kPa	400kPa
30vol%	640kPa	600kPa

(*)：参考文献1より引用



別図4 1m³、8m³及び64m³での圧力変化 (H₂濃度8vol%)

4. ダクト体系での確認

これまでの知見では、配管類で爆轟が生じたのは、片端又は両端が閉ざされた閉空間で水素濃度が高濃度に蓄積したもので起こっているため、PWRのユニット・ダクトのような両端が開放された構造、水素濃度が高くない（ドライ水素濃度 13vol%未満）条件では爆轟は発生しないと考えられる。

しかしながら、ダクト内では、火炎の伝播方向が限定され、火炎加速が比較的起こりやすいと考えられること及びダクト内で水蒸気が凝縮して水素濃度が高濃度になる可能性を想定し、

- ダクト外 8vol%均一
- ダクト内 13vol%濃度均一（保守的に水蒸気凝縮による水素濃度増加を考慮し、GOTHIC解析の原子炉格納容器内ドライ平均水素濃度の最大値を包絡する値を設定）
- イグナイタによる着火

の条件で火炎伝播及び圧力伝播解析により、爆燃の範囲でもダクトの健全性に影響するような内外圧力差が生じないことを評価した。

(1) 解析体系

解析体系を別図5に示す。なお、着火点は実機の離隔距離を踏まえ、ダクトから3mとした。

(2) 解析結果

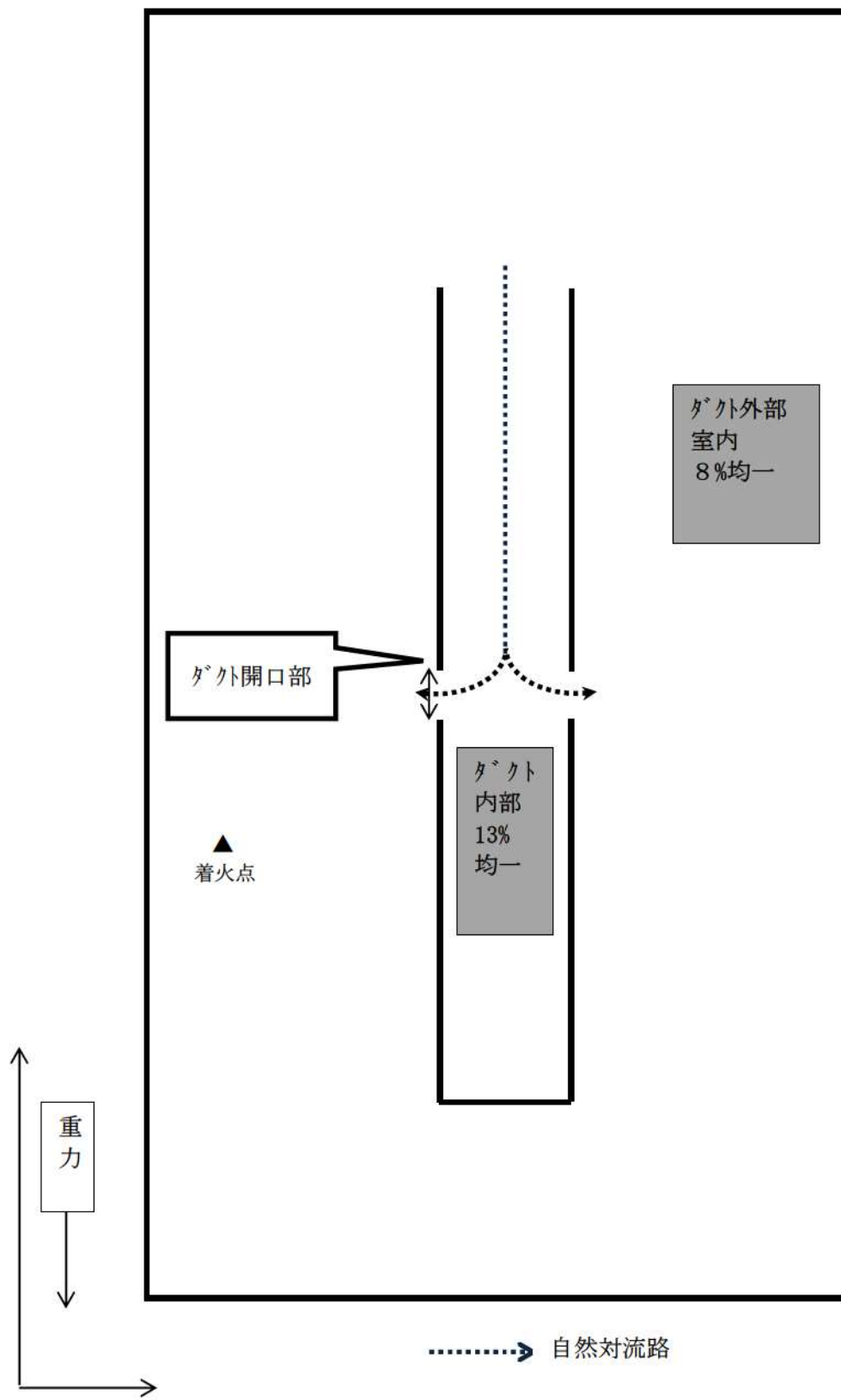
別図6の燃焼率コンター図に示すとおり、1秒程度で系内すべての水素が燃焼する結果となった。

ダクト下端部が閉口であるため、火炎はダクトの外側を取り囲むように進む。火炎がダクト中央部に到達すると、ダクト中央部からダクト内部にも広がり、ダクト内においても上下方向に進むが、ダクト内の下方への火炎伝播は、上方と比べ、下端が閉構造のため、閉端部での圧力が次第に高くなることからダクト内下端方向への燃焼ガス膨張が妨げられ、火炎はダクト外側よりも緩やかに伝播している。その後、火炎はダクト上部を抜け、火炎は消失している。火炎伝播の時間差によりダクト内外の圧力差が生じるが、自然対流路（ダクト開口部より上側）の内外差圧は最大でも別表2及び別図7に示すとおりであり、過渡的にも再循環ダクトの許容圧力内に収まる結果となった。

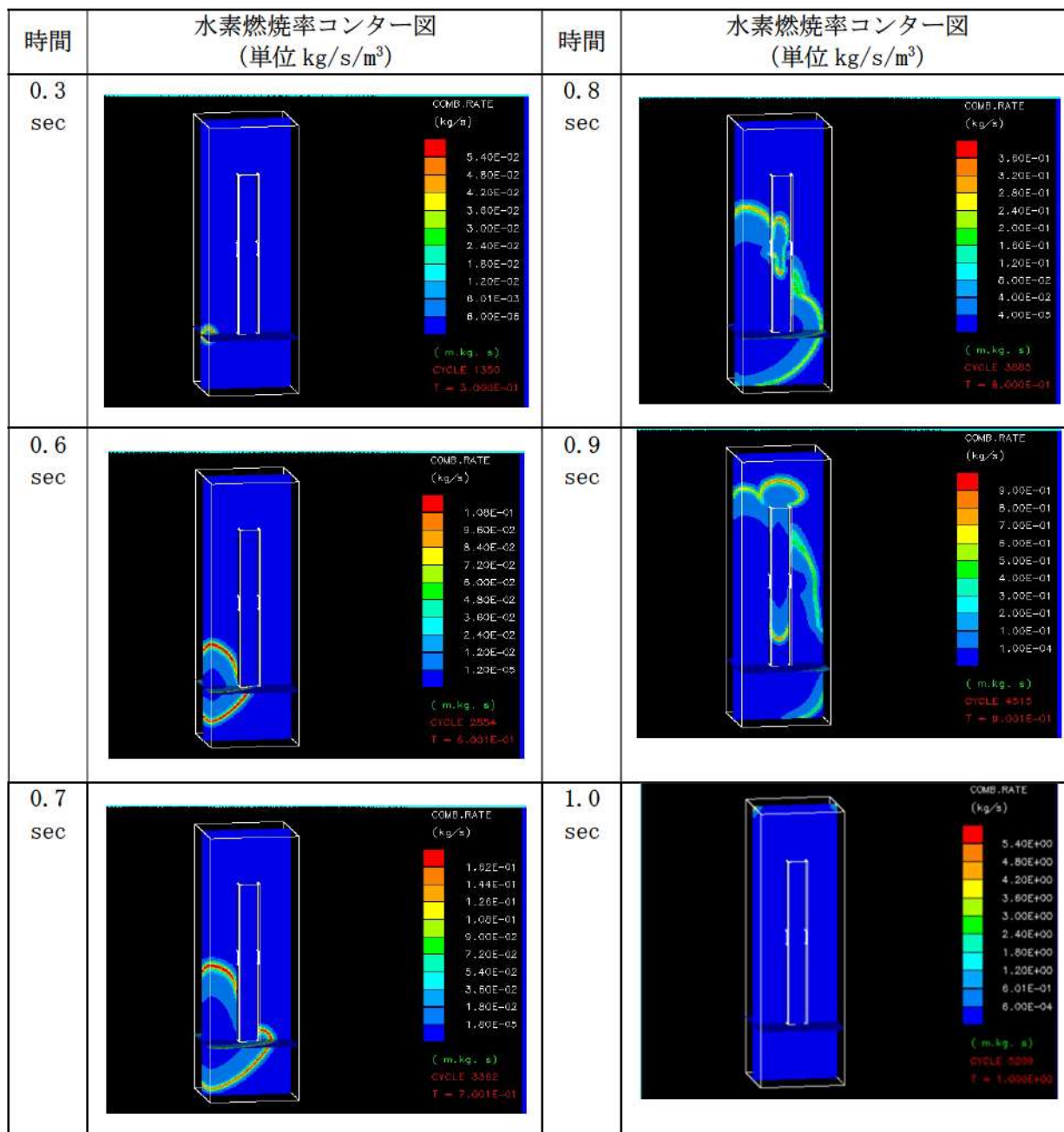
別表2 自然対流路の内外圧力差評価結果

自然対流路の内外圧力差最大値	再循環ダクトの許容圧力
約 4.4kPa	約 19.6kPa ^{※10}

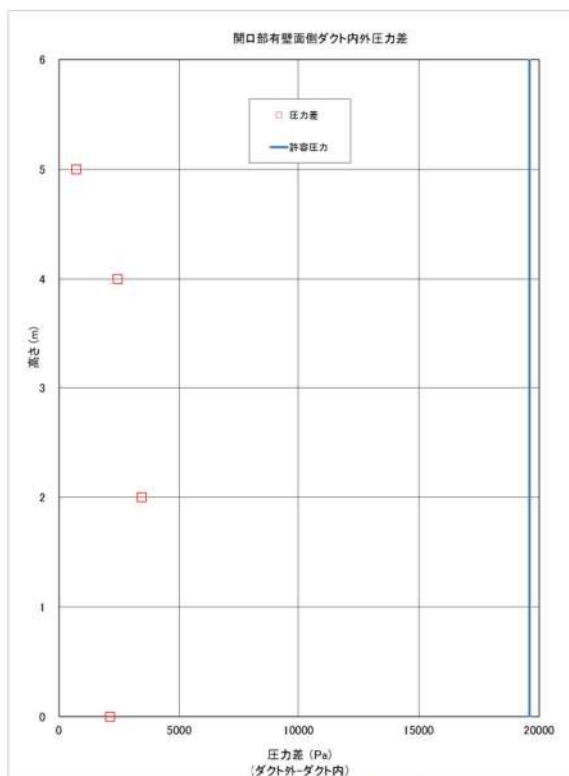
※10 カタログ記載値



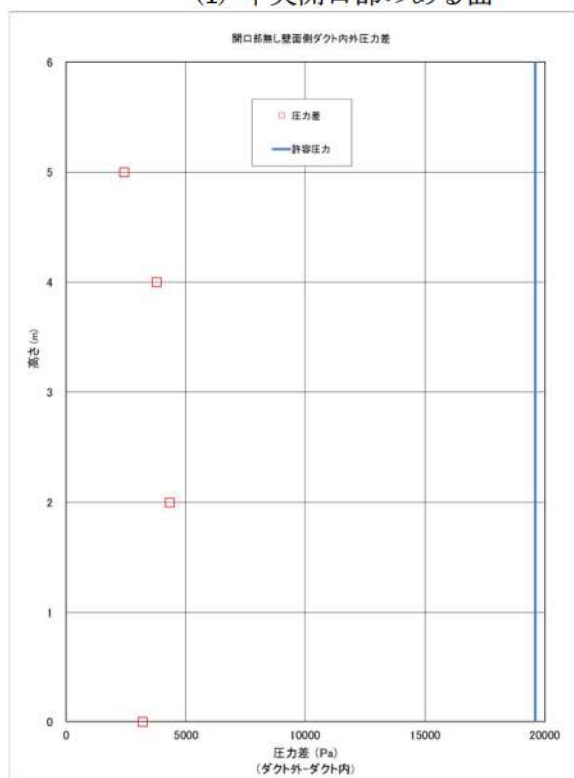
別図5 ダクト内外火炎伝播解析体系図 X-Y断面 (Y-Z断面も同様)



別図6 水素燃焼率コンター図



(1) 中央開口部のある面



(2) 中央開口部のない面

別図7 軸方向位置におけるダクト内外圧力差(1.006s)

5. まとめ

解析によるダクト体系等での確認により、最も厳しいと考えられる水素濃度が高い条件で燃焼したとしても、ダクトに損傷を与える程度の圧力差は生じないことを確認した。

また、温度の面については、燃焼時に雰囲気温度は上昇するが、周囲への放熱（主に輻射熱伝達）により低下する。この雰囲気温度変化に対して、機器は雰囲気より大きな熱容量を持つため、温度の上昇は緩やかとなる。例として、8vol%水素濃度均一区画内での燃焼を解析した結果、ダクトのような薄板の機器であっても燃焼時の表面温度の上昇は約 40℃程度となり、ダクト構造に影響を及ぼすことは考えられない。

以上より、イグナイタの着火に伴う水素燃焼は、周辺機器の機能に影響を及ぼすことはないと考ええる。

なお、PAR もイグナイタと同様にいずれの重要機器からも一定の離隔距離を置いて設置されており（別紙）、仮に 8vol%程度で発火し、PAR 周辺の水素が燃焼したとしても、圧力及び温度上昇による影響はイグナイタの燃焼による影響に包絡される。

参考文献 水素の有効利用ガイドブック 平成 20 年 3 月
（独）新エネルギー・産業技術総合開発機構

過去の燃焼試験の整理からの考察

過去の水素燃焼に関する試験等の知見を別表3に整理した。上表に開放空間又は x, y, z の寸法が同等の閉囲空間での水素燃焼試験の条件を、下表に細長い閉囲空間（管路、ダクト系）での水素燃焼試験の条件を示している。爆轟が発生するのは、過去の試験等では、下表のような細長い配管類に水素と支燃性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり、ダクト・配管以外の広い空間での火炎伝播試験の体系では、水素濃度が 13~15vol%（ドライ水素濃度）でも、爆轟は発生していない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも発生していない。

また、過去の細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験結果と再循環ダクトの体系の比較を別表4に示す。

RUT 試験から、約 11vol%未満の水素濃度では、障害物の有無に係らず、爆燃止まりであるのに対して、12.5vol%以上の水素濃度では障害物がある場合にのみ爆轟が発生している。

労働省 産業安全研究所の試験では、両端又は片端が閉の場合には、障害物の有無に係らず爆轟が発生している。この結果から、両端又は片端が閉の場合では、障害物がなくても配管の長さ と径の比 (L/D) が大きく、30vol%程度の高水素濃度の場合は爆轟に転移する可能性が高いことが分かる。

SRI の試験結果においては、両端が開放の場合でも水素濃度 30vol%の水素濃度で障害物がある場合に爆轟が発生している。この結果から、配管の両端が開口の場合でも、L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度で障害物がある場合には、爆轟が発生する可能性があることが分かる。

NUPEC の大規模試験は、内径 8m の球体系 (270m³) で多区画 (11 区画) である特徴があり、この球体系の中に円周約 16m、口径 1m のドーナツ状 8 角形空間があるが、15vol%（ドライ）大気圧の条件でも爆轟は発生していない。この結果から、複数の開口部があり、L/D が 20 未満と比較的小さい体系では、15vol%程度の水素濃度でも爆轟は発生しない傾向にあることが分かる。

以上を整理すると、爆轟発生条件として、以下の条件が挙げられる。

- 水素濃度が 12.5vol%未満では障害物の存在に依存しないが、12.5vol%以上では水素濃度とともに障害物が存在したほうが爆轟の可能性が高まる。
- 配管の両端が開口の場合でも、L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度で障害物がある場合には、爆轟が発生する可能性がある。
- 両端又は片端が閉の場合では、障害物がなくても L/D が大きく、30vol%程度の高水素濃度の場合は爆轟に転移する可能性が高い。
- L/D が 20 未満と比較的小さい体系では、15vol%程度の水素濃度でも爆轟は発生していない。

実機での細長い体系である再循環ダクトでは、保守的に水蒸気凝縮による水素濃度増加を考慮し、GOTHIC 解析の原子炉格納容器内ドライ平均水素濃度の最大値を包絡する値として、ダクト内の水素濃度を保守的に 13vol%とした場合においても、開放された系であり、ダクト内には障害物がない。また、L/D も 10 未満であり、過去の爆轟事例のいずれの条件にも当てはまらない。

別表3 過去の水素燃焼に関する試験等の知見
 開放空間またはX, Y, Zの寸法が同等の閉鎖空間での水素燃焼試験の条件の整理 (爆轟が生じなかった試験結果のみ) :

試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ(L)と径(D)の比(L/D)	爆轟の発生の有無	備考
NTS試験 (米) EPRI	半径16mの球体系(2100m ³), 特徴:広い自由空間	なし	5~13vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし	
BMC (独)	640m ³ 特徴:多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし	
NUPEC 小規模試験	閉鎖空間 (5m ³ の小体系)	なし	6, 8, 10 vol% (ﾄﾞﾗｲ) 5, 50vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ 20%) 30vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ 40%)	約2.3	なし	
NUPEC 大規模試験	内径8mの球体系(270m ³) 特徴:多区画 (11区画)	手すり状の細長いものがある	5~15vol% (ﾄﾞﾗｲ) 5.6~12.7vol% (ﾌﾞﾚｯﾄ)	該当なし	なし	
NEDO 試験	円周約16m, 口径1mのドーナツ状8角形空間 100%水素高圧(40MPa~)貯蔵タンクに漏えい孔を設置し, 大気への放出後に着火	オリフイス4箇所	8~15 vol% (ﾄﾞﾗｲ)	約16	なし	2箇所の上区画への開口部あり 100%水素高圧(40MPa~)貯蔵タンクに漏えい孔を設置し, 大気への放出後に着火。

・爆轟が発生するのは, 過去の試験等では, 下表のような長い配管類に水素と可燃性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり, 上表のようなそれ以外の体系では, ドライ濃度13, 14, 15%でもそれぞれ爆轟の発生は認められない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも生じていない。

■ 細長い閉鎖空間 (管路, ダクト系) での水素燃焼試験の条件の整理 (爆轟が発生した (生じさせた) 結果を含む) :

試験, 他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ(L)と径(D)の比(L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が発生しなかった条件等
RUT試験 (露) OECD/EU	70mの閉鎖空間 (480m ³) (2.3mW × 2.5mH × 70m)	12ヶ設置	~60vol% (ﾄﾞﾗｲ) (ﾌﾞﾚｯﾄ条件でも実施)	約28	あり。 12.5vol% (ﾄﾞﾗｲ) で爆轟発生。	爆轟が発生しなかった条件等は 水蒸気 15vol% のウェット条件では, 同一体系でも爆轟は発生せず。
NUPEC (&米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管: 2体系。両端部とも閉端構造。 ・10cm 内径 × 6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径 × 21.3m (HTCF 試験)	障害物(リフイス)を多数設置。	約5~約50vol% (水素-空気系, 水蒸気-水素-空気系)	SSDA 試験: 約60 HTCF 試験: 約78	あり 300K 条件では15% (ﾄﾞﾗｲ) から, 650K 条件では11% (ﾄﾞﾗｲ) から, それぞれ爆轟発生。	同一体系に, ベントによる開放のパスを追加した試験では爆轟は発生せず。
SRI (NEDO We-Net)	約10mの爆轟管。一端は閉構造。	障害物有 (7, 13, 25個)・無の両ケース	20~67vol%	約26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。
労働省 産業安全研究所 試験	爆轟管: ・28mm 内径 × 管全長 2.1m~9.1m 特徴: 端部の開/閉組み合わせ	障害物(パイプ継)の有無	30vol% (ﾄﾞﾗｲ)	約75~325	あり	管の両端部とも開の場合は爆轟は発生せず。(障害物設置の場合も)

別表4 細長い体系（管路，ダクト）での水素燃焼試験結果の分析

主な試験条件，体系	水素濃度（％）	障害物，閉塞率	端部構造	L/D(長さ/径)	爆轟発生の有無	
RUT 試験	水素濃度：9.8～14%（ノライ） 長さ：65m 断面：2.5m×2.2m 【実機スケルトン寸法】 障害物：12ヶ固定	●13%以上 ○11%以下	●あり（ワイス，スパイワル） ○なし	●両端又は片端が閉 ○両端とも開放	●20以上 ○20未満	●発生 ○未発生
		○：9.8	○	● 両端閉	●：28	○
		○：11	●：30%（閉塞率）	● ↑	●：↑	○
		○：11.2	●：60%	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	○	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	●：30%	● ↑	●：↑	●
		○：12.5	●：60%	● ↑	●：↑	○
		●：14	○	● ↑	●：↑	○
		●：14	●：60%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	○	●：75～325	○
		●：30	●：30%	○	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉（反点火側）	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
劣働省 産業安全研究所 試験	水素濃度：17～約60% L：2.1～9.1m D：0.028m 【爆轟試験管サイズ】 障害物：多数	●：30	○	● 片端閉（反点火側）	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉（反点火側）	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 両端閉	●：↑	●
		●：30	●：30%	● ↑	●：↑	●
		●：17	●：57%	●：両端閉	●：78	●
		●：20	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：20	●：32%	●：片端閉（反点火側）	●：26	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	○	●：↑	●
SRI プロジェクト試験	水素濃度：20～57% 長さ：9.9m 断面：0.381m×0.381m 【爆轟試験管サイズ】 （全13ケース） 障害物：最大25個	●：20	○	●：片端閉（反点火側）	●：↑	○
		●：20	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：30	○	●：↑	●：↑	○
		●：57	○	●：↑	●：↑	○
		●：30	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：32%	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：47%	●：↑	●：↑	●
		○：8	○	○：複数箇所に開口部	○：16	○
		○：12	○	○：↑	○：↑	○
		●：15	○	○：↑	○：↑	○
		●：13*	○	○：開放箇所複数	○：7～8	○
CV 再循環ダクトの条件	一般部 ドーナツ八角形状 D：1m，全周：16m 【実機スケルトン寸法】 水素濃度：5～15%	○	○	○	○	
		○	○	○	○	

* 水蒸気の凝縮効果を保守的に考慮。
水素濃度13%より上の試験で爆轟が発生しなかった試験 ----- 障害物なしの条件がすべてに共通。水素濃度は14～57%。
上記以外の障害物なしの試験 ----- 他の条件がすべて厳しい場合（30%，端部閉，L/D大）にのみ爆轟

イグナイタ着火の熱影響について

原子炉格納容器頂部のスプレイリング付近にイグナイタを追設するにあたり、イグナイタ着火による格納容器スプレイシステム及び格納容器本体（鋼板）への熱影響についてまとめる。

「大 LOCA+ECCS 注入失敗（Zr-水反応割合 100%）」を対象とし、実機プラントにおける GOTHIC 解析モデルのイグナイタ設置区画に中実構造機器及び薄板構造機器を模擬したヒートシンクを追加し、ヒートシンクの温度変化の解析を実施した。

(1) 評価条件等

評価については後述のとおり代表4ループプラントにおける評価結果が泊3号炉の評価においても適用可能であることから代表4ループプラントの評価結果を用いて泊3号炉の評価を実施する。

代表4ループプラントの評価条件は以下のとおり。

- a. 大 LOCA+ECCS 注入失敗のケース
- b. 全炉心 100%Zr-水反応を仮定、放射線水分解、金属腐食を考慮
- c. PAR、イグナイタを考慮
- d. イグナイタ設置区画において、水素濃度 8vol% (wet) になれば着火
- e. イグナイタ設置区画に中実構造機器及び薄板構造機器を模擬
- f. 着火による区画内気相部温度上昇及び気相部から区画内外の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射と対流熱伝達を模擬

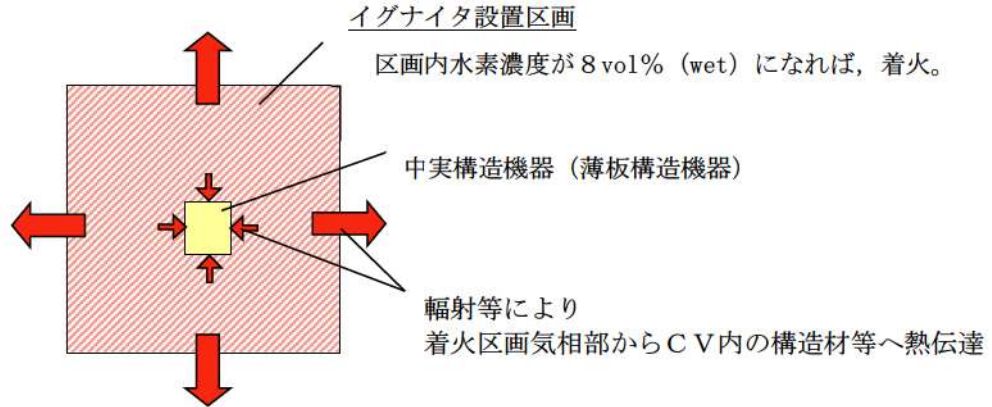
以下の理由から代表4ループプラントの評価結果を泊3号炉の評価として使用できる。

- ・代表4ループプラントでの評価結果では、泊3号炉の水素燃焼のシーケンスと同じ水素燃焼のシーケンスを用いて温度影響を確認している。
- ・泊3号炉では炉心溶融・コンクリート相互反応の不確かさを考慮した場合において、最大で全炉心 81%ジルコニウム-水反応分の水素が発生するとして評価しているのに対し、代表4ループプラントでは全炉心 100%ジルコニウム-水反応分の水素が発生すると評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度の全体挙動及び上昇速度は異なる。
- ・泊3号炉と代表4ループプラントで原子炉格納容器内の水素濃度の全体挙動及び上昇速度は異なるものの、いずれもイグナイタ着火条件を水素濃度 8vol%の時点としているため、ループ数の違いや考慮するジルコニウム-水反応による単水素発生量の違いにかかわらず、機器の温度上昇に寄与するイグナイタ着火時の1回当たりの燃焼規模は同じである。
- ・別表5からジルコニウム量と原子炉格納容器自由体積の比率について代表4ループの方が高く、水素濃度上昇速度は大きいですが、イグナイタ設置区画において水素濃度が 8vol% に到達すると、原子炉格納容器内で水素燃焼が生じて水素濃度は低下する。その後、水素濃度が再び 8vol%まで上昇すると、イグナイタによる水素燃焼が生じ、水素濃度は低

下する。このような、断続的な水素燃焼による反応熱で、一時的な区画内の温度上昇が生じるが、区画内外の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射及び対流熱伝熱により速やかに低下する。この点において泊3号炉と代表4ループプラントについて違いはない。(別図8参照)

別表5 代表4ループプラントと泊3号炉の比較

	代表4ループプラント	泊3号炉
評価対象シナリオ	大破断 LOCA +ECCS 注入失敗	同左
ジルコニウム-水反応割合	100%	81%
イグナイタ着火条件	水素濃度 8vol%	同左
イグナイタ設置区画容積	□ m ³	□ m ³
反応ジルコニウム量 (①)	24800kg	16362kg
C V自由体積 (②)	72900m ³	65500m ³
反応ジルコニウム量と C V自由体積の比率 (①/②)	0.34kg/m ³	0.25kg/m ³



別図8 区画内の着火等模擬イメージ

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 中実構造機器に対する温度影響評価

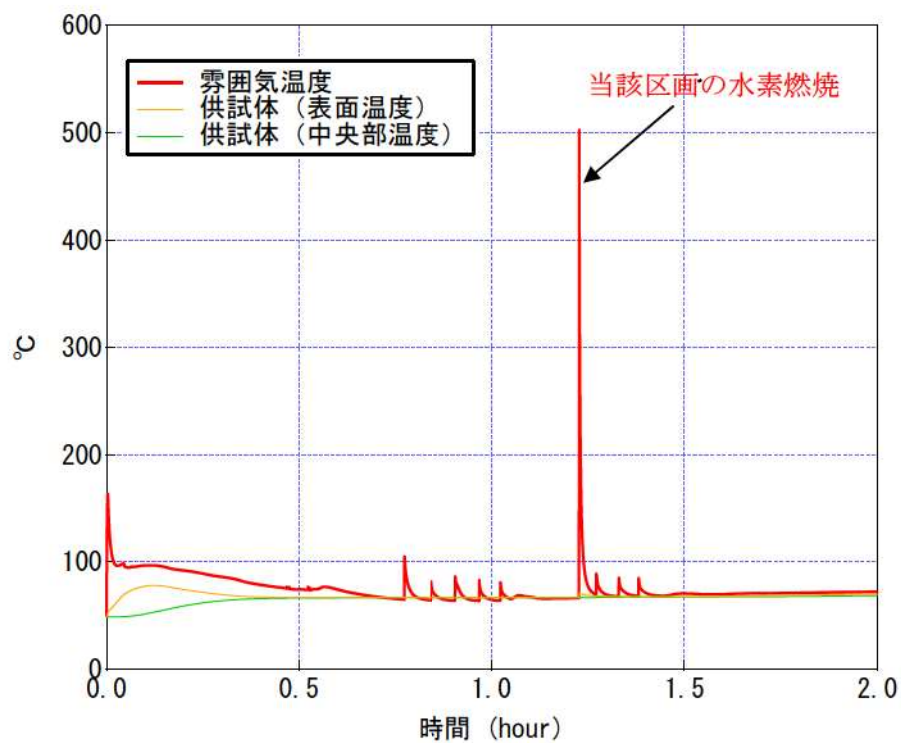
区画の中に中実構造の機器を模擬し、区画内の雰囲気温度変化とそれに伴う機器の温度変化を評価した。仮定した機器の寸法等を別表6に示す。

解析の結果として、別図9及び別図10に水素燃焼に伴う区画内雰囲気及び機器の温度の時間/変化を示す。

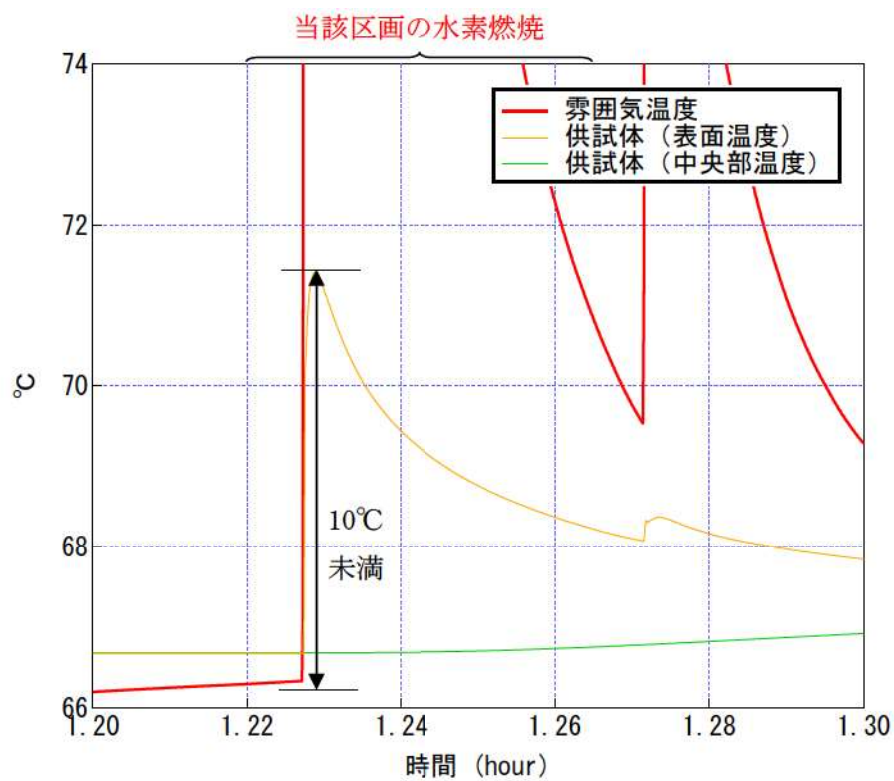
雰囲気温度は、水素の燃焼に相当する反応熱の生成で上昇するが、周囲の金属及びコンクリート等のヒートシンクへの熱放射及び対流熱伝達により、速やかに低下する。この雰囲気温度の過渡応答の中に置かれた機器の表面温度は、熱放射及び対流熱伝達により上昇するが、温度上昇は10℃未満であり、内部の温度はほとんど上がらないことを確認した。

別表6 中実機器を模擬した供試体の寸法等

形状	中実機器
材質	ステンレス
寸法	200mm×200mm×400mm



別図 9 雰囲気温度及び供試体（中実構造機器）の温度の時間変化



別図 10 雰囲気温度及び供試体（中実構造機器）の温度の時間変化
(1.2h~1.3h 拡大)

3. 薄板構造機器に対する温度影響評価

区画の中に薄板構造の機器（再循環ユニットのダクト等）を模擬し、区画内の雰囲気温度変化とそれに伴う機器の温度変化を評価した。仮定した機器の寸法等を別表7に示す。

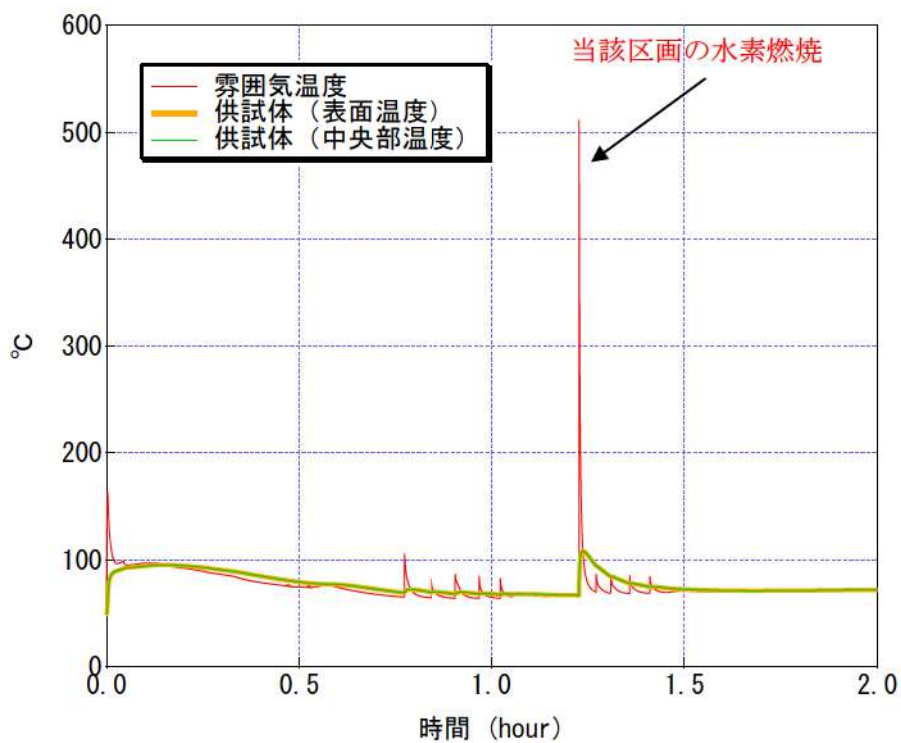
薄板構造の機器としては、その他に原子炉格納容器水素処理装置のケーシング、各種の計装器類のケーブルを保護する金属製カバーが該当する。

解析の結果として、別図1-1及び別図1-2に水素燃焼に伴う区画内雰囲気及び機器の温度の時間変化を示す。

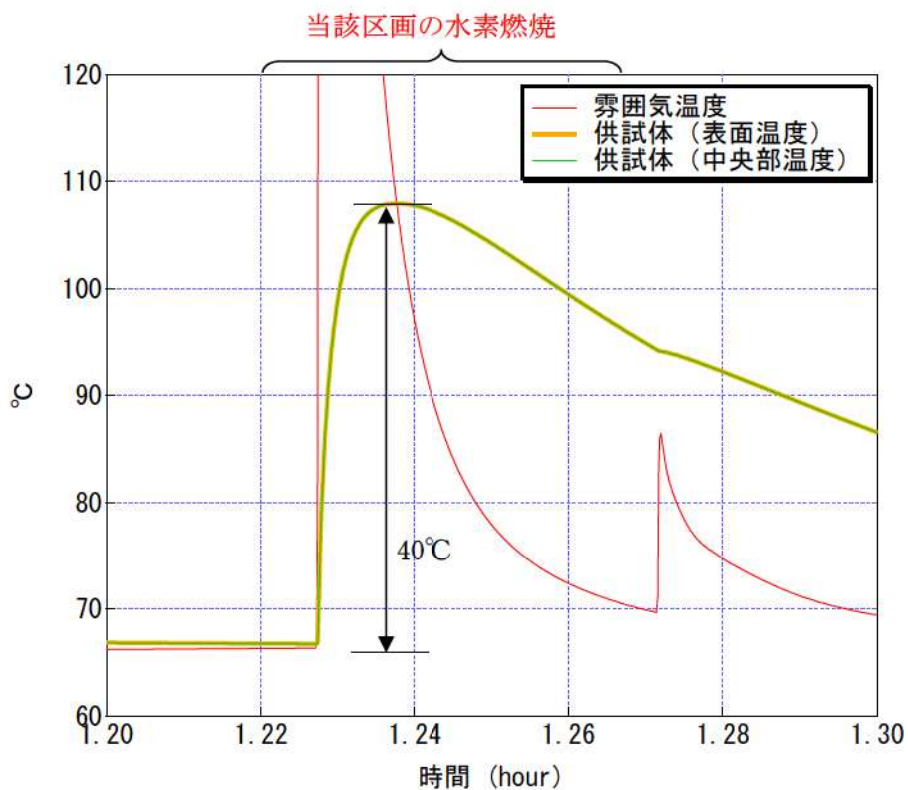
再循環ユニットのダクトのような薄板構造の機器については、板材が薄いためその熱容量に応じて板材一様に温度上昇するため、温度は上昇しやすくなるが、温度増加は40℃程度に収まる。

別表7 薄板構造機器（再循環ユニットのダクト）を模擬した供試体の寸法等

形状	パイプ
材質	炭素鋼
口径	1,700mm
長さ	2.2m
板厚	1.6mm



別図 1 1 雰囲気温度及び供試体の温度



別図 1 2 雰囲気温度及び供試体の温度 (1.2h~1.3h 拡大)

4. イグナイタ着火後の熱影響の考察

泊3号炉のドーム部頂部の「大LOCA+ECCS注入失敗(Zr-水反応割合81%)」のGOTHICのイグナイタ着火時の雰囲気温度と原子炉格納容器本体壁面温度を別図13及び別図14に示す。

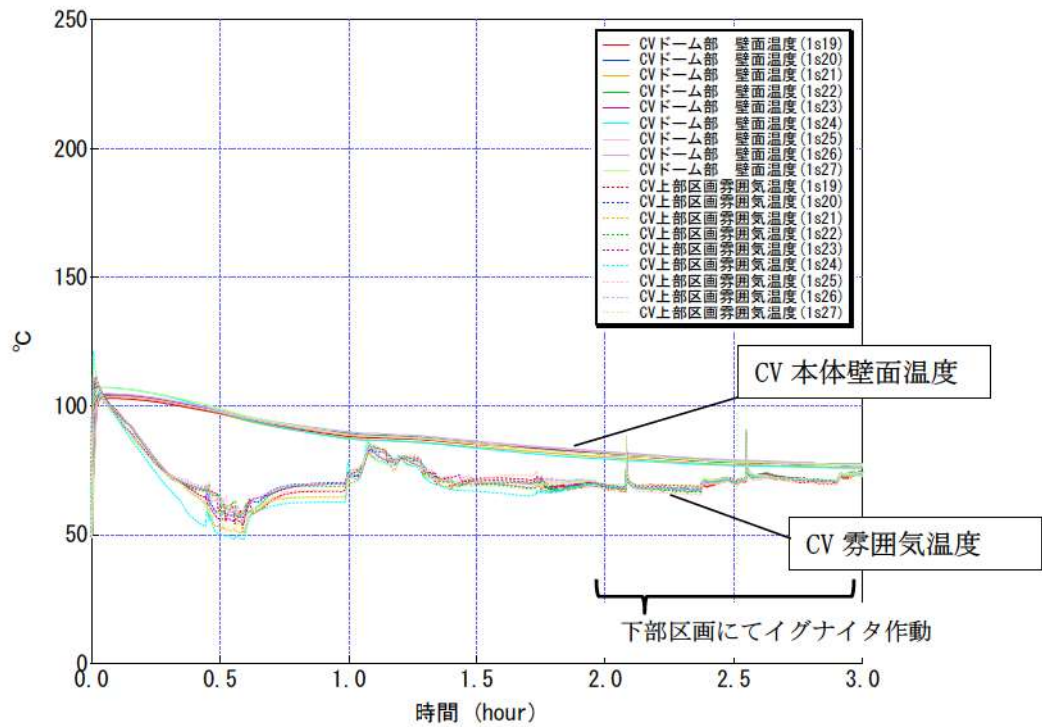
別図13に示すとおり、約2時間から約3時間にかけてイグナイタ着火による水素処理が行われている。イグナイタ作動時のドーム部頂部の雰囲気温度は、およそ70℃から90℃まで変化している。これは、原子炉格納容器下部区画のイグナイタによる燃焼が影響しているものであり、ドーム部の原子炉格納容器本体壁面温度にほとんど変化はなく80℃程度である。

別図9～別図12と同様に、仮にドーム部に設置したイグナイタが作動し、その周囲の雰囲気温度が500℃以上に上昇したとしても、周囲への熱放射及び対流熱伝達により、数分程度で着火前の温度に低下すると考えられ、さらに、この雰囲気温度の変化に対して、原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管は雰囲気より大きな熱容量を持つため、温度の上昇は緩やかとなると考えられるため、その温度上昇度合いは、先に述べた影響評価結果と同程度(10～40℃程度)と考えられる。

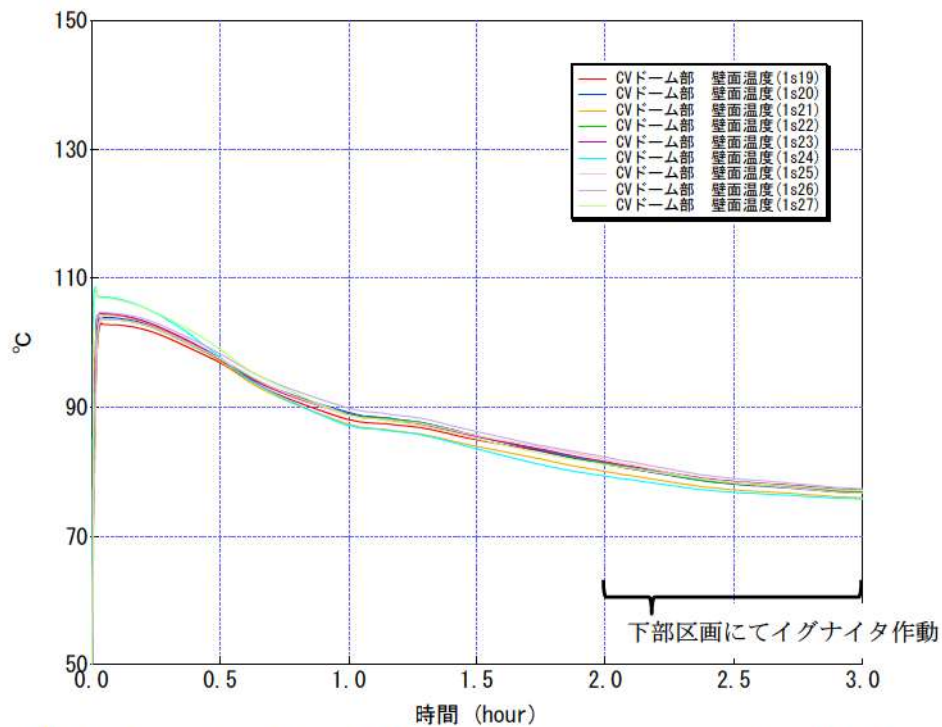
別表8に原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の許容温度を示す。

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の板厚は、それぞれ約22.5mm、4.0mmであり、共に中実機器と薄板構造機器の中間的な温度上昇になると考えられる。そこで、保守的に薄板構造機器の温度上昇度合いで推測すると、120℃程度(80℃+40℃)まで上昇すると考えられるが、許容値である200℃^{*11, 12}に対して十分な余裕がある。また、スプレイ配管の材質は、ステンレス(融点は約1,400℃程度)であり、十分な熱容量を有する。原子炉格納容器本体についても鋼製であり同様である。なお、有効性評価における過温破損シーケンス「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の最高値約141℃から40℃上昇するとしても、許容値である200℃^{*11, 12}を下回る。

以上より、追設するイグナイタの着火に伴う水素燃焼の温度影響は、原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管に対しても問題とされないと考えられる。



別図 1 3 イグナイタ着火時のドーム部頂部の温度変化
 泊 3 号炉 GOTHIC 解析「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 (Zr-水反応割合 81%)」



別図 1 4 イグナイタ着火時のドーム部頂部の壁面温度変化 (拡大)
 泊 3 号炉 GOTHIC 解析「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 (Zr-水反応割合 81%)」

別表8 原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器スプレイ配管の許容温度

機 器	許容温度
原子炉格納容器本体	200℃※1 1
原子炉格納容器スプレイ配管	200℃※1 2

※1 1 イグナイタを設置する原子炉格納容器頂部には、貫通部等の温度影響部の厳しい箇所はないが、原子炉格納容器健全性評価を行い問題ないことを確認している限界温度 200℃を許容温度としている。

※1 2 原子炉格納容器スプレイ配管の材質は、ステンレスであり、実力的にはステンレスの融点は約 1,400℃程度まではもつと考えられる。

5. まとめ

代表プラントのイグナイタ着火による過渡応答結果から、追設するイグナイタ着火による原子炉格納容器スプレイシステム及び原子炉格納容器本体（鋼板）への熱影響について考察した。

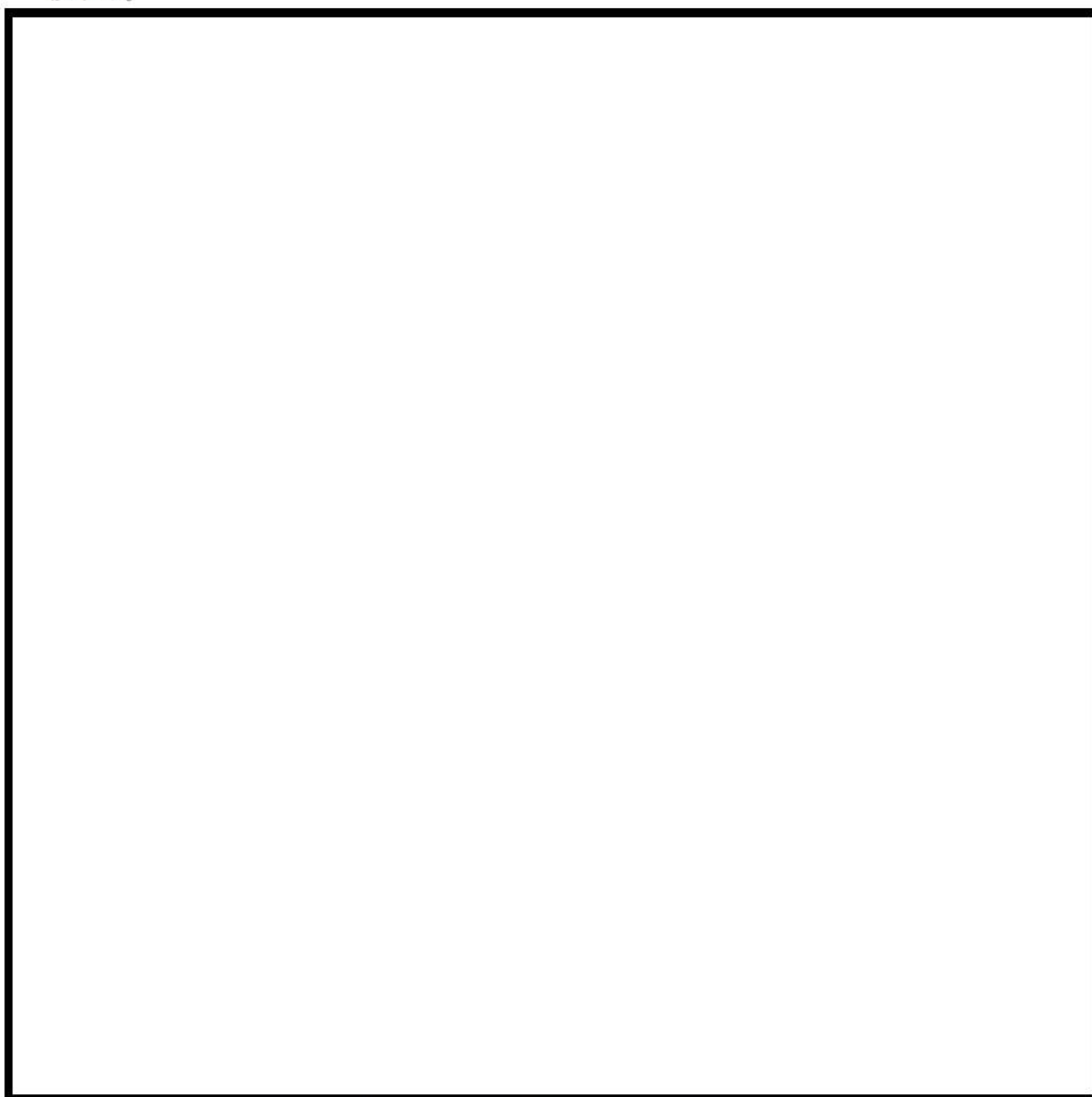
その結果、ダクトのような薄板の機器であっても燃焼時の表面温度の上昇は 40℃程度であることから、いずれの機器の温度上昇も同程度以下であると推測され、これらの機器に影響を及ぼすことはないと考えられる。

格納容器ドーム部頂部付近への施工方法について


イグナイタ本体は、格納容器ドーム部スプレイ配管付近に耐震性を確保した新設パッドを設け、剛構造の取付用架台を溶接して設置する。

イグナイタ専用ケーブル及び温度計測用の熱電対は、スプレイ配管に抱き合わせて敷設し、固定は SUS バンドと固定金具を用いて地震動の反力に対する耐震性を確保する。ここで、イグナイタ専用ケーブル及び熱電対は配管質量と比較して軽量であるため、敷設に伴うスプレイ配管への影響はない。

なお、格納容器内から格納容器外へは、電気ペネトレーションの予備を利用してケーブル敷設する。



格納容器ドーム部頂部付近への据付状態概略図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

イグナイタによる水素燃焼の影響を考慮する評価対象機器について

(1) 評価対象機器の選定について

イグナイタによる水素燃焼に伴う周辺機器・計器への影響評価を行うにあたり、評価対象機器を選定した。対象とする機器・計器は、イグナイタ着火時に、C/V 損傷を防止するための安全機能を有する機器・計器とし、機能と作動時期の観点から、以下の考え方に従って選定した。下表に選定した機器の一覧及び温度・圧力の許容値を示す。

○C/V 損傷の防止のための以下の機能を有する機器

- ・ 隔離機能
- ・ 除熱機能
- ・ 緩和機能
- ・ 状態監視・計測

○原子炉出口温度が 350℃を超過した以降に機能が要求される機器

(イグナイタは 350℃超過を検知後 1 時間以内であれば速やかに起動し、1 時間経過した場合は発電所対策本部にて起動可否を判断することに基づく)

別表 9 水素燃焼時あるいは燃焼後に機能維持が必要な機器・計器

機能分類	機器
隔離機能関連機器	C/V 本体* ¹
	C/V 大開口部 (機器搬入口, エアロック) * ¹
	C/V 隔離弁* ¹
	C/V ペネ* ¹
除熱機能関連機器	再循環ユニット* ¹
	再循環ダクト* ¹
	C/V スプレー (含, 代替スプレー) * ¹
緩和操作関連機器	イグナイタ* ²
	PAR* ²
監視機能関連機器 (重要計器)	1 次冷却材圧力計* ³
	RCS 高温側温度計* ³
	C/V 内温度計* ³
	C/V 圧力計* ³
	C/V 内高レンジエリアモニタ* ³
	S/G 水位計 (狭域) * ³
	C/V 再循環サンプ水位計* ³
	原子炉下部キャビティ水位計* ³
	炉心出口温度計* ³
	C/V 水位計* ³

* 1 十分な熱容量を有しており、イグナイタ着火時の温度上問題とならない機器・計器

* 2 高温に耐えるよう設計しており、イグナイタ着火時の温度上問題とならない機器・計器

* 3 水素燃焼による悪影響がないようイグナイタと離隔距離を設けている機器・計器

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA53H r. 8. 0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

53条

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

- 53 条
- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 単線結線図
- 53-7 その他設備
- 53-8 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-9 アニュラス水素濃度測定について
- 53-10 泊発電所 3 号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて
- 53-11 アクセスルート図

5 3 - 1 S A設備 基準適合性一覽表

泊発電所3号炉 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		アニュラス空気浄化ファン (SBO時はB側のみ使用)	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他 (原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/		
		電磁波	(機能が損なわれない)	-		
		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)	-		
	第2号	操作性	【水素排出】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ファン (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (電源健全時: DB施設と同じ系統構成で使用) (電源喪失時: 切替せず使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【水素排出 (+d-1健全時)】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成) 【水素排出 (SBO又はDC喪失時)】 弁等で系統構成 (弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成)	A a A d	[補足説明資料]53-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【水素排出】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計) (CV内冷却、減圧、水素濃度低減とあわせて、R/B等の損傷を防止する容量)	A	-	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-	
	サポート系要因	対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (「イ-ゼ」発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電)	C	[補足説明資料]53-6 単線結線図		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		アニュラス空気浄化フィルタユニット (SBO時はB側のみ使用)	類型化区分	関連資料		
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	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	空調ユニット(機能・性能及び漏えいの確認が可能)(内部の確認が可能-点検口設置)(差圧確認が可能)	E	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【水素排出】DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用(電源健全時: DB施設と同じ系統構成で使用)(電源喪失時: 切替せず使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【水素排出 (+/-)健全時】DBと同系統構成(設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成) 【水素排出 (SBO又はDC喪失時)】弁等で系統構成(弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成)	A a A d	[補足説明資料]53-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【水素排出】DB設備の容量等が十分(DB設備と同仕様で設計)(CV内冷却、減圧、水素濃度低減とあいまって、R/B等の損傷を防止する容量)	A	-	
		第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-
	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	【水素排出】緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		排気筒	類型化区分	関連資料		
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	屋外	C	[補足説明資料]53-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設と同じ用途で使用又は代替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[補足説明資料]53-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【水素排出】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[補足説明資料]53-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-		
第2項	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	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	
		第1号	常設SAの容量	対象外(流路)	/	-
第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

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		アニユラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		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)	-	
	第2号	操作性	【水素排出】 現場操作 (工具確保:一般的な工具) (弁操作:弁操作等にて速やかに切替えられる) (接続作業:簡便な接続規格による接続)	A⑤ A⑥ A⑩	[補足説明資料]53-2 配置図 [補足説明資料]53-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (規定圧力及び外観の確認が可能)	C	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【水素排出】 DB施設としての機能を有さない (弁を設置)	B a 1	[補足説明資料]53-4 系統図
	第5号	系統設計	【水素排出】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]53-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛により固定)	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]53-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【水素排出】 負荷に直接接続 (弁全開に必要な容量に対して十分な容量) (保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	B	[補足説明資料]53-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格	C	[補足説明資料]53-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[補足説明資料]53-2 配置図
	第5号	保管場所	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]53-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]53-11 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【水素排出】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

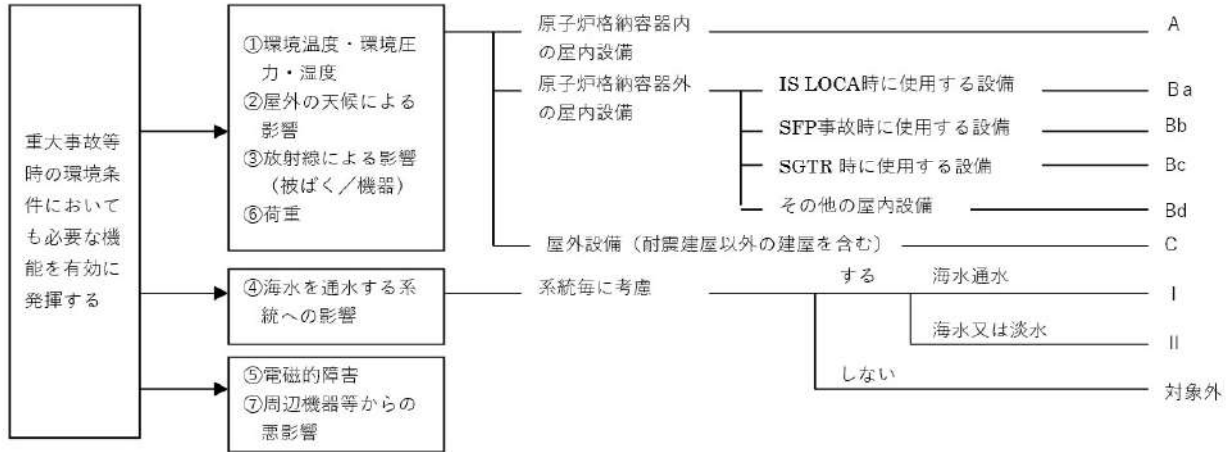
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

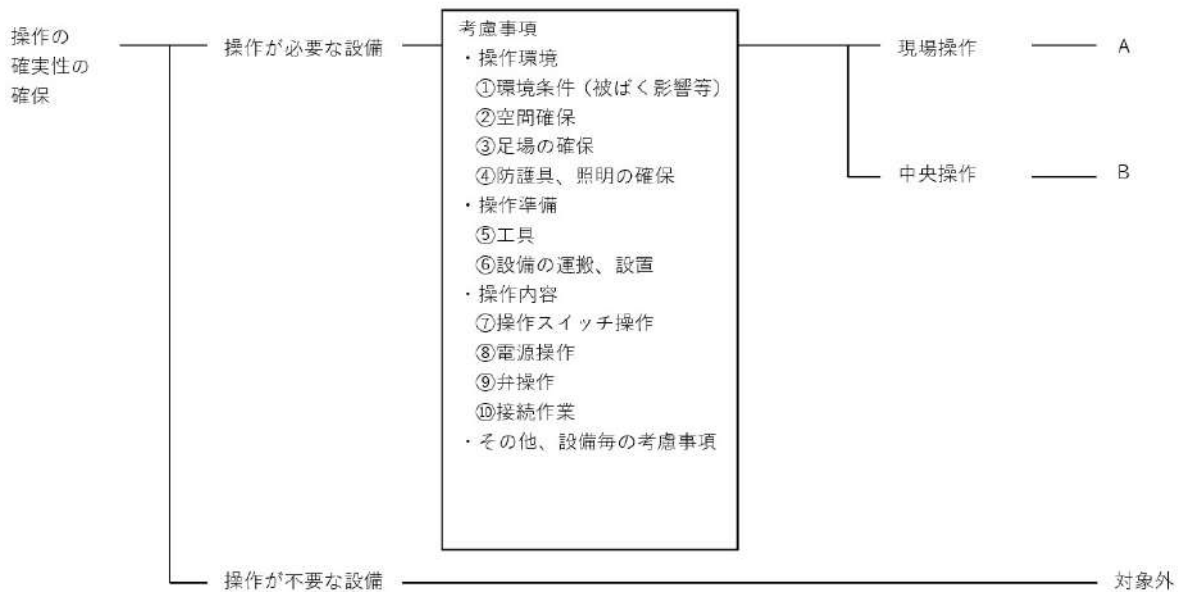
第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		可搬型アニユラス水素濃度計測ユニット	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[補足説明資料]53-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【水素濃度監視】 現場操作 (運搬設置：台車により運搬、移動ができる設計、設置場所にて固定できる) (弁操作：弁操作等にて速やかに切替えられる) (接続作業：簡便な接続規格による接続、及び計装ケーブルの接続はコネクタ接続とし接続規格を統一し、確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]53-2 配置図 [補足説明資料]53-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【水素濃度監視】 DB施設としての機能を有さない (弁を設置)	B a 1	[補足説明資料]53-4 系統図
	第5号	系統設計	【水素濃度監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]53-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]53-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛により固定)	-	[補足説明資料]53-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]53-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【水素濃度監視】 その他 (アニユラス内の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計) (保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	C	[補足説明資料]53-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格 専用の接続	C D	[補足説明資料]53-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[補足説明資料]53-2 配置図
	第5号	保管場所	【水素監視】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]53-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]53-11 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【水素監視】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (7"イゼ"発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電)	D	[補足説明資料]53-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

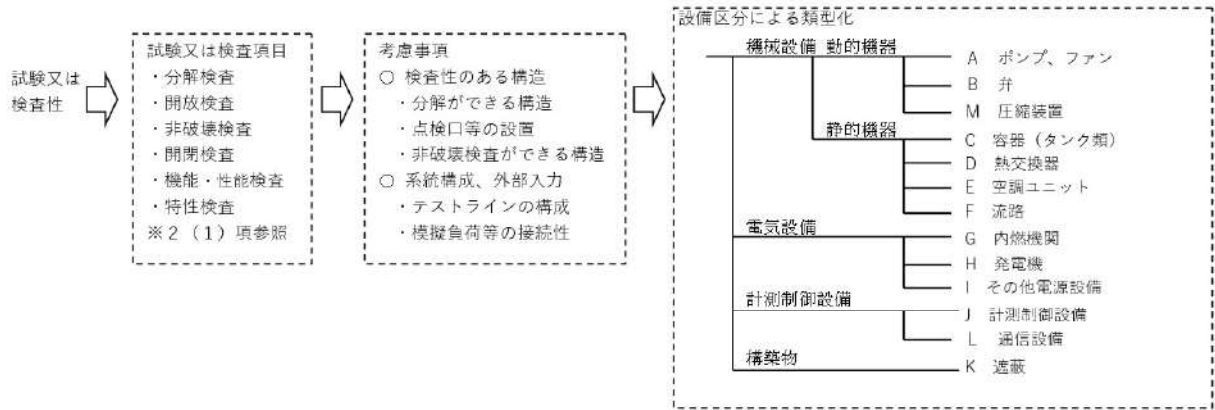
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



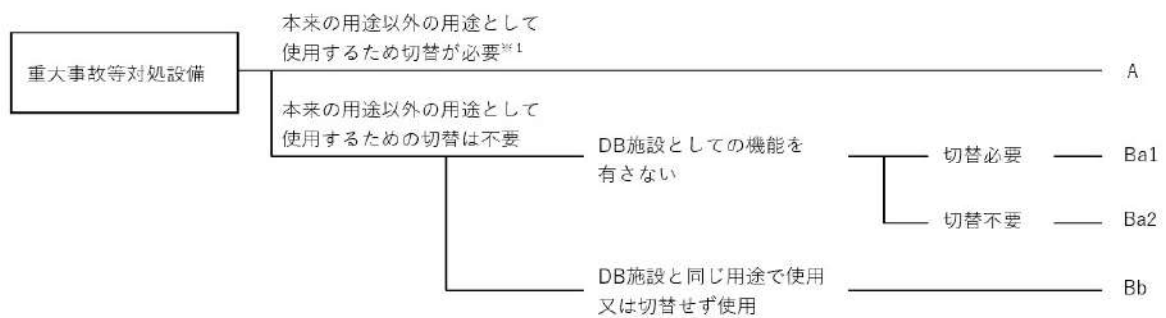
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



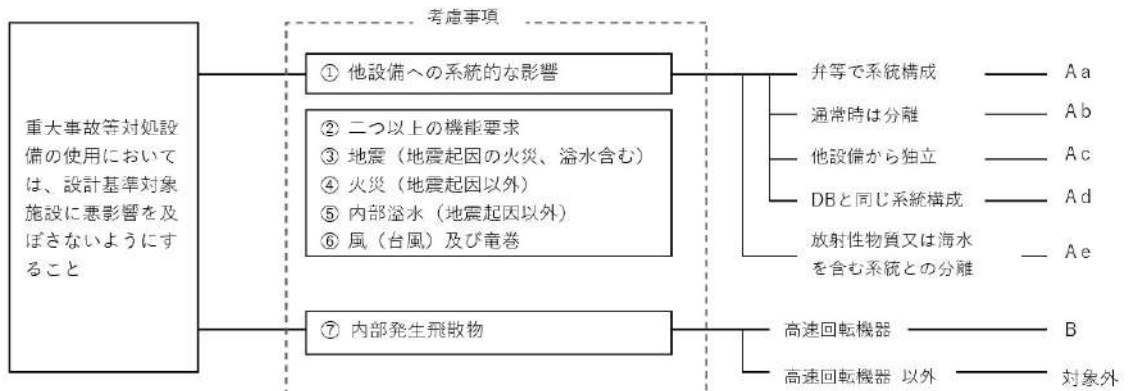
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



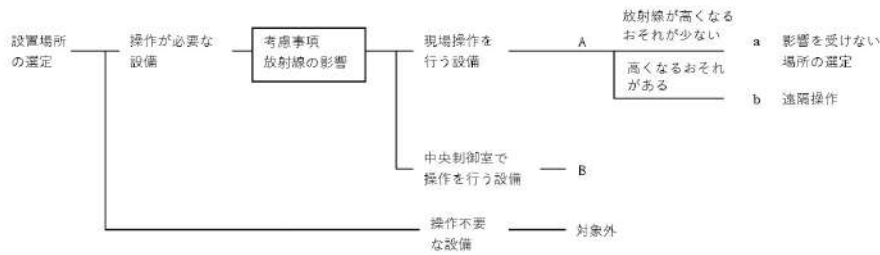
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



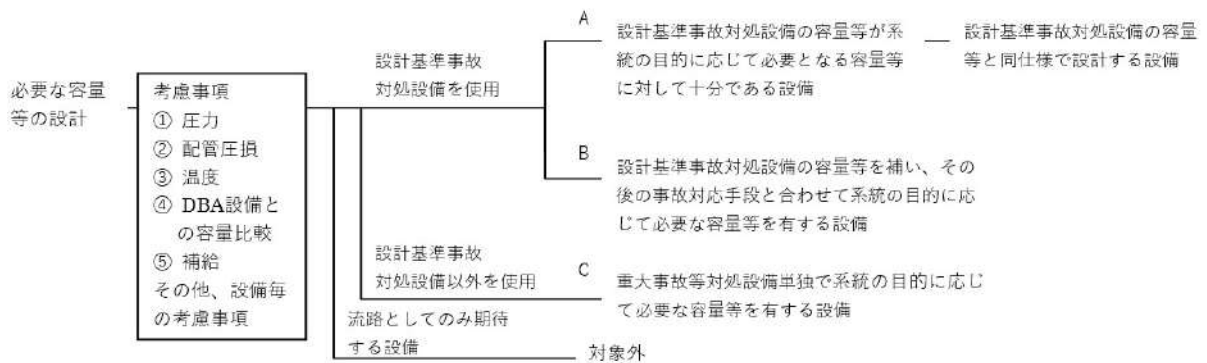
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
常設重大事故等対処設備の容量等について



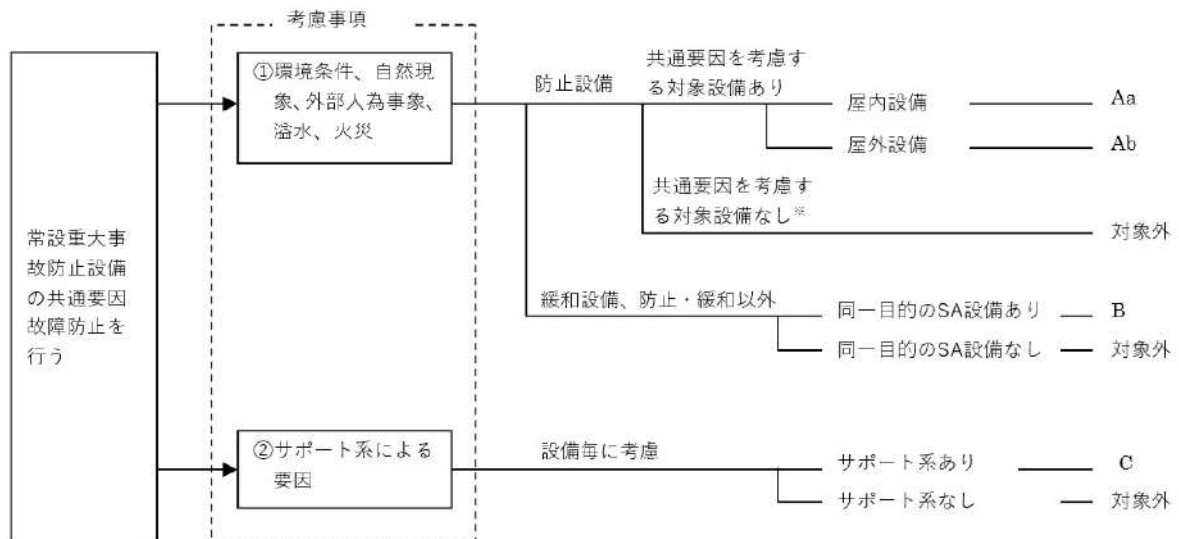
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



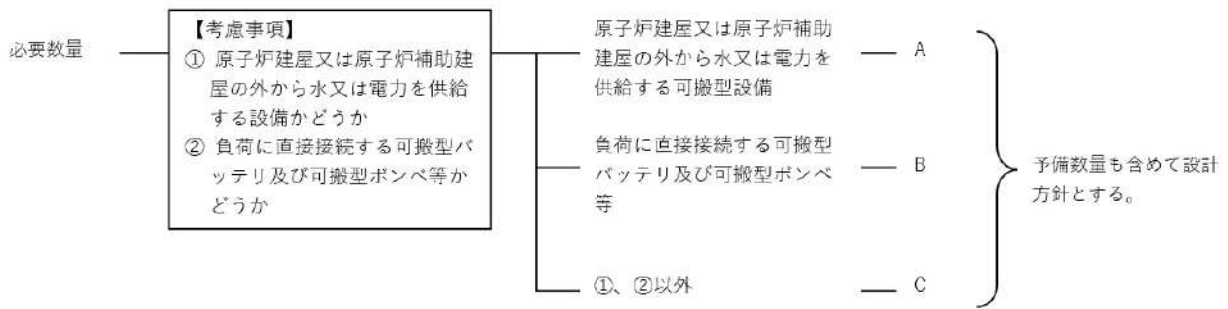
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2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。	-	

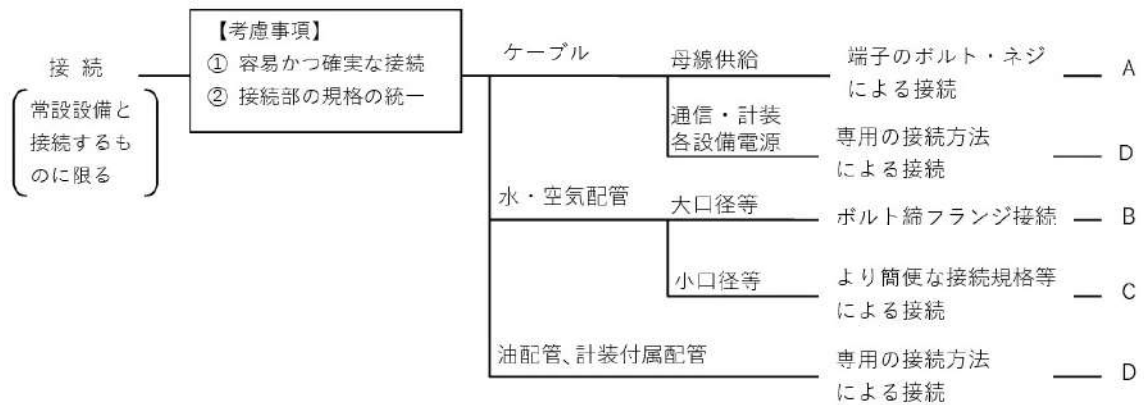
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



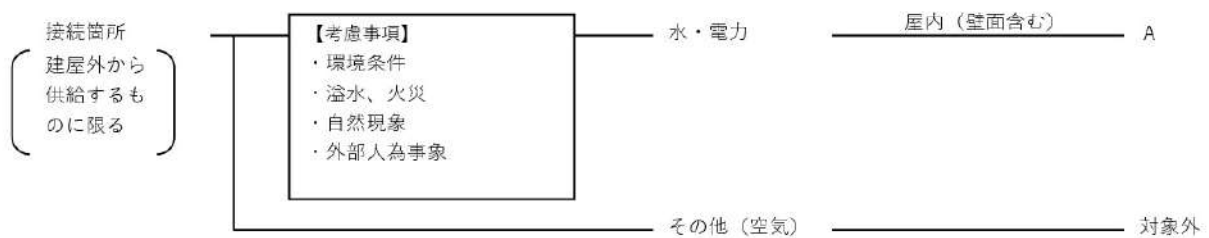
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



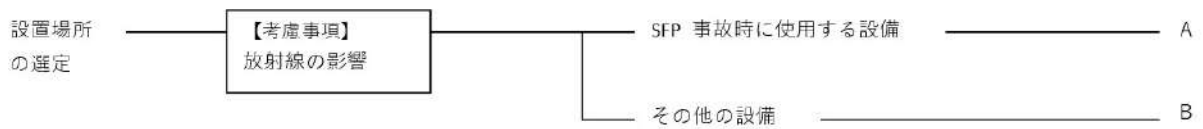
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



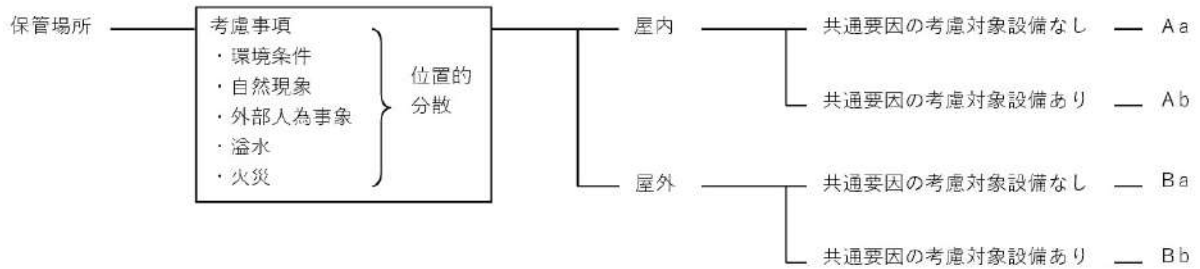
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



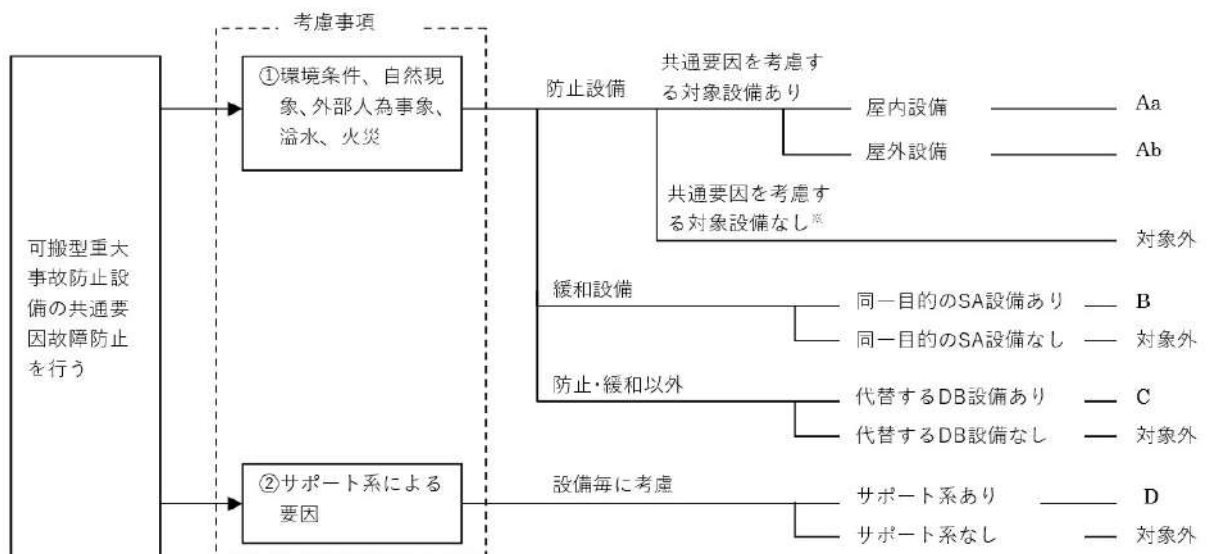
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 3 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット
(保管場所・設置場所)

【接続性 (簡単な接続規格)】



コネクタ接続

【接続性 (専用の接続)】



車輪による運搬

【操作性 (現場操作可能)】

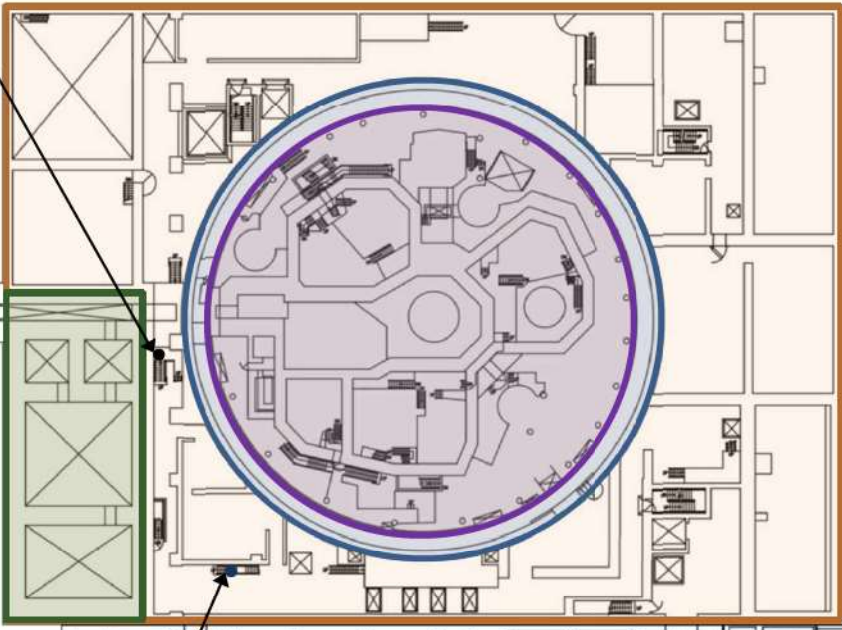


固縛等による固定

【悪影響防止 (ボルト・ネジ)】



原子炉建屋



燃料取扱棟

周辺補機棟

原子炉格納施設

原子炉格納容器

原子炉補助建屋

電気建屋

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット
(保管場所)

車輪による運搬



固縛等による固定

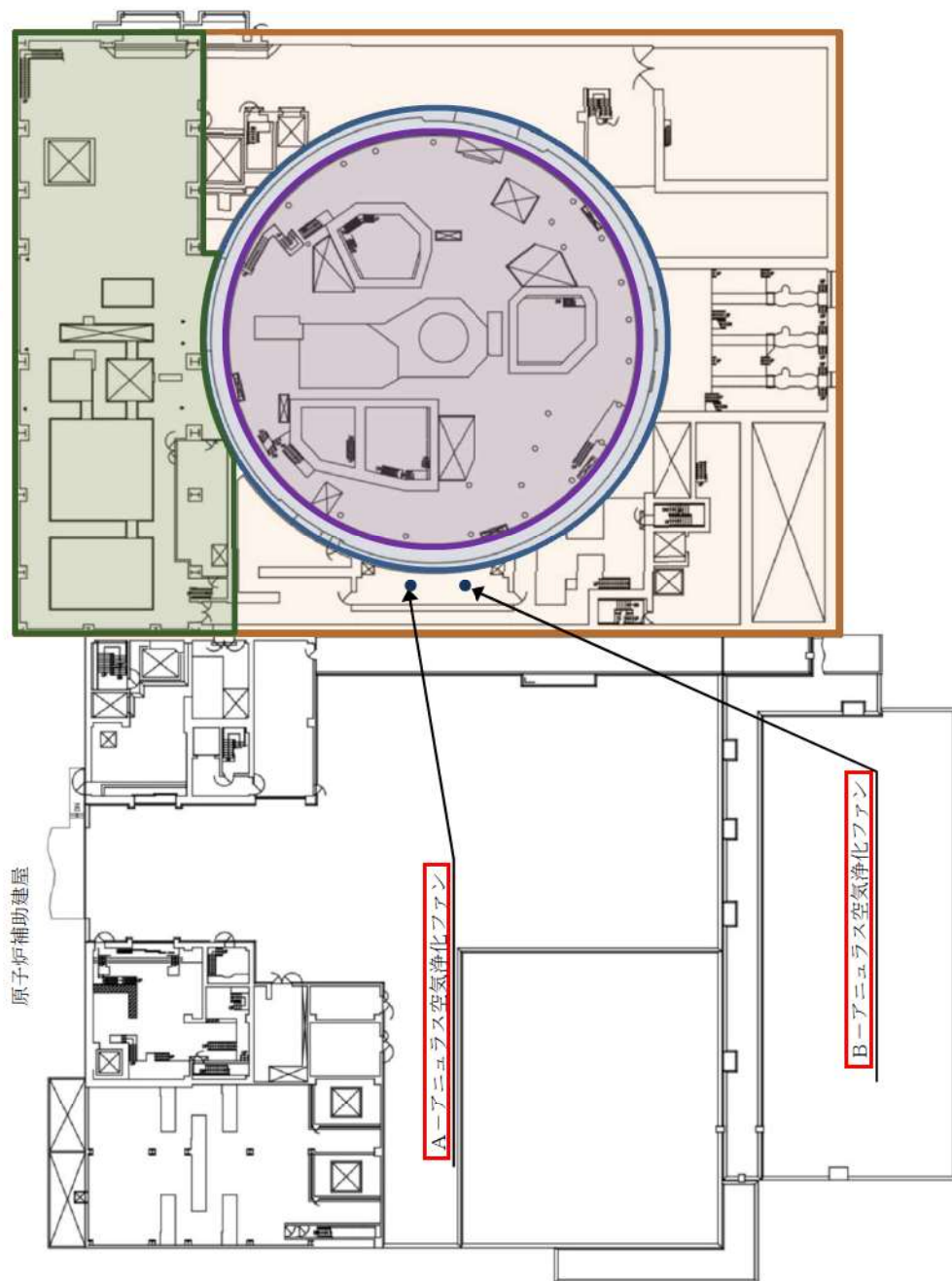
【悪影響防止 (ボルト・ネジ)】



T.P. 24.8m

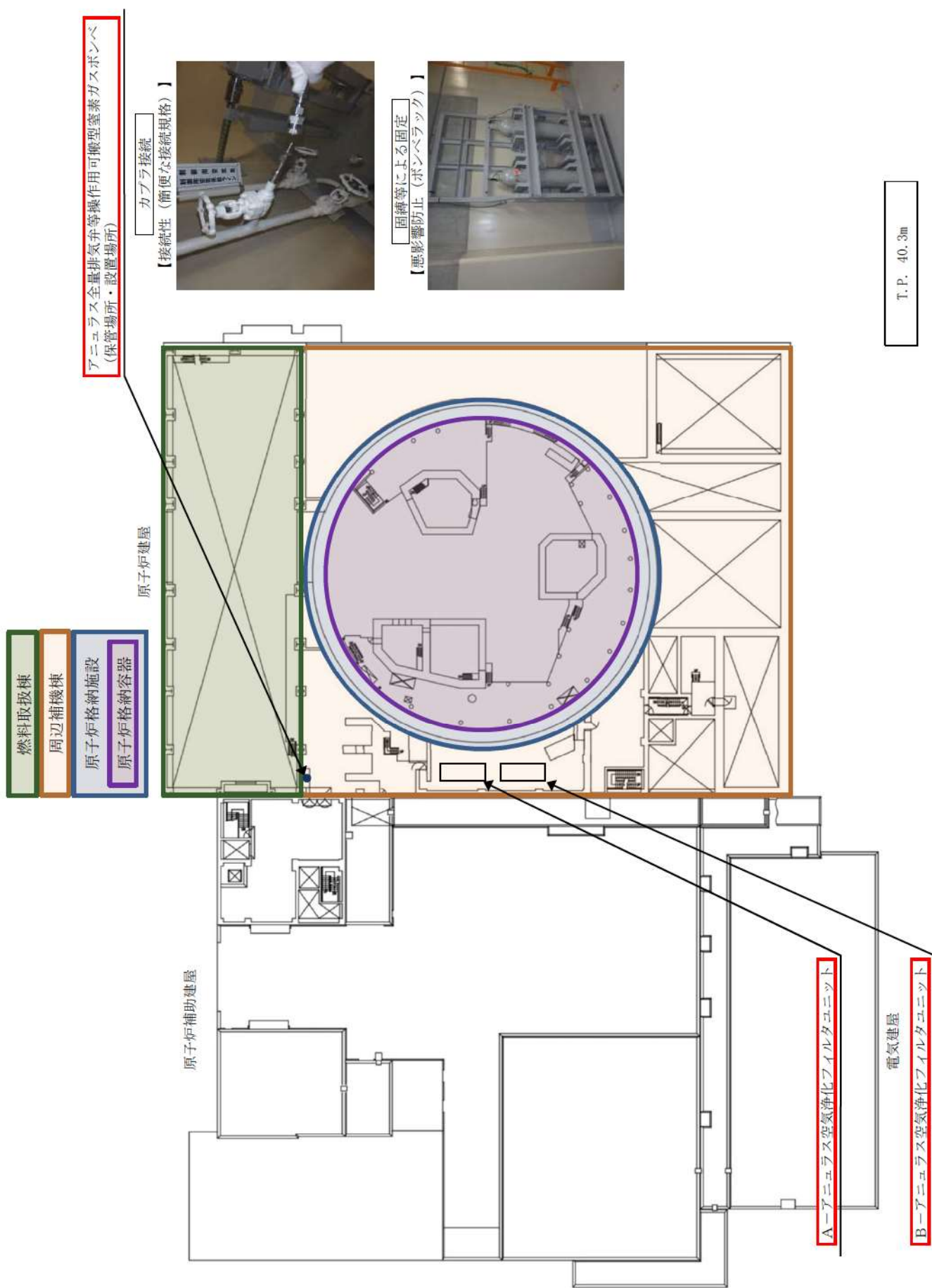
- 燃料取扱棟
- 周辺補機棟
- 原子炉格納施設
- 原子炉格納容器

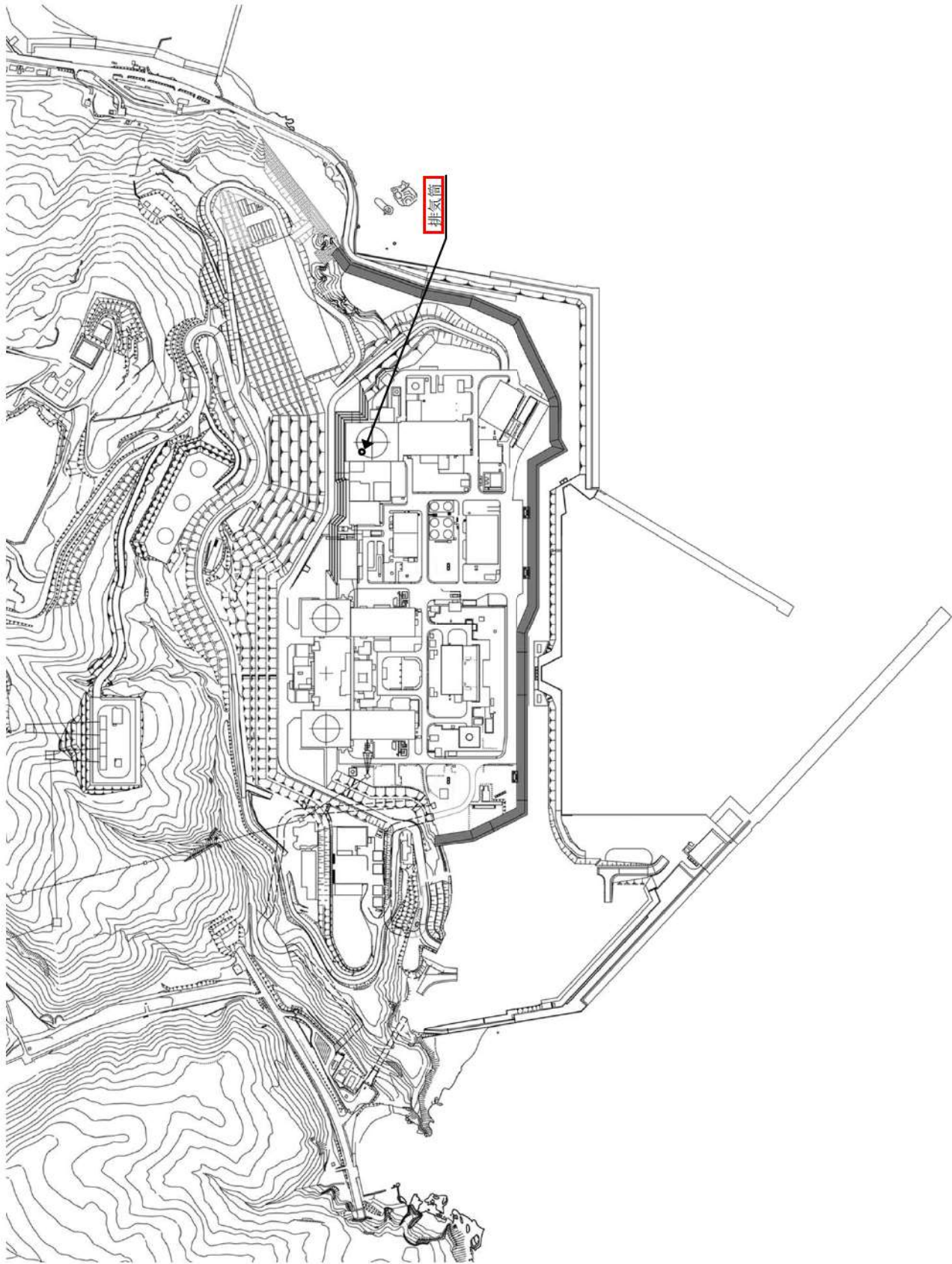
原子炉建屋



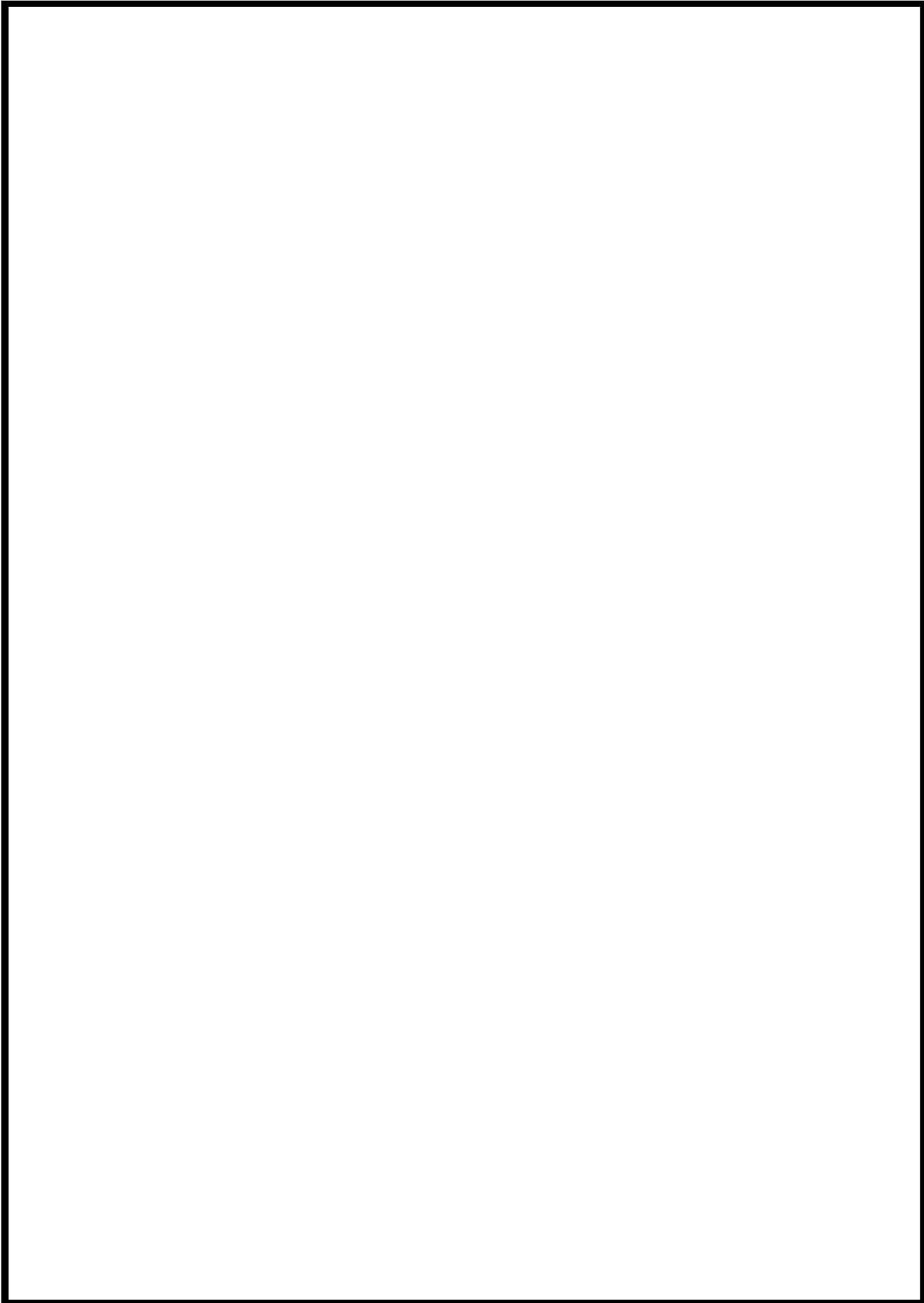
電気建屋

T.P. 33.1m





5 3 - 3 試験・検査説明資料



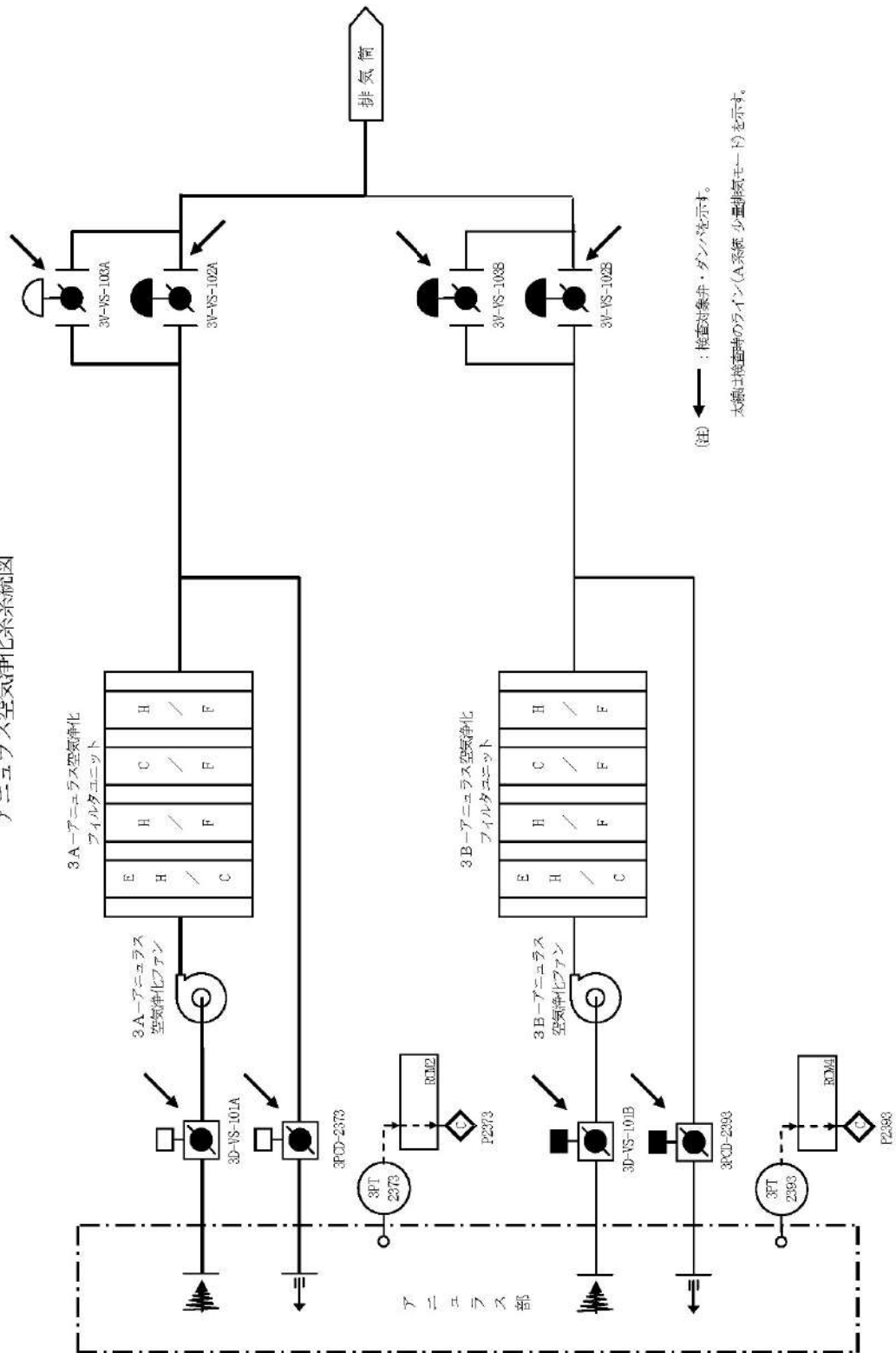
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

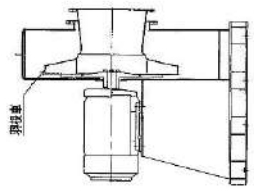
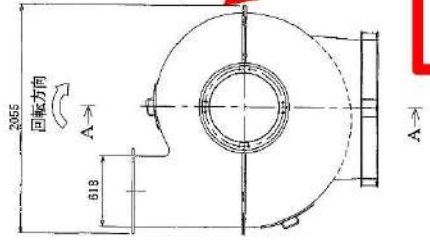
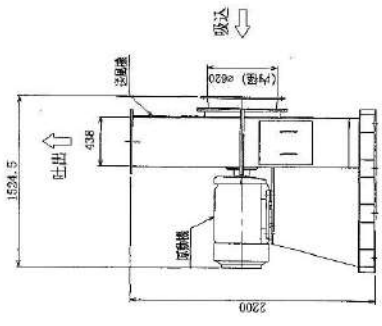
機器又は部品の名称	実施者(機務名)	保全の重要度	点検及び試験の項目	保全方式又は程度	検査名	備考 (0時は運用中と設備点検時)
機務管理施設 【機務設備】	3RSP30M 3 B-格納容器再循環ファン用電動機	高	検査・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30C 3 C-格納容器再循環ファン	高	検査・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 C-格納容器再循環ファン用電動機	高	検査・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30D 3 D-格納容器再循環ファン	高	検査・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 D-格納容器再循環ファン用電動機	高	検査・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30A 3 A-格納容器空弁化ファン	低	検査・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 A-格納容器空弁化ファン用電動機	低	検査・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30B 3 B-格納容器空弁化ファン	低	検査・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30M 3 B-格納容器空弁化ファン用電動機	低	検査・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取替検査	
	3RSP30A 3 A-エアニオラス空弁化ファン	高	検査・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(定期点検: 3 M (定着検査時))
	3RSP30M 3 A-エアニオラス空弁化ファン用電動機	高	検査・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(定期点検: 3 M (定着検査時))
	3RSP30B 3 B-エアニオラス空弁化ファン	高	検査・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	38.アニオラス循環排気系機能検査	(定期点検: 3 M (定着検査時))
	3RSP30M 3 B-エアニオラス空弁化ファン用電動機	高	検査・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(定期点検: 3 M (定着検査時))
	3RST10A 3 A-燃料器燃焼フィルタユニット	高	潤滑点検	1.0.4M		先行点検または点検停止中
	3RST10B 3 B-燃料器燃焼フィルタユニット	高	検査・性能試験 潤滑点検	1.0.4M 1.0.4M	77.1次系熱気空器取替検査	先行点検または点検停止中
						先行点検または点検停止中
						先行点検または点検停止中

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名：放射線管理設備
検 査 名：アニュラス循環排気系機能検査
要領書番号：HT3-38

アニュラス空気浄化系統図





断面A-A

ケーシングをを外すことで、
分解点検が可能である。

主要目録	
送風機	1
風量	300以上
風速	1
原動機	三相誘導電動機
出力	37以上
機種	1

図面は3A-アニュラス空気浄化ファンであるが、
3B-アニュラス空気浄化ファンも同様の構造である。

第7回工事計画認可申請	第 9-25-1 図
泊 桑 産 所 3 号 機	
放射線管理設備の増設図	
(A-アニュラス空気浄化ファン)	
北海道電力株式会社	

追湾電所3号機 点検計画

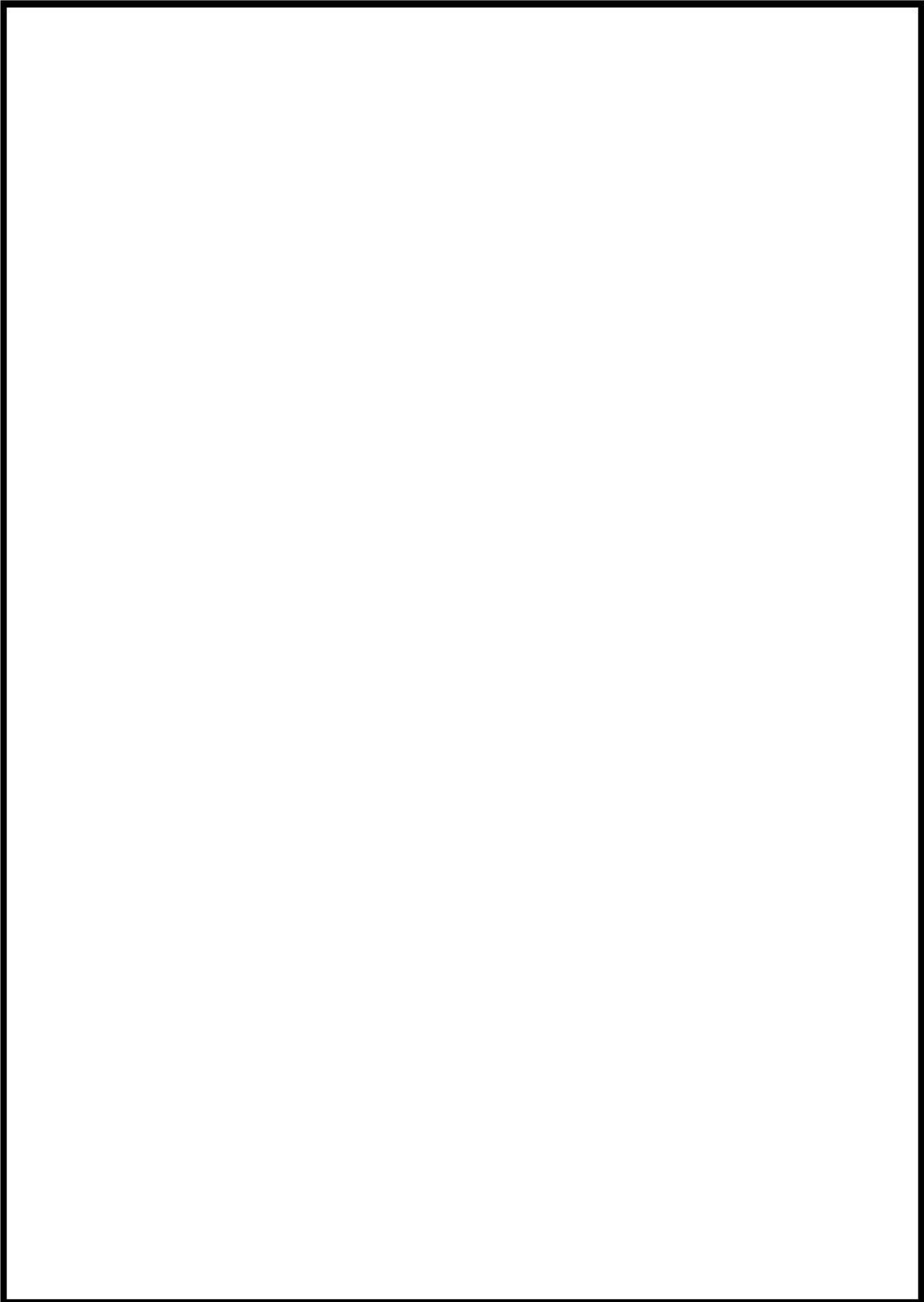
機番又は系統名	実効数 (機番名)	保安の要程度	点検及び試験の項目	保安方式又は種別	検査名	備考 (○内は適用する設備の名称)
機番又は系統名 [保安設備]	3WS10A 3 A-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS10B 3 B-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS10Z 3-格納箱排気浄化フィルタユニット	低	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS17A 3 A-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	検閲・性能試験	1.3M	59.アニュラス排煙排気系フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3WS17B 3 B-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	検閲・性能試験	1.3M	39.アニュラス排煙排気系フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3WS18 3-中央制御室非常用排煙フィルタユニット	高	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	41.中央制御室非常用排煙系フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-101A 3 A-アニュラス排気ファン	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-101B 3 B-アニュラス排気ファン	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-102A 3 A-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-102B 3 B-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-103A 3 A-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-103B 3 B-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	38.アニュラス排煙排気系性能検査	
	3D-YS-651 3-幹線排気換気ユニット入口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-652A 3 A-幹線排気換気ファン出口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-652B 3 B-幹線排気換気ファン出口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3D-YS-653 3-幹線排気換気臓蔵ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	1.17M	77.1次系換気空調設備検査	
	3RCU-0305 3-幹線排気換気臓蔵制御ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	7.8M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検


北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

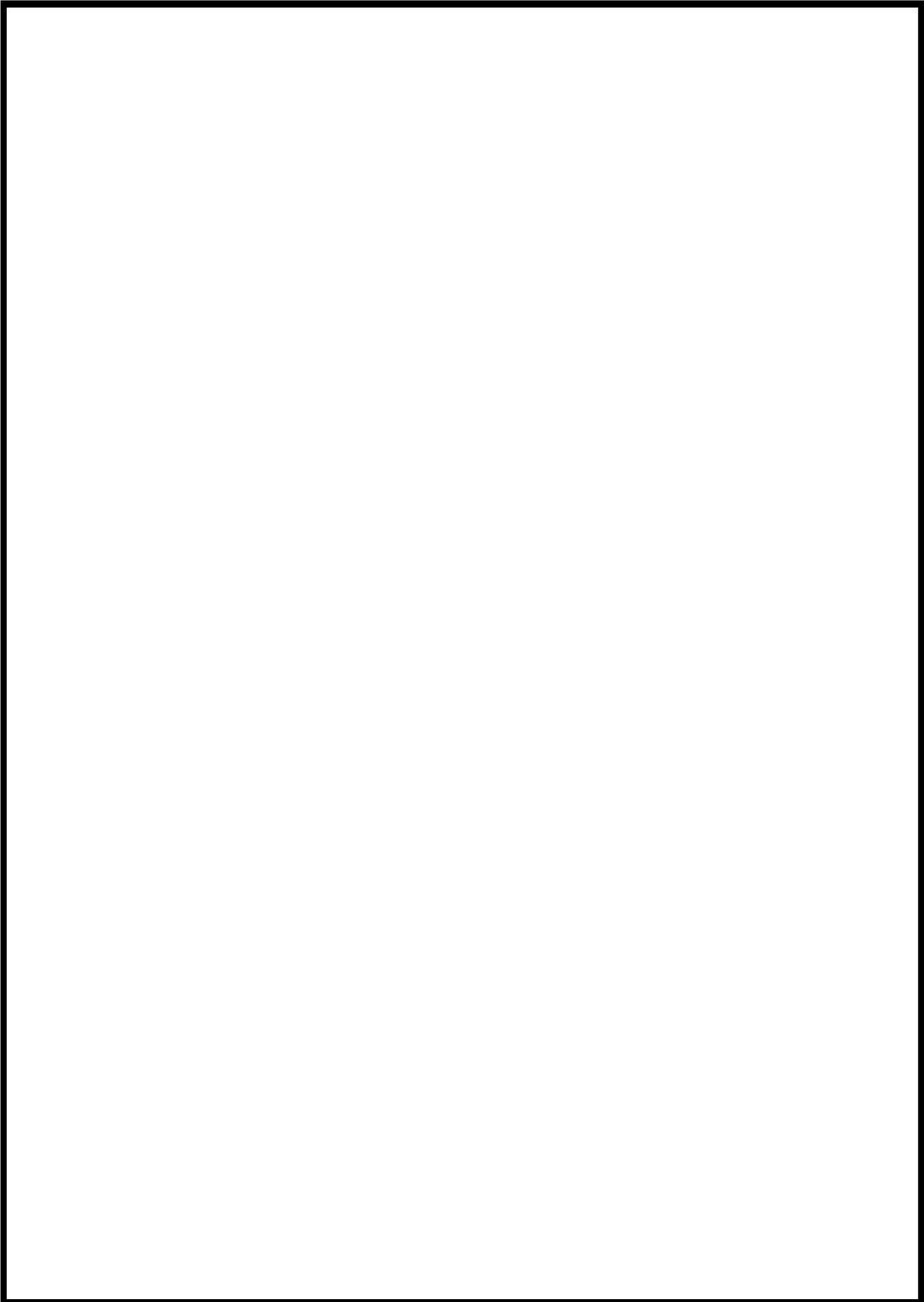
設 備 名 : 放射線管理設備

検 査 名 : アニユラス循環排気系フィルタ性能検査

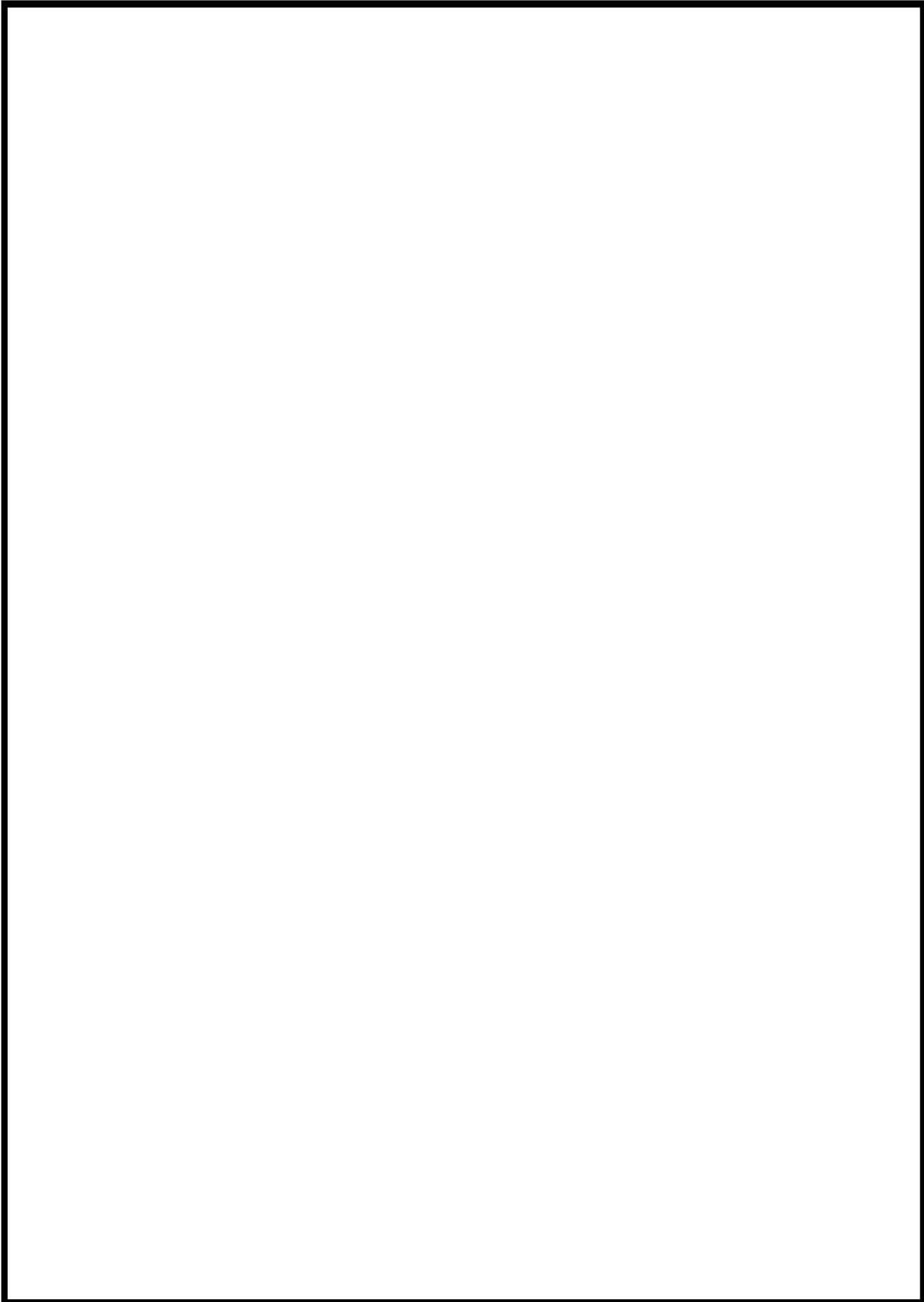
要領書番号 : HT3-39



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。
53-3-8



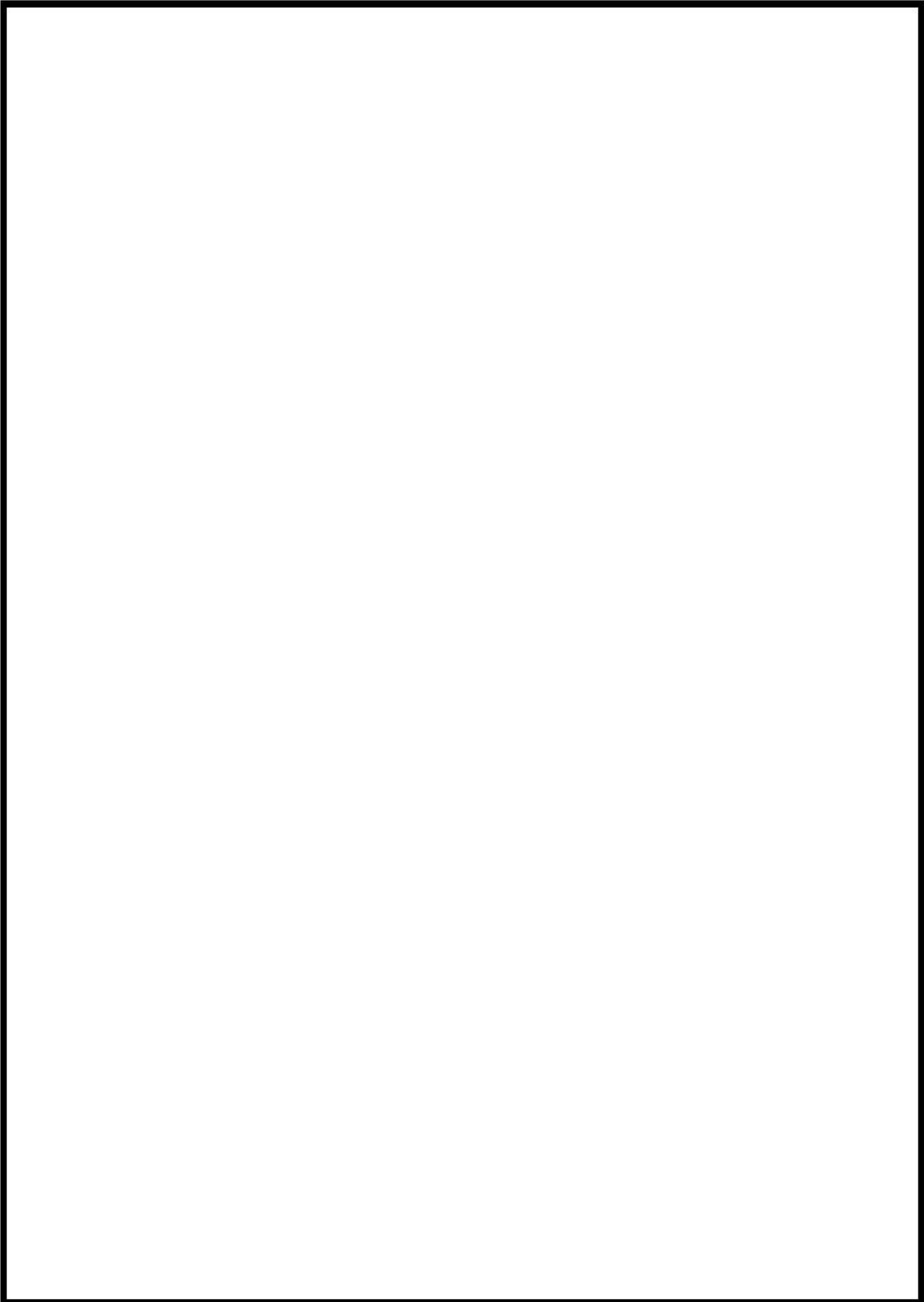
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

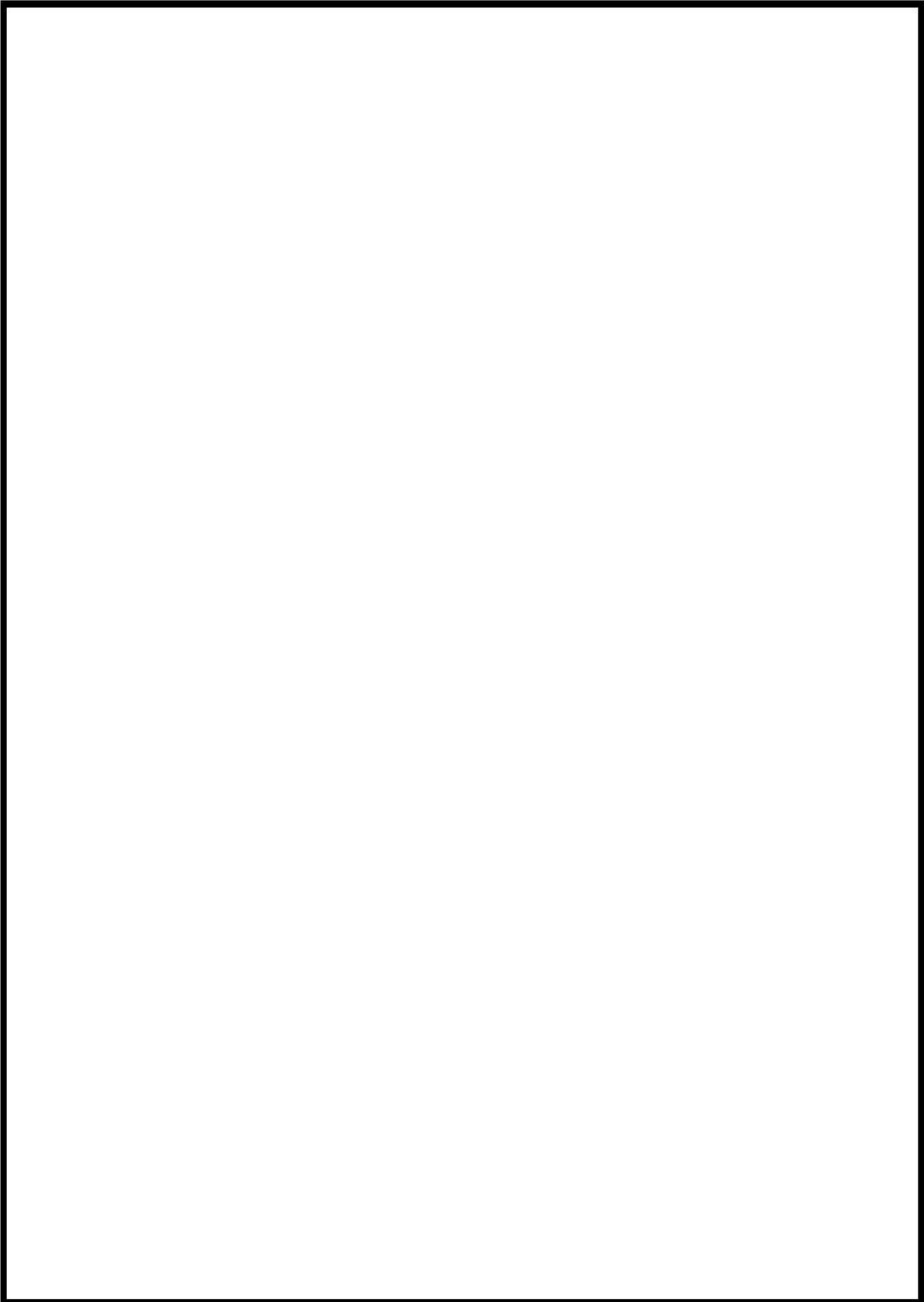
北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設備名：放射線管理設備
検査名：1次系換気空調設備検査
要領書番号：HT3-77

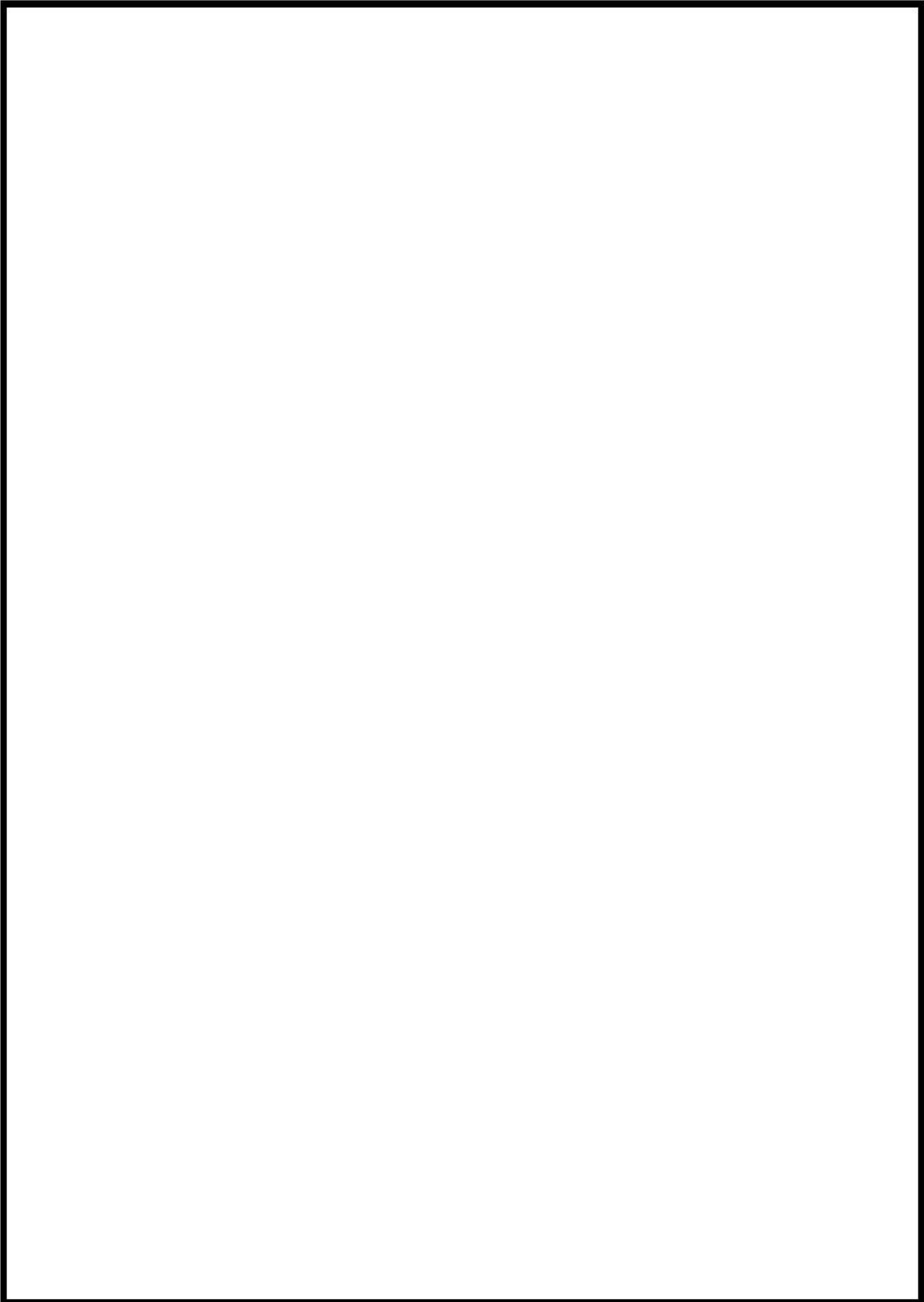


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

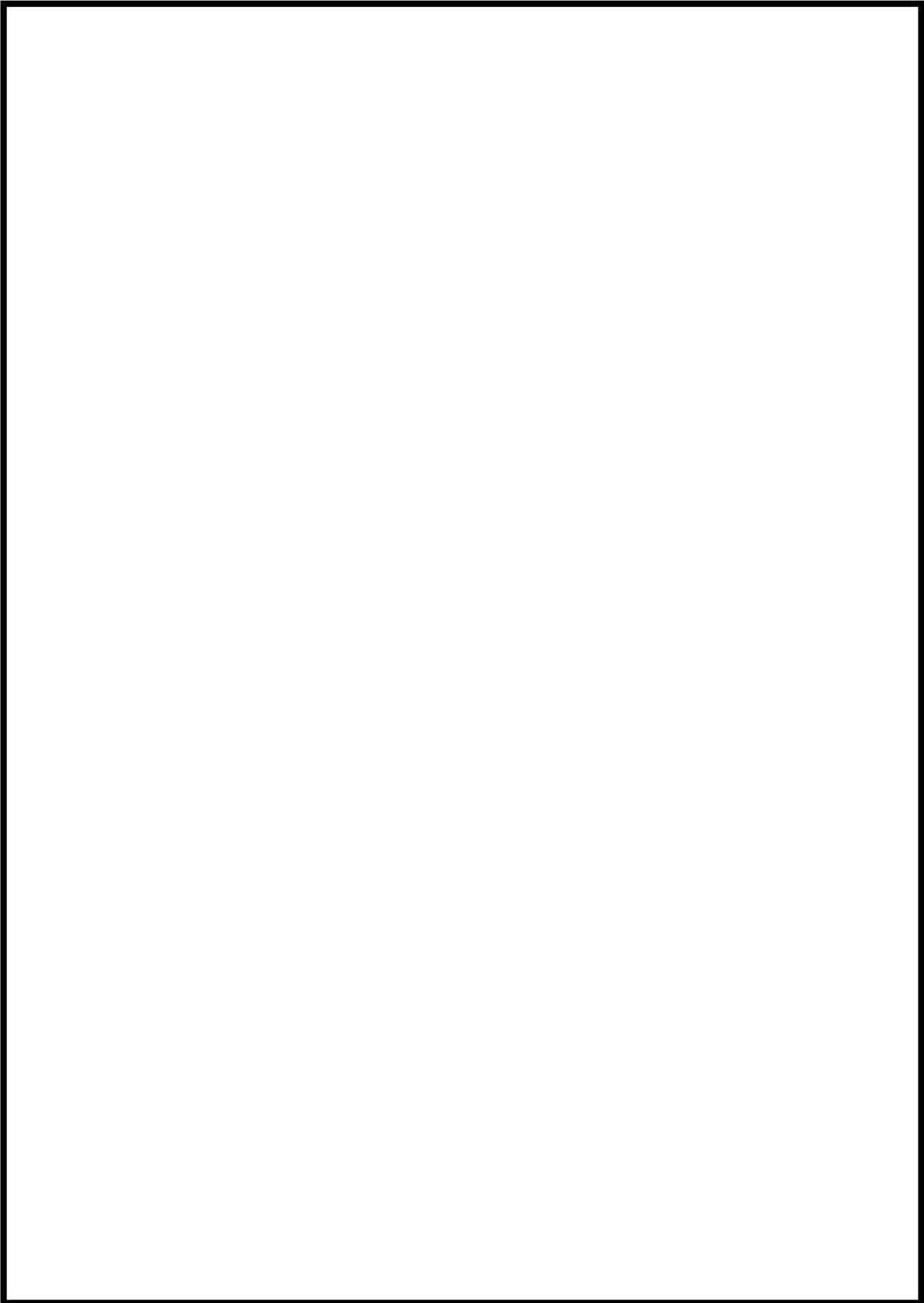
53-3-12



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



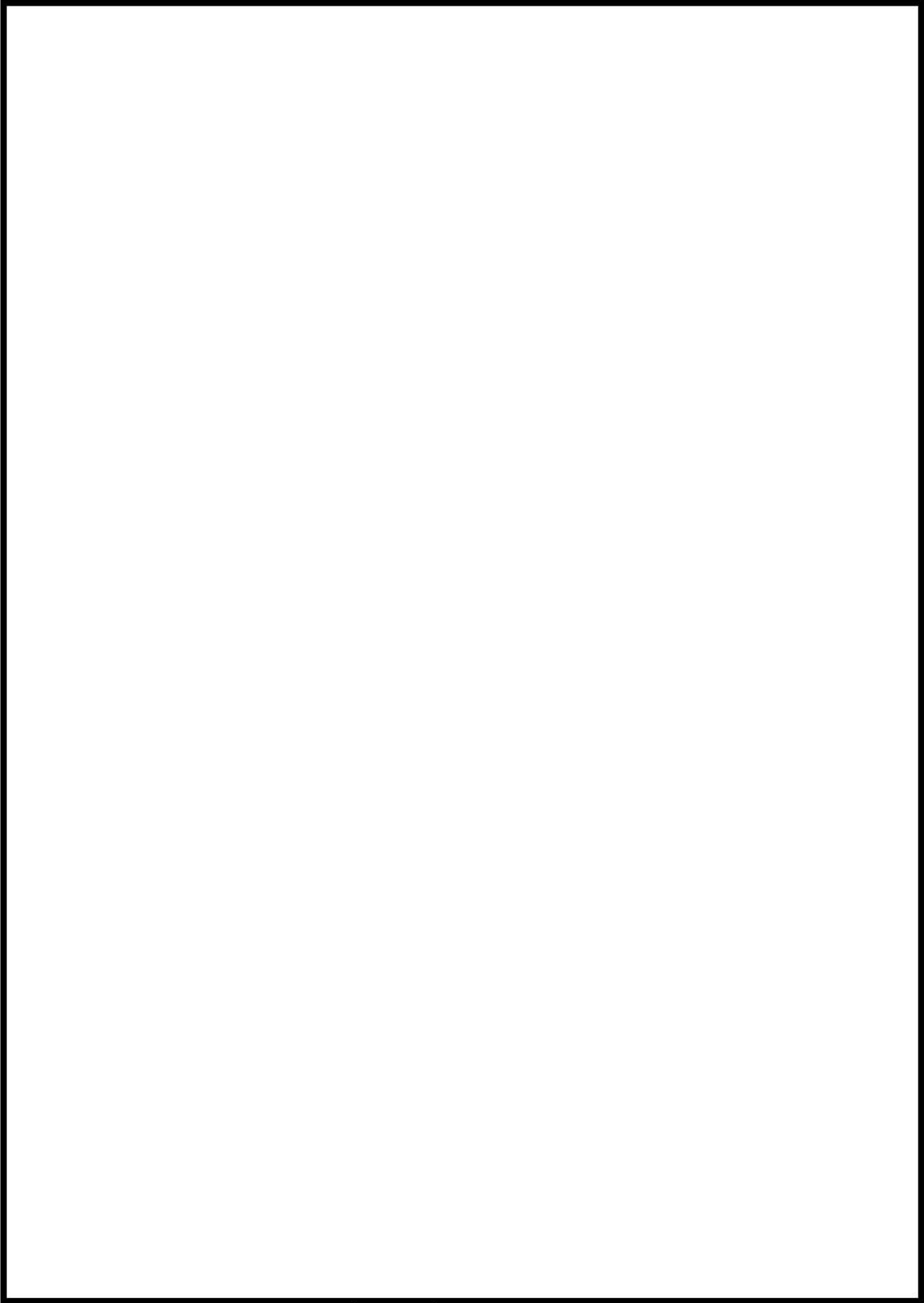
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

油気配管3号機 点検計画

機器又は装置名	集塵袋 (機器名)	保全の 重要度	点検及び稼働の項目	検査方式 又は 測定	検査名	備考 (〇印は測定する稼働診断時)
燃料管理装置 [集塵設備]	3WS16 3-A-燃料系取塵装置ユニット	高	開放点検	1.0.4 M	93-1 次汚染空気調製設備点検 (換気空調設備の分解等)	
	3WS24A 3-A-燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能点検 分解点検	7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS24A/M 3-A-燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能点検 分解点検	7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	(稼働診断: 2 M (運転運転時))
	3WS24B 3-B-燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能点検 分解点検	7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS24B/M 3-B-燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能点検 分解点検	7.8 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	(稼働診断: 2 M (運転運転時))
	3WS25A 3-A-燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能点検 分解点検	5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS25A/M 3-A-燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能点検 分解点検	5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS25B 3-B-燃料系取塵装置ファン	高	燃焼・性能点検 分解点検	5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS25B/M 3-B-燃料系取塵装置ファン用電動機	高	燃焼・性能点検 分解点検	5.2 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS19 3-A-燃料系取塵装置ファンユニット	高	開放点検 (ファンコントロール交換)	1.3 M	77-1 次汚染空気調製設備点検	
	3WS23 3-C-燃料系取塵装置ファン	低	燃焼・性能点検 分解点検	5.2 M	40 中央新装置新着用燃焼系燃焼器点検	対応設備: 排五筒
	307-1 A層: 原燃料格納装置 B層: エアロック、機器出入口、配管貫通部 C層: 原燃料格納装置留置部	高	燃焼・性能点検 燃焼・性能点検 燃焼・性能点検	1.3 M 1.3 M 1.3 M	43 原燃料格納装置全層燃焼系 44 原燃料格納装置留置部燃焼系 44 原燃料格納装置留置部燃焼系	(稼働診断: 2 M (運転運転時)) 3 Cで2回実施 3 Cで2回実施
	原子炉格納装置 [原子炉格納装置]	307-3 3-E-CTボックス (通常用)	高	開放点検 外観点検 (情報品交換他)	5.2 M 1.3 M	
307-4 3-E-CTボックス (非常用)		高	開放点検 外観点検 (情報品交換他)	5.2 M 1.3 M		5.2 Mで3回実施
307-2 3-E-CTボックス入口 307E200 3-E-CTボックス 307E217 3-E-CTボックス配管		高	開放点検 (情報品交換他) 開放点検 (情報品交換他) 開放点検 (情報品交換他) 開放点検 (情報品交換他)	1.3 M 1.3 M 1.3 M 1.3 M		
307M15 3-U-UTマシンの燃焼器管・CV-LRT用加工部管		高	開放点検	3.9 M		
307M17 3-U-UTマシンの燃焼器管・CV-LRT用加工部管		高	開放点検	1.0 Y		
307M41B 燃料系留置部燃焼系燃焼器管		高	開放点検 (情報品交換他)	3.9 M		
307M41C 燃料系留置部燃焼系燃焼器管		高	開放点検 (情報品交換他)	1.3 M		
307M41D 燃料系留置部燃焼系燃焼器管		高	開放点検 (情報品交換他)	1.3 M		
307M41E 燃料系留置部燃焼系燃焼器管		高	開放点検 (情報品交換他)	1.3 M		
307M41F 燃料系留置部燃焼系燃焼器管		高	開放点検 (情報品交換他)	1.3 M		



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 3 - 4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用 交流電源
②	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
③	A-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
④	B-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑤	A-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑥	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑦	A-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑧	B-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気

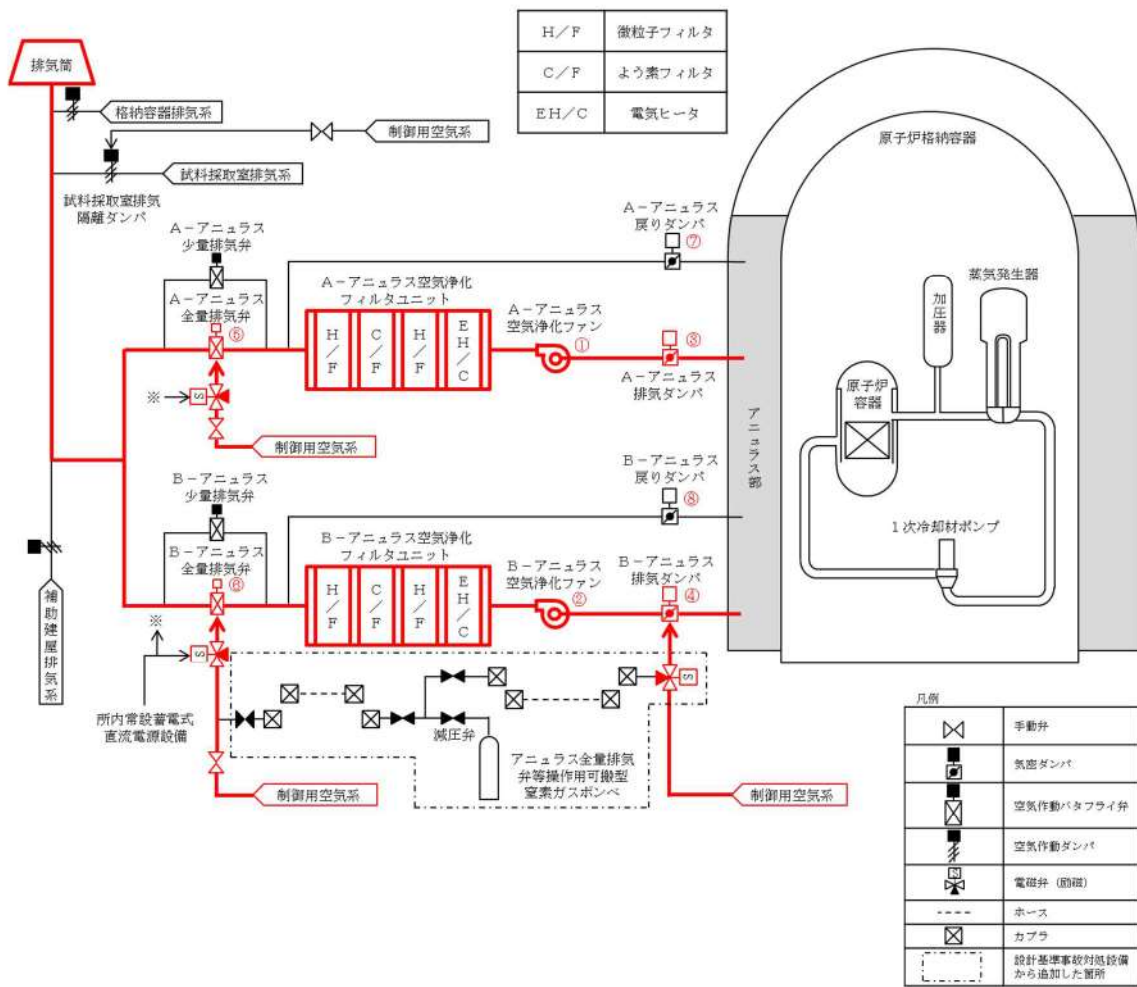


図 53-4-1 アニユラス空気浄化設備による水素排出
(交流動力電源及び直流電源が健全である場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	3D-VS-653制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 T.P.40.3m	手動操作	—
②	試料採取室排気隔離ダンパ	全開→全閉	原子炉補助建屋 T.P.40.3m	手動操作	—
③	3V-VS-102B制御用空気供給弁	全開→全閉	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
④	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T.P.40.3m	接続操作	—
⑤	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑥	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル入口弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑦	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル減圧弁	全閉→調整開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑧	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁2	全閉→全開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑨	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁1	全閉→全開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑩	3V-VS-102B窒素供給弁(SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T.P.40.3m	手動操作	—
⑪	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑫	B-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑬	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気

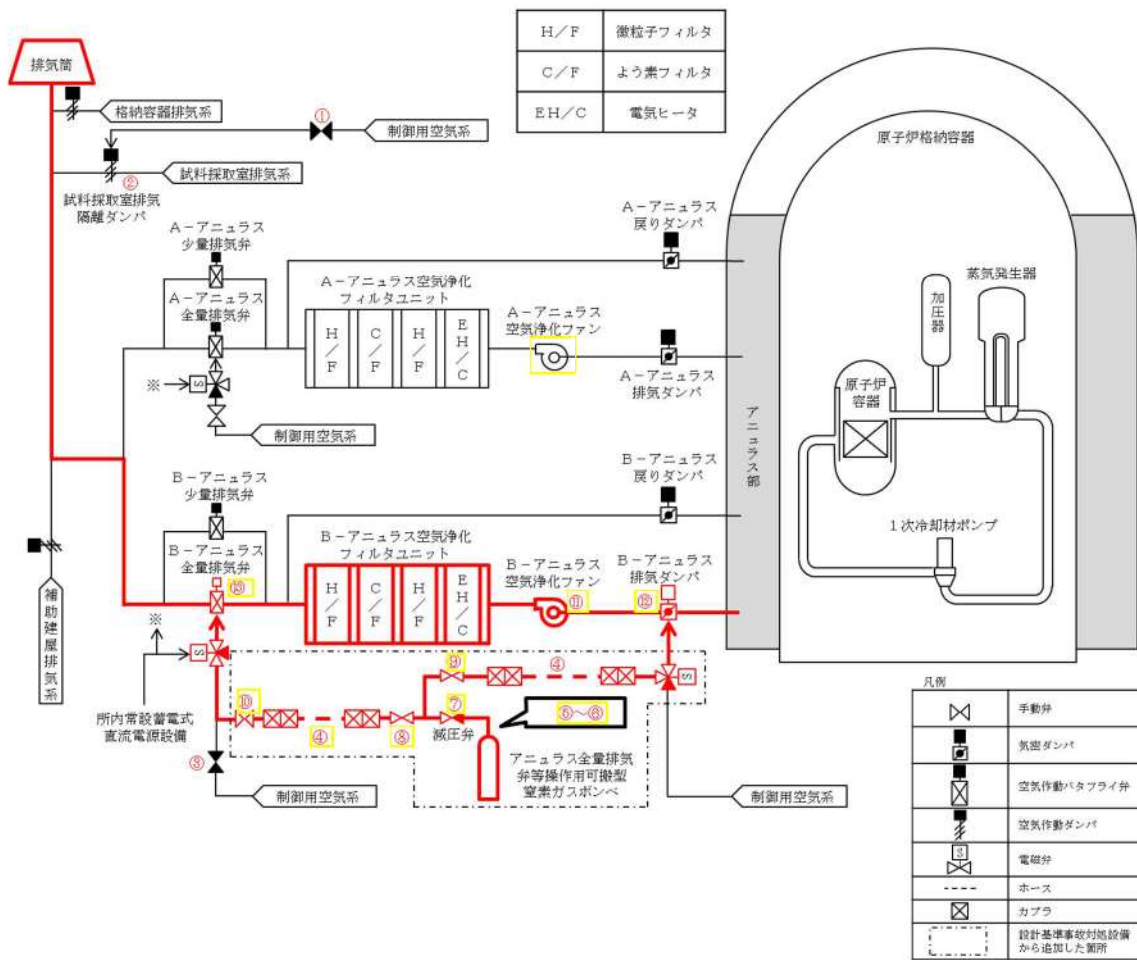


図 53-4-2 アネュラス空気浄化設備による水素排出
(全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	周辺補機棟 T.P. 24.8m	接続操作	—
②	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット入口 隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 24.8m	手動操作	—
③	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット出口 隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	周辺補機棟 T.P. 24.8m	手動操作	—
④	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	切→入	周辺補機棟 T.P. 24.8m	スイッチ操作	交流電源

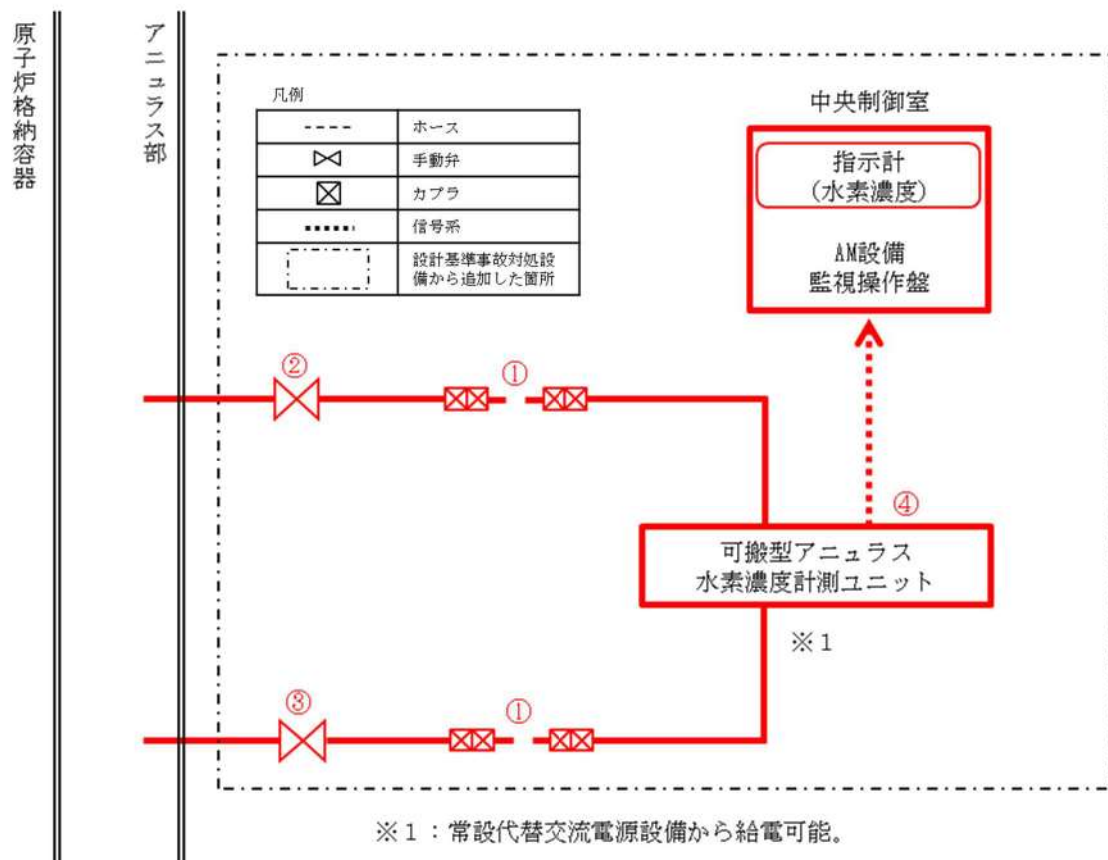


図 53-4-3 アニュラス部の水素濃度監視

5 3 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		アニュラス全量排気弁等操作用 可搬型窒素ガスポンベ
容 量	ℓ/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1以上 (2 (予備1))
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、アニュラスからの水素排出として、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備により電磁弁を開放することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第68条系統図」による。</p> <p>アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために設置する。</p> <p>系統構成は、放射性物質の濃度低減として、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパは、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給すること又は、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給し、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な所内常設蓄電式直流電源設備により電磁弁を開放することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第74条系統図」による。</p>		

1. 容量

重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ガスポンベを使用する。このため、当該ポンベの容量は一般汎用型の窒素ガスポンベの標準容量46.7ℓ/個以上とする。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、アニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパの操作に必要な容量を満足する設計とする。

なお、アニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパへの空気供給ラインには、窒素がリークする箇所がないため連続加圧の必要はなく、1回の加圧作業でアニュラス全量排気弁及びアニュラス排気ダンパは、「開」状態を維持する。

想定操作	開保持1回
消費量	<ul style="list-style-type: none"> ・連続消費量：<input type="text"/> Nm³/h 供給先にある機器の消費量を含む継続的に消費される量 ・バッチ消費量(アニュラス全量排気弁1台分)：約<input type="text"/> Nm³/回 アニュラス全量排気弁を全開にするための消費量 ・バッチ消費量(アニュラス排気ダンパ1台分)：約<input type="text"/> Nm³/回 アニュラス排気ダンパを開放するための消費量 ・配管加圧消費量：約<input type="text"/> Nm³/回 窒素供給ラインを重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 <p>窒素ガス消費総量： <input style="width: 100%;" type="text"/></p>
ポンベ必要個数	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンベ充てん圧力：14.801MPa[abs] ・ポンベ容量：6.84Nm³/個^(注1) ・制御弁動作圧力：<input type="text"/> MPa[abs] <p>窒素供給時は、制御弁動作圧力範囲内を維持する必要があることから、ポンベ1個当たりの供給可能量は、 <input style="width: 100%;" type="text"/></p> <p>必要個数：<input style="width: 100%;" type="text"/></p>

以上より、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの必要個数は約個となるため、設置個数は約個を上回る1個とする。

公称値については、要求される容量と同じ46.7ℓ/個とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 最高使用圧力

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充てん圧力である
14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

4. 個数

可搬型設備であるアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、重大事故等
対処設備としてB-アニュラス全量排気弁及びB-アニュラス排気ダンパに窒素を供給し、B-
アニュラス全量排気弁及びB-アニュラス排気ダンパを開操作するために必要な個数であ
る、1セット1個及び本設備は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除
外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1個を保管する。

(注1) アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペ内の窒素量

$$Q = P \times V_1 / 0.101 = 14.801 \times 46.7 \times 10^{-3} / 0.101 = 6.84 \text{Nm}^3$$

Q : 窒素ポンペ内の窒素量 (Nm³)

V₁ : ポンペの容量 (m³) = 46.7 × 10⁻³

P : ポンペの充てん圧力 (MPa[abs]) = 14.7 + 0.101 = 14.801

1. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを設ける。

(2) 設備概要

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水素濃度信号に変換した後、アニュラス水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

(図5 3-5-1「可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図」参照。)

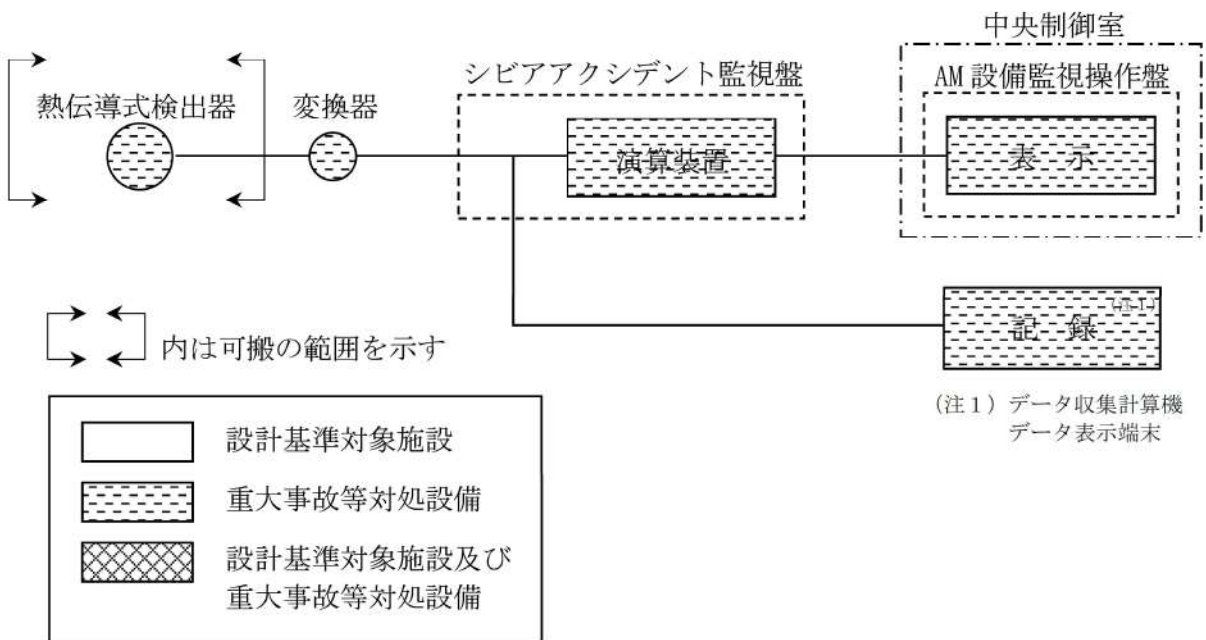


図5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図

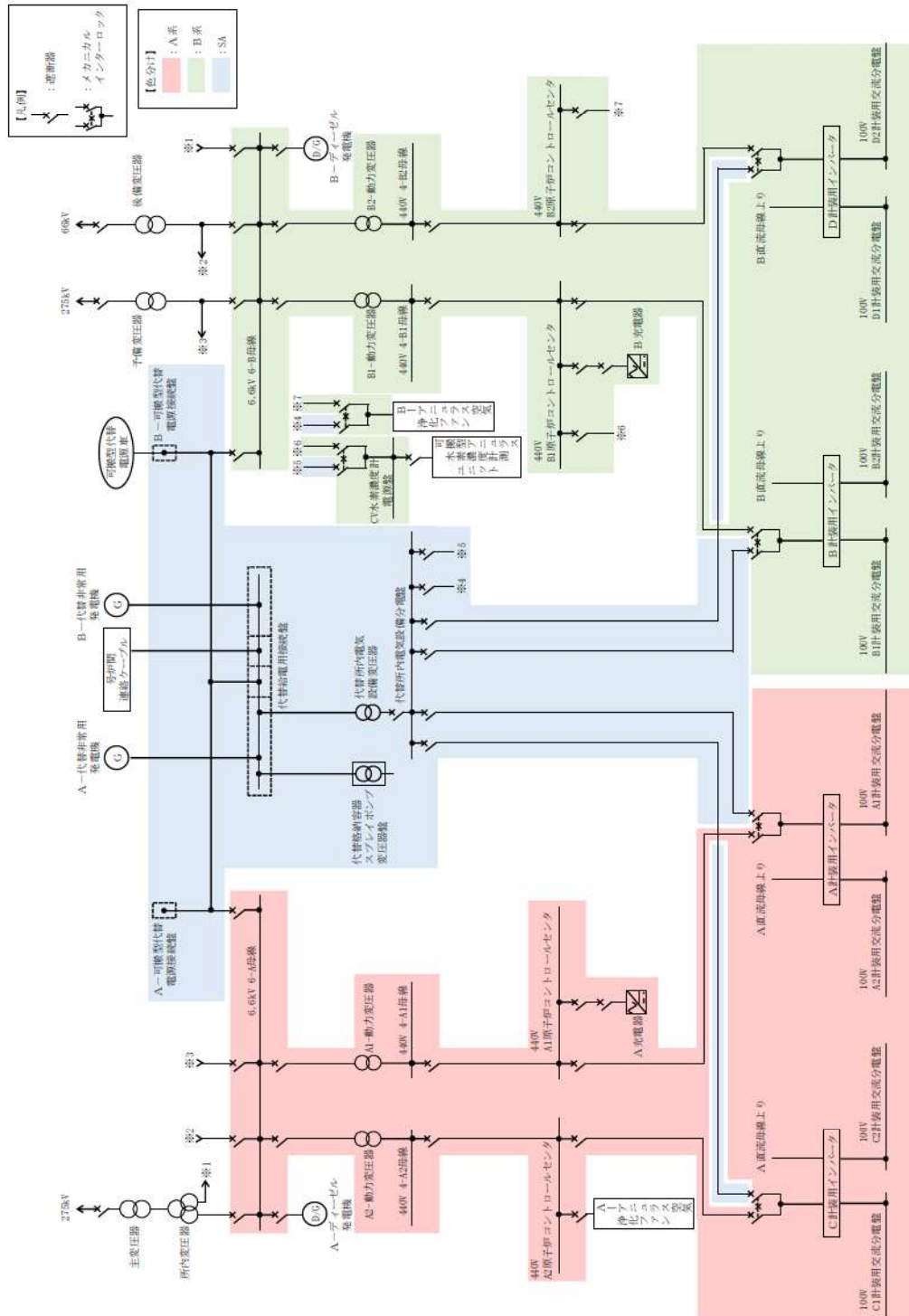
(3) 計測範囲

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様を表5 3-5-1に示す。

表5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0~20vol%	1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋地上3階に保管)

5 3 - 6 単線結線図



- *1：常設代替交流電源設備の主要設備
- *2：可搬型代替交流電源設備の主要設備
- *3：代替所内電気設備の主要設備

図 5-3-6-1 交流電源単線結線図

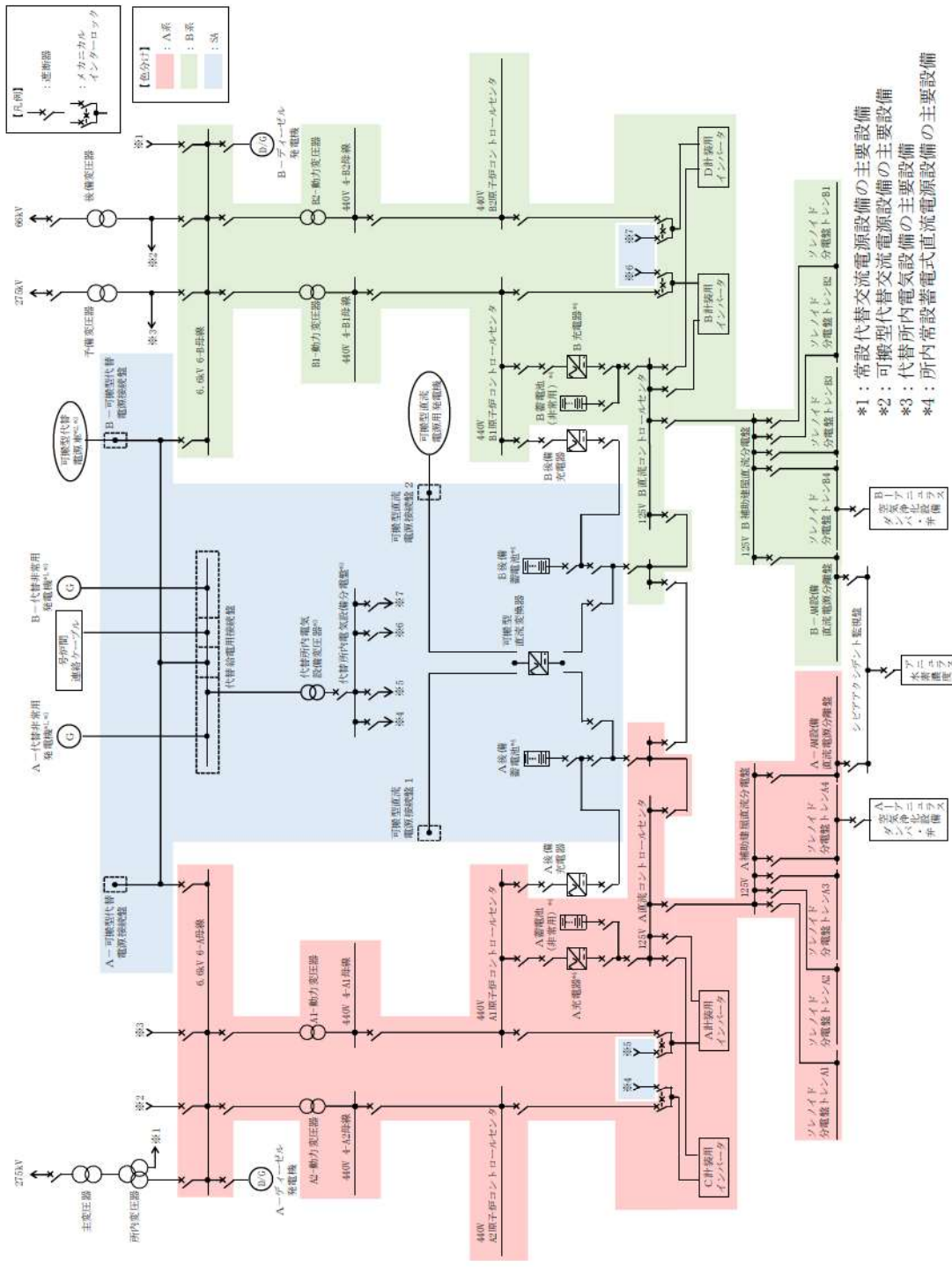


図 5 3 - 6 - 2 直流電源単線結線図

53-7

その他設備

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対策設備として、以下を整備する。

1. アニュラス水素濃度による水素濃度測定

アニュラス水素濃度計はアニュラス内に設置するため、アニュラス部の環境悪化の影響により、耐環境性に制限があるものの、使用できなくなるまでは水素濃度測定が可能であり有効であるため、アニュラス水素濃度による水素濃度測定を自主対策設備として整備している。

アニュラス水素濃度による水素濃度測定は、常設のアニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を測定し、中央制御室に指示することで、アニュラス部の水素濃度を監視する。

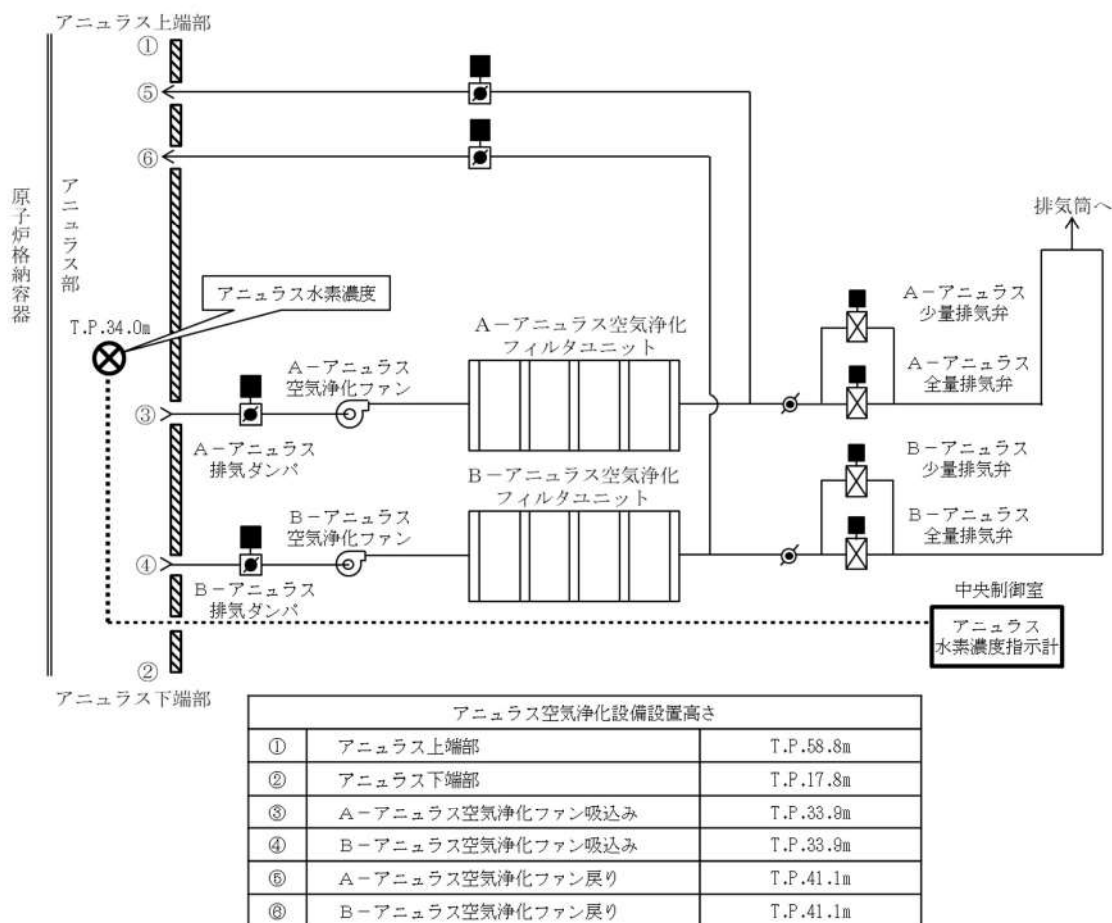


図 53-7-1 アニュラス水素濃度による水素濃度測定の概要図

53-8 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について

水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について

1. 基準要求事項の整理

設置許可基準規則第53条及びその解釈において、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」として、水素濃度制御設備又は水素排出設備を設置することが要求されており、水素排出設備を設置する場合にあたっては、「動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること」が要求されている。

2. 基準に対する対応及び解釈

(1) 基準対応

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アニュラス部の水素爆発によるアニュラスの損傷を防止するために、水素排出設備としてアニュラス空気浄化設備を設置し、アニュラスへ漏えいする水素を含むガスを排気筒より排出する設計としている。

(2) 解釈

アニュラス空気浄化設備は以下の機能を有しており、水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を有していると考えられる。

- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理及びアニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価した結果、7日後においてアニュラス部の水素濃度は1.9%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化ファンは、少なくとも7日以内であれば可燃限界未満であることから水素爆発をすることなく健全に起動可能である。
- 全交流電源喪失時にも、電源復旧後、早期に代替空気（窒素）を用いた系統構成を行い、約35分でアニュラス空気浄化ファンを起動する手順を整備している。
- アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることで、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理に期待せず、アニュラス空気浄化ファンの排気流量を10m³/minとして、アニュラス部の水素濃度を評価した結果、アニュラス部の水素濃度は0.2%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化システムは、フィルタユニット、ファン、ダクトから構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。

3. 結論

水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」については、アニュラス空気浄化設備によりアニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることから、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。

4. 添付資料

- (1) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待しない場合）
- (2) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待する場合）
- (3) アンユラス部の自然対流について
- (4) アンユラス空気浄化系統及びアンユラス空気浄化ファンについて
- (5) よう素フィルタ除去効率の設定について

以 上

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）

1. アニュラス水素濃度

(1) 検討条件

項目		備考
格納容器漏えい率		有効性評価（被ばく評価）に用いた漏えい率 0.16%/day
原子炉格納容器内の原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理		期待しない
アニュラス排気		期待しない
長期的水素生成	放射線水分解	有効性評価解析（水素燃焼）適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定

(2) 評価

アニュラス部では格納容器壁温度と外部遮へい側壁温度では差があり、対流が生じることにより混合され均一になると考えられることから、水素のみ上部に成層化することは考えにくく、水素濃度は事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.9%となる。

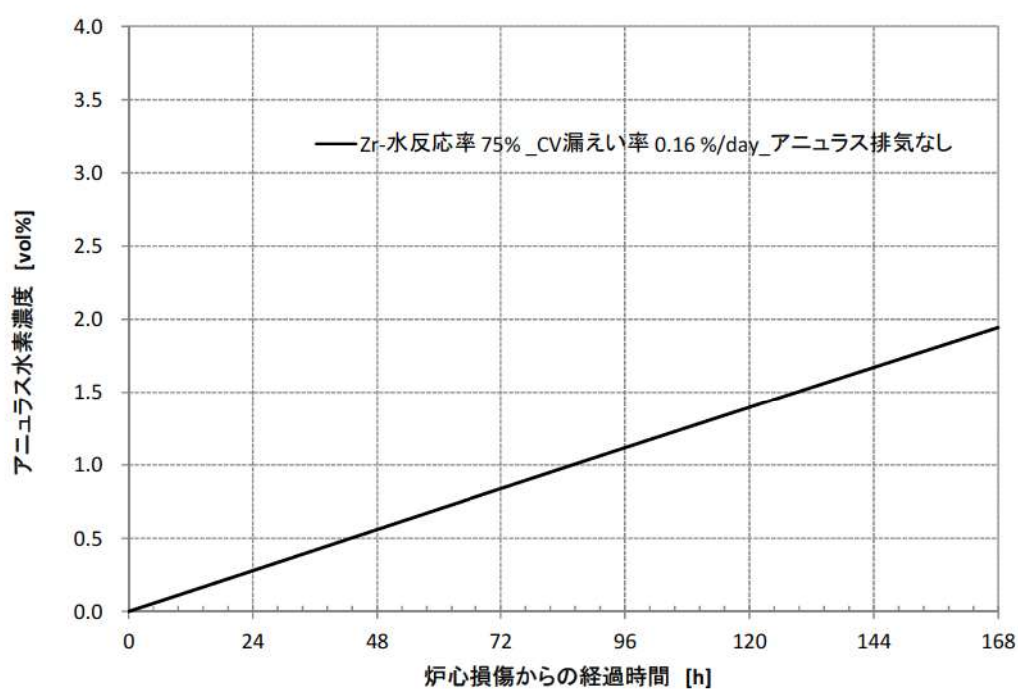


図1 アニュラス水素濃度（7日間）

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

1. 有効性評価の重大事故時におけるアニュラス水素濃度評価について

重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値約 141℃，原子炉格納容器圧力の最高値約 0.360MPa[gage]では，原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれ，放射性物質の閉じ込め機能を維持することができる。

これらの前提のもと，有効性評価における被ばく評価においては，原子炉格納容器圧力（MAAP 解析結果）に応じた漏えい率に余裕を見込んだ，0.16%/day を用いて評価し問題ないことを確認している*。

※：泊3号炉設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 別紙7 原子炉格納容器の漏えい率の設定について

ここでは，原子炉格納容器からアニュラス部への CV 漏えい率について，「重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい」として，この被ばく評価での漏えい率を用いたアニュラス水素濃度評価を行った。

評価に使用した値としては，主に①CV 漏えい率②水素混合気の状態③アニュラス排気流量があり，その他使用値を含めてそれぞれの設定根拠を表1に示す。

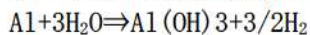
表 1 評価に使用した値の設定根拠

		値	備考
①CV 漏えい率		0.16%/day	原子炉格納容器圧力 (MAAP 解析結果) に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値。被ばく評価に適用した値。
②水素混合気の状態		ドライ水素濃度 (11.8 vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム 75 vol% 反応時の CV 内ドライ水素濃度ピーク値を使用。
③アニュラス排気流量		10m ³ /min	アニュラス部の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量 (約 30m ³ /min) から、さらに保守的な流量として、10m ³ /min を使用。(別紙参照)
CV 自由体積		65,500m ³	重大事故等対策の有効性評価 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方記載値
アニュラス体積		7,860m ³	アニュラス負圧達成評価使用値
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析 (水素燃焼) 適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	□ kg ^{※1}	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	約 □ kg/h ^{※2}	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定。

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

※1

アルミと水の反応式は以下のとおりである。

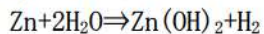


したがって CV 内のアルミ使用量全量を □ kg (保守的に大きい値) とすると、アルミの原子量は 27 であることから、アルミ全量腐食時の水素発生量は以下の式で求まる。

$$\square / 27 \times 2 \times 3/2 \simeq \square \text{ kg}$$

※2

亜鉛と水の反応式は以下のとおりである。



また亜鉛の原子量は 65.4 であることから、亜鉛の腐食による水素の発生率は次式で求まる。

$$H_{Zn}(t) = S_{Zn} \times R_{Zn}(t) \times 2 / (65.4 \times 1000)$$

- ・ $H_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食による水素発生率 (kg/h)
- ・ S_{Zn} : 亜鉛の表面積 (m²)
- ・ $R_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食率 (g/m²/h)

亜鉛の表面積及び腐食率をそれぞれ □ m² 及び 0.715g/m²/hr (保守的に大きい値) とすると、水素の発生率は以下のとおりとなる。

$$H_{Zn}(t) = \square \times 0.715 \times 2 / (65.4 \times 1000) \simeq \square \text{ kg/h}$$

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 1 評価に使用している計算式

評価に使用している計算式を以下に示す。

$$\text{CV 内空気モル数} = \frac{PV}{RT} = \frac{101325[\text{Pa}] \times 65500[\text{m}^3]}{8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] \times (49[\text{C}] + 273.15)} = 2.48\text{E}+6 \dots \dots \dots \text{①}$$

$$\text{CV 内水素モル数} = \frac{\text{Zr質量}[\text{kg}] \times \text{Zr反応率} \times 1000 \times 2}{\text{Zr分子量}[\text{g/mol}]} = \frac{20200 \times 1000 \times 2}{91.224} \times \text{Zr 反応率} \dots \dots \dots \text{②}$$

$$\text{ドライ換算水素濃度} = \frac{\text{水素モル数}}{\text{水素モル数} + \text{空気モル数}} \dots \dots \dots \text{③}$$

$$\text{アニュラスへの漏えいモル流量} [\text{mol/hr}] = \frac{\text{CV内水素混合気モル数} \times \text{CV漏えい率}[\%/\text{day}]}{100 \times 24[\text{hr}]} \dots \dots \dots \text{④}$$

1. 2 評価結果

上記より算出した評価結果を図 1 及び表 2 に示す。

重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい率にて評価した結果、アニュラス水素濃度は可燃領域に至らず、十分に低濃度になると評価された。

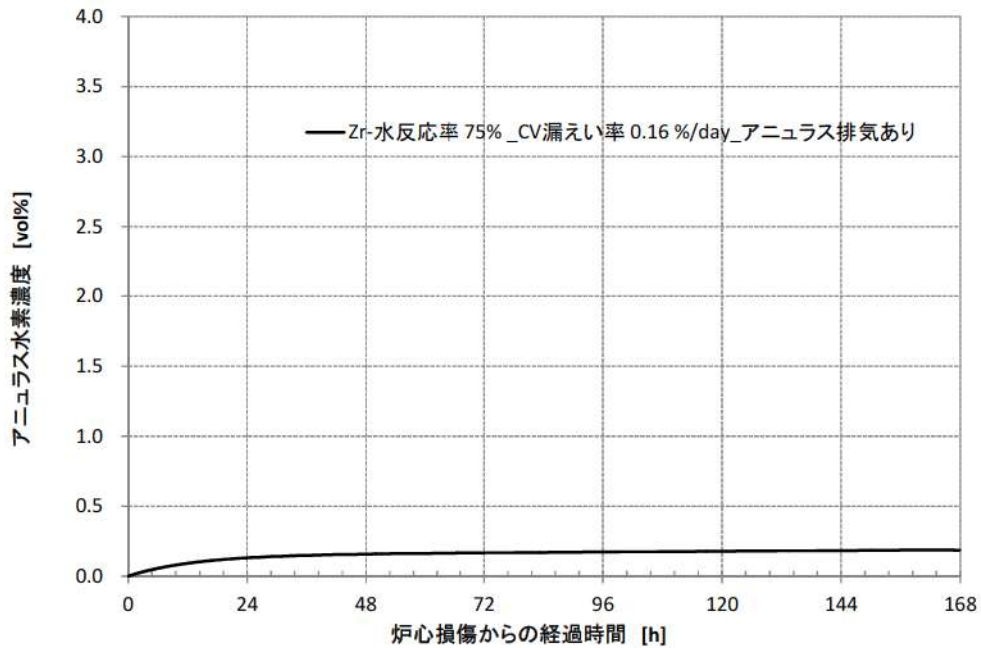


図 1 アニュラス水素濃度

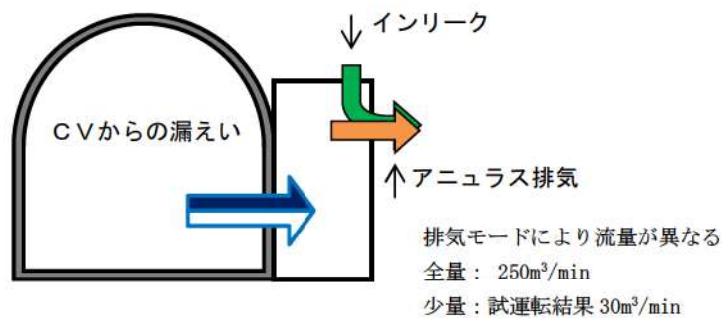
表 2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の条件	③アニュラス排気流量	評価結果
重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい	0.16%/day	ドライ換算水素濃度 (11.8 vol%)	10m ³ /min	ドライ水素濃度 0.2 vol %

アニュラス水素濃度評価に用いたアニュラス排気流量の設定について

アニュラス空気浄化ファンについては、全量排気モードと少量排気モードがある。これらのうち、アニュラス水素濃度の評価に用いたアニュラス排気流量については、少量排気モードの流量を設定している。これは、アニュラス水素濃度評価においては、アニュラス排気流量が少ないほうが、アニュラス部へのインリーク量（外気からの空気取り入れ量）が少なく、厳しい評価となるためである。

したがって、アニュラス部水素濃度評価に用いた少量排気モードの流量については、以下に示すアニュラス内の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量（約 $30\text{m}^3/\text{min}$ ）から、さらに保守的な流量として、 $10\text{m}^3/\text{min}$ を使用している。



	3A-アニュラス少量排気流量 F2375	3B-アニュラス少量排気流量 F2395
少量排気モード	87.5	85.5

単位: m^3/min

上記の建設時の試運転結果は、排気筒への排気流量である。
本排気流量は、アニュラス及び安全補機室からの排気総量であり、両箇所からの設計想定漏えい量 $75\text{m}^3/\text{min}$ （アニュラスから $35\text{m}^3/\text{min}$ 、安全補機室から $40\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回っていることから、アニュラスから約 $30\text{m}^3/\text{min}$ の排気量と評価している。

アニュラス内の自然対流について

1. 概要

事故時の泊3号炉において、アニュラス内の自然対流が起こることを2次元CFD解析により評価を行う。

鋼製原子炉格納容器を有する3ループPWRのアニュラスは、原子炉格納容器と外部遮へいに挟まれた狭隘な区画であり、径方向1～2m程度の幅に対して高さ方向に約40～50mを有する形状的な特徴がある。このため、シビアアクシデント時のアニュラスは、鉛直方向に片側の壁となる原子炉格納容器鋼板から熱を受けるとともに、反対側の壁となる鉄筋コンクリート製の外部遮へいを介して大気側に放熱される伝熱体系となる。

このとき、アニュラス部の原子炉格納容器鋼板近傍では加熱に伴う上昇流が発生し、外部遮へい側では冷却に伴う下降流が発生することにより、自然対流が発生し、アニュラス部の気相は混合されると考えられる。

2. 評価体系

FLUENTコードを用いてアニュラスを模擬した形状をモデル化し（図1）、評価した。

原子炉格納容器（炭素鋼）および外部遮へい（鉄筋コンクリート）の表面温度およびアニュラスの温度は、有効性評価における格納容器過温破損シナリオにおける7日後の温度に相当する温度に設定した。シビアアクシデント事故発生時の原子炉格納容器内雰囲気は、高温蒸気が原子炉格納容器内に噴出（生成）した後はアニュラス雰囲気との温度差がつくが、次第に原子炉格納容器鋼板を介した伝熱によりアニュラス温度が追従していく。鋼板と鉄筋コンクリートの温度差が小さい状態のほうが、アニュラス部で自然対流が生じにくい条件となるため、炉心損傷後、原子炉格納容器が格納容器再循環ユニットを用いた冷却に移行した後の準安定的な状態における温度を想定した。

また、原子炉格納容器からアニュラスへのガスの流入およびアニュラス空気浄化設備による排出は混合を促進することから、ここでは保守的に考慮せず、閉空間における対流を評価した。

3. 評価結果

アニュラス全体の流速ベクトルおよび温度分布を図2に、また、アニュラス上端部の拡大流速分布を図3に示す。原子炉格納容器側壁にて生じる上昇流がアニュラス頂部にて水平方向の流れとなり、外部遮へい壁側にて下降流となっていることが確認でき水素は対流に従って混合されると考えられることから、成層化する可能性は小さいと考えられる。

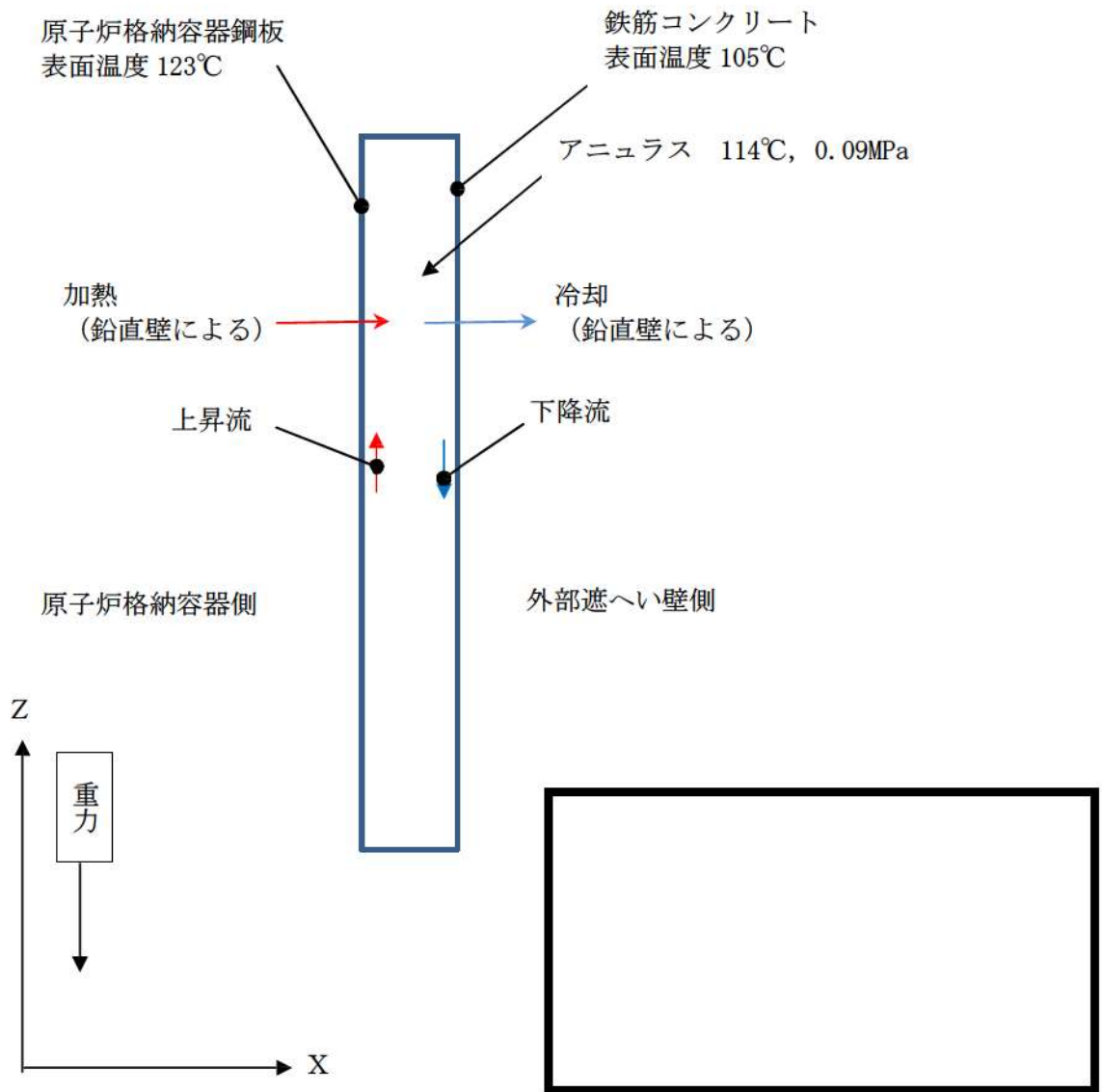


図1 アニュラス模擬モデル及び境界温度

表1 アニュラス部ガスの組成

非凝縮性ガス			凝縮性ガス
N ₂	O ₂	H ₂	H ₂ O
23%	6%	4%	67%

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

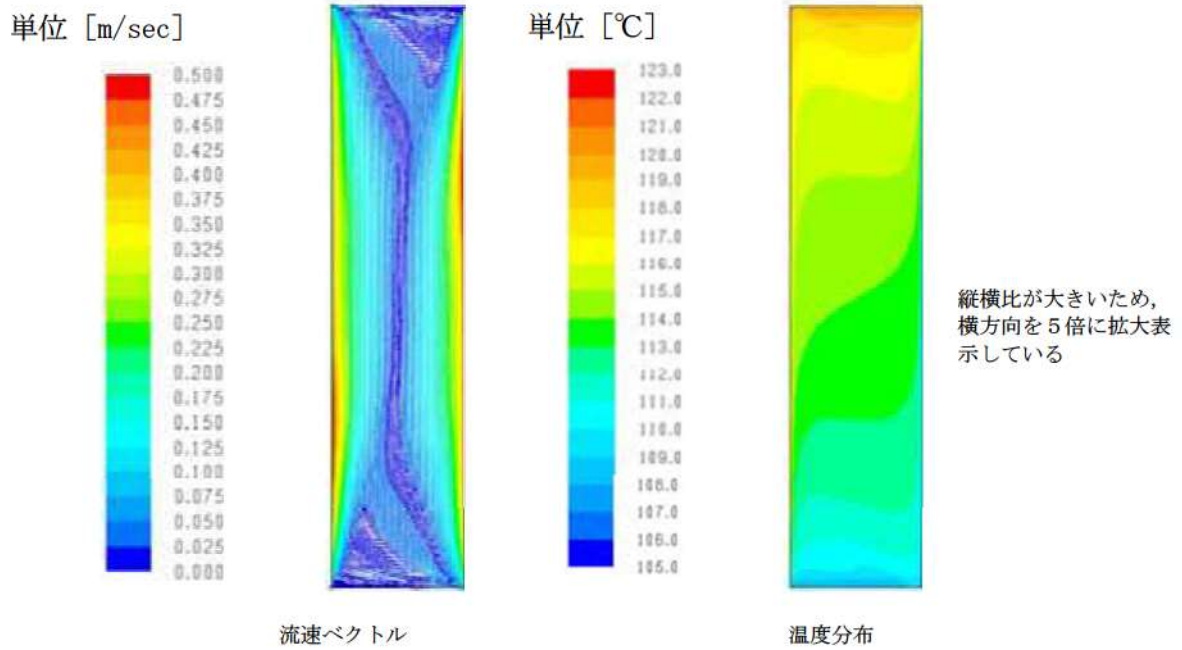


図2 アニュラス部流動解析結果(全体図)

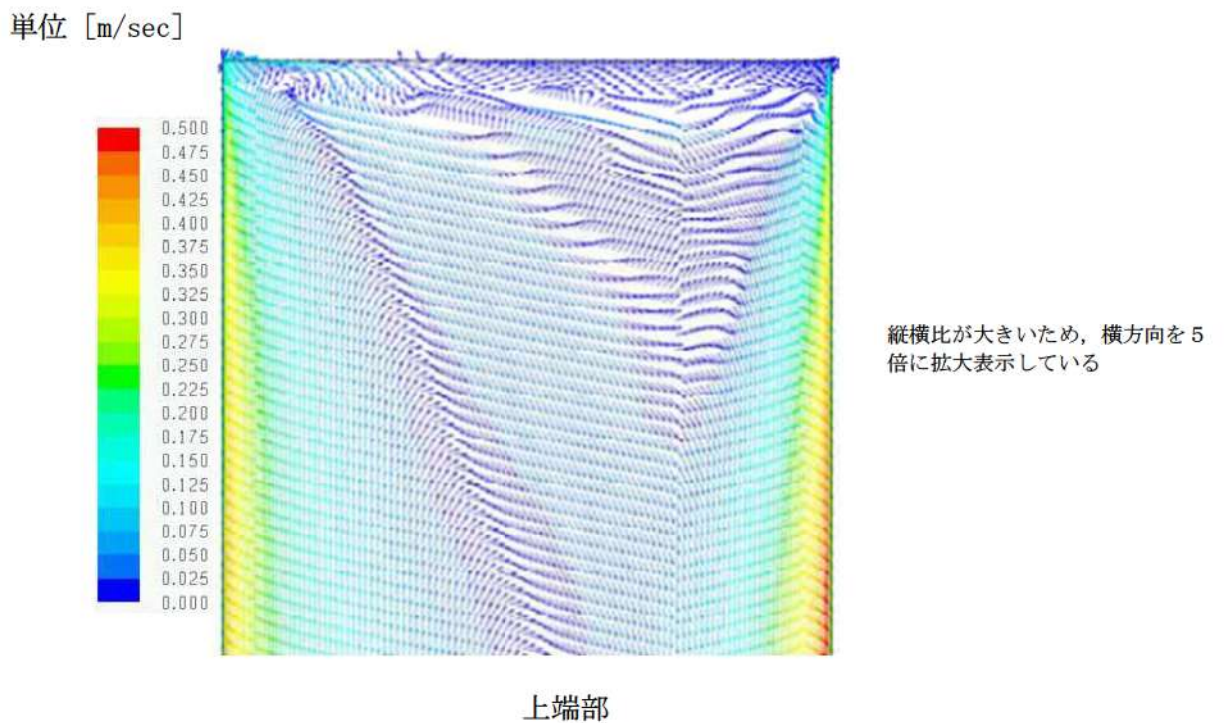


図3 アニュラス部流動解析結果(上部拡大図)

4. 実機との違いの考察

本評価では、原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差が小さくなる条件を想定し、かつ閉空間における一様な気相の混合状態における流動を評価したが、実機では、原子炉格納容器側と外部遮へいの壁の温度差には過渡的な変化があり、また、格納容器からアニュラスへガスが流出することが想定される。

原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差は、LOCA 事象等においては事故発生直後が大きく事象進展に伴ってアニュラス側に熱が伝わることにより差が縮まっていき、事故発生後7日後を想定した本評価条件に次第に近づくと想定される。壁の温度差が小さい保守的な条件にて対流が生じている評価結果を踏まえると、現実的にはより大きな対流が継続的に生じていると考えられる。

また、原子炉格納容器からのアニュラス部へのガスの流出は、圧力差に基づいてある程度の流速を伴うものであり、さらに SBO 時であっても事故発生後、代替電源復旧に伴って速やかにアニュラス空気浄化系が運転され排気ダクトを介して外部に排出される流れが形成されることを考慮すると、アニュラス内の雰囲気は本評価結果よりも混合されると考えられる。

以上

アニュラス空気浄化設備及びアニュラス空気浄化ファンについて

1. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備はアニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。なお、当該系統内のガスはアニュラス部（排気を期待しない場合で7日後に1.9%（ドライ換算）の水素濃度）のガスであり、凝縮によっても水素燃焼が生じる可能性はない。

また、アニュラス空気浄化設備はファン、フィルタユニット、ダンパ、弁及びダクトにより構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニット及びアニュラス空気浄化ファンのようにケーシング内に格納した設備や、枝別れしたダクト部があるが、アニュラス空気浄化ファンの全量排気モードでの風量は250m³/minと十分大きく、水素を含む空気が偏って留まることはない。また、少量排気モードでは、全量排気よりも風量は少なくなるものの、少量排気モードに使用するアニュラスへの戻りラインはダクト及び弁で構成し、枝別れしたダクト部はないため、同様に水素を含む空気が偏って留まることはない。

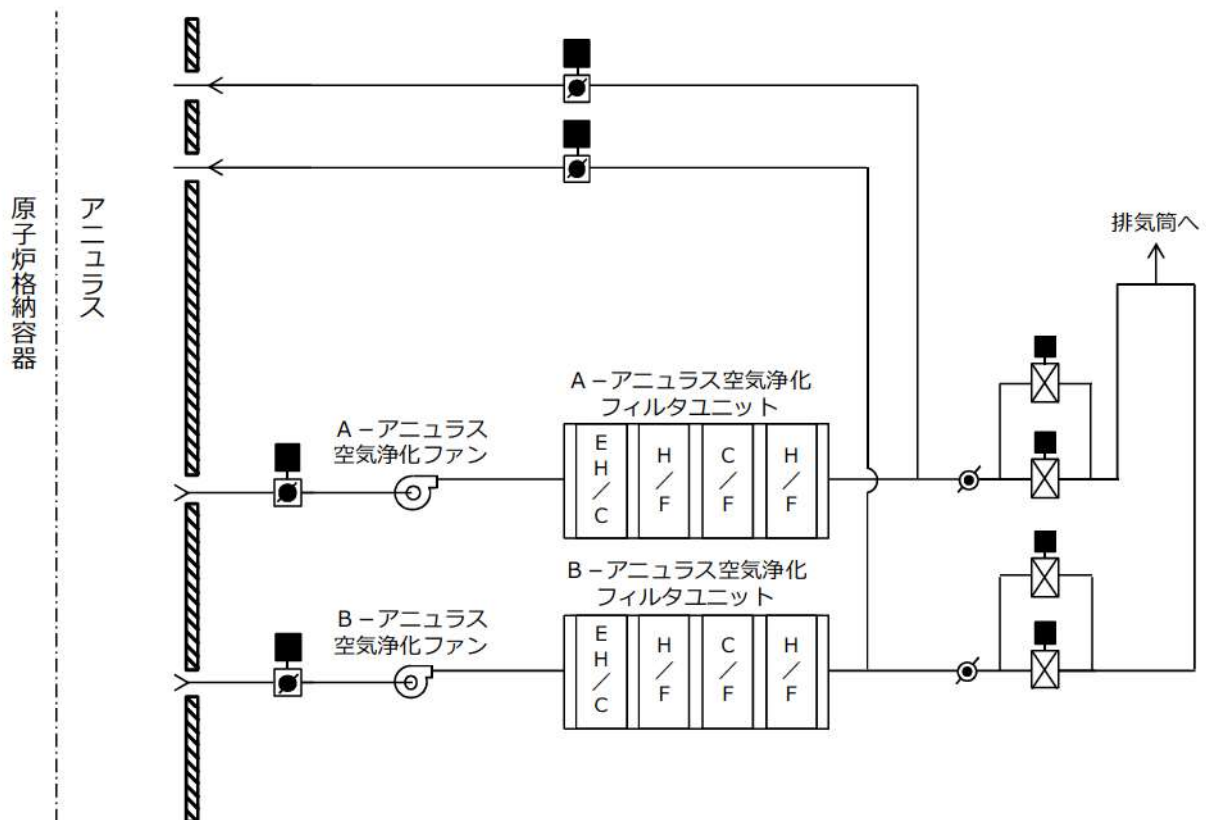


図1 アニュラス空気浄化設備

2. アニュラス空気浄化ファン

アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス外の原子炉建屋に設置されており、アニュラス内に水素が偏って溜まった場合、水素爆発の原因になると予想されるアニュラス空気浄化ファンの電気設備（モータ等）については、ファンケーシング外にあり、アニュラス雰囲気と触れない構成となっている。

したがって、アニュラス雰囲気を排気するアニュラス空気浄化ファンを防爆仕様とする必要はない。

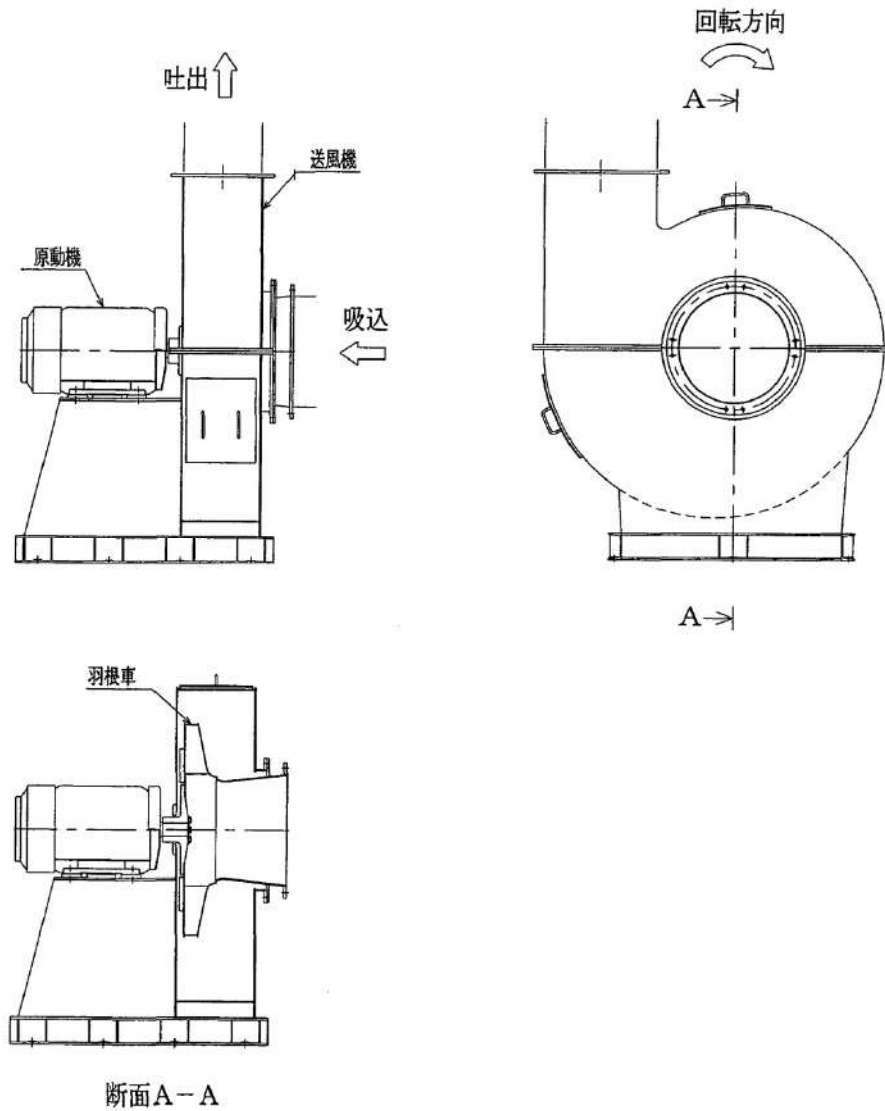


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化ファン

3. アニュラス空気浄化設備を構成する設備の機能維持

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器からアニュラス部に放射性物質を含んだ高温、高湿度のガスが漏えいし、アニュラス部とアニュラス空気浄化設備の環境が悪化することが考えられる。

この場合においても、アニュラス空気浄化設備が水素排出性能と、大気中への放射性物質放出低減性能を維持することを以下の通り確認した。（別紙1，参照）また、高温雰囲気の影響が大きいと考えられる、ゴム製のアニュラスシールの健全性について確認を行った。（別紙2，3参照）

(1) 温度の影響

設計基準事故時の温度（105℃）に比較して、重大事故時の温度（120℃）の差は軽微であり、アニュラス排気ファン、ダクト、アニュラスシール等に影響はない。

(2) 圧力の影響

設計基準事故時の圧力（0.01MPa）に比較して、重大事故時の圧力（0.02MPa）の差は軽微であり、圧力の影響を受けるダクト及びアニュラス排気弁の強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

重大事故時の湿度（80%以下、アニュラス内温度 40℃時）であり、湿度の影響を受けるアニュラス排気フィルタユニット内のよう素フィルタの性能試験の条件（30℃，95%）と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける設備はない。

アニュラス空気浄化設備の重大事故等対処時における性能について

炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故時）においては、設計基準事故時と比較してアニュラス部の温度、圧力、湿度、及び放射線等条件が変化する。この場合においてもアニュラス空気浄化設備が期待する水素排出性能を発揮し、また、設計基準事故対処設備として期待する大気中への放射性物質放出低減性能を発揮できることを以下の通り確認している。

1. アニュラス部環境条件について

設計基準事故時と重大事故時のアニュラス部環境条件は以下の通り。

	設計基準事故時	重大事故時※
温 度	105℃	120℃程度
圧 力	0.01MPa	0.02MPa
湿 度 (外気条件：30℃・湿度 95%)	—	<60% (アニュラス部温度 40℃時)

※有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内温度・圧力が高くなる「大 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」及び「全交流電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象」を想定

2. アニュラス空気浄化設備への影響について

アニュラス空気浄化設備のうち、アニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングについては、想定される重大事故等発生時のアニュラス内の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、設計基準事故時の条件から大きく異なっておらず、その材質や構造から強度等への機能影響はなく、重大事故時の条件下において、その健全性を確保できる。

アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ、よう素フィルタについては、想定される重大事故等時のアニュラス部の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、その機能（フィルタによる放射性物質の除去効果）を有効に発揮できる。炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素を含むガスの排出がされた場合においても、微粒子フィルタ、よう素フィルタの設計仕様としての除去効率（下表）が確保できることを確認している。

	アニュラス空気浄化フィルタユニット	
フィルタの種類	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
総合除去効率	99%以上 (0.15 μm 粒子)	95%以上

(1) 温度の影響

温度上昇は軽微であり、重大事故時の温度であってもアニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングの機能に影響はない。

(2) 圧力の影響

圧力上昇の影響を受けるのはダクト（アニュラス出口～アニュラス全量排気弁・少量排気弁）及びアニュラス全量排気弁・少量排気弁であるが、設計基準事故時と重大事故時との圧力差は軽微であり、強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

湿度の影響を受けるのはアニュラス空気浄化フィルタユニット内のよう素フィルタであるが、後述の通り重大事故時の湿度はよう素フィルタ性能試験に適用する条件（30℃，95%RH）と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける機器はない。

3. アニュラス空気浄化設備の放射性物質低減機能について

アニュラス空気浄化設備には微粒子フィルタとよう素フィルタを備えたアニュラス空気浄化フィルタユニットを設置しており、アニュラスから水素を屋外へ排出する際には当該フィルタユニットにより放射性物質を低減した上で排出を行う。

重大事故時のアニュラス内環境を考慮した上でも、微粒子フィルタ、よう素フィルタの性能が確保されていることを以下の通り評価している。

(1) 微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

重大事故時のアニュラス部は原子炉格納容器からの温度伝播等により最高で120℃程度まで上昇するが、アニュラス空気浄化フィルタユニットに設置している微粒子フィルタは126℃での性能確認を実施しており、フィルタ性能が低下することはない。また、湿度については、結露による水封（目詰まり）が生じた場合には効率への影響があるが、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、重大事故時のアニュラス部環境条件では結露には至らず、フィルタの性能が低下することはない。したがって、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

b. 保持容量について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kgである。

重大事故発生後7日間で原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

表1 アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ保持容量

フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg
保持容量	約8.9kg

(2) よう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。また、アニュラス部温度は発火温度約 330℃を十分下回る温度であるため、通気によるよう素フィルタへの影響はない。

湿度に対しては低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、前述のとおり原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後はアニュラス外からの空気混入もあることから、よう素除去効率の評価条件として用いている湿度 95%には至らない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはなく、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率として 95%は確保できる。

b. 吸着容量について

アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4kg（充てん量約 587kg（34 枚）、よう素吸着能力 2.5mg（活性炭 1g あたり）米国 R. G. 1. 52 より）である。重大事故発生後 7 日間に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20g である。これは、(1) 微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。

ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があり、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率 95%は確保できる。

表 2 アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタ吸着容量

フィルタに捕集されるよう素量	約 20g
保持容量	約 1.4kg

アニュラスシールの健全性について

1. はじめに

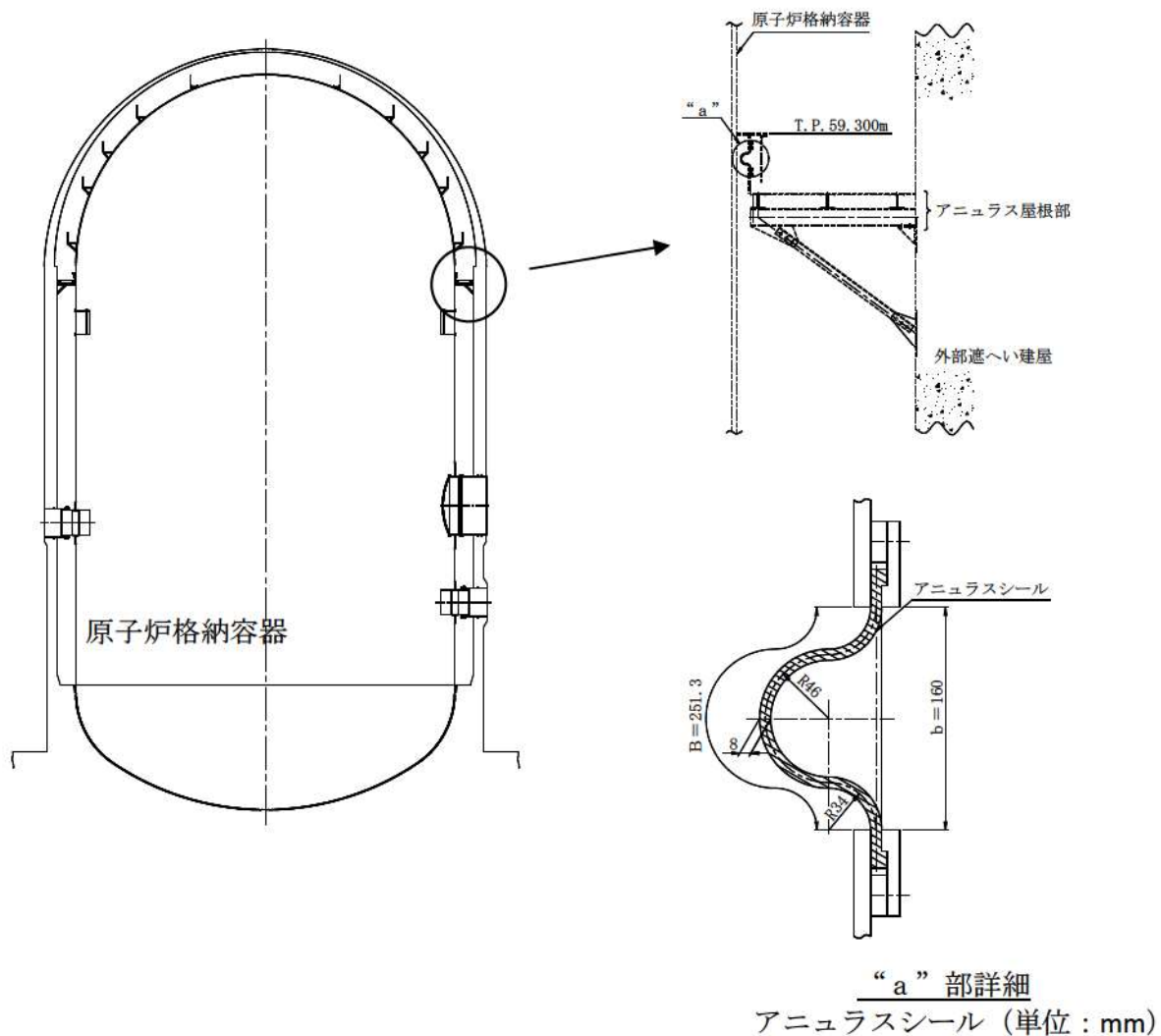
アニュラスシールは、アニュラス区画を構成するものであり、事故時にアニュラス区画の負圧を維持させるために、その破損を防止する必要がある。

そのため、アニュラスシールゴムは通常運転時や事故時において、アニュラス部環境条件に対して健全性及び原子炉格納容器と外部遮へい間の相対変位を吸収できる伸縮性能を確認することが必要であり、重大事等対策の有効性評価における CV 内雰囲気温度・圧力時に当該部に生じる変位に対し、健全性を有することを確認する。

2. 計算条件

2.1 基本形状

アニュラスシールの基本形状及び各部寸法は別図 1 のとおりである。



別図 1 アニュラスシール基本形状図

2.2 評価方針

- (1) 重大事故時におけるアニュラスシールの健全性評価は、アニュラスシールの許容伸び量が、原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位を吸収しうることを確認する。
- (2) アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

2.3 評価条件

原子炉格納容器内圧力 0.360 MPa^(注) (格納容器過圧破損, 原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオ)

原子炉格納容器内温度 141 °C^(注) (格納容器過温破損シナリオ)

(注) 有効性評価における値を示す。

なお、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の条件である 200°C・2Pd は、原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力を確認するための条件として設定しているものであり、有効性評価における原子炉格納容器内雰囲気温度・圧力が原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力である 200°C・2Pd よりも小さいことを確認している。アニュラスシールは、一次格納施設である原子炉格納容器バウンダリではなく、二次格納施設であることから、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の対象とはしていない。

2.4 準拠する規格・規準

- 1) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)

3. 計算

3.1 相対変位

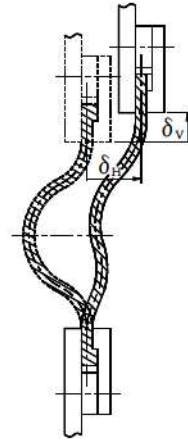
原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位は以下のとおりである。相対変位は右図に示す方向を正とする。

水平方向変位

$$\delta_H = 41 \text{ mm}$$

鉛直方向変位

$$\delta_V = 64 \text{ mm}$$



3.2 許容伸び量

アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

許容伸び量

$$\begin{aligned} S_a &= B - b = 251.3 - 160 \\ &= 91.3 \text{ mm} \end{aligned}$$

ここに

B : アニュラスシールの曲線寸法
b : アニュラスシールの幅

3.3 伸び量の計算

相対変位によって生じるアニュラスシールの伸び量を、下図に示す形状変化から幾何学的に次式により求める。

伸び量

$$S = S' - b = 67.73 \text{ mm}$$

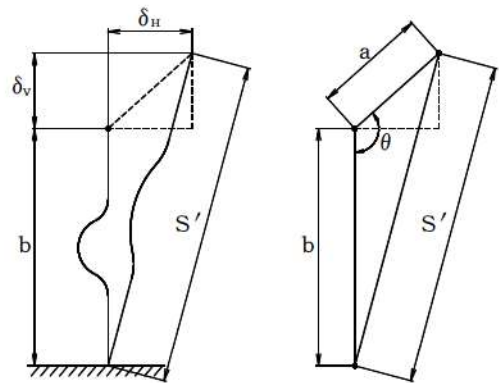
ここに

$$\begin{aligned} S' &= \sqrt{a^2 + b^2 - 2a \cdot b \cdot \cos \theta} \\ &= 227.726 \text{ mm} \end{aligned}$$

$$a = \sqrt{\delta_H^2 + \delta_V^2} = 76.007 \text{ mm}$$

$$\theta = \tan^{-1} \frac{\delta_V}{\delta_H} + \frac{\pi}{2}$$

$$= \tan^{-1} \frac{64}{41} + \frac{\pi}{2} = 2.572 \text{ rad}$$



4. 評価

計算により求めたアニュラスシールの伸び量及び許容伸び量を別表1に示す。

アニュラスシールに生じる伸び量は、別表1に示すように許容伸び量を下回っており、相対変位を吸収できる。

別表1 アニュラスシールの伸び量の評価

(単位：mm)

荷重の組合せ	伸び量 (S)	許容伸び量 (S _a)	裕度
重大事故時	67.8	91.3	1.34

アニュラスシールの耐熱性について

1. はじめに

泊3号炉の重大事故時におけるアニュラス部雰囲気温度約120℃に対してのアニュラスシールの健全性を、以下のとおり確認する。

2. アニュラスシール耐熱性について

2.1 概要

アニュラスシールは、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に設置される為、事故時等に原子炉格納容器と外部遮へいの間に生じる相対変位に追従できることが必要となる。

アニュラスシールのゴム材質はクロロプレンゴムで、別図1に示す通り、2層のナイロン補強布がゴムで被覆されている。



別図1 アニュラスシールのシールゴム部詳細

2.2 重大事故時におけるアニュラスシールの物性変化

1) 建屋間相対変位によるシール伸び

重大事故時における原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇により、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に水平 41mm、鉛直 64mm の相対変位が生じ、これに対してシールゴムは、ゴムの伸びに期待せずに、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量により追従可能である。

2) 熱によるシール物性の変化

重大事故時のアニュラス部雰囲気温度は、設計基準事故時の設計温度 115℃を若干上回るが、前述の通り、アニュラスシールは形状変化により建屋間相対変位に対して追従できることから、熱による物性の変化が生じた場合でも追従性への影響は無い。なお、同仕様材による耐熱性試験では、113℃が 26.8 時間継続した場合、破断伸びが-17~-19%低下している（試験材の初期破断伸びは 590%）。（添付）一方、引張り強さはほとんど変化しない。


□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


高温下におけるアニュラスシールの物性変化について

1. クロロプレンゴムに対する温度時間の影響

泊3号炉のアニュラスシールと同仕様のクロロプレンゴム材の初期物性と耐熱物性を付表1に示す。本シールゴムは113℃に26.8時間曝露された時（2.8時間は115℃で加熱）、破断伸び変化率は約-17~-19%である。また同じ条件において、引張強さはほとんど低下していない。

付表1 アニュラスシールゴムの初期物性及び耐熱物性（メーカー資料）



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

よう素フィルタ除去効率の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価（第 59 条「原子炉制御室等」まとめ資料補足説明資料 7 第 2 項、第 61 条「緊急時対策所」まとめ資料補足説明資料 6）において、中央制御室換気設備、アニュラス空気浄化設備及び緊急時対策所可搬型空気浄化装置のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95%を用いている。したがって、よう素フィルタについては、定期事業者検査において上記除去効率が確保できていることを確認している（新規設置の緊急時対策所可搬型空気浄化装置除く）。

一方で、よう素フィルタの除去効率については使用温度及び湿度条件により影響を受けることが知られている。以下に、上記設備の重大事故時の温度及び湿度条件並びに同条件がよう素除去効率に及ぼす影響を示す。

(1) 中央制御室非常用循環系統のよう素フィルタ

泊 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

(2) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

重大事故時において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度は最高で 120℃程度まで上昇するが、よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

(3) 緊急時対策所空気浄化設備のよう素フィルタ

泊 3 号炉の緊急時対策所用空調上屋は、発災プラント（泊 3 号炉）から十分離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期事業者検査においてよう素除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率 95%以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系ともに「温度 30℃、湿度 95%RH」であり、緊急時対策所可搬型空気浄化装置についても、今後定期事業者検査を行う際には同様の試験条件とする。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付 6 に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間 1991 年～2020 年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.6℃、-5.8℃である。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6℃、-6.1℃であった（統計期間 1981～2010 年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付 6 に記載する温度の抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	最高気温月／最低気温月	8月	1月	8月
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6℃	-4.7℃	25.6℃	-5.8℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011 年及び 2012 年の 1 月～12 月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。横軸に各日単位で 1 年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH 以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度 90%RH 以上は年間 13 日（2011 年）、1 日（2012 年）であった。

したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度 95%RH は年間を通してなく、相対湿度 90%RH 以上は年間最大 4%程度である。

なお、2021 年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度 95%RH は年間を通して 2 日間しかなく、相対湿度 90%RH 以上となるのは年間 20 日（5%程度）であった。

泊 日平均相対湿度（2011年、2012年）

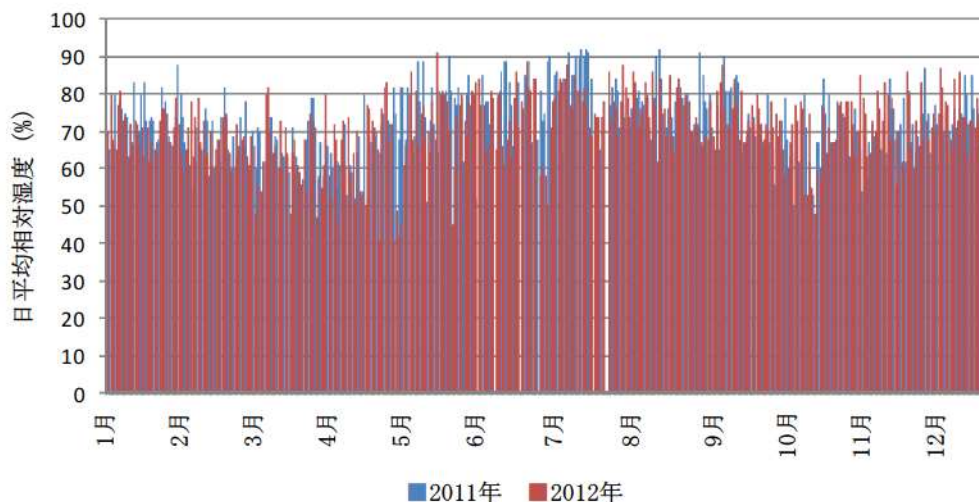


図 1 2011, 2012 年 1 月～12 月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図 2 に示す。重大事故時のアニュラス部には、原子炉格納容器から水蒸気が侵入し、原子炉格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、原子炉格納容器からの水蒸気侵入量が約 7.5kg/h^(注1) であり、原子炉格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約 3000m³/h^(注2) である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より 25.6℃、95%RH 及び -6.1℃、95%RH とすると、重大事故時のアニュラス部空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約 4.0kPa、約 0.92kPa^(注3) となる。事故時のアニュラス部は、原子炉格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を 40℃と想定した場合、この時の相対湿度は 55%RH 以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

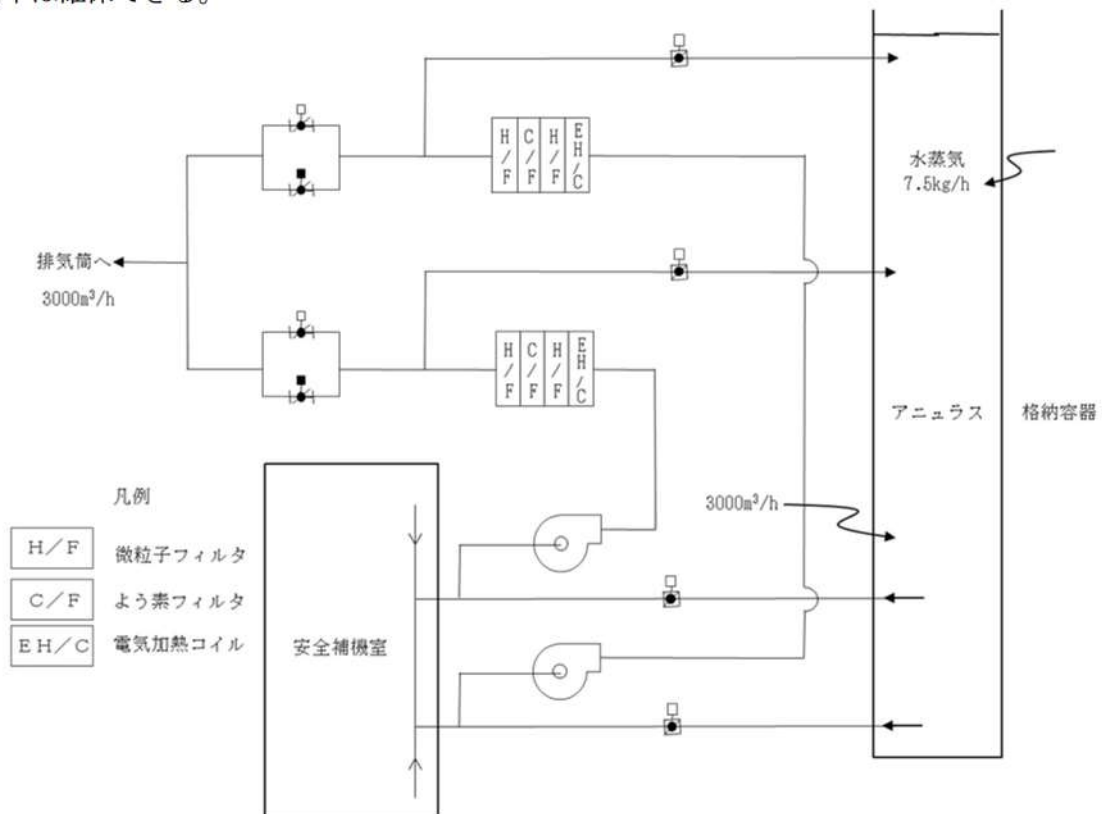


図 2 泊 3 号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

b. 中央制御室非常用循環系

中央制御室非常用循環系の系統構成は図 3 の通りであり、冷却コイルにより冷却（除湿）され、60 %RH 以下に維持されるので、よう素フィルタの効率は確保できる。

原子炉補機冷却海水設備の機能喪失等により、冷却コイルによる冷却（除湿）ができない状況においては、電気計装盤、照明、ファン等の発熱により、中央制御室内は外気より温度が高くなるため、相対湿度は低くなる。したがって、中央制御室内空気の相対湿度は 95 %RH を上回ることはなく、よう素フィルタの効率は確保できる。例えば、中央制御室内の電気計装盤、照明、ファン等による昇温が 5℃ の場合、(2) 項及び (3) 項より泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度及び相対湿度をそれぞれ 25.6 ℃、95 %RH 及び -6.1 ℃、95 %RH とすると、よう素フィルタ入口相対湿度は、それぞれ 73 %RH、63%RH を下回る^(注5) こととなる。

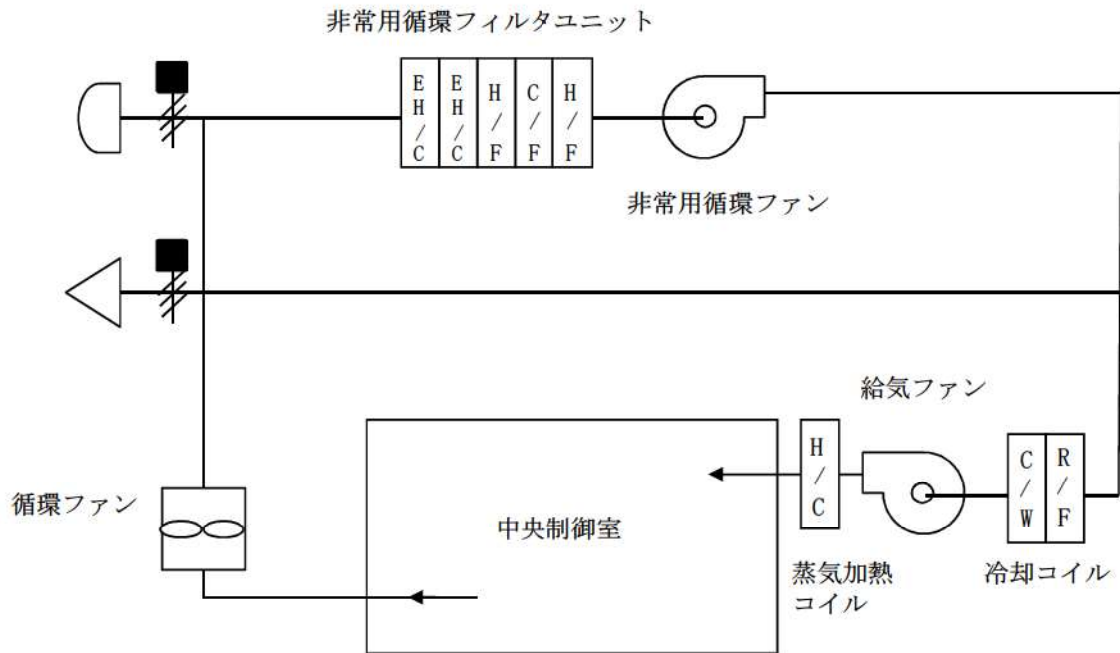


図 3 泊 3 号炉 中央制御室非常用循環系統 概略系統構成

c. 緊急時対策所空気浄化設備

緊急時対策所空気浄化設備の系統構成は図4のとおりであり、冬季10℃未満に気温が低下した場合でも電気ヒータの投入により加熱され、25 %RH 以下に維持されるので、よう素フィルタの効率は確保できる。

電気ヒータが起動しない温度条件（10℃以上）においても、ファンの昇温により、空気浄化装置内は外気より温度が高くなるため、相対湿度は低くなる。したがって、空気浄化装置を通過する空気の相対湿度は95 %RH を上回ることとはなく、よう素フィルタの効率は確保できる。

例えば、冬場、空気浄化設備内での昇温が約18℃（電気ヒータ昇温約14.5℃、ファン昇温約3.5℃）として、外気温度-6.1℃、95 %RH 時のよう素フィルタ入口相対湿度は、25 %RH^(注6)を下回ることとなる。また、電気ヒータが起動しない温度条件であっても、空気浄化装置内での昇温が約3.5℃として、外気温度25.6℃、95 %RH 及び10℃、95 %RH 時のよう素フィルタ入口相対湿度は、ともに80 %RH を下回る^(注7)こととなる。

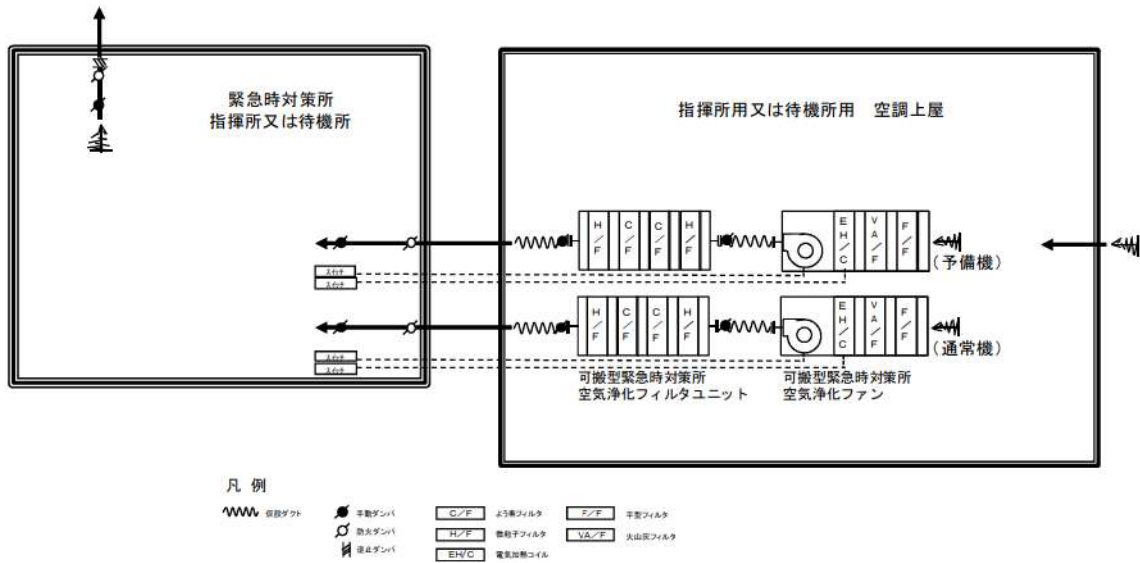


図4 緊急時対策所可搬型空気浄化装置 概略系統構成

さらに、上記a.～c.の重大事故時の空気条件（相対湿度最大点）を設計基準事故時の空気条件とともによう素フィルタのよう素除去効率と温度・湿度条件の関係を表すグラフ^(注8)上にプロットすると、図5のようになる。重大事故時、いずれの湿度条件も80 %RH を下回るため、同図よりどの温度条件下であっても現行の定期事業者検査におけるよう素除去効率確認試験条件（温度30℃、相対湿度95 %RH）に包含されることが分かる。

(注1) 原子炉格納容器からの水蒸気侵入量は、原子炉格納容器内水蒸気最大質量と原子炉格納容器漏えい率より算出している。原子炉格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約 112,000 kg とし、原子炉格納容器漏えい率は被ばく評価条件 0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6 °C, 95 %RH 及び -6.1 °C, 95 %RH の時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 ρ_0' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_0 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_0' = \rho_0' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_0 = \rho_0 \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 (M_{cv}')	7.5 kg/h	
アニュラス部空気絶対湿度 【 $X = (M_0' + M_{cv}') / M_0$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス部水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P = 101.3 (kPa) (大気圧)	約 4.0 kPa	約 0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス部温度を 40 °C とすると、40 °C の飽和水蒸気分圧は 7.4 kPa であるから、アニュラス部空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 4.0 kPa / 7.4 kPa × 100 = 54.1 %RH

-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.92 kPa / 7.4 kPa × 100 = 12.5 %RH

(注5) 25.6 °C, 95 %RH 及び -6.1 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、それぞれ、3.2 kPa, 0.35 kPa である。また、30.6 °C 及び -1.1 °C の飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.4 kPa, 0.56 kPa であるから、中央制御室非常用循環フィルタユニット取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 3.2 kPa / 4.4 kPa × 100 = 72.8 %RH

-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.35 kPa / 0.56 kPa × 100 = 62.5 %RH

(注6) -6.1 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、0.35 kPa である。また、11.9 °C の飽和水蒸気分圧は、1.4 kPa であるから、緊急時対策所空気浄化設備取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

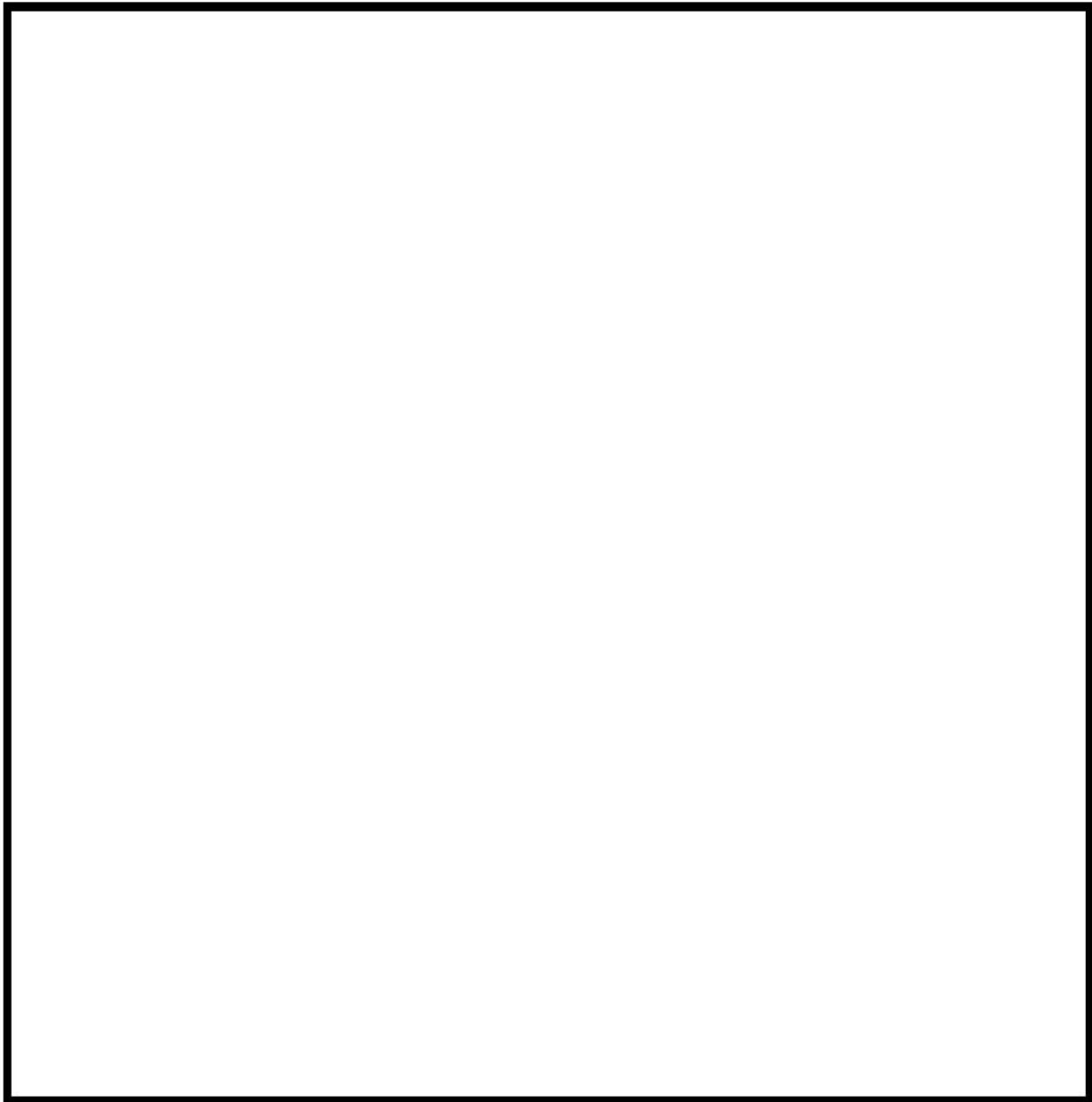
-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.35 kPa / 1.4 kPa × 100 = 25.0 %RH

(注7) 25.6 °C, 95 %RH 及び 10 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、それぞれ、3.2 kPa, 1.2 kPa である。また、29.1 °C 及び 13.5 °C の飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.0 kPa, 1.5 kPa であるから、緊急時対策所空気浄化設備取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 3.2 kPa / 4.0 kPa × 100 = 80.0 %RH

10 °C, 95 %RH 時 : 1.2 kPa / 1.5 kPa × 100 = 80.0 %RH

(注8) 平成 14 年度電力共同研究データ抜粋



【重大事故時の空気条件※】

	系統	温度	相対湿度	備考
★	アニュラス空気浄化設備	40℃	55%RH	SA時は120℃程度まで上昇するが、保守的に通常運転時と同程度の40℃とした。
☆	中央制御室非常用循環系統	30.5℃	73%RH	海水系の機能喪失により冷却コイルの除湿機能は期待しないとした。
★	緊急時対策所空気浄化設備	29℃	80%RH	電気ヒータ投入なし

※相対湿度が最大となる点を選定

図5 事故の空気条件とよう素フィルタ除去効率の関係

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

53-9 アニュラス水素濃度測定について

アニュラスの水素濃度測定について

炉心の損傷により発生した水素の一部は、アニュラスへ漏れ出すため、アニュラス内の水素濃度の状況を監視するために、アニュラス内に常設しているアニュラス水素濃度計（自主対策設備）にて水素濃度を直接監視する。

しかし、アニュラス水素濃度計は、炉心の損傷後の経過により温度や放射線の環境条件から測定できなくなるため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットにより水素濃度の測定を実施する。

1. 水素濃度監視設備

(1) 設備概要

水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。

このため、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続し、事故時のアニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を監視できるようにする。

<可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット>

検出器：熱伝導度方式

計測範囲：水素濃度 0～20vol%

なお、推定する手段としては、原子炉格納容器内の水素濃度からの推定が考えられる。これには、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）とアニュラス排気ラインにおける線量率を比較し、アニュラスへ漏れ出る漏えい率を推定することが必要である。しかし、泊3号炉における配管レイアウトの関係上、アニュラス排気ライン付近での事故時環境線量率が高く現地に接近することができず、正確な線量率を計測することが困難である。

(2) 代替電源の確保

常設のアニュラス水素濃度計（自主対策設備）については、アニュラス内の水素濃度を直接測定し、その電源は非常用電源設備から給電するため、全交流動力電源喪失の場合にも、代替非常用発電機から給電可能としている。

また、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの電源についても、非常用電源から給電可能となっており、全交流動力電源喪失の場合にも、代替非常用発電機から給電可能としている。

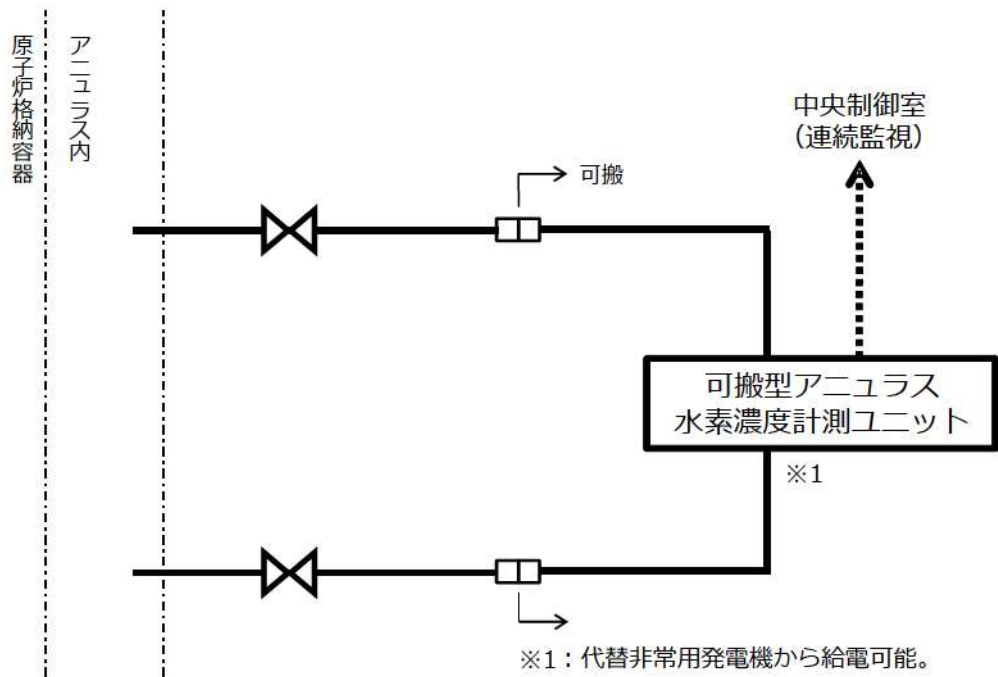


図-1 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットを使用したアンユラス水素濃度測定

水素濃度監視設備に対する要求に係る適合性について

1. 基準要求事項の整理

設置許可基準規則第53条及びその解釈において、原子炉格納容器から漏れ出す気体状の放射性物質を格納するための施設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」として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することが要求されている。

2. 基準に対する対応及び解釈

(1) 基準対応

炉心の損傷により発生した水素の一部は、アニュラス部へ漏れ出すため、アニュラス内の水素濃度の状況を監視するために、アニュラス内に常設しているアニュラス水素濃度計（自主対策設備）にて水素濃度を直接監視する。

しかし、アニュラス水素濃度計は、炉心の損傷後の経過により、温度や放射線の環境条件から測定できなくなるため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットをアニュラスに接続し、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度の測定を実施する。

(2) 解釈

水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。ここで、水素濃度が変動する可能性のある範囲は、可燃限界未満（4%未満）である。

- 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの計測範囲は、水素濃度0～20vol%であり、アニュラス内の水素濃度で変動が想定される範囲に対して網羅している。（アニュラス排気に期待する場合：0.2vol%，アニュラス排気に期待しない場合：1.9vol%）
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏れい率を0.16vol%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理に期待せず、アニュラス空気浄化ファンの排気流量を10m³/minとして、アニュラスの水素濃度を評価した結果、アニュラス内の水素濃度はドライ換算水素濃度0.2vol%程度であり、可燃限界未満である。
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏れい率を0.16vol%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理及びアニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価した結果、7日後においてアニュラス内の水素濃度はドライ換算水素濃度1.9vol%程度であり、可燃限界未満である。
- 全交流電源喪失時にも、電源復旧後、早期に代替空気（窒素）を用いた系統構成を行い、約25分でアニュラス空気浄化ファンを起動する手順を整備しており、その後、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続することで、水素濃度を監視可能である。

- 可燃限界未満である状態と評価しているタイミングで、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続し測定を開始するため、可燃限界未満での測定開始が可能である。

3. 結論

水素濃度監視設備に対する要求である「想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること」については、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を直接計測するため、アニュラスの水素濃度が可燃領域に至る前に、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続することで、可燃限界未満（変動する可能性のある範囲）にて監視可能であることから基準要求を満足している。

4. 添付資料

- 別紙1－添付1 アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）
- 別紙1－添付2 アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

以上

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）

1. アニュラス水素濃度

(1) 検討条件

項目		値	備考
格納容器漏えい率		0.16vol%/day	有効性評価（被ばく評価）に用いた漏えい率
水素混合気の状態		ドライ水素濃度 (11.8vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム75vol%反応時のCV内ドライ水素濃度ピーク値を使用。
アニュラス排気		なし	保守的な感度評価として、排気に期待しない
CV自由体積		65,500 m ³	重大事故等対策の有効性評価 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方記載値
アニュラス体積		7,860 m ³	アニュラス負圧達成評価使用値
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析（水素燃焼）適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	□ kg	事故発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	約 □ kg/h	亜鉛は湿度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定

- *. 本評価は原子炉格納容器からの漏えいが大きい過圧破損シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+AM 策）を基本として評価しており、代替格納容器Vスプレイには薬品添加（ヒドラジン）されないため、薬品の分解による水素生成の考慮は考慮しない。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 評価

アニュラス内では格納容器壁温度と外部遮へい側壁温度では差があり、対流が生じることにより混合され均一になると考えられることから、水素のみ上部に成層化することは考えにくく、アニュラス空気浄化系ファンの起動を考慮しない場合、複数の格納容器貫通部からの漏えいを想定した平均的な水素濃度は事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.9vol%となる。

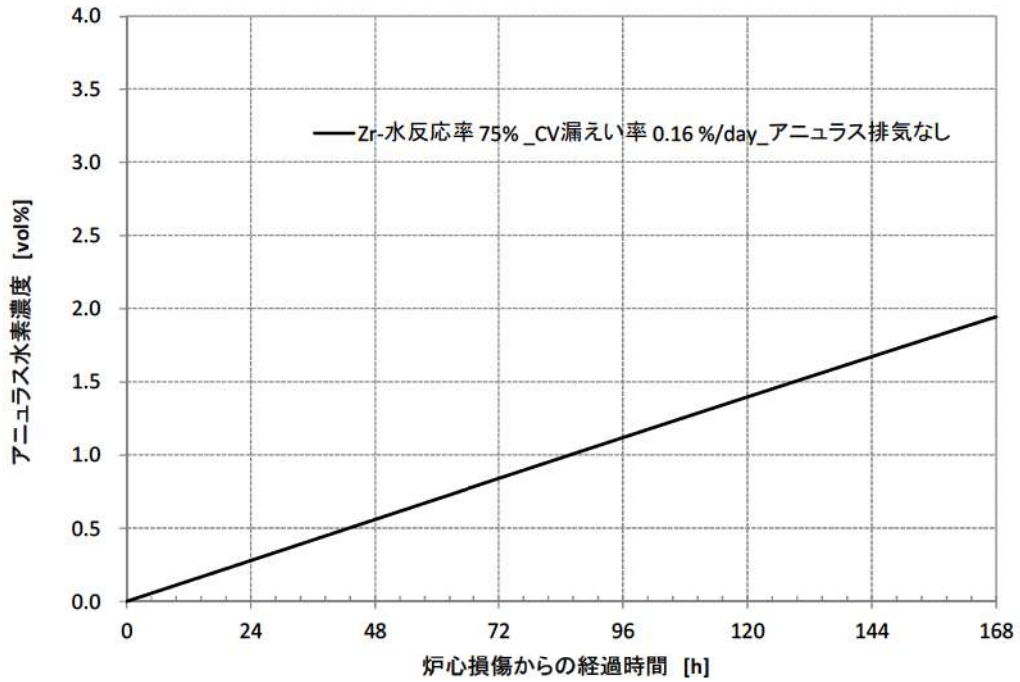


図 アニュラス水素濃度（7日間）

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

1. 有効性評価の重大事故時におけるアニュラス水素濃度評価について

重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値約 141℃，原子炉格納容器圧力の最高値約 0.360MPa[gage]では，原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれ，放射性物質の閉じ込め機能を維持することができる。

これらの前提のもと，有効性評価における被ばく評価においては，原子炉格納容器圧力（MAAP 解析結果）に応じた漏えい率に余裕を見込んだ，0.16%/day を用いて評価し問題ないことを確認している*。

※：泊3号炉設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 別紙7 原子炉格納容器の漏えい率の設定について

ここでは，原子炉格納容器からアニュラスへの CV 漏えい率について，「重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい」として，この被ばく評価での漏えい率を用いたアニュラス水素濃度評価を行った。

評価に使用した値としては，主に①CV 漏えい率②水素混合気の状態③アニュラス排気流量があり，その他使用値を含めてそれぞれの設定根拠を表1に示す。

表1 評価に使用した値の設定根拠

	値	備考	
①CV 漏えい率	0.16%/day	原子炉格納容器圧力 (MAAP 解析結果) に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値。被ばく評価に適用した値。	
②水素混合気の条件	ドライ水素濃度 (11.8vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム 75vol%反応時の CV 内ドライ水素濃度ピーク値を使用。	
③アニュラス排気流量	10m ³ /min	アニュラス内の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量 (約 30m ³ /min) から、さらに保守的な流量として、10m ³ /min を使用。 (別紙参照)	
CV 自由体積	65,500m ³	添付十記載の最小値	
アニュラス体積	7,860m ³	アニュラス負圧達成評価使用値	
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析 (水素燃焼) 適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	□ kg	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	□ kg/h	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定。

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 1 評価に使用している計算式

評価に使用している計算式を以下に示す。

$$\text{CV 内空気モル数} = \frac{PV}{RT} = \frac{101325[\text{Pa}] \times 65500[\text{m}^3]}{8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] \times (49[\text{C}] + 273.15)} = 2.48\text{E}+6 \dots \dots \dots \text{①}$$

$$\text{CV 内水素モル数} = \frac{\text{Zr質量}[\text{kg}] \times \text{Zr反応率} \times 1000 \times 2}{\text{Zr分子量}[\text{g/mol}]} = \frac{20200 \times 1000 \times 2}{91.224} \times \text{Zr 反応率} \dots \dots \dots \text{②}$$

$$\text{ドライ換算水素濃度} = \frac{\text{水素モル数}}{\text{水素モル数} + \text{空気モル数}} \dots \dots \dots \text{③}$$

$$\text{アニュラスへの漏えいモル流量} [\text{mol/hr}] = \frac{\text{CV内水素混合気モル数} \times \text{CV漏えい率}[\%/day]}{100 \times 24[\text{hr}]} \dots \dots \text{④}$$

1. 2 評価結果

上記より算出した評価結果を図1及び表2に示す。

重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい率にて評価した結果、アニュラス水素濃度は可燃領域に至らず、十分に低濃度になると評価された。

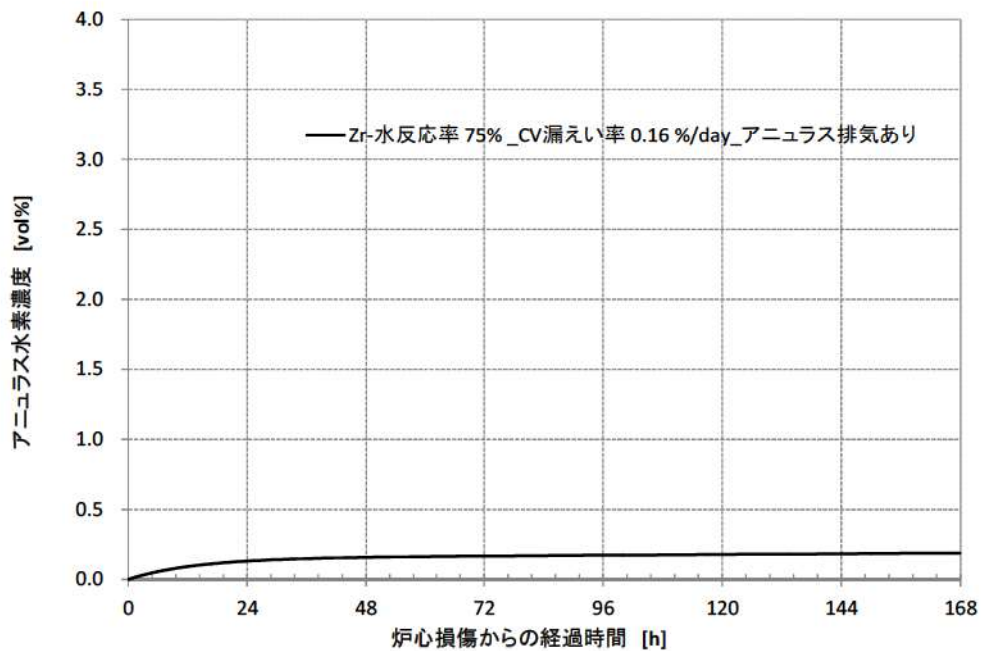


図1 アニュラス水素濃度

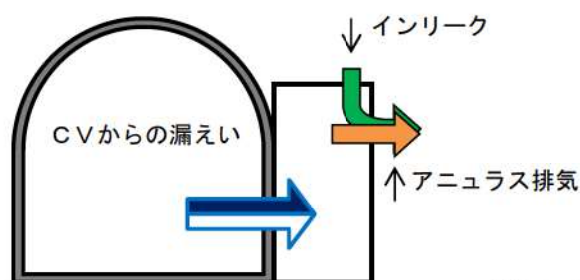
表2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の状態	③アニュラス排気流量	評価結果
重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい	0.16%/day	ドライ換算水素濃度 (11.8vol%)	10m ³ /min	ドライ水素濃度 0.2vol%

アニュラス水素濃度評価に用いたアニュラス排気流量の設定について

アニュラス空気浄化ファンについては、全量排気モードと少量排気モードがある。これらのうち、アニュラス水素濃度の評価に用いたアニュラス排気流量については、少量排気モードの流量を設定している。これは、アニュラス水素濃度評価においては、アニュラス排気流量が少ないほうが、アニュラスへのインリーク量（外気からの空気取り入れ量）が少なく、厳しい評価となるためである。

したがって、アニュラス水素濃度評価に用いた少量排気モードの流量については、以下に示すアニュラス部の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量（約 30m³/min）から、さらに保守的な流量として、10m³/min を使用している。



排気モードにより流量が異なる
 全量：250m³/min
 少量：試運転結果 30m³/min

	3A-アニュラス少量排気流量 F2375	3B-アニュラス少量排気流量 F2395
少量排気モード	87.5	85.5

単位：m³/min

上記の建設時の試運転結果は、排気筒への排気流量である。
 本排気流量は、アニュラス及び安全補機室からの排気総量であり、両箇所からの設計想定漏えい量 75m³/min（アニュラスから 35m³/min、安全補機室から 40m³/h）を上回っていることから、アニュラスから約 30m³/min の排気量と評価している。

アニュラス水素濃度の測定原理について

1. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットについて

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えい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。また、常設しているアニュラス水素濃度計においては、アニュラス内の環境悪化において健全性が担保できないことから、重大事故の初期状態において、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットをアニュラスに接続し、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を測定を開始する設計としている。

PWRプラントでは、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素濃度を制御し、原子炉格納容器外へ排出する等の操作はない。このため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、事故時に原子炉格納容器からアニュラス部に漏れこむ水素を想定し、アニュラス内の水素濃度が水素燃焼を生じないことを監視できる必要がある。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、測定範囲は、アニュラス内の水素濃度が可燃限界以下であることが確認できる必要がある。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、水素の熱伝導率が空気、窒素及び酸素等と大きく異なることを利用した水素に着目した熱伝導度方式の濃度計であるため、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がないが、後述するシステムとしての計測精度を認識した上で、重大事故対処時のアニュラス内の水素濃度の監視に対応できるものとしている。

2. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの測定原理

(1) 測定原理

熱伝導度方式の水素検出器は、図-1 に示すとおり、白金線のフィラメントで構成する検知素子及び補償素子並びに2つの固定抵抗でブリッジ回路を構成している。検知素子の部分に、採取されたアニュラス内雰囲気ガスが流れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されている。また、アニュラス内雰囲気ガスは直接接触しない構造になっている。

(補償素子の標準空気容器の外側にはアニュラス内雰囲気ガスが同様に流れ、温度補償が考慮された構造である。)

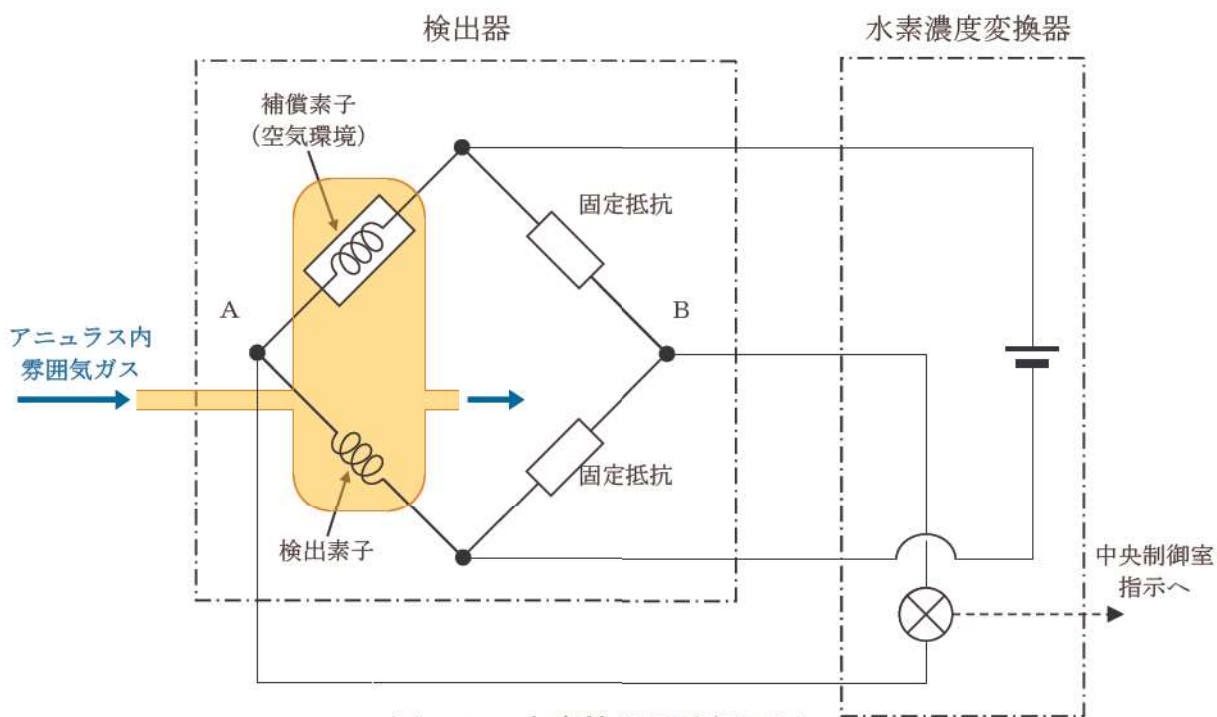


図-1 水素検出回路概要図

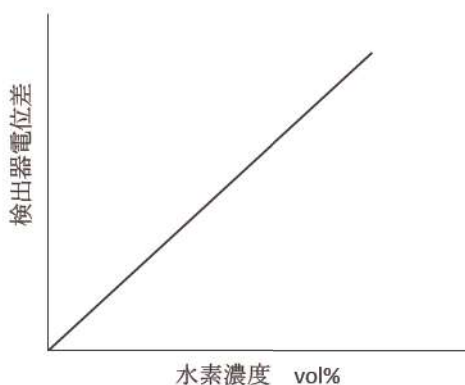


図-2 水素濃度と検出器電位差の関係

水素濃度計は、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用し、標準空気に対するアニュラス内雰囲気ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものである。

水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm である一方、酸素、窒素は、約 $0.026\sim 0.027\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm で基準となる空気（約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm ）と熱伝導率がほぼ同じであり、空気内主要成分は窒素が $78\text{vol}\%$ 程度、酸素が $20\text{vol}\%$ 程度であることから、アニュラス内雰囲気ガスにおける水素濃度に着目したプロセス計器として適用できるものである。

また、燃料損傷時に発生するキセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気に対して熱伝導率は低い、水素や空気と比較してモル分率が十分小さい（約 1000 分の 1 以下）ため、サンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

なお、事故時仮に一酸化炭素が発生した場合においても、一酸化炭素の熱伝導率は、 $25.0\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm であり、空気に近い値であるため、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

ガスの種類	熱伝導率 ($\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$) at 25°C , 1atm
水素	180.6 (約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$)
窒素	25.84
酸素	26.59
空気	25.9 (約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$)
キセノン	5.59
一酸化炭素	25.0

(2) 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの構造

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの構造概要は図-3のとおりである。

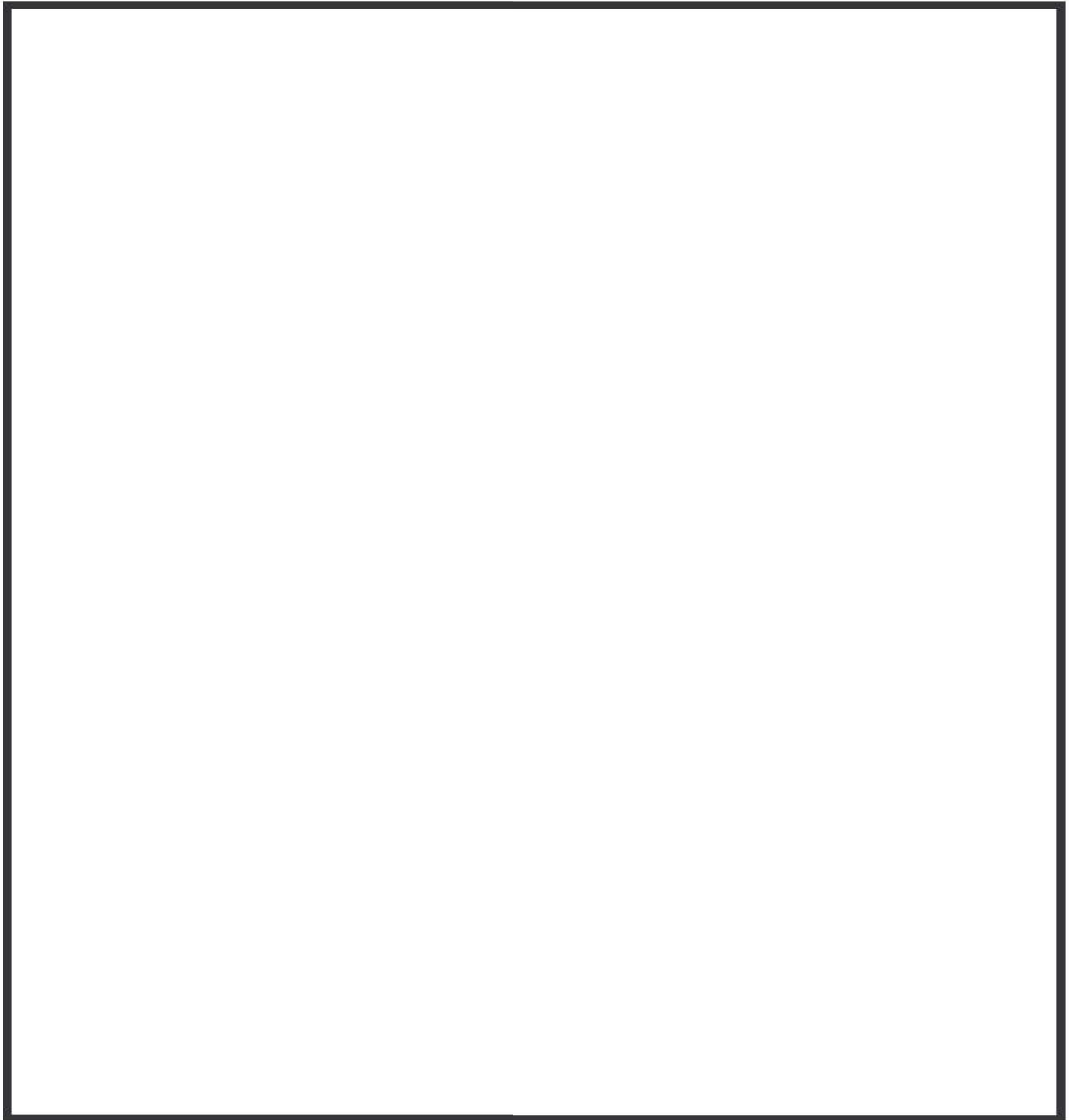



図-3 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット（基本構成図）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの仕様と水素濃度測定システムの構成

(1) 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの基本仕様

測定レンジ：水素濃度0～20vol%に設定

測定精度：±5%span

上記測定レンジの空气中水素濃度に対して±1vol%

使用温度範囲：-10～70℃

使用圧力範囲：大気圧（±10kPa）

測定ガス流量：約1ℓ/min

計測範囲0～20vol%において、計器仕様上は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、十分に事故対処時の水素濃度の指示を監視していくことができる。

(2) 水素濃度測定システムの構成

可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの構成を図-4に示す。

アンユラス内雰囲気ガスは、アンユラス内から直接採取され、可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットにおいて測定される。可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの検出器からの信号は、中央制御室の指示計に表示されるため、中央制御室での水素濃度の監視が可能である。

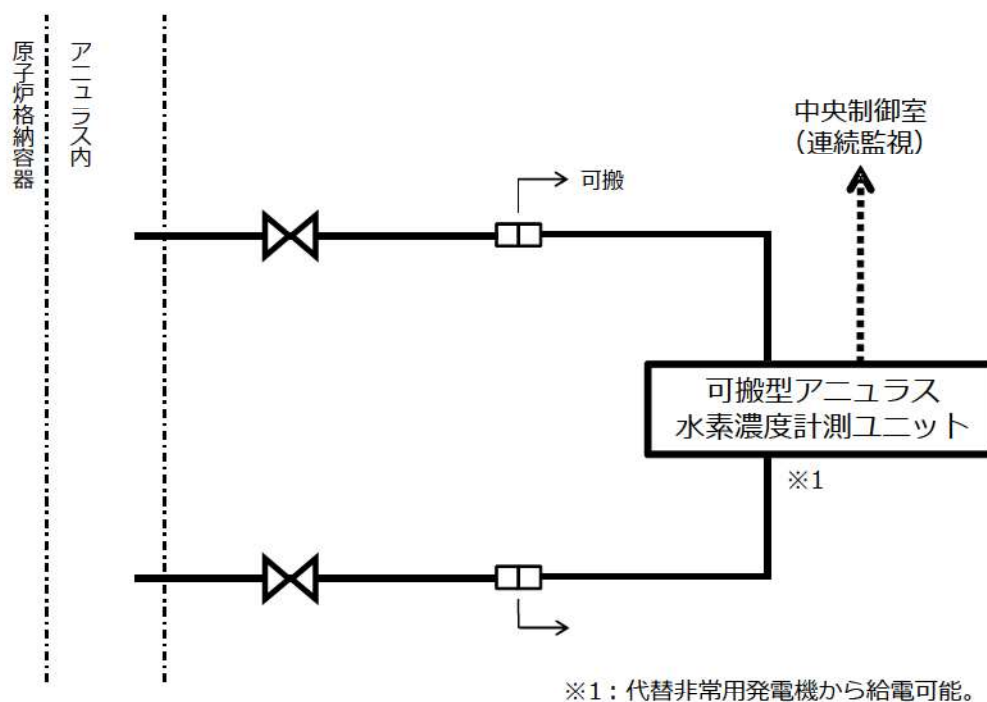


図-4 可搬型アンユラス水素濃度の計測設備

(3) 測定ガス条件の水素濃度測定精度への影響評価

a. 温度

アニュラス内雰囲気ガスはアニュラスより直接採取（採取箇所：T.P. 34. 2m）し、検出器までの配管での放熱により検出器の適用温度範囲内まで冷却され、検出器に供給される。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもアニュラス内雰囲気ガスが流れることで、標準空気の温度がアニュラス内雰囲気ガス温度に追従するように温度補償される検出器構造となっている。したがって、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、水素濃度4vol%の試料ガスについて、温度を20℃～60℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。（図-5）

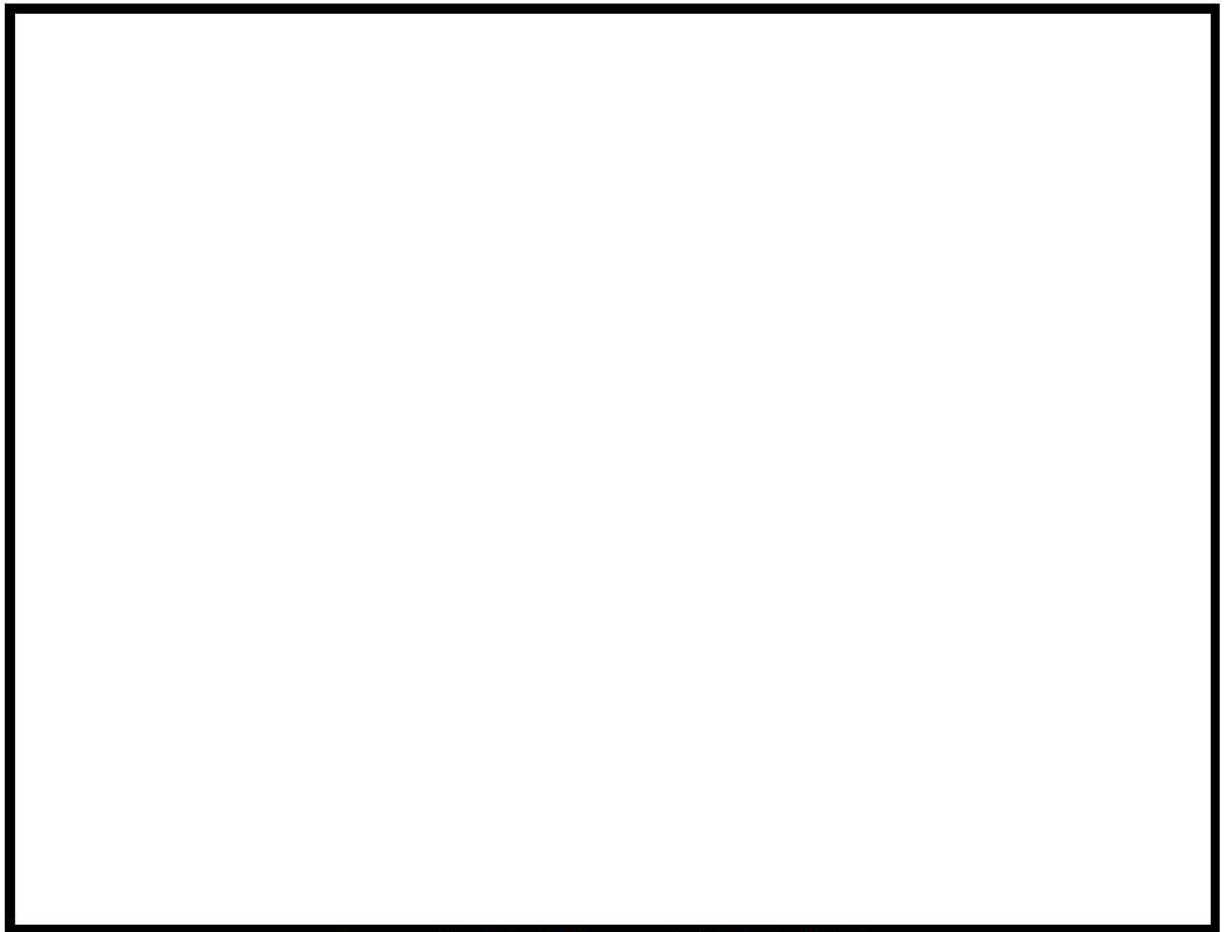


図-5 各温度条件での水素濃度出力値

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 流量

検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガスの流量は、10/min 程度となるよう流量調整している。なお、検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガス流量を約0.6~1.20/min の範囲で変化させた試験を行い、水素濃度計の指示に有意な変化が認められないことを確認している。

c. 湿分

検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガスの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度測定値へ影響することが考えられる。しかし、湿度が変動する要因として、アニュラス内雰囲気温度が考えられるが、アニュラス内雰囲気温度の急激な変動は考えられないため、検出器での湿度はほぼ一定であり、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。なお、水素濃度0~20vol%，温度20℃の試料ガスについて、相対湿度を30~90%RH の範囲で変化させた試験を行った。その結果、水素濃度20vol%において0.5vol%程度の変化は見られるものの、相対湿度の変化に対して、水素濃度指示に有意な変化が認められないことを確認している。（図-6、7）

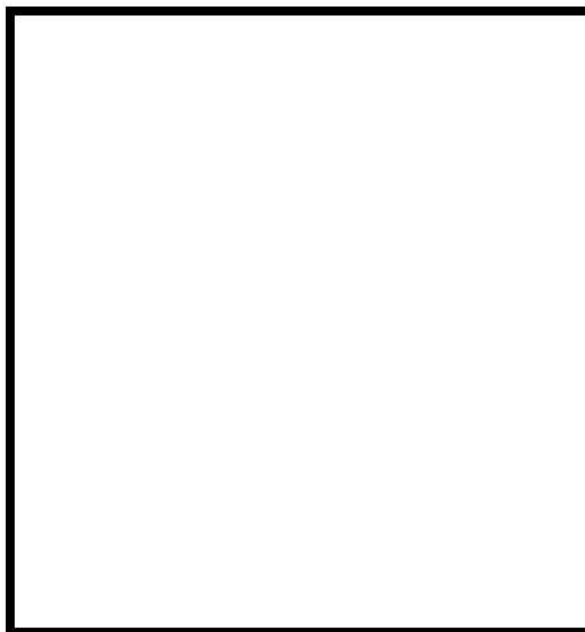


図-6 20℃における湿度依存性



図-7 20℃における各湿度条件での感度特性

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水素濃度計測に伴うアニュラス内雰囲気ガスの冷却について

1. はじめに

泊3号炉の重大事故等対策の有効性評価におけるアニュラス内雰囲気温度は、最高で120°C程度まで上昇する。一方、重大事故時の可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、水素濃度検出器の使用範囲-10~70°Cとなっているが、アニュラス内雰囲気ガスは、水素濃度検出器に供給される過程のサンプリング配管での放熱により冷却されることを確認している。

ここでは、以上の放熱によるサンプリングガスの冷却の評価について以下に纏める。

2. 評価条件

本評価に使用した条件は以下の通りである。

項目	値	備考
アニュラス内雰囲気ガス入口温度 T_1	125°C	有効性評価結果に余裕を見込んだ温度を設定している。
アニュラス内雰囲気ガス出口温度 T_2	65°C	水素濃度計の吸込み温度条件 (70°C以下) に余裕を見込んだ温度を設定している。
管外雰囲気温度 T_∞	60°C	SA 時有意な発熱がない一般エリアの温度
サンプル流量 q	10NL/min (0.6Nm ³ /h) ($q = (0.6\text{Nm}^3/\text{h} \times 29\text{g/mol} / (22.4 \times 10^{-3}\text{Nm}^3)) / 10^3\text{g/kg} / 3600\text{s/h} \approx 2.2 \times 10^{-4}\text{kg/s}$)	測定ガス流量約 1L/min に保守的に余裕を見込んだ流量を設定している。
アニュラス内雰囲気ガス入口絶対湿度 x	0.028kg/kg	アニュラス内環境条件より設定している。
サンプリング配管	外径 d_{out} : 27.2mm 内径 d_{in} : 22.2mm	3/4 ^B Sch20s で計画している。

3. アニュラス内雰囲気ガスの放熱冷却に必要な配管長の算出

125℃のアニュラス内雰囲気ガスを65℃まで冷却するために必要な交換熱量 Q [W]はアニュラス内雰囲気ガスの顕熱変化量 Q_1 [W]およびアニュラス内雰囲気ガス中に含まれる湿分の凝縮熱量 Q_2 [W] (保守的に湿分すべてが凝縮すると仮定) より以下の通り表される。

$$Q = Q_1 + Q_2 \quad [\text{W}] \quad (1)$$

なお、 Q_1 、 Q_2 は以下式で算出される。

$$Q_1 = q \times C_p \times (T_1 - T_2) \quad [\text{W}]$$

$$Q_2 = q \times x \times (h_1 - h_2) \quad [\text{W}]$$

ここで C_p : アニュラス内雰囲気ガス比熱 [kJ/(kgK)] ($C_p = 1.01$ kJ/(kgK))

h_1 : T_1 における飽和蒸気エンタルピー [kJ/kg] ($h_1 = 2713$ kJ/kg)

h_2 : T_2 における飽和水エンタルピー [kJ/kg] ($h_2 = 272$ kJ/kg)

一方、対流熱伝達による交換熱量 Q' は以下式で表される。

$$Q' = \pi \times L \times d_{\text{out}} \times K \times \Delta T_m \quad [\text{W}] \quad (2)$$

ここで L : 必要配管長 [m]

d_{out} : 採取配管外径 [m]

K : 円管における熱通過率 [W/(m²K)] ($K = 2.3$ W/(m²K))

ΔT_m : 対数平均温度差 [K]

($\Delta T_m = (T_1 - T_2) / \ln \{ (T_1 - T_\infty) / (T_2 - T_\infty) \} = 23$ K)

$Q = Q'$ とすると放熱冷却に必要な配管長は(1)式および(2)式より以下の通り算出される。

$$L = (Q_1 + Q_2) / (\pi \times d_{\text{out}} \times K \times \Delta T_m) \quad (3)$$

したがって、アニュラス内雰囲気ガス温度を125℃から65℃まで放熱冷却するために必要な配管長は(3)式より以下の通り約7m となる。

$$L = (13.4\text{W} + 15.1\text{W}) / (\pi \times 0.0272\text{m} \times 2.3\text{W}/(\text{m}^2\text{K}) \times 23\text{K}) = 6.3048 \dots \text{m} \approx 7\text{m}$$

4. まとめ

上記の通り、アニュラス内雰囲気ガス温度を125℃から65℃まで放熱冷却するために必要な配管長を評価した結果、必要配管長が約7mであるため、採取配管入口から可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット入口までの配管長において、放熱冷却に対し十分な配管長を確保した設計とする。

なお、アニュラス内雰囲気ガス入口温度が現在想定している125℃より高温となる場合においては、顕熱変化量 Q_1 が増加するものの、この変化に比例して管内外の温度差も大きくなり対流熱伝達による交換熱量 Q' も増加するため、結果的に放熱冷却に必要な配管長として有意な影響はない。

以上

53-10 泊発電所3号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて

泊発電所3号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて

1. はじめに

PWRでは、原子炉格納容器内に設置するPAR（原子炉格納容器内水素処理装置）及びイグナイト（格納容器水素イグナイト）により水素濃度を低減させる設計としているが、何らかの理由により原子炉格納容器からアニュラス内に漏えいするような事態に至った場合であっても、アニュラス排気により漏えい気体の水素濃度は低下していくことから、アニュラス部において水素燃焼を生じるような水素濃度には至らない。

その上で、原子炉格納容器からアニュラス内に大規模に漏えいするような事態に至った場合において、何らかの理由により、例えば、非常用交流電源設備の機能を喪失した場合などが考えられるが、アニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合の対応について考察する。

2. 大規模な漏えい時の評価

泊3号炉では、補足説明資料 53-8 に示すように、原子炉格納容器からの漏えい率を0.16%/dayとして、PAR及びイグナイトによる原子炉格納容器内の水素処理、アニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価（*2）した結果、7日後においてアニュラス内の水素濃度は1.9%程度であり、可燃限界（4vol%）未満である。

ここで、原子炉格納容器からの漏えい量として、10倍（1.6%/day）の大規模な漏えい（*1）を想定する場合、静的機器による原子炉格納容器内の水素処理には期待できるとすると、アニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待しなかったとしてもアニュラス内の水素濃度は可燃限界（4vol%）未満である。（図1参照）

ただし、概ね60時間以降では3vol%を超えて可燃限界濃度に漸近していく評価結果となっているため、このような状態となる前に、余裕を持ってアニュラス空気浄化ファンを起動することが望ましい。アニュラス空気浄化ファンの電源となっている非常用交流電源設備が何らかの異常で機能喪失したとしても、代替所内電気設備による給電を開始するまでは約2時間25分（図2参照）であることから、十分な余裕をもってアニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス水素濃度を低減させることができる。



図1 大規模漏えい時のアニュラス水素濃度推定曲線（7日間）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

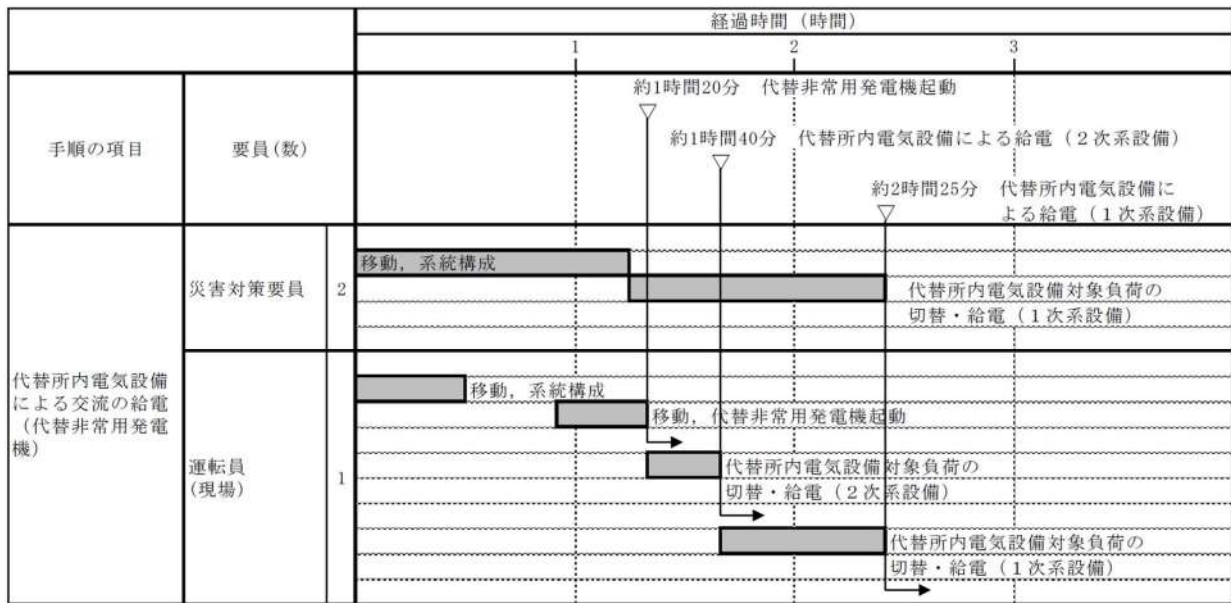


図2 代替所内電気設備による交流の給電 (代替非常用発電機) タイムチャート

3. まとめ

アニュラス内への大量漏えいが生じ、かつアニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合においても、アニュラス内で水素燃焼が発生することはない、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス水素濃度を低減させることができる。

また、アニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合は、水素濃度測定値だけでなく、炉心溶融の状態、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の発生の可能性、PAR及びイグナイタの作動状態、格納容器内水素濃度等を確認し、水素濃度が可燃濃度 (4vol%) に至っていないと判断できればアニュラス空気浄化ファンを起動する手順となっている。

以上

別紙 アニュラス水素濃度評価手法について

*1 ここで想定した原子炉格納容器からアンユラス内への大規模な漏えいは、技術的能力 1.10 のまとめ資料にて、SA 対策有効性評価における事故時の原子炉格納容器からの漏えい量を 10 倍とした漏えい率 1.6%/day であり、事故から 7 日後でも可燃領域に達しないことを確認している。一方、BWR では、原子炉建屋の水素燃焼対策として、原子炉格納容器からの漏えい率を 10%/day としている。これを比較するのに、BWR の原子炉建屋、PWR のアンユラスに漏えいする量を同じと仮定すると、原子炉格納容器の自由体積（泊 3 号炉：約 65,500m³、柏崎刈羽 6/7 号機：約 13,000m³）で換算すると、柏崎刈羽 6/7 号機の 10%/day は、泊 3 号炉の約 2.0%/day に相当する。原子炉格納容器内の気体組成、リークパスの違いなどがあることから、単純に比較ができないものの、同程度であると言える。

*2 PWR では原子炉格納容器内で水素処理する対策を整備しており、水素燃焼装置（イグナイタ）が動作せずに PAR のみの動作を想定したとしても、原子炉格納容器内の平均水素濃度は時間経過に伴って低下していく（図 3 参照）。PWR のアンユラス部は、原子炉格納容器の側面を囲む構造となっているため、仮に水素が原子炉格納容器内で混合されずに原子炉格納容器頂部に滞留すると想定しても、アンユラス部に通じる貫通部が原子炉格納容器頂部にないため高濃度の水素がアンユラス部に漏えいすることは考えにくく、格納容器内の平均的な濃度の水素がアンユラス部へ漏えいするとした評価条件は妥当である。また、単一区画で構成されるアンユラスは、原子炉格納容器壁からの伝熱によりアンユラス内で自然対流循環・混合流れが形成されるため、アンユラスへの漏えい水素が局所的に滞留することはなく、漏えい箇所がアンユラス内（約 7,660m³）とした評価条件により、BWR 原子炉建屋（約 43,000m³）と比べても十分に小さい区画での保守的な評価となっている。

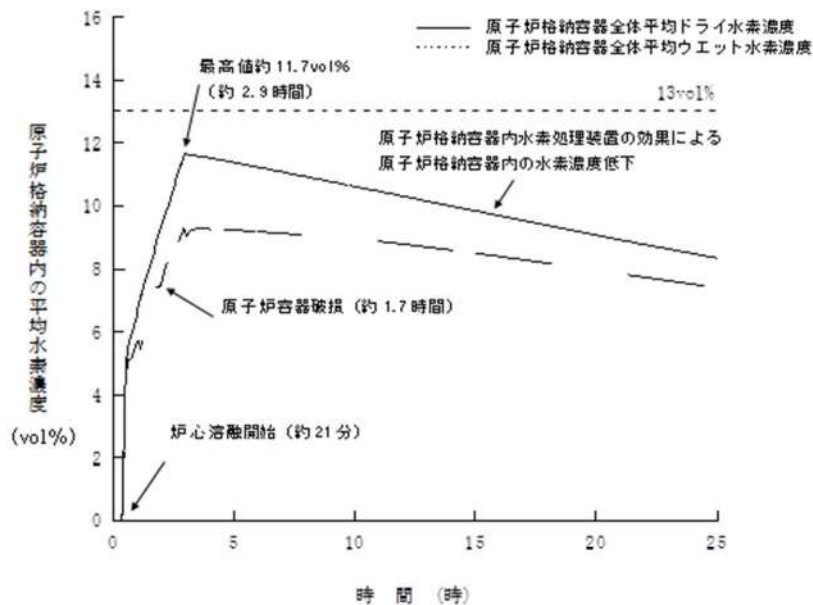


図 3 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)
(イグナイタの動作に期待しない場合)

アニュラス水素濃度評価手法について

1. 評価方法

アニュラス水素濃度の評価に当たっては、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合においても、原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれるため、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいは、原子炉格納容器外周部に設置されている貫通部等のシール部からのリークによると想定し、実際には多少の時間遅れはあるものの、漏えいガスがアニュラス雰囲気へ瞬時に均一化されると想定する。また、漏えいガスは、本来、原子炉格納容器圧力に応じて水蒸気、空気、水素の3成分が含まれるが、原子炉格納容器から漏えいする時点で保守的に水蒸気が凝縮していると想定し、空気、水素の混合ガスとして評価する。

原子炉格納容器内の水素濃度は、高いほうがアニュラス部への漏えい水素モル数が大きくなり、保守的に評価することができるため、原子炉格納容器内の水素濃度は瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の水素発生、及び金属腐食（アルミニウム）による水素発生を考慮したドライ換算濃度を初期条件とし、水の放射線分解、金属腐食（亜鉛）による追加生成を考慮する。更に保守的な想定としては、原子炉格納容器内の水素濃度制御設備（格納容器水素イグナイタ）の動作による水素濃度低減を見込まない。

アニュラス内雰囲気における混合挙動の時間遅れは、アニュラス内は周方向に沿った循環流、径方向に原子炉格納容器壁と外部遮蔽壁の温度差による自然対流が起こること、及び評価期間が長いことから問題とされないと考えられる。

アニュラス内の水素モル数の時間変化率を原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする混合ガス中の水素モル流量と、アニュラス空気浄化ファンにより排出されるガス成分中の水素流量との差分として評価するため、次頁の式を使用する。

原子炉格納容器内については、窒素、酸素、水素のモル数を時間の差分により計算するが、その基礎式は①～③となる。右辺では前ステップの時間におけるモル数に対して、窒素についてはアニュラス部への漏えい流量と時間ステップの積を減じて計算する。酸素及び水素については、原子炉格納容器内での生成に伴う増加とアニュラス部への漏えいに伴う減少を考慮し計算する。

原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい流量は④～⑥式となる。原子炉格納容器内の混合ガス全モル数に対して、漏えい率に応じた量がアニュラス部に漏えいしている。これに伴って評価される原子炉格納容器内での窒素、酸素、水素濃度は⑦～⑨式となる。

一方、アニュラス内についても原子炉格納容器内と同様に、窒素、酸素、水素のモル数を時間の差分により計算するが、その基礎式は⑩～⑫となる。

水素については、原子炉格納容器からの流入とアニュラス空気浄化ファンによる排出の効果を考慮し計算するが、空気（窒素及び酸素）については、原子炉格納容器からの流入とアニュラス空気浄化ファンによる排出の効果の考慮に加え、アニュラス内での窒素、酸素、水素濃度は⑬～⑮式となり、アニュラス部から系外に排出される窒素、酸素、水素のモル流量は⑯～⑰式となる。

アニュラス内及び原子炉格納容器内の水素モル数から水素濃度の換算においては、原子炉格納容器内及びアニュラス内圧力について事象初期は大気圧を使用し、水素発生後は原子炉格納容器内のみ温度及び圧力とも過圧破損事象ピーク値を一定値として用い、アニュラス内温度は原子炉格納容器内温度と等しい温度まで昇温していると仮定する。

a. 原子炉格納容器内の物質質量に関する基礎式

$$M^N(t) = M^N(t-1) - W_{in}^N(t-1) \times \Delta t \cdots \textcircled{1}$$

$$M^O(t) = M^O(t-1) + \{Y^O(t-1) - W_{in}^O(t-1)\} \times \Delta t \cdots \textcircled{2}$$

$$M^H(t) = M^H(t-1) + \{Y^H(t-1) - W_{in}^H(t-1)\} \times \Delta t \cdots \textcircled{3}$$

$$W_{in}^N(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^N(t) \cdots \textcircled{4}$$

$$W_{in}^O(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^O(t) \cdots \textcircled{5}$$

$$W_{in}^H(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^H(t) \cdots \textcircled{6}$$

$$C_{CV}^N(t) = \frac{M^N(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \cdots \textcircled{7}$$

$$C_{CV}^O(t) = \frac{M^O(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \cdots \textcircled{8}$$

$$C_{CV}^H(t) = \frac{M^H(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \cdots \textcircled{9}$$

$M^N(t)$: 原子炉格納容器内窒素モル数(mol), $M^N(0) = 1.93 \times 10^6$ (mol)

$M^O(t)$: 原子炉格納容器内酸素モル数(mol), $M^O(0) = 5.45 \times 10^5$ (mol)

$M^H(t)$: 原子炉格納容器内水素モル数(mol), $M^H(0) = 4.04 \times 10^5$ (mol) (注1)

$W_{in}^N(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする窒素モル流量 (mol/h)

$W_{in}^O(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする酸素モル流量 (mol/h)

$W_{in}^H(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする水素モル流量 (mol/h)

$Y^O(t)$: 原子炉格納容器内で追加発生する酸素モル流量 (mol/h) (注2)

$Y^H(t)$: 原子炉格納容器内で追加発生する水素モル流量 (mol/h) (注3)

$C_{CV}^N(t)$: 原子炉格納容器窒素濃度 (vol%)

$C_{CV}^O(t)$: 原子炉格納容器酸素濃度 (vol%)

$C_{CV}^H(t)$: 原子炉格納容器水素濃度 (ドライ換算) (vol%)

Δt : 微小時間変化 (h)

L : 原子炉格納容器漏えい率 (%/day)

$$C_{CV}^N(0) = \frac{M^N(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 67\%$$

$$C_{CV}^O(0) = \frac{M^O(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 19\%$$

$$C_{CV}^H(0) = \frac{M^H(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 14\%$$

(注1) 原子炉格納容器内初期水素にジルコニウム75%の酸化反応による発生水素及び金属腐食(アルミニウム)を加算したモル数。

(注2) 水の放射線分解により発生する酸素のモル数。

(注3) 水の放射線分解及び金属腐食(亜鉛)で発生する水素のモル数。

b. アニュラス内の物質量に関する基礎式

$$N^N(t) = N^N(t-1) + \{W_{in}^N(t-1) - W_{out}^N(t-1)\} \times \Delta t + N_{INLEAK}^N(t) \quad \dots \textcircled{10}$$

$$N^O(t) = N^O(t-1) + \{W_{in}^O(t-1) - W_{out}^O(t-1)\} \times \Delta t + N_{INLEAK}^O(t) \quad \dots \textcircled{11}$$

$$N^H(t) = N^H(t-1) + \{W_{in}^H(t-1) - W_{out}^H(t-1)\} \times \Delta t \quad \dots \textcircled{12}$$

$$C_{ANN}^N(t) = \frac{N^N(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{13}$$

$$C_{ANN}^O(t) = \frac{N^O(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{14}$$

$$C_{ANN}^H(t) = \frac{N^H(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{15}$$

$$W_{out}^N(t) = N^N(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{16}$$

$$W_{out}^O(t) = N^O(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{17}$$

$$W_{out}^H(t) = N^H(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{18}$$

$N^N(t)$: アニュラス内窒素モル数 (mol), $N^N(0) = 1.82 \times 10^5$ (mol)

$N^O(t)$: アニュラス内酸素モル数 (mol), $N^O(0) = 5.14 \times 10^4$ (mol)

$N^H(t)$: アニュラス内水素モル数 (mol), $N^H(0) = 0.0$ (mol)

$W_{out}^N(t)$: アニュラスから系外に排出される窒素モル流量 (mol/h)

$W_{out}^O(t)$: アニュラスから系外に排出される酸素モル流量 (mol/h)

$W_{out}^H(t)$: アニュラスから系外に排出される水素モル流量 (mol/h)

$N_{INLEAK}^O(t)$: アニュラスへのインリークに伴う酸素供給量 (mol)

$N_{INLEAK}^N(t)$: アニュラスへのインリークに伴う窒素供給量 (mol)

X_{out} : アニュラス排気流量 (m^3/min)

V_{ANN} : アニュラス体積 (m^3)

$C_{ANN}^N(t)$: アニュラス窒素濃度 (vol%)

$C_{ANN}^O(t)$: アニュラス酸素濃度 (vol%)

$C_{ANN}^H(t)$: アニュラス水素濃度 (ドライ換算) (vol%)

2. 評価条件

アニュラス空気浄化設備によるアニュラス水素濃度低減性能評価の評価条件を第1表に設定する。

原子炉格納容器内混合ガスモル数（初期値）は、49℃の理想気体（空気）により充填されていると想定する。原子炉格納容器内は、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合のドライ換算濃度を初期条件とする。

水の放射線分解による水素発生量は、事故発生後5日までは設置（変更）許可における解析（注1）と同等値を使用し、5日後以降は保守的に5日後と同値を一定値として使用する。

金属腐食による水素発生量は、アルミニウム及び亜鉛について原子炉格納容器内の使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。

アルミニウムについては、腐食速度の温度依存性が大きく、原子炉格納容器内温度変化に不確かさがあるため、非保守側とならないよう初期に全量腐食する設定とする。亜鉛については、腐食速度の温度依存性が小さいため、一定割合と想定する。

原子炉格納容器内での水素、窒素及び酸素の減少量は、原子炉格納容器内の水素濃度制御設備の動作による水素濃度低減、原子炉格納容器からアニュラスへの漏えいを考慮する。

原子炉格納容器貫通部からの漏えい率は、原子炉格納容器貫通部のシールリークの背圧としての原子炉格納容器内圧力に依存すると考えられ、原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器漏えい率に余裕を見込んだ値である0.16%/day（注2）と同様に保守的な同値を用いることとする。

アニュラス空気浄化設備は、動作開始時は全量排気で、事故後初期に負圧を達成する設計とし、負圧を達成された後は一部アニュラスへ循環する少量排気に切り替え、負圧を維持するとともにアニュラス内に周方向の流れを形成し、水素が滞留しない設計とする。なお、全交流動力電源喪失時は、代替電源復旧に伴って速やかに全量排気により外部に排出される流れを形成し、水素が滞留しない設計とする。評価においては、アニュラス部の水素濃度を保守的に評価するために、常時少量排気を想定する。プラント建設時が最も密閉性が高く、アニュラス空気浄化設備を動作させた場合のインリーク量（外部の吸気量）が少ないと想定されることから、試運転結果に基づいて、保守的な少量排気量を設定する。

アニュラス体積は、アニュラス部全体積から機器搬入口やエアロック等の欠損体積を考慮して保守的に設定する。

（注1） 設置（変更）許可における静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減性能の評価での解析

（注2） 設置（変更）許可における格納容器過圧破損の評価における評価条件

第1表 評価条件一覧 (1/2)

項目	評価条件	選定の考え方	
原子炉格納容器内 混合ガスモル数 (初期値) $M^N+M^O+M^H(t=0)$	$2.88 \times 10^6 \text{mol}$	49°Cの理想気体 (空気 (窒素78%及び酸素22%)) により充填されていると想定し、初期発生水素を加味する。	
初期発生水 素量 $M^H(0)$	ジルコニウム -水反応	670kg	全炉心ジルコニウムの75%反応に相当する量とする。
	金属腐食 (アルミニウム)	<input type="text"/> kg	原子炉格納容器内のアルミニウム使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。
追加発生水 素量 $Y^H(t)$	金属腐食 (亜鉛)	<input type="text"/> kg/h	原子炉格納容器内の亜鉛使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。
	水の放射線分解	事故発生後5日までは設置 (変更) 許可における解析 (注1) と同等値 (注2) 5日後以降は5日後と同値を一定値として使用	事故発生後5日まで、水の放射線分解による水素の生成割合 (G値) は、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。 5日後以降は保守的設定として一定値を使用する。
追加発生酸 素量 $Y^O(t)$	水の放射線分解による酸素発生 (水素の半分)	水の放射線分解による酸素発生は以下の式とし、水素の半分を考慮する。 $2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{H}_2 + \text{O}_2$	
原子炉格納容器内での水素、窒素及び酸素の減少量 $W_{in}^H(t), W_{in}^N(t), W_{in}^O(t)$	原子炉格納容器からアニュラスへの漏えい及び小型PAR5台による水素処理を考慮	初期は、49°Cの理想気体 (空気 (窒素78%及び酸素22%)) により充填されていると想定し、その後は、原子炉格納容器からアニュラスへの漏えいのみ考慮する。(原子炉格納容器漏えい率による) また、大規模漏えい時の評価条件として、PARによる水素処理は期待できるとしている。	

(注1) : 設置 (変更) 許可における原子炉格納容器内水素処理装置による水素濃度低減性能の評価での解析

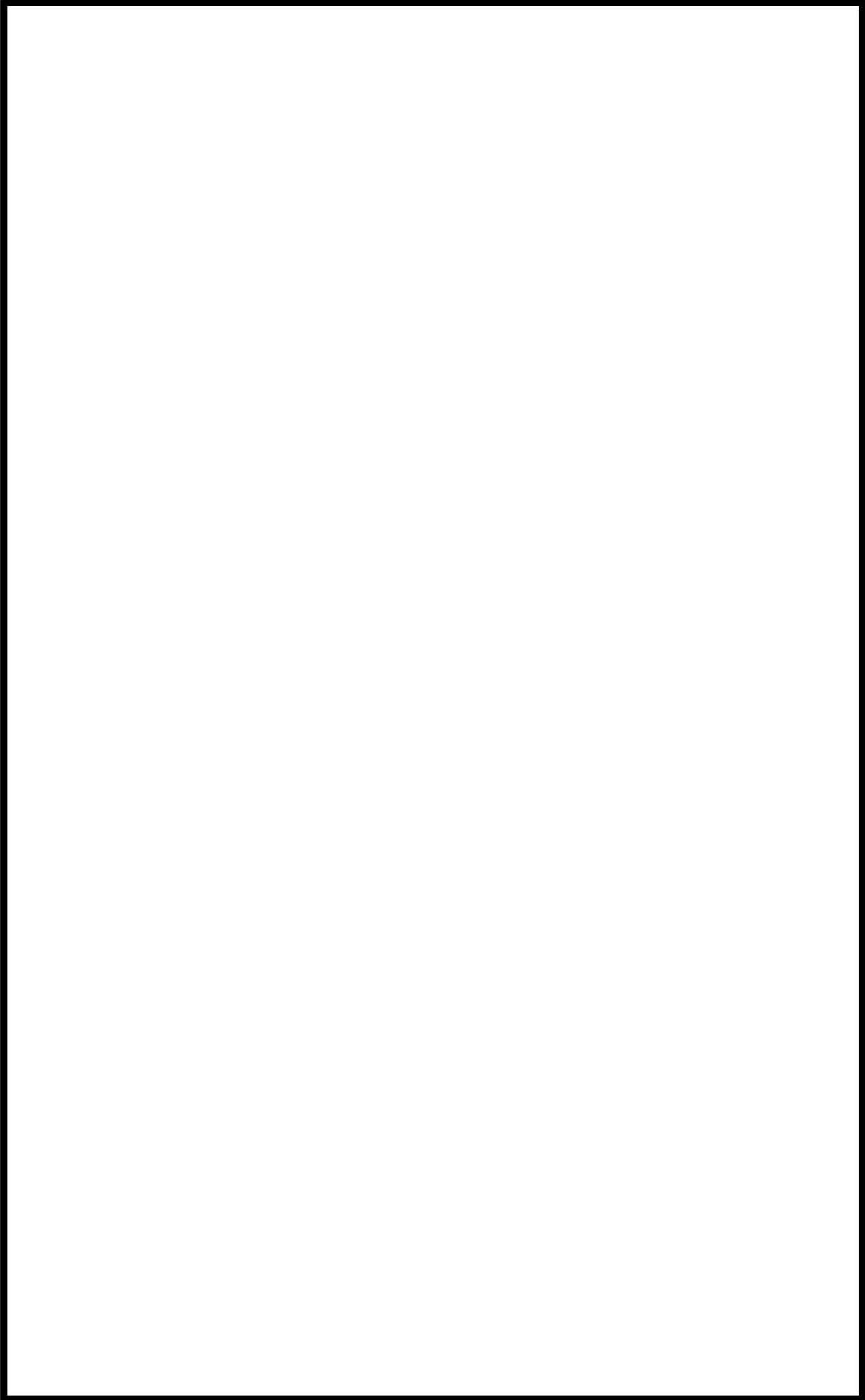
(注2) : 原子炉容器内及び原子炉格納容器内のFP割合と、炉心内蓄積FP量 (線源強度) の時間変化を考慮して線源強度 (eV) を算出する。得られた線源強度とG値 (分子/100eV) を用いて、水素発生率を評価している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

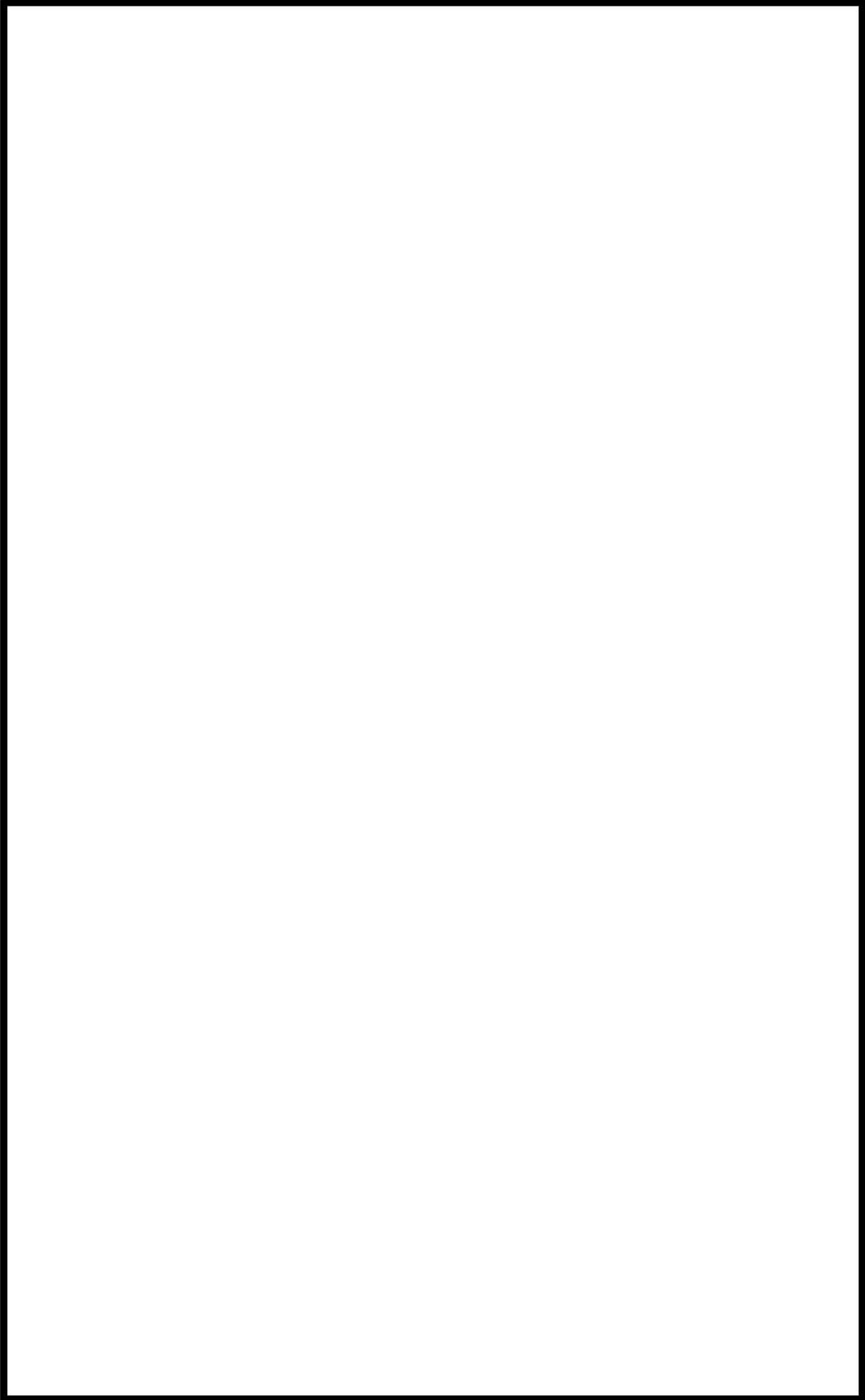
第1表 評価条件一覧 (2/2)

項 目	評価条件	選定の考え方
原子炉格納容器漏えい率 L	1.6%/day	大規模な漏えいの想定として、S A時想定0.16%/dayの10倍とした。
アニュラス排気流量 X_{out}	なし	保守的にファンによる排気をなしとする。
アニュラス体積 V_{ANN}	7,860m ³	アニュラス部全体積から機器搬入口やエアロック等の欠損体積を考慮して保守的に設定。
インリーク量 $N_{INLEAK}^N(t), N_{INLEAK}^0(t)$	なし	ファンによる排気をなしとしたことに整合させて、周辺環境からの空気のインリークを考慮しない。

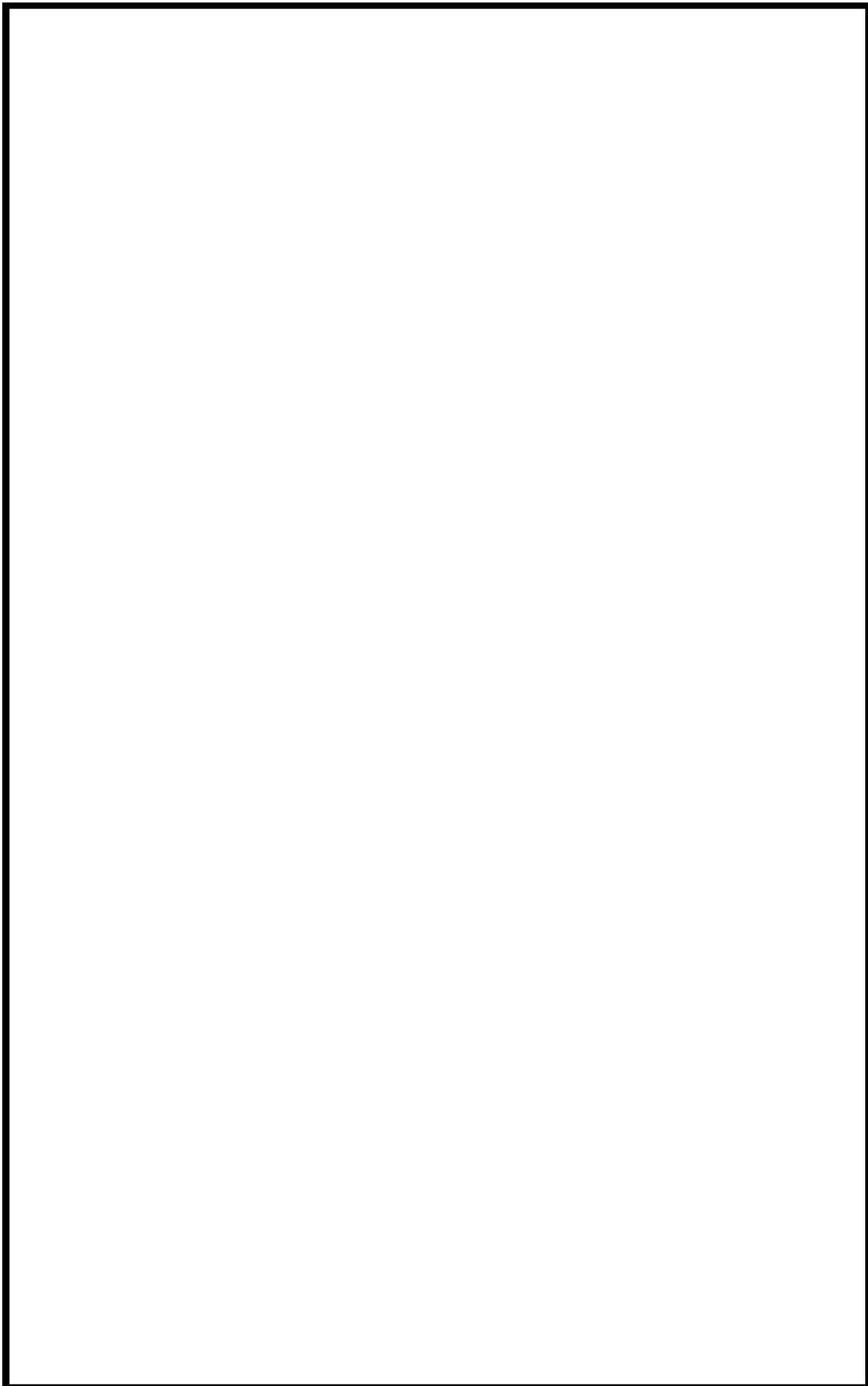
53-11 アクセスルート図




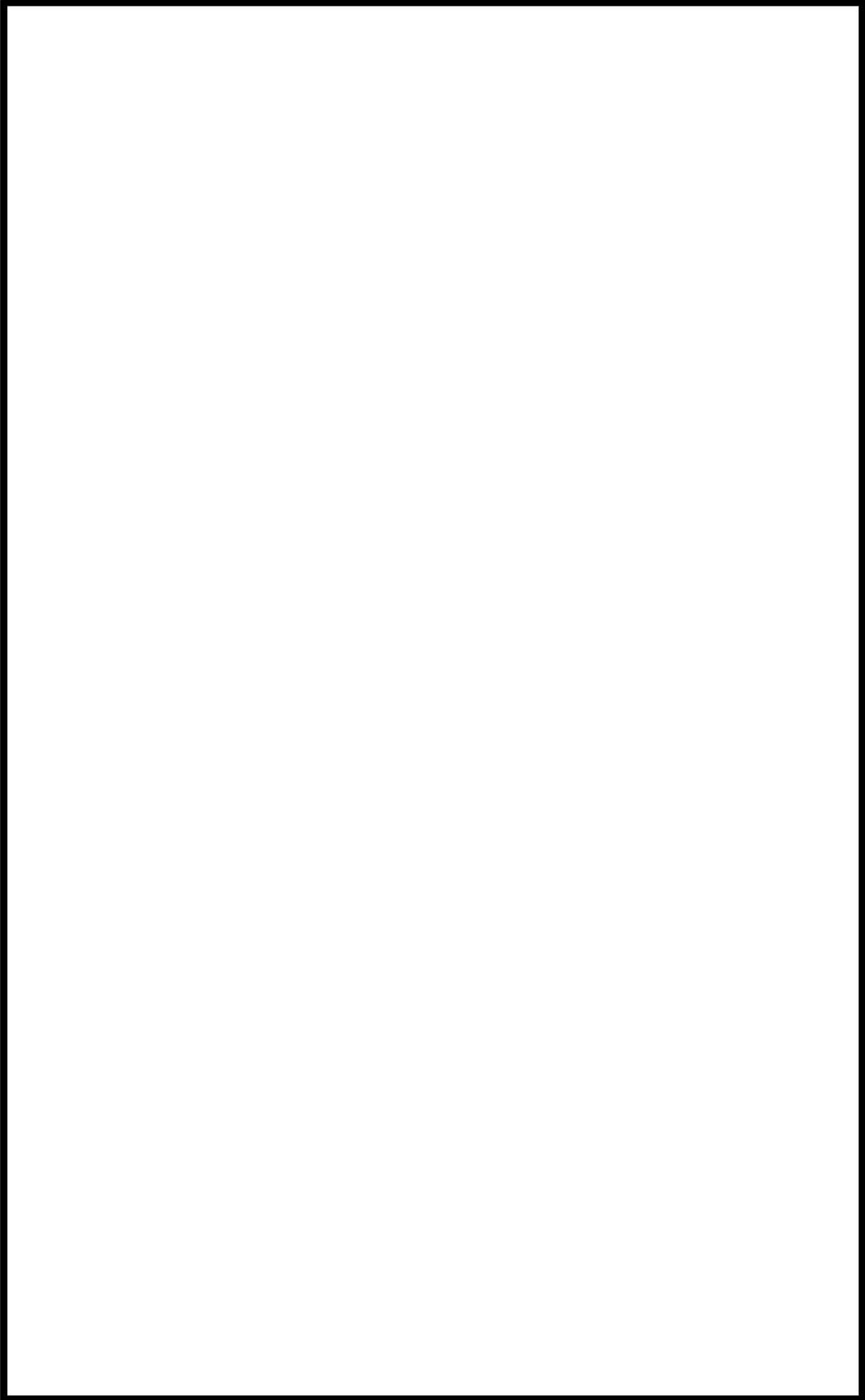
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



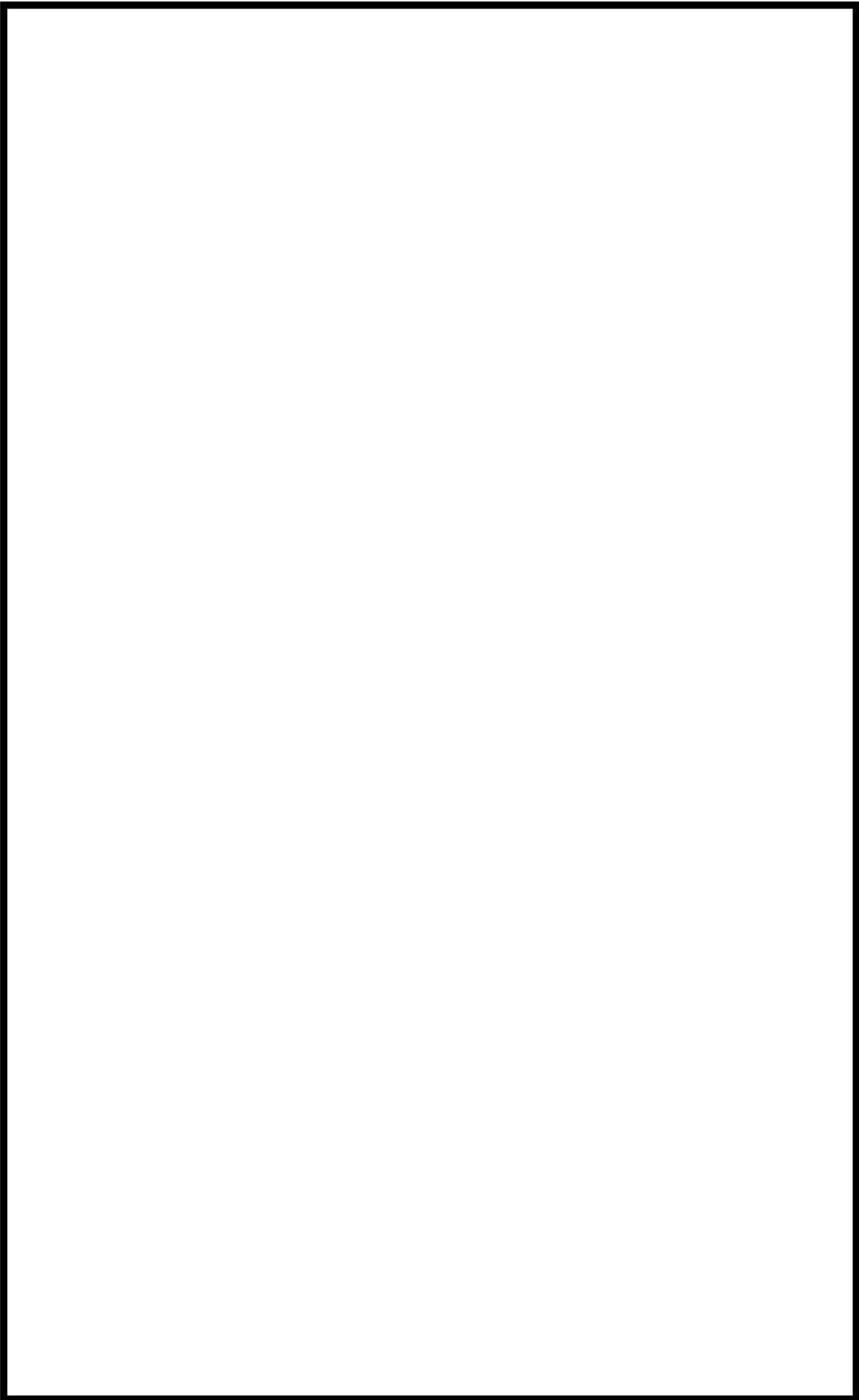
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



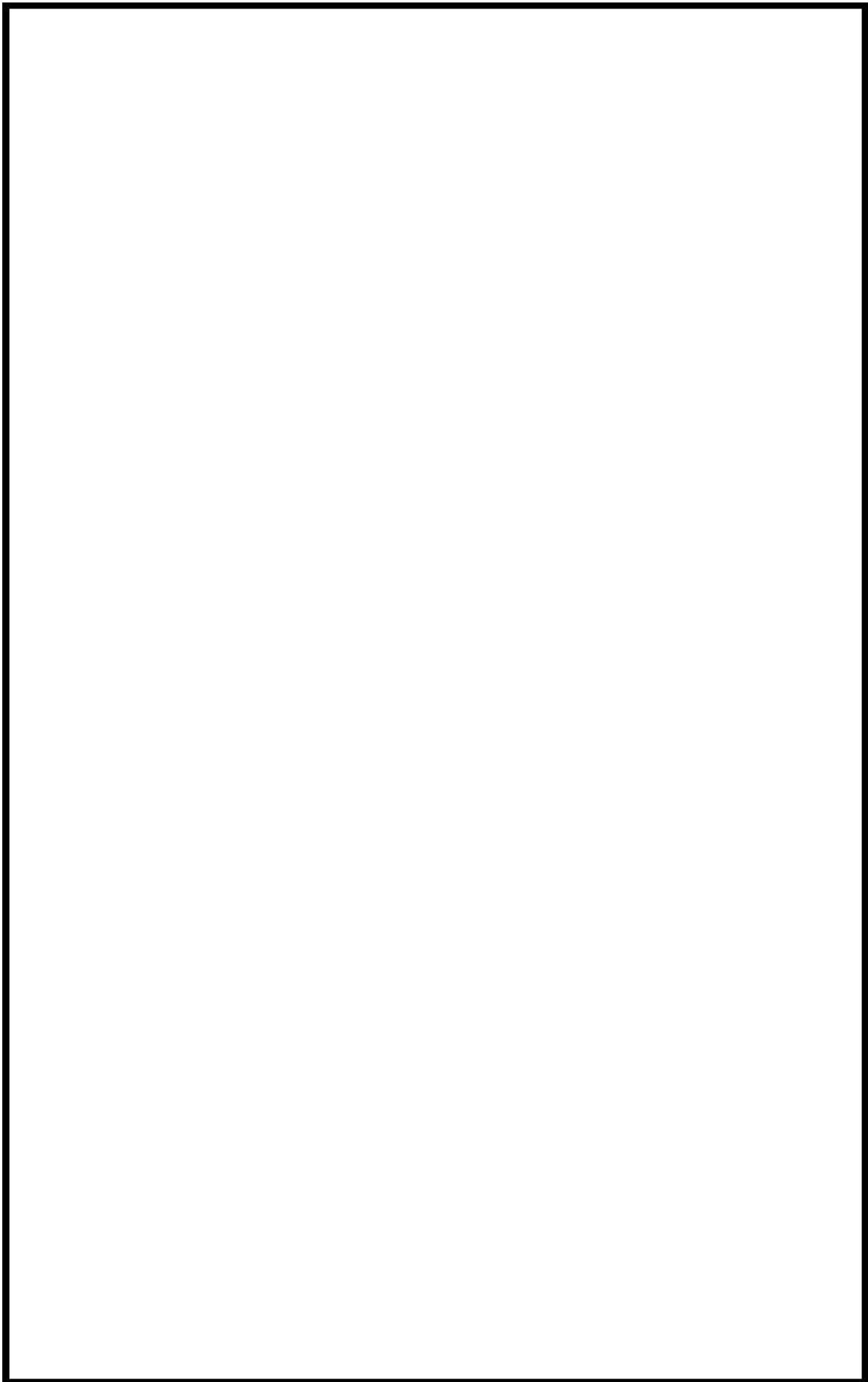
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



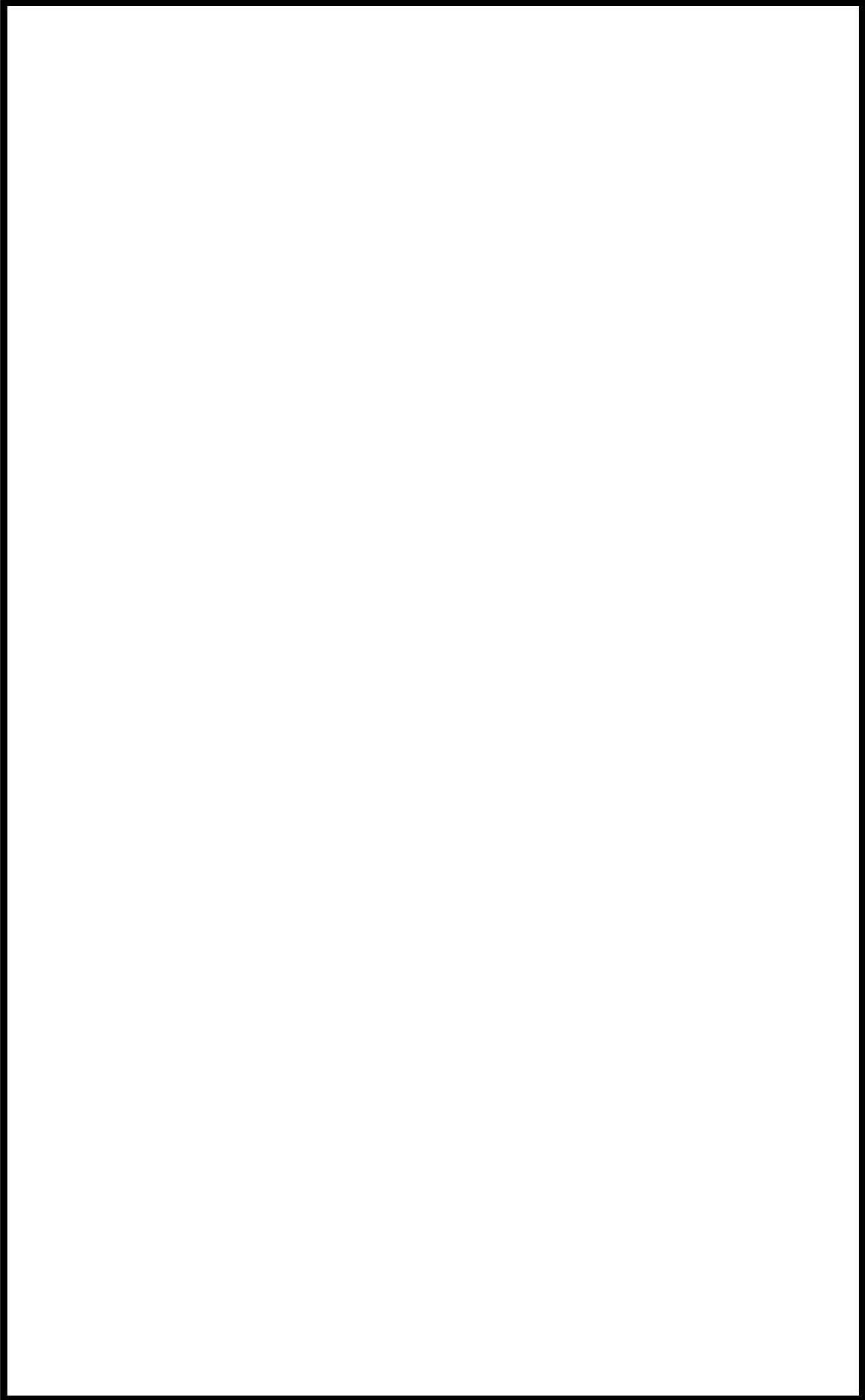
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



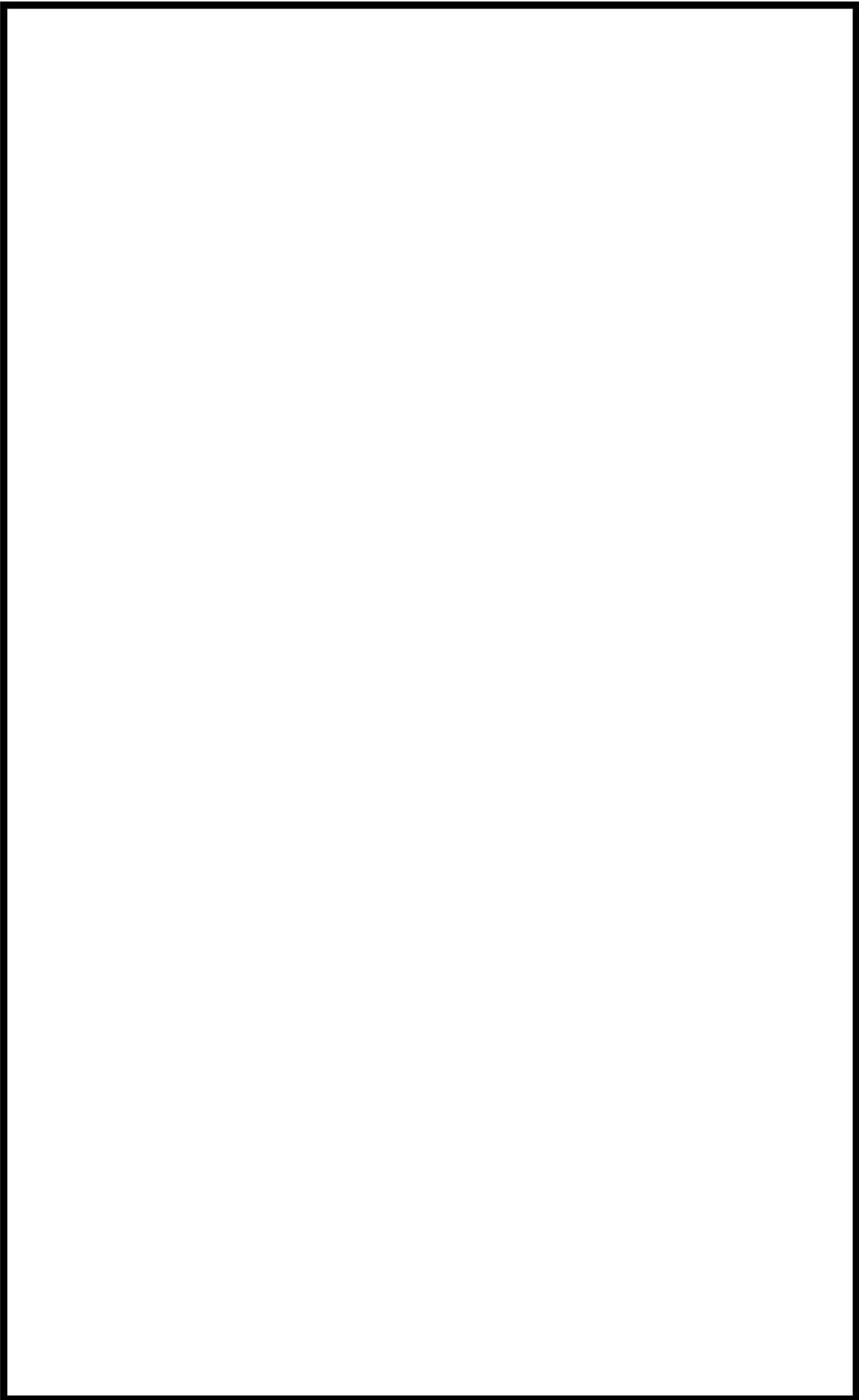
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA54H r.7.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

54条

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

54 条

54-1 SA 設備基準適合性一覧表

54-2 配置図

54-3 試験・検査説明資料

54-4 系統図

54-5 容量設定根拠

54-6 単線結線図

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 使用済燃料ピット監視設備

54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価

54-12 使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について

54-13 欠番

54-14 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

54-15 可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造について

54-16 その他設備

5 4 - 1 S A設備 基準適合性一覽表

泊発電所3号炉 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		使用済燃料ピット水位 (AM用)	類型化区分	関連資料		
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	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備(模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能)(校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】DB施設としての機能を有さない(切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】他設備から独立(他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【SFPの監視】SA設備単独で系統の目的に応じ使用(重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	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	【SFPの監視】防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象(サポート系あり)異なる駆動源(DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		使用済燃料ピット温度 (AM用)	類型化区分	関連資料		
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	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備(模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能)(校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】DB施設としての機能を有さない(切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】他設備から独立(他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【SFPの監視】SA設備単独で系統の目的に応じ使用(重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	【SFPの監視】防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-	
		サポート系要因	対象(サポート系あり)異なる駆動源(DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		使用済燃料ピット監視カメラ	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置：空冷装置は、人力により運搬、移動できる設計) (操作スイッチ操作：空冷装置は、現場で操作できる) (接続作業：空冷装置は、確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]54-2 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 (模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能) (校正が可能) (空冷装置は、機能・性能の確認が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない(切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】 他設備から独立 (他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(空冷装置は、固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外 (操作不要) 現場操作 (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置と使用済燃料ピット監視カメラの接続及び空冷装置の操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図		
第2項	第3号	常設SAの容量	【SFPの監視】 SA設備単独で系統の目的に応じ使用 (重大事故等時に赤外線機能によりSFPの水温の傾向等状態を監視できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-	
		サポート系要因	対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		可搬型大型送水ポンプ車	類型化区分	関連資料		
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	C	[補足説明資料]54-8 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)		-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり) (取水する際の異物の流入防止を考慮)		II	[補足説明資料]54-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)		-	
		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)		-	[補足説明資料]54-7 接続図
	第2号	操作性	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 現場操作 (運転設置：車両として移動可能、車輪止めを搭載) (操作スイッチ操作：付属の操作器等により現場での操作が可能) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]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 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能) (車両としての運転状態及び外観の確認が可能)	A	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPへの注水、スプレィ】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-8 保管場所図
その他(飛散物)			高速回転機器 (今回配備)	B		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-7 接続図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 原子炉建屋の外から水又は電力を供給 (【SFPへの注水】SFPの蒸発量を上回る補給量を有する容量) (【SFPへスプレィ】 SFP全面にスプレィすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量) (保有数は2セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	A	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	対象外(可搬型設備への接続)	/	-	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-7 接続図	
	第5号	保管場所	【SFPへの注水】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋外 (2次系純水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、SFPポンプ、SFP冷却器、2次系補給水ポンプと位置的分散)	B b	[補足説明資料]54-8 保管場所図	
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]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	【SFPへの注水】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋外 (燃料取替用水ポンプ又は2次系純水ポンプと異なる水源を持つ) (2次系純水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、SFPポンプ、SFP冷却器、2次系補給水ポンプと位置的分散) 【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	A b	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]54-8 保管場所図
サポート系要因			対象(サポート系あり) 異なる駆動源 【SFPへの注水】 (SFPポンプ及びSFP冷却器を使用したSFP冷却機能、燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプを使用したSFP注水機能に対して多様性を持った駆動源)	D	[補足説明資料]54-4 系統図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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		可搬型スプレィノズル	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用 (燃料取扱棟) 屋外	B b C	[補足説明資料]54-8 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり)	II	[補足説明資料]54-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		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)	-	[補足説明資料]54-7 接続図
	第2号	操作性	【SFPへのスプレィ】 現場操作 (運搬設置：人力により運搬、所定の場所に配置及び固定) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]54-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (SFP全面に噴霧できることの確認が可能)	N	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPへのスプレィ】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPへのスプレィ】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-8 保管場所図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-7 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPへのスプレィ】 その他 (SFP全面にスプレィすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができる容量) (保有数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-7 接続図
	第5号	保管場所	【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外(車内)	B a	[補足説明資料]54-8 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート 屋外アクセスルート	A B	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 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のための設備		使用済燃料ピット水位 (可搬型)	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用 (原子炉建屋又は燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通さない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		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)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置: 人力により運搬, 移動できる設計) (接続作業: 変換器及びワイヤの接続は, 確実に接続できる, 取付金具を用いて確実に取付) (接続作業: ケーブル接続は, コネクタ接続とし, 接続規格を統一することで, 確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]54-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPの監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震, 溢水, 火災, 外部からの衝撃の影響を及ぼさない (固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPの監視】 その他 (重大事故等により変動する可能性のあるSFP上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計) (保有数は1セット2個, 故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計3個)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	[補足説明資料]54-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-2 配置図
	第5号	保管場所	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし/屋内 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]54-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象 (サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	D	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

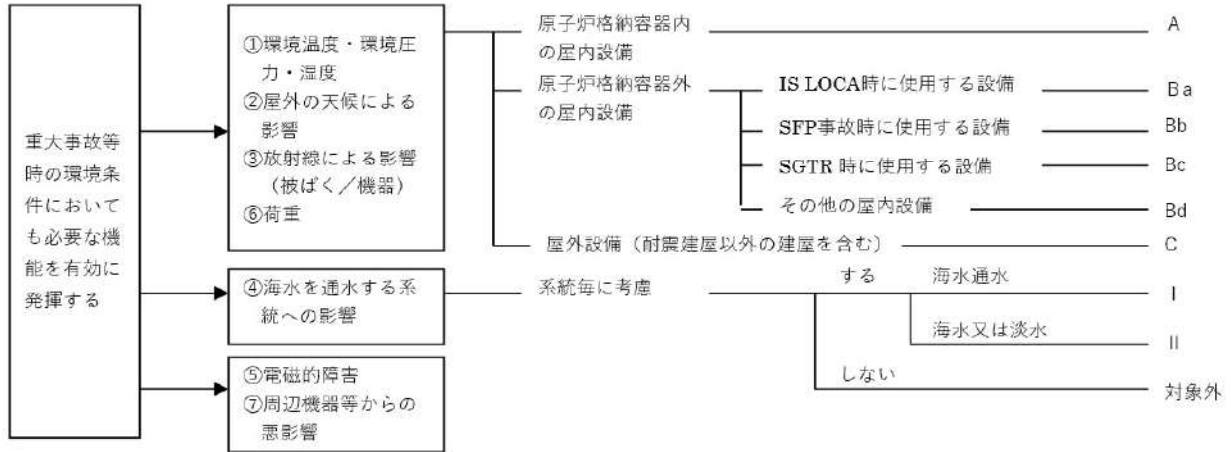
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

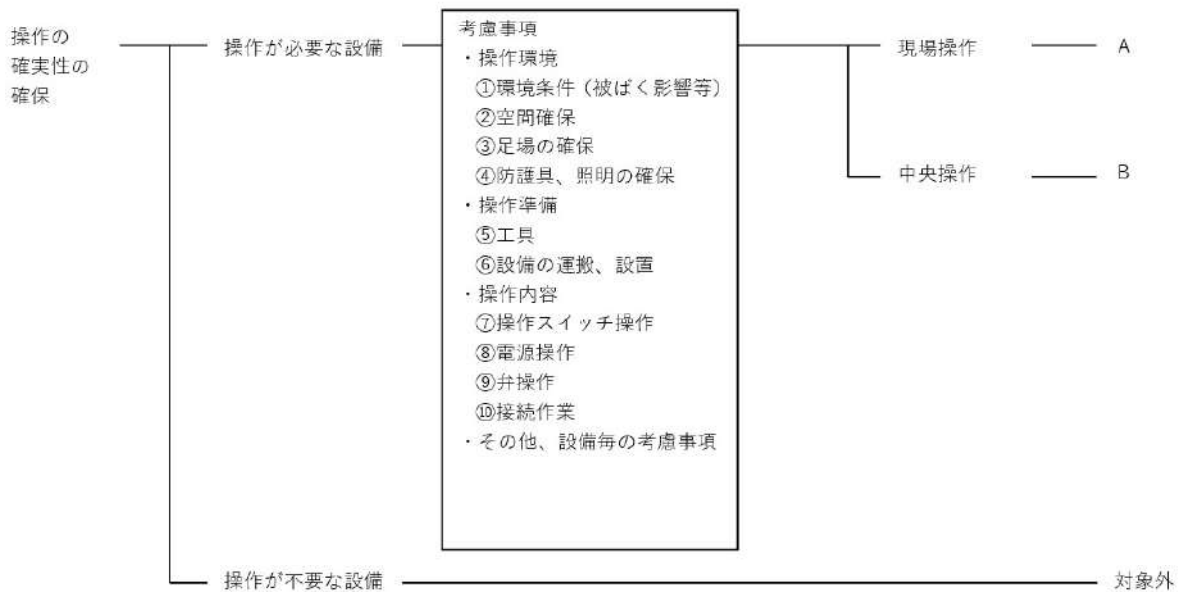
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備		使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/N以外の屋内-SFP事故時に使用 (原子炉建屋又は原子炉補助建屋) 屋外	B b C	[補足説明資料]54-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置:人力により運搬,移動できる設計,固縛等により確実に固定できる) (操作スイッチ操作:付属の操作スイッチにより現場で操作可能) (接続作業:ケーブル接続は,コネクタ接続とし,接続規格を統一することで,確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性,系統構成・外部入力)	計測制御設備 (特性の確認が可能ないように線源校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPの監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震,溢水,火災,外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPの監視】 その他 (重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計) (保有数は1セット1個,故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	[補足説明資料]54-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-2 配置図
	第5号	保管場所	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし/屋内 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]54-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート 屋外アクセスルート	A B	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	D	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

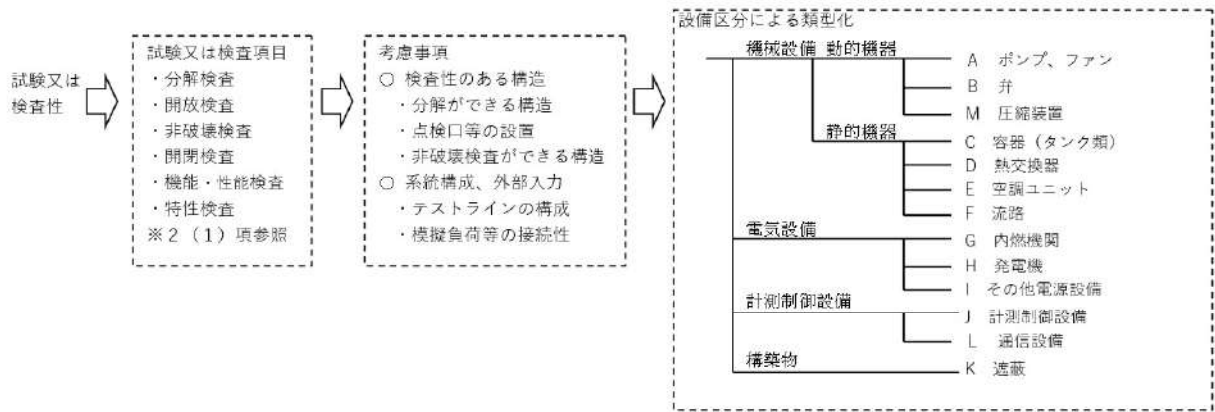
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



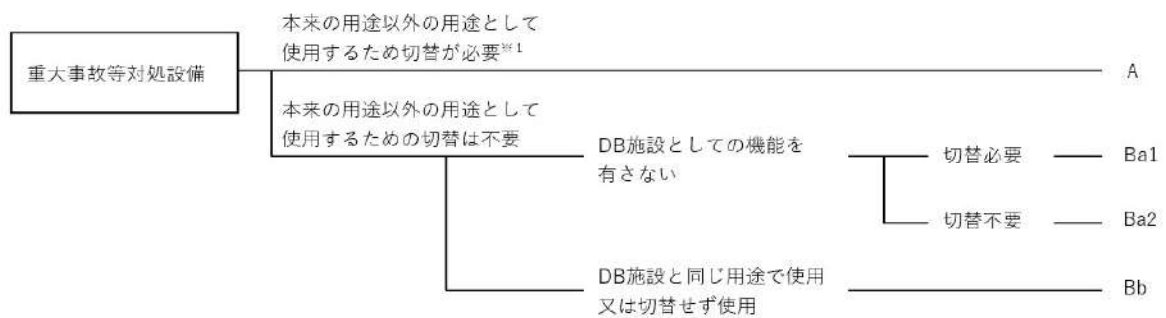
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



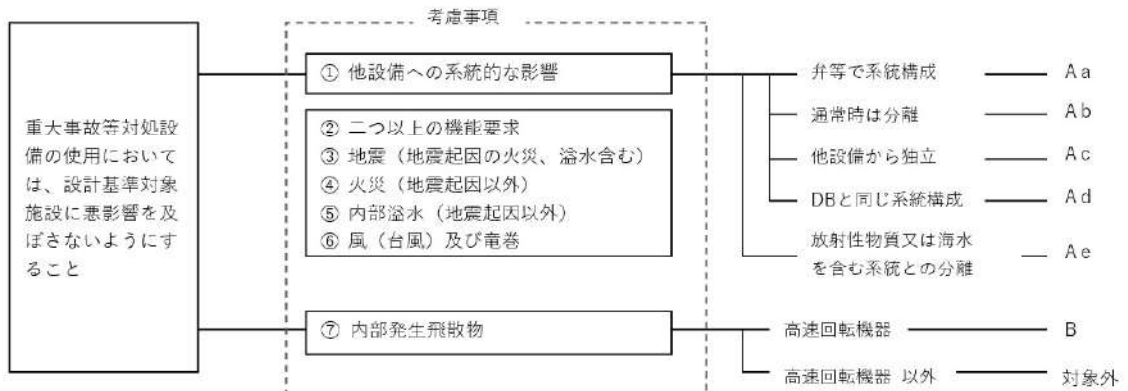
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



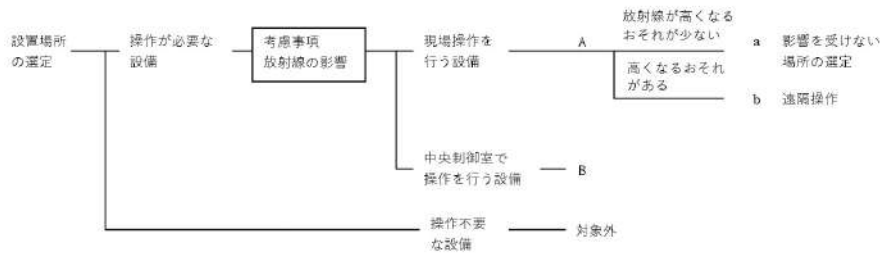
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



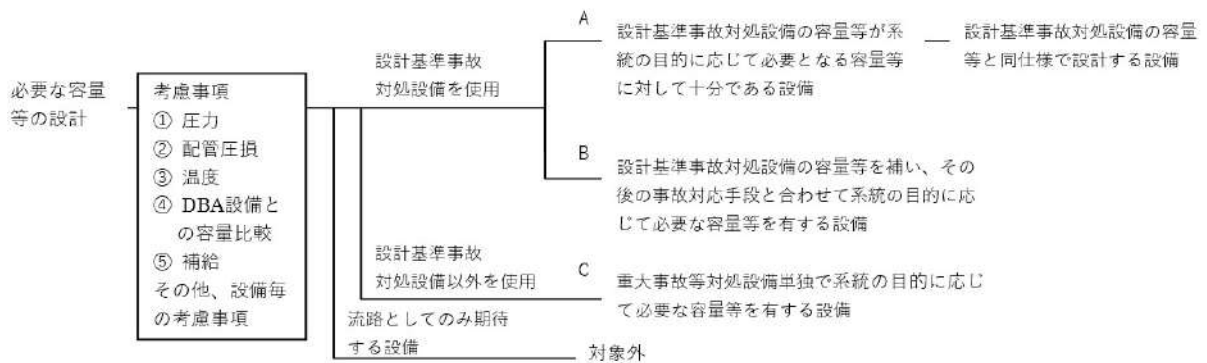
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
常設重大事故等対処設備の容量等について



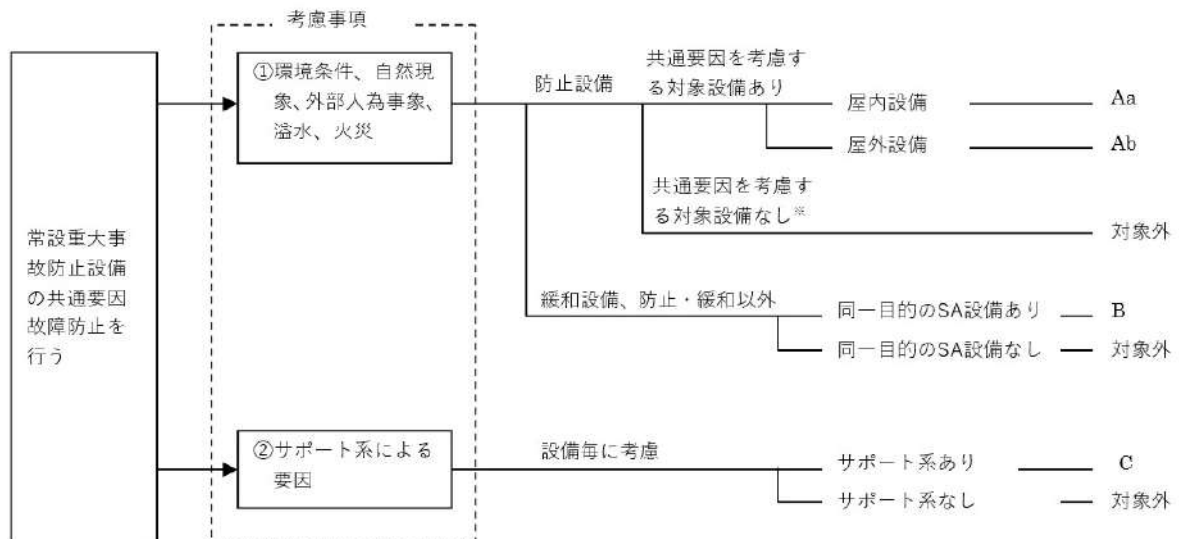
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



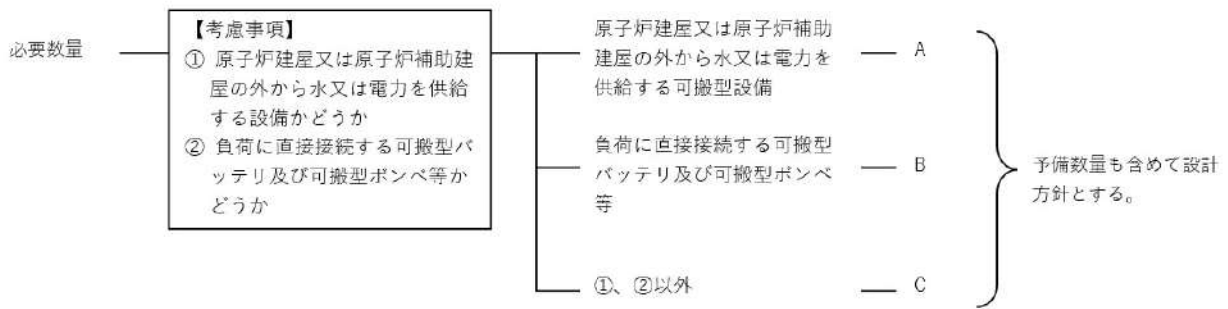
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2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。	-	

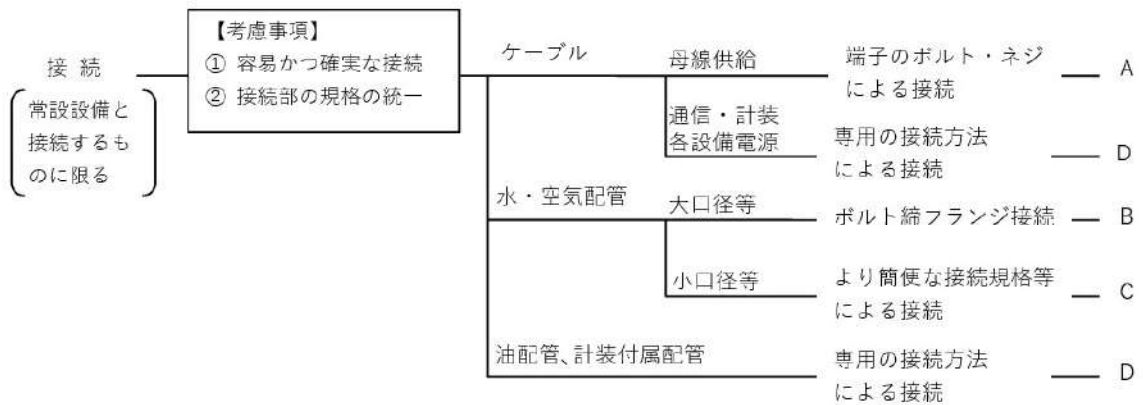
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



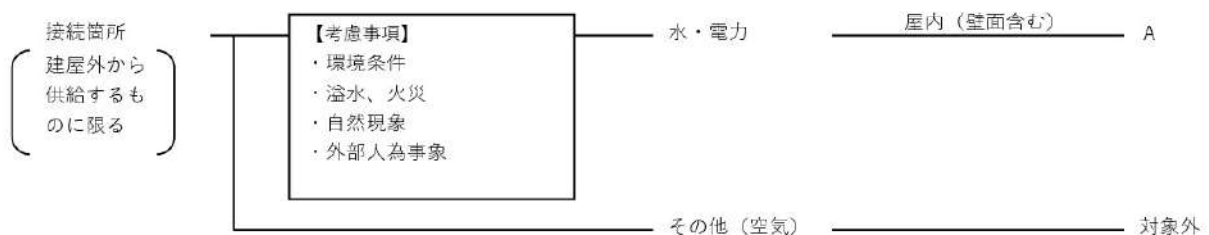
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



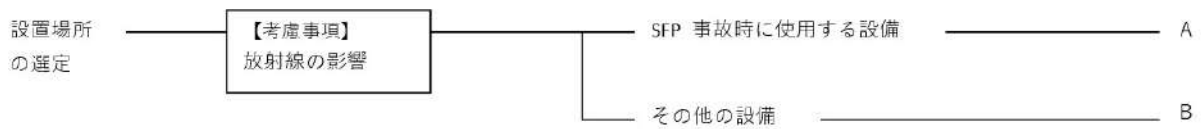
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



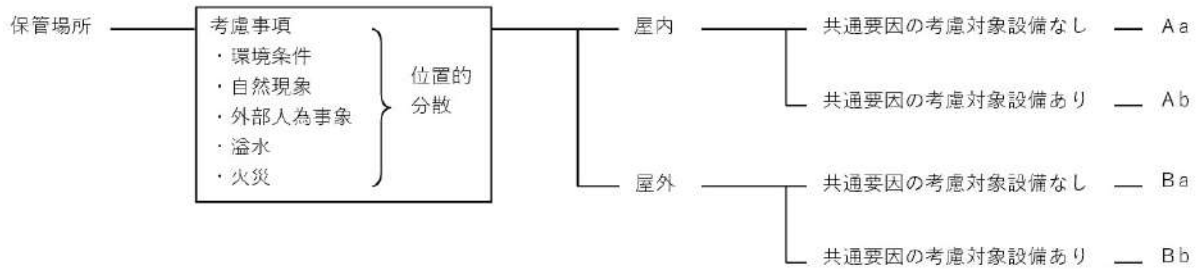
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



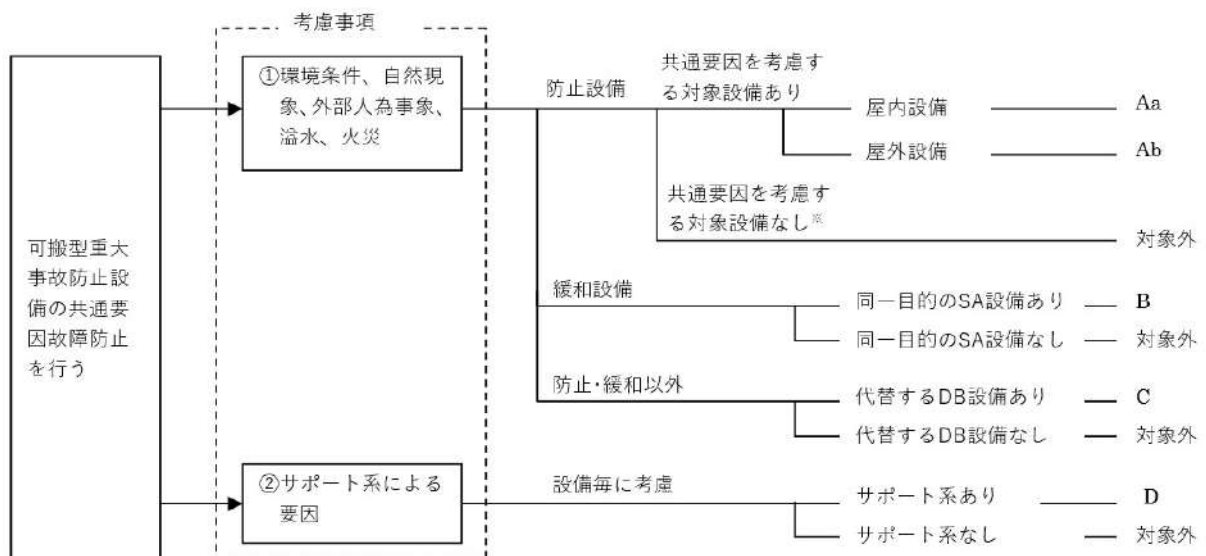
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 4 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

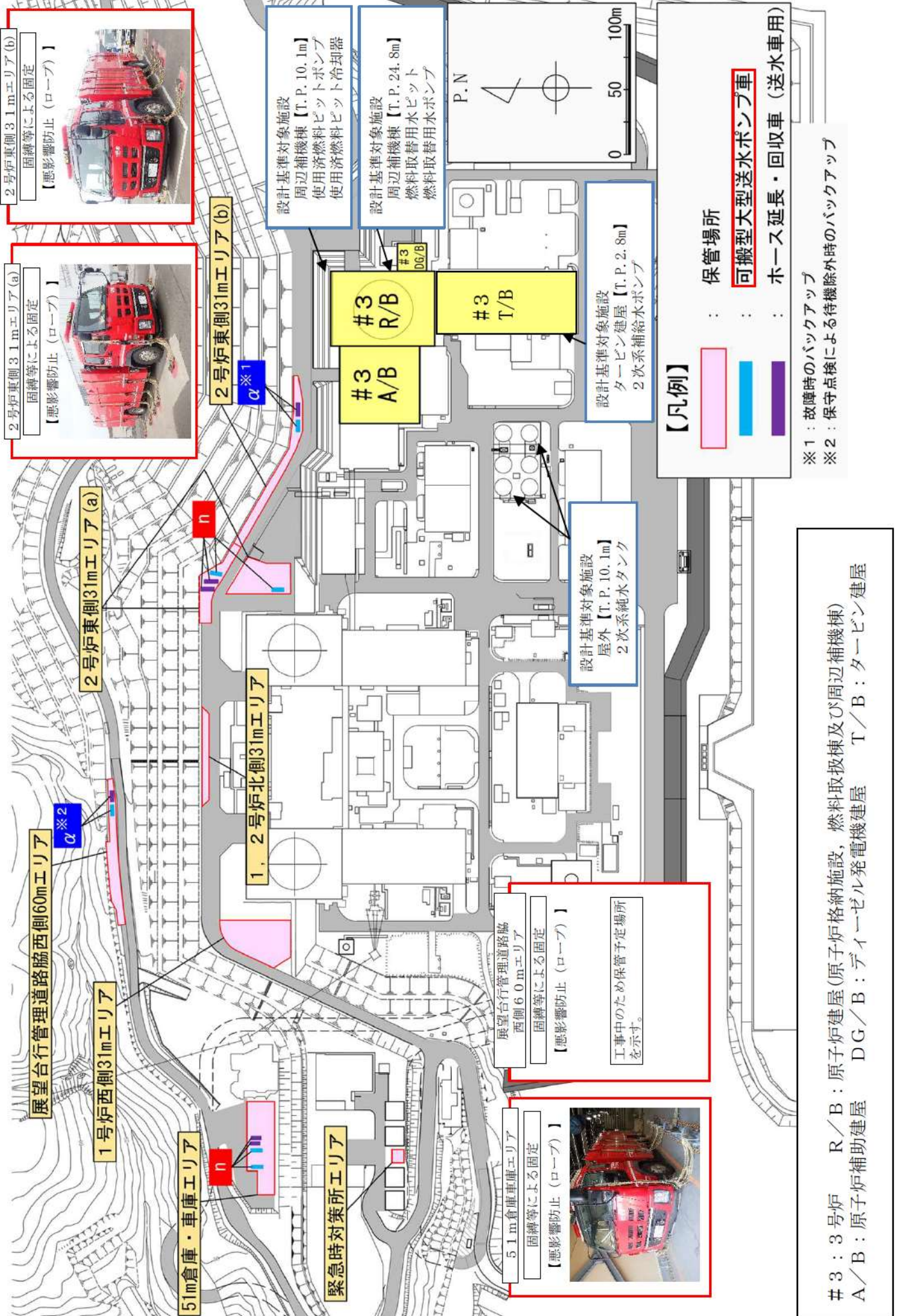


図54-2-1 屋外配置図（使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピットへのスプレー）

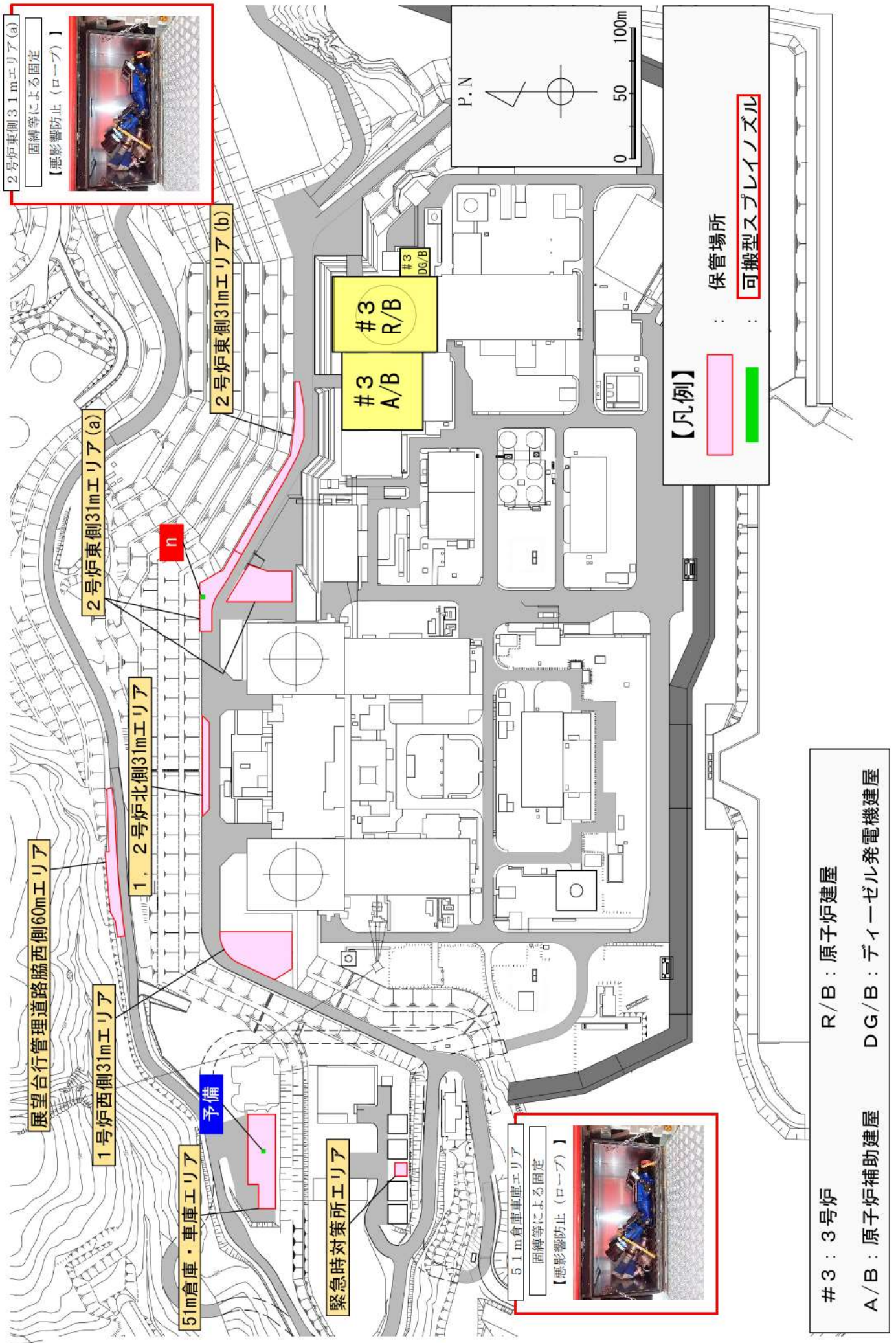


図54-2-2 屋外配置図（使用済燃料ピットへのスプレイ）

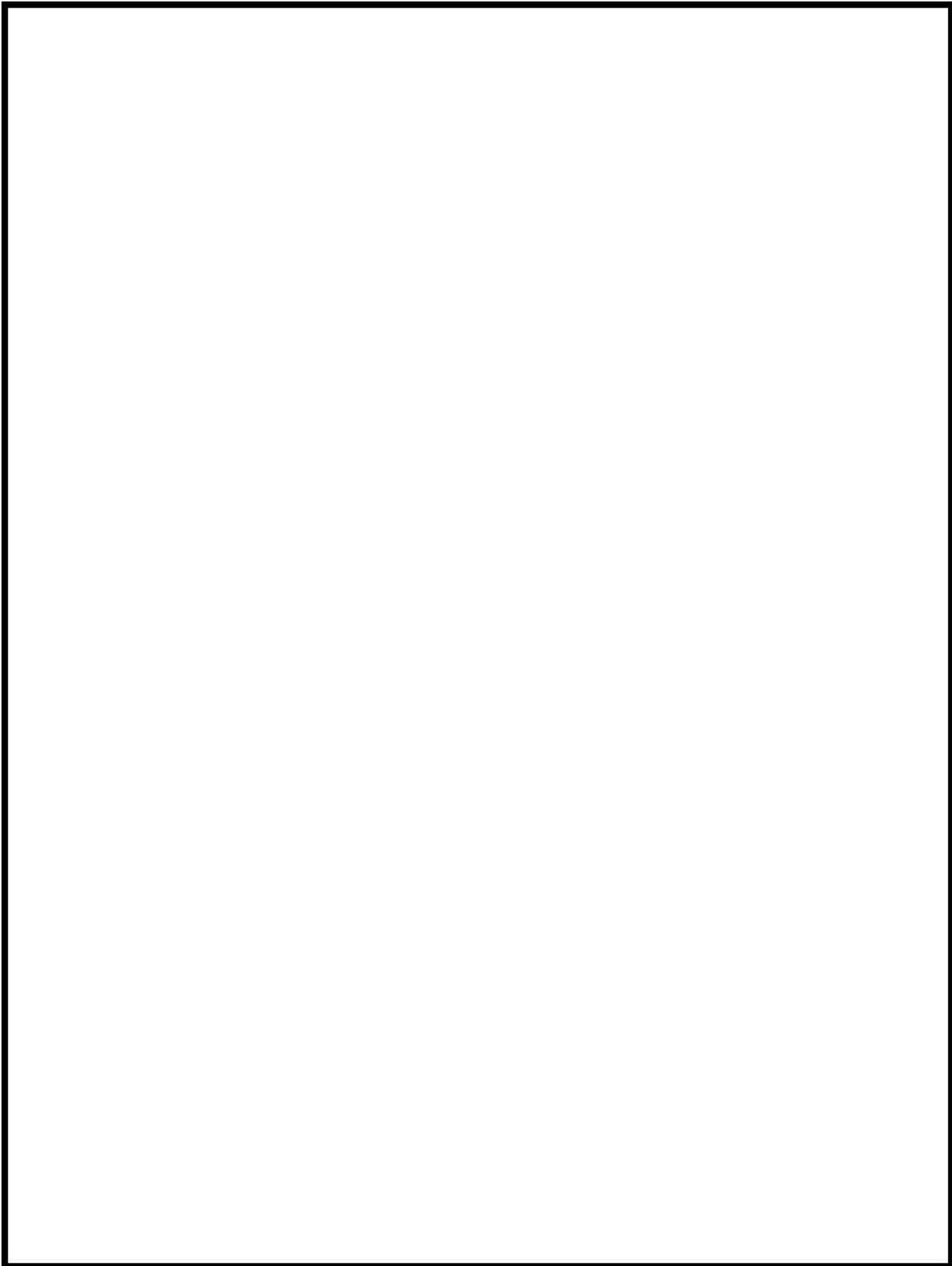



図54-2-3 屋内配置図（使用済燃料ピットへの注水）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

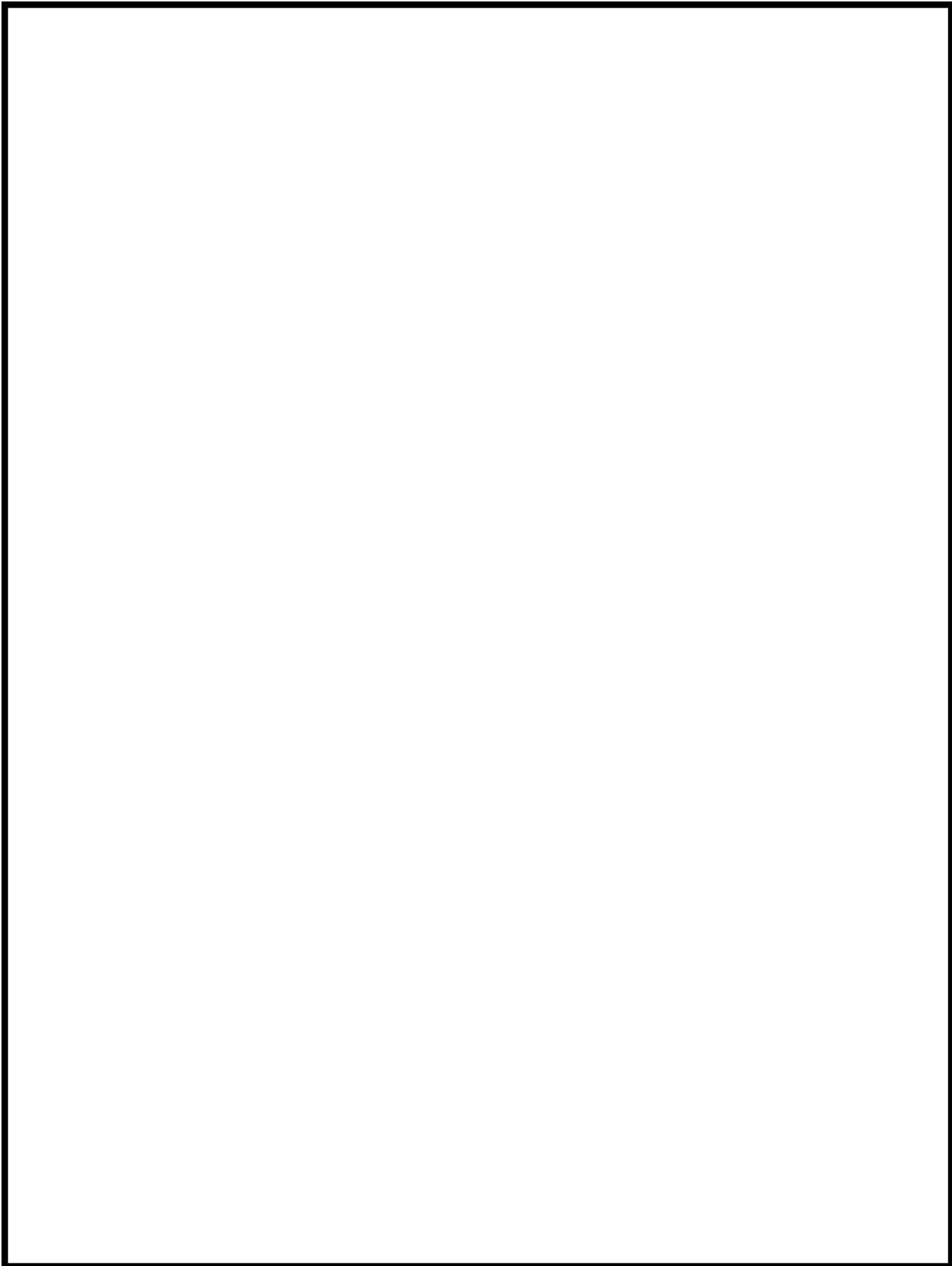



図54-2-4 屋内配置図（使用済燃料ピットへのスプレイ）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

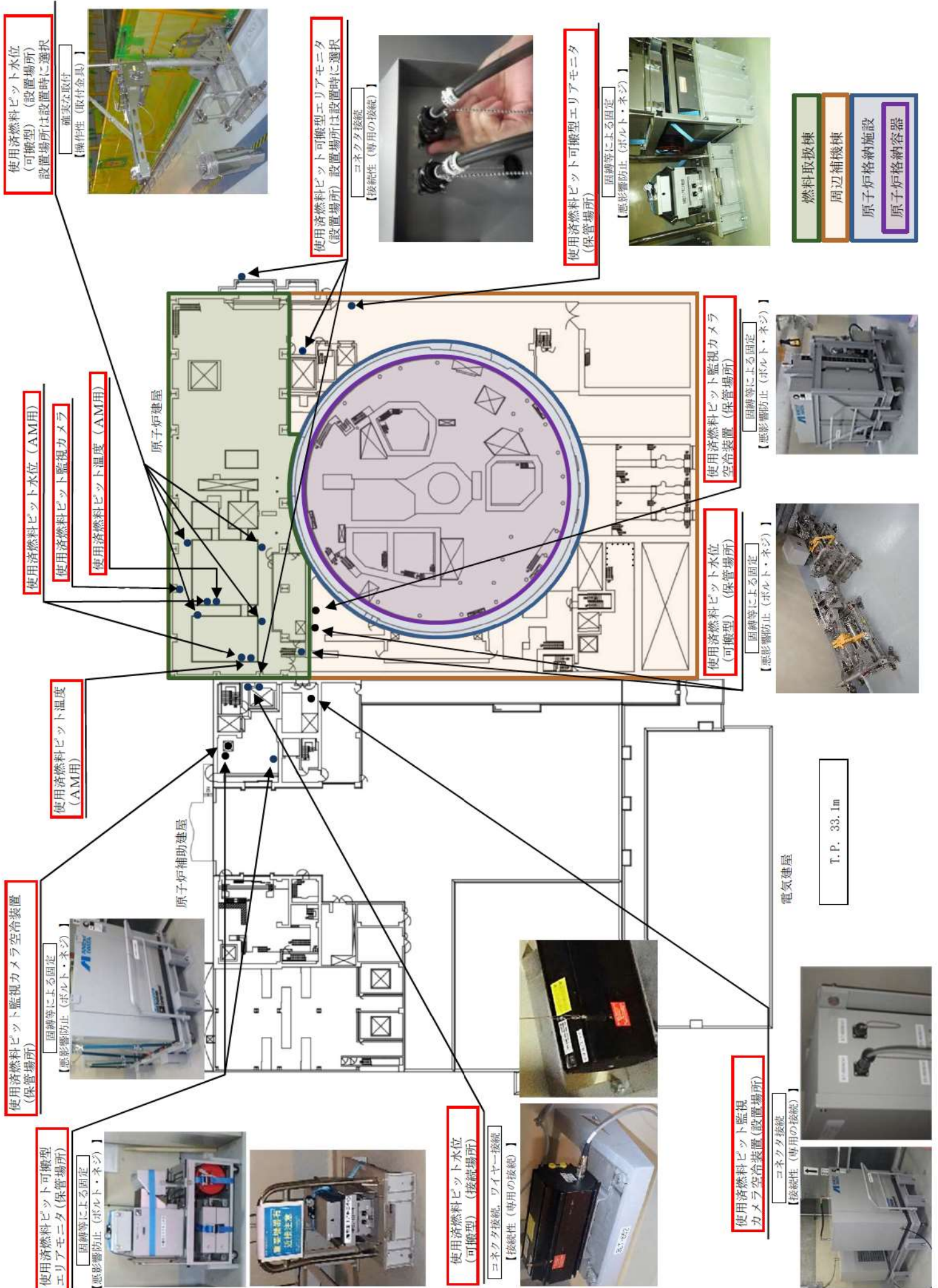


図54-2-5 屋内配置図 (使用済燃料ピットの状態監視)

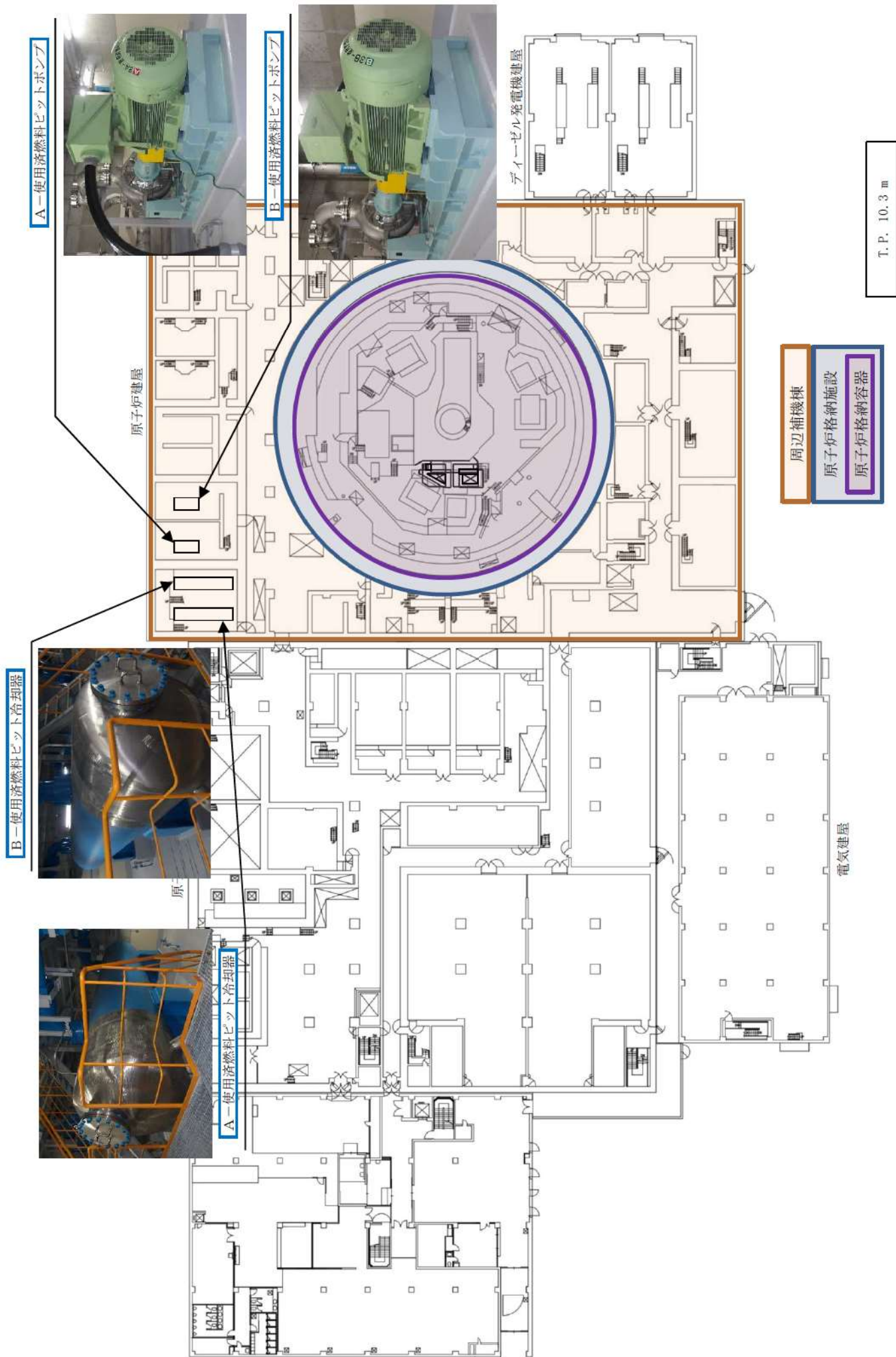
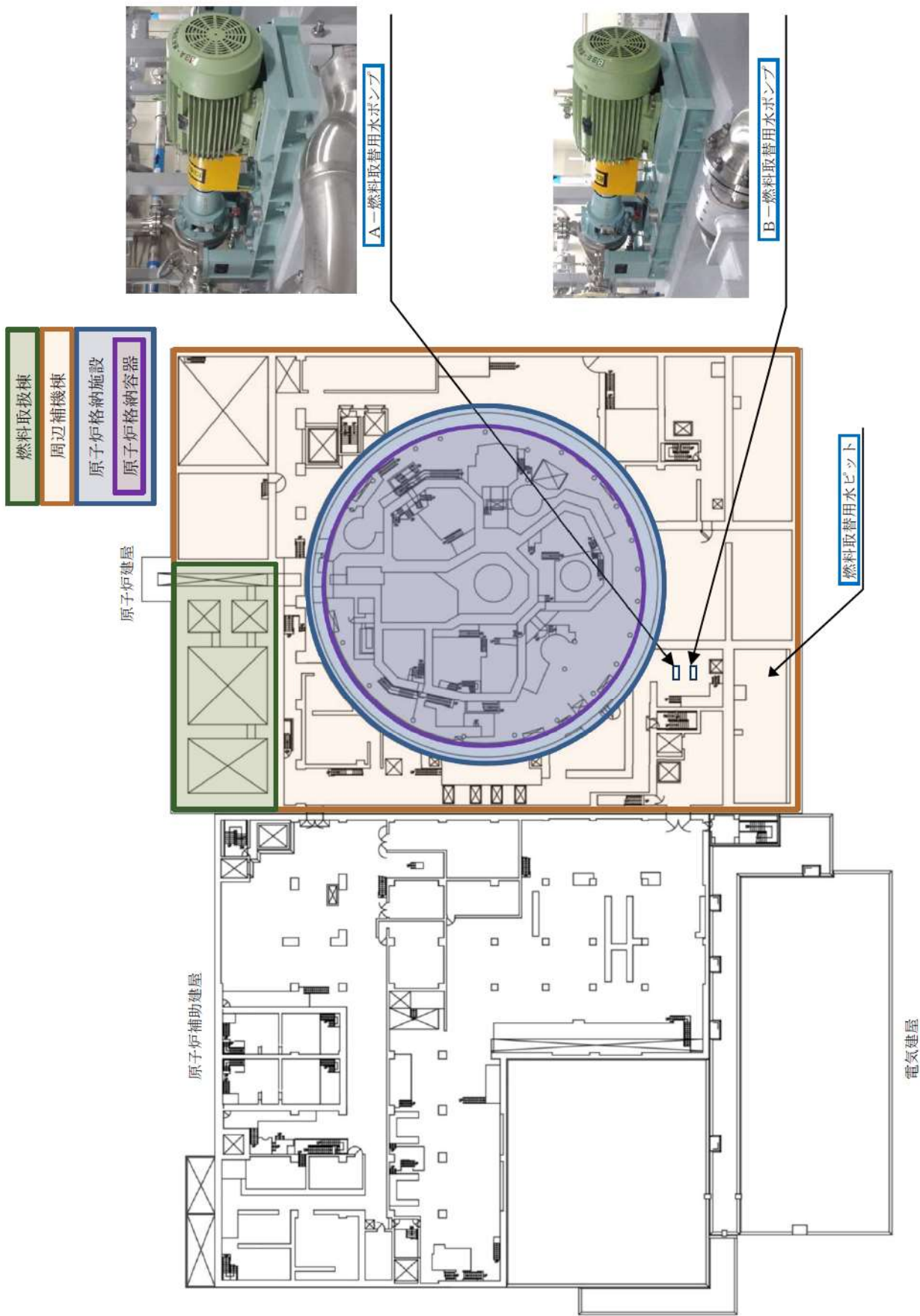


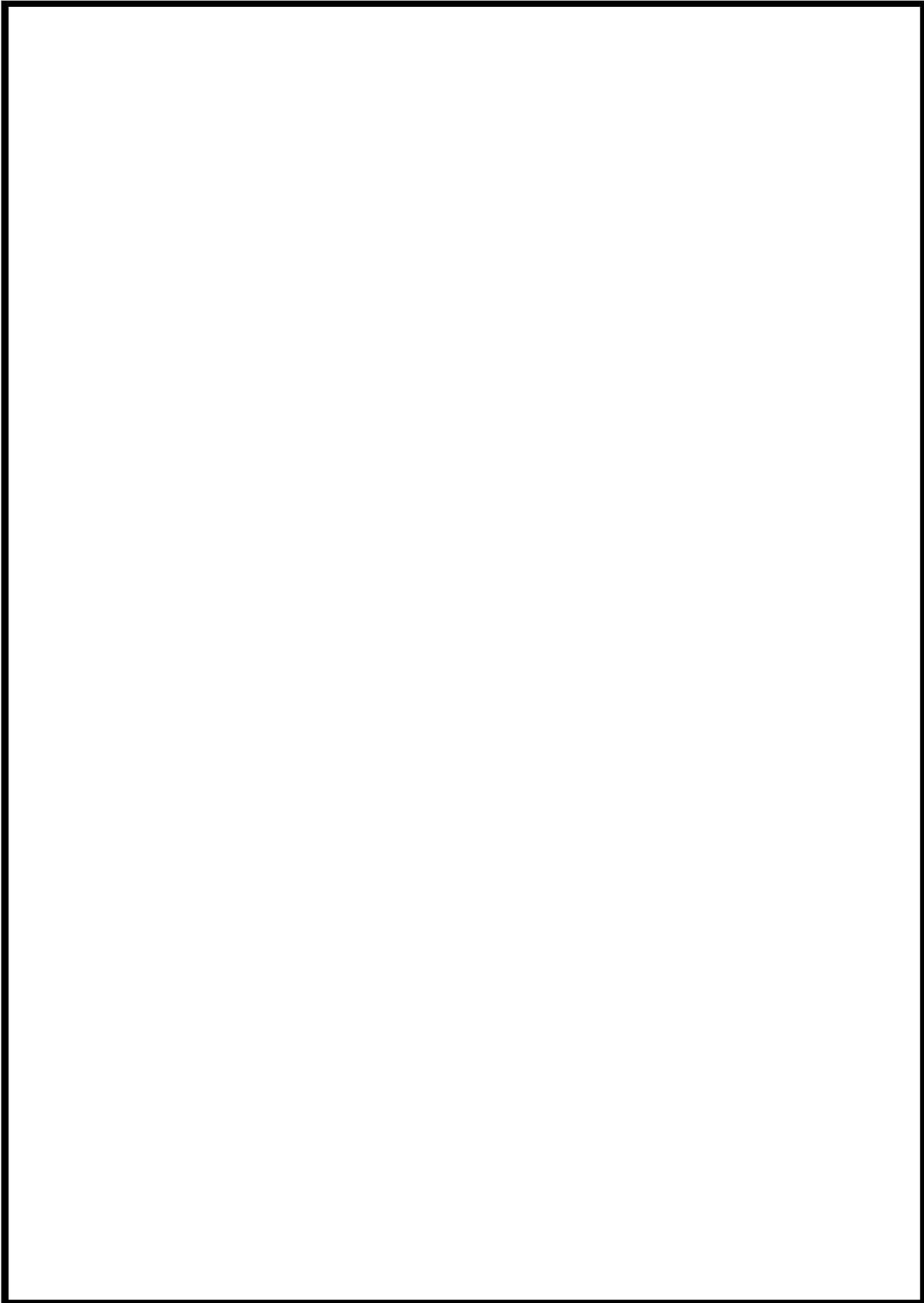
図54-2-6 屋内配置図 (設計基準対象施設)



T. P. 24. 8m

図54-2-7 屋内配置図 (設計基準対象施設)

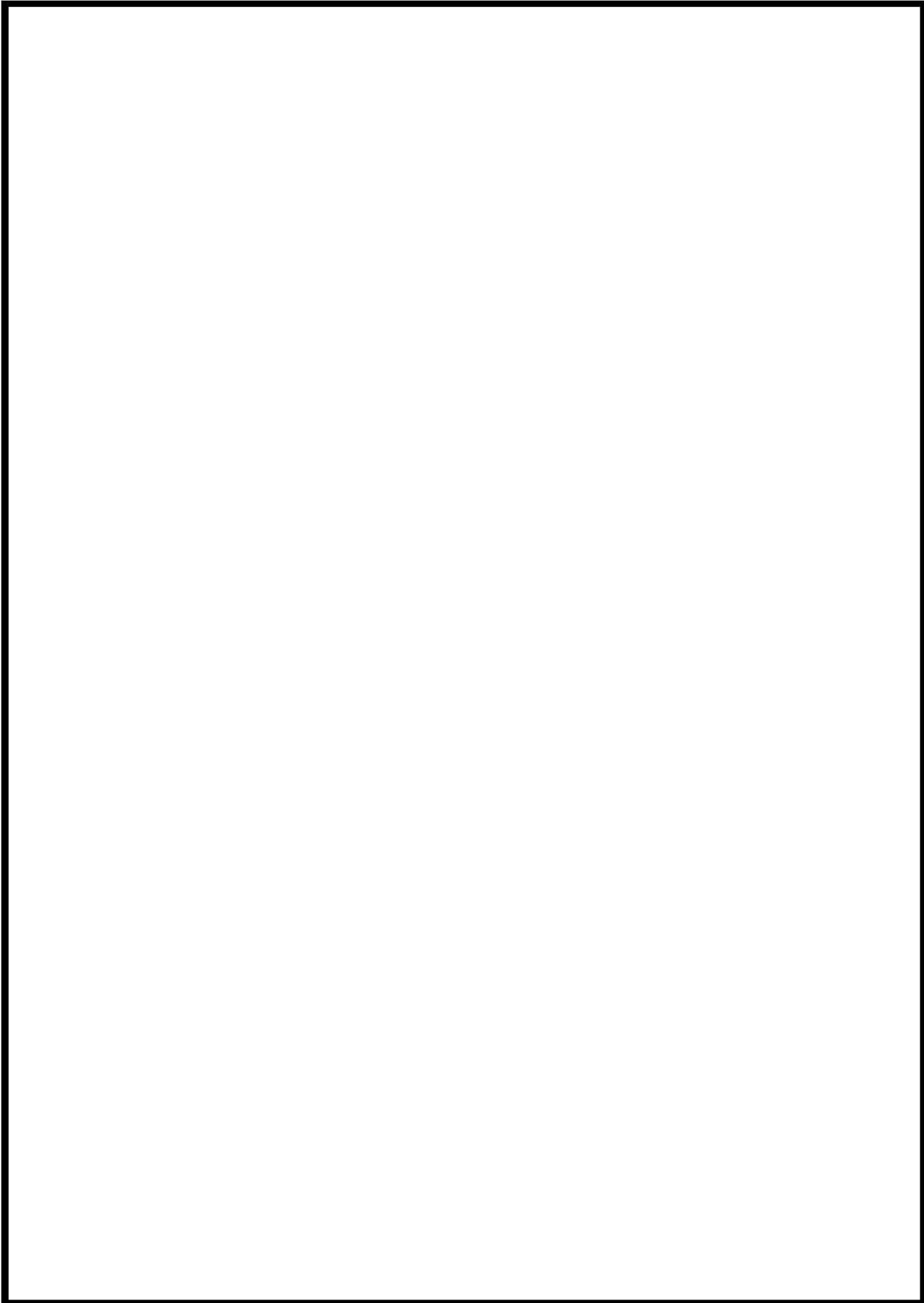
5 4 - 3 試験・検査説明資料



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



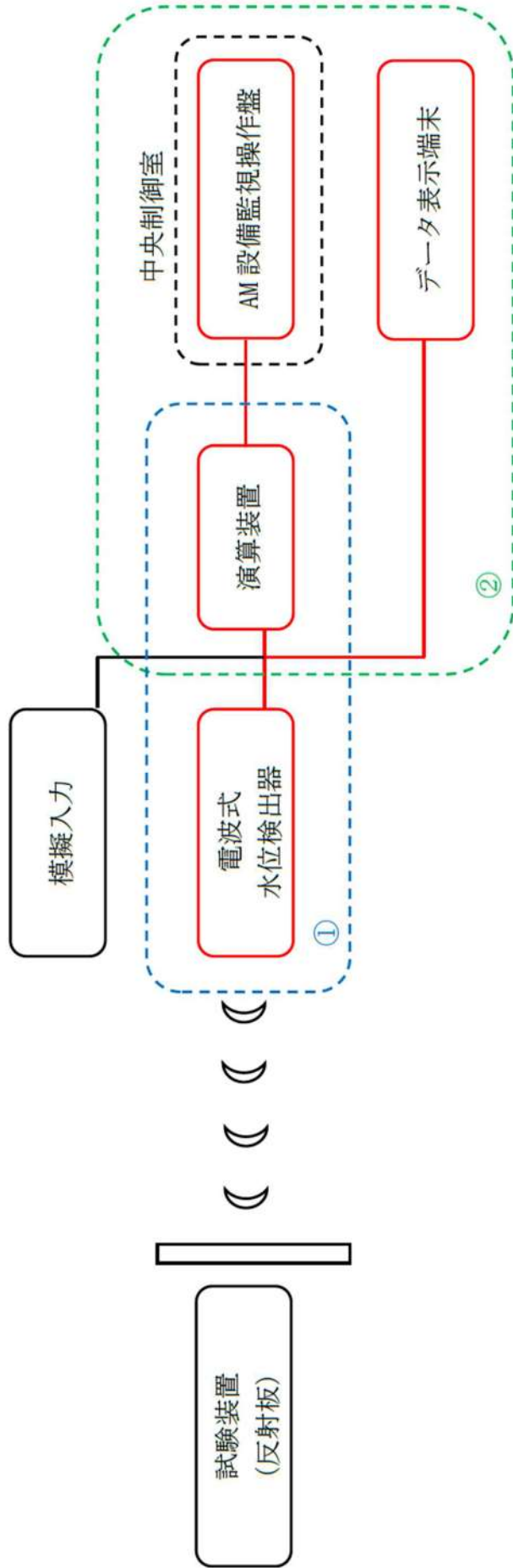
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

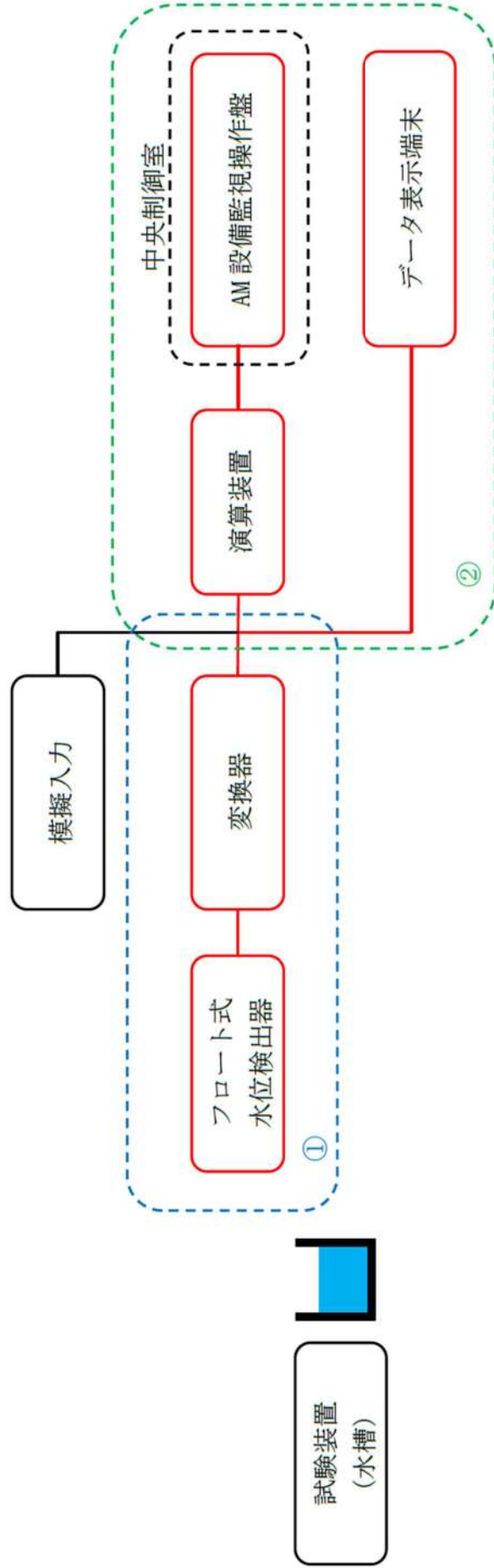


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



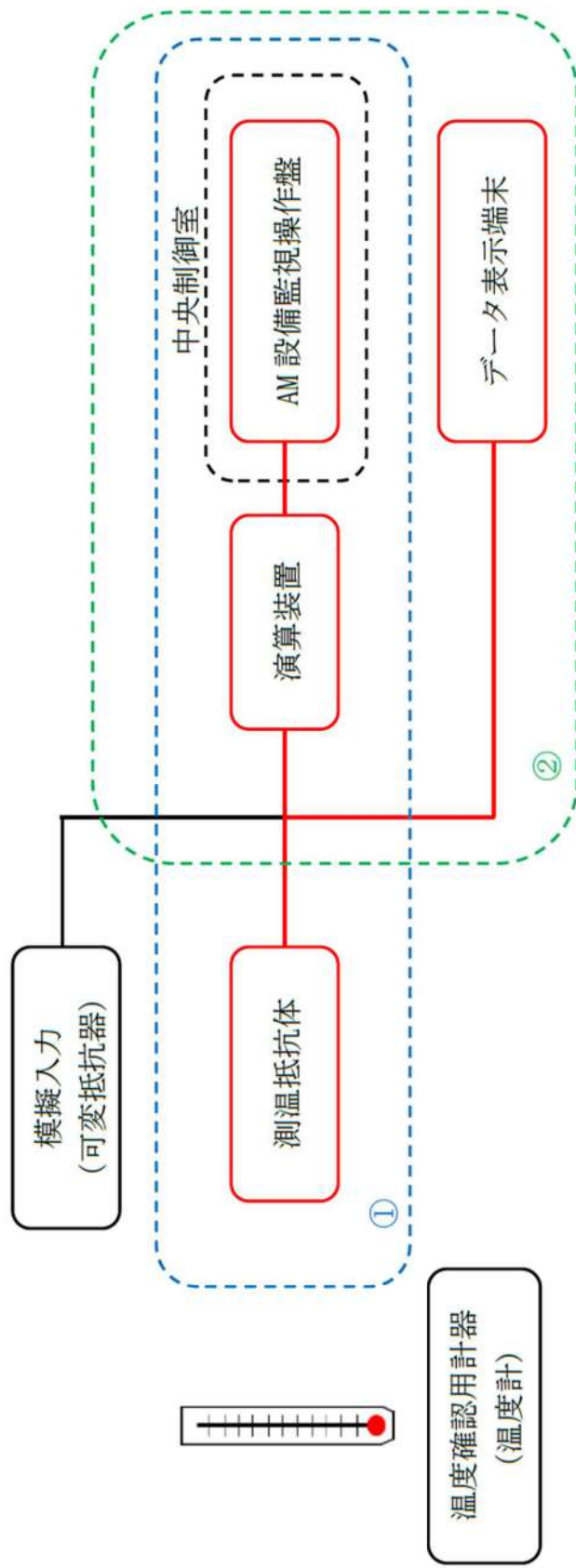
- ① 検出器に模擬入力を実施し，計器の校正並びに検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

使用済燃料ピット水位（AM用）



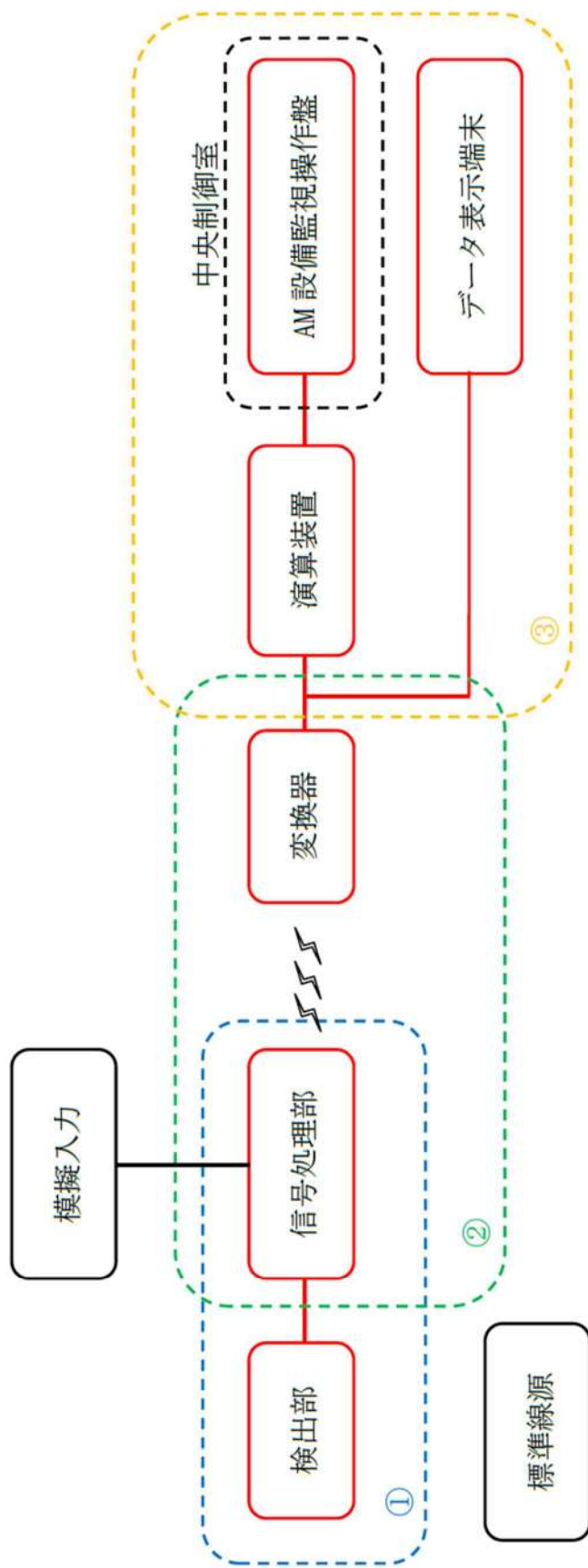
- ①試験装置（水槽）を用いて検出器に模擬入力を実施し，計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
- ②演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

使用済燃料ピット水位（可搬型）



- ①検出器の温度確認，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
- ②演算装置に可変抵抗器を接続し，演算装置から中央制御室（AM設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

使用済燃料ピット温度（AM用）

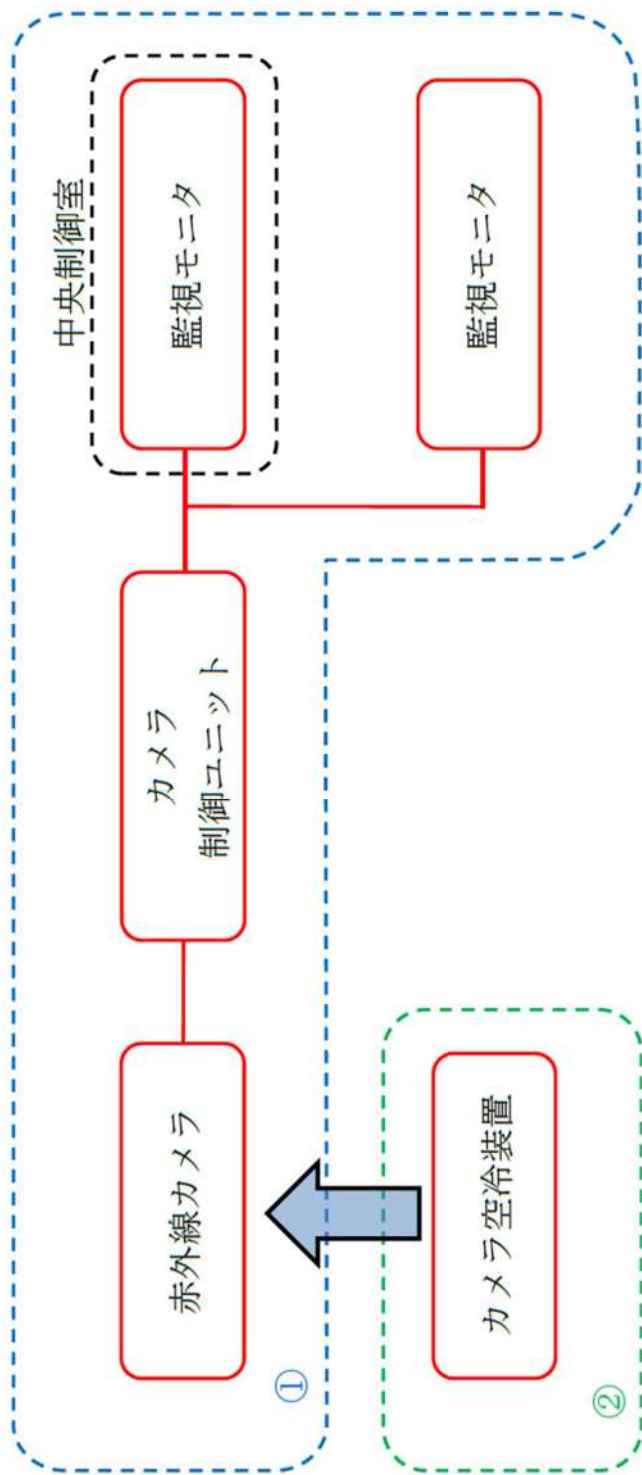


①標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（特性試験）

②信号処理部に模擬入力を実施し、信号処理部から変換器までのループ試験を実施（特性試験）

③演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

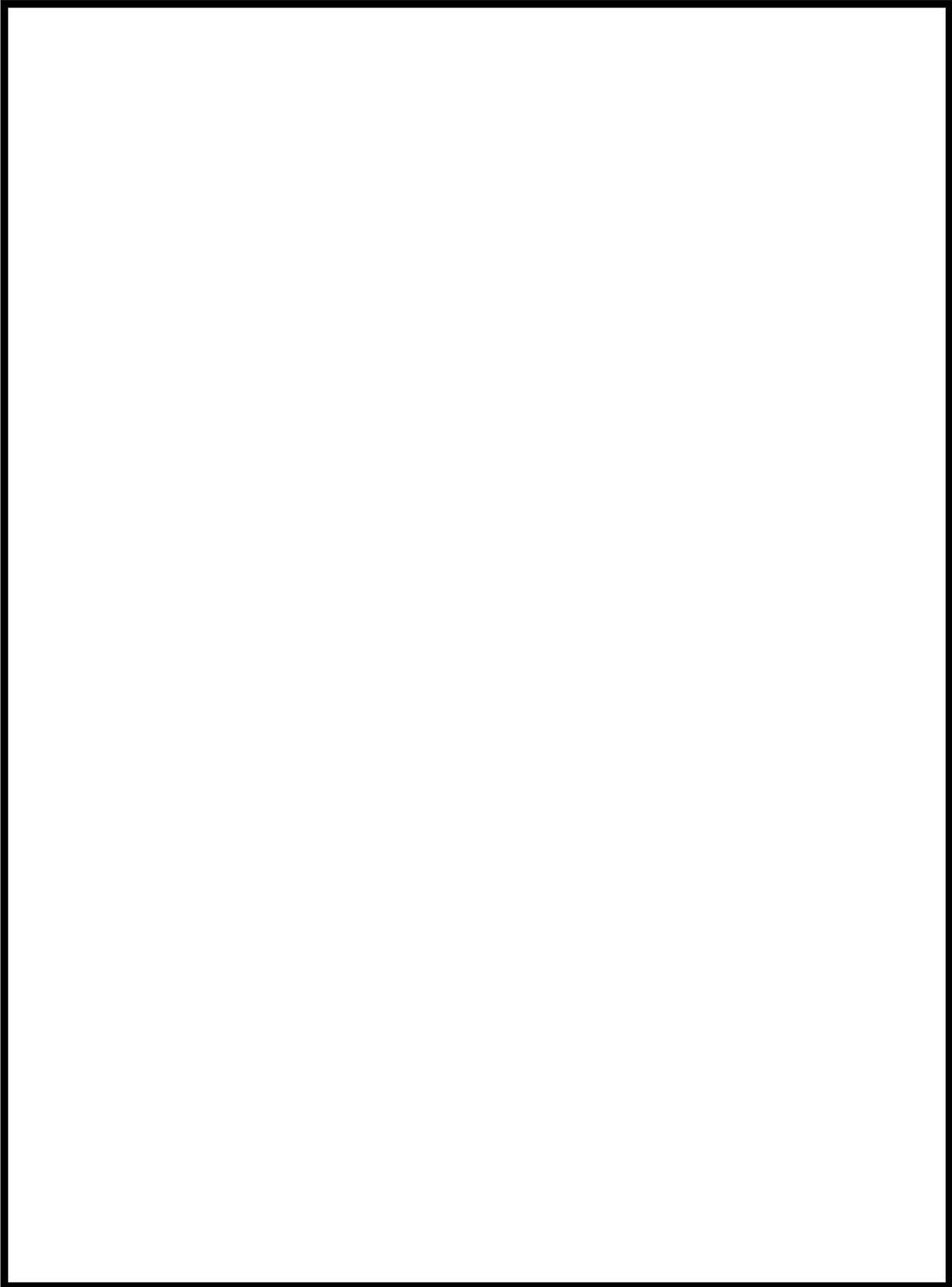
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ




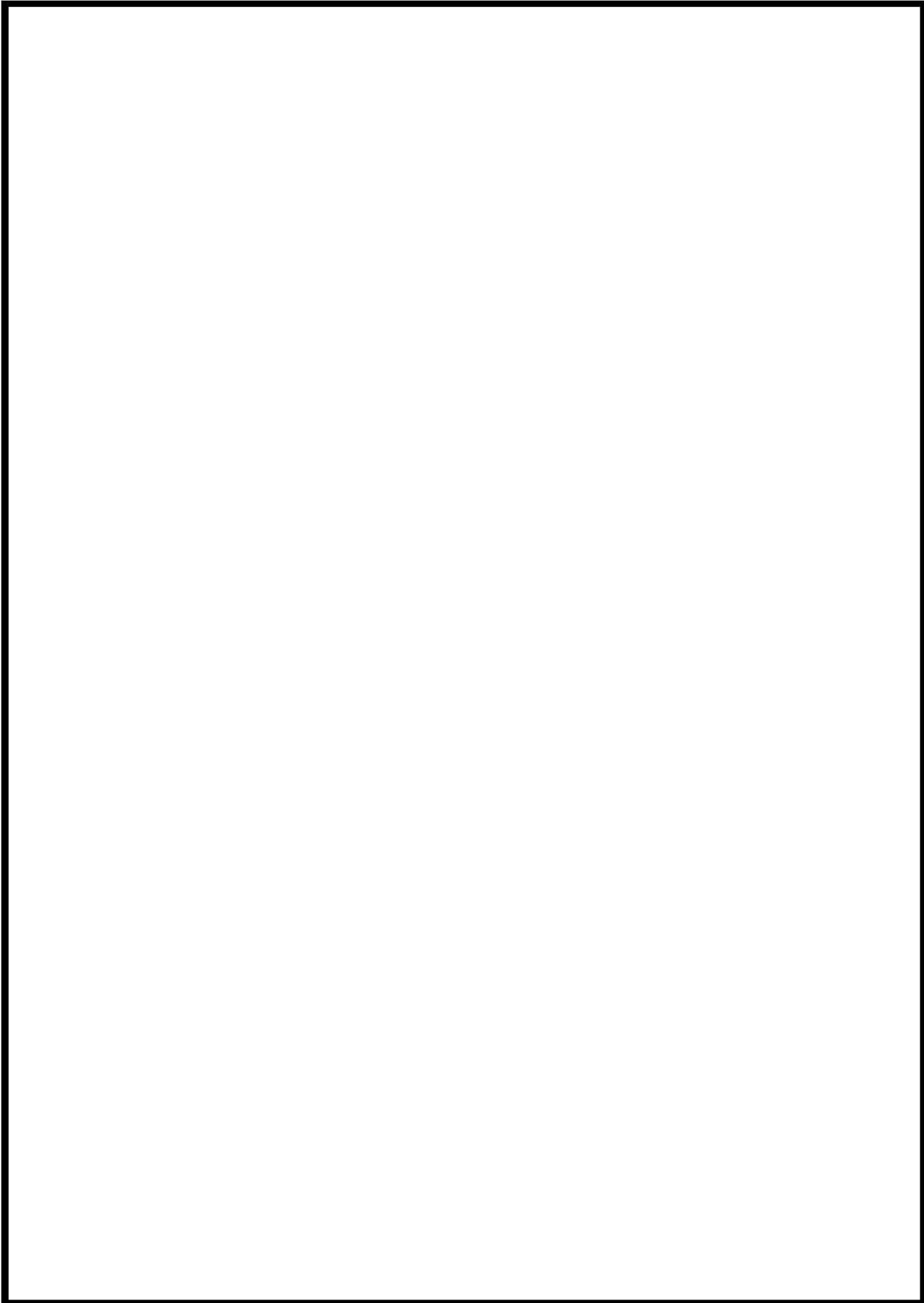
- ①使用済燃料ピット監視カメラの外観確認及び映像確認を実施（機能・性能検査）
- ②使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の外観確認及び性能確認を実施（機能・性能検査）

使用済燃料ピット監視カメラ

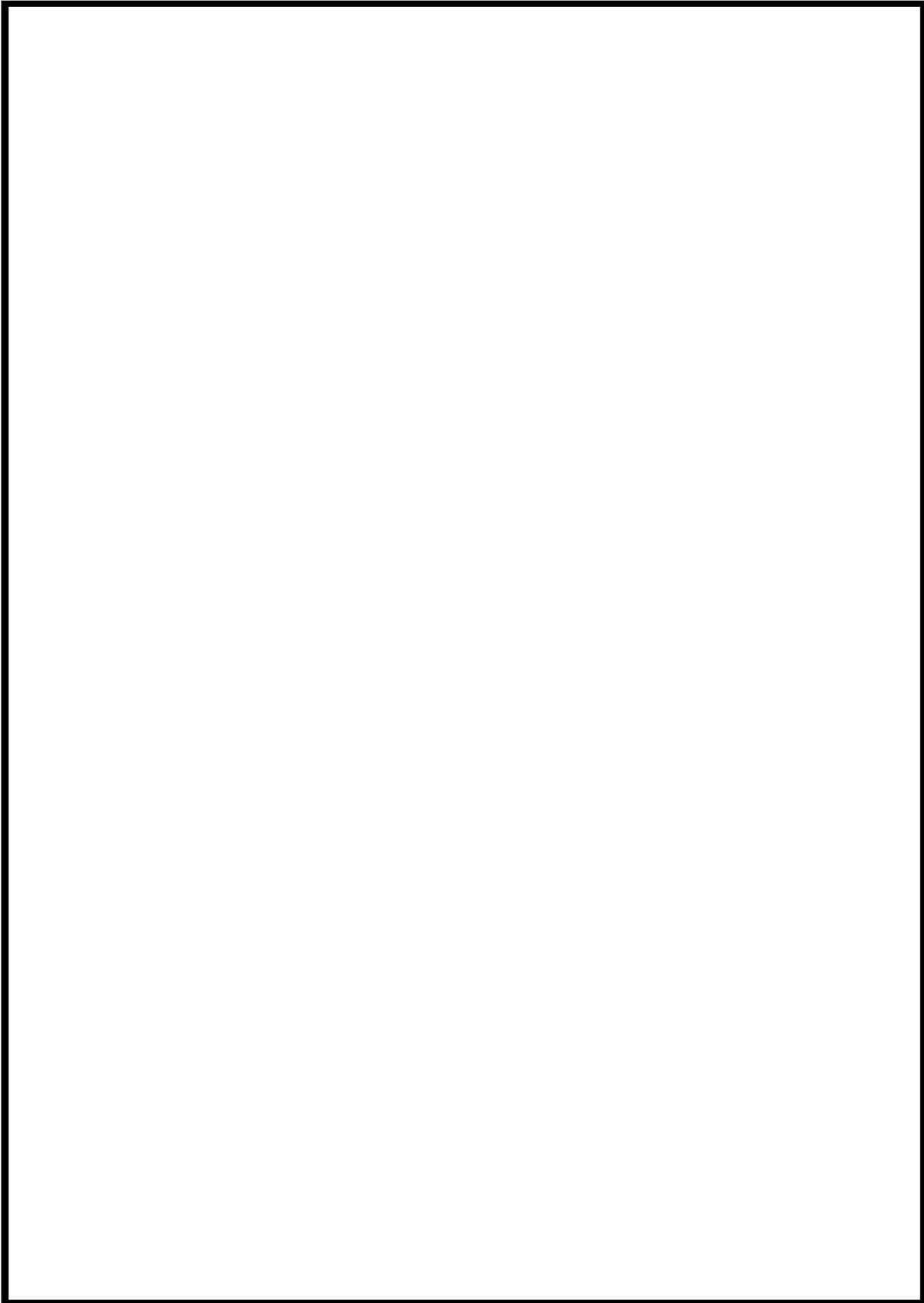
（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置含む）



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 4 - 4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース敷設	周辺補機棟 T.P. 33. 1m	—	—
②	ホース	ホース接続	屋外	—	—
③	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	手動操作	—

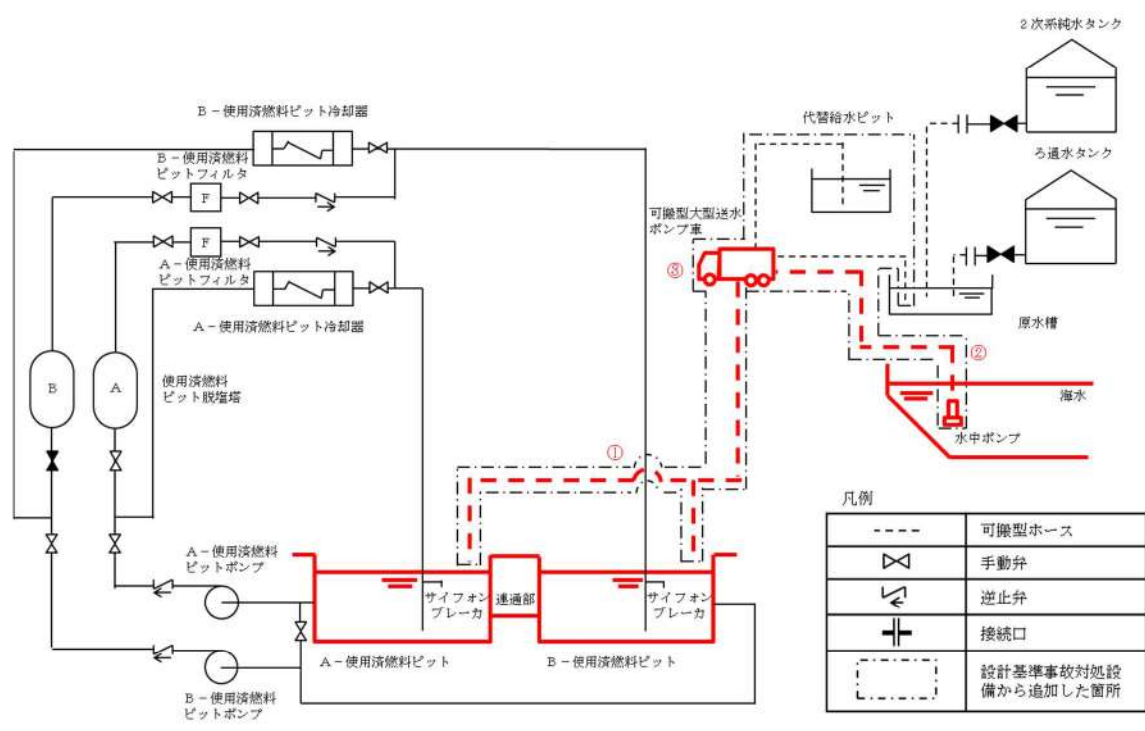


図 54-4-1 使用済燃料ピットへの注水

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース敷設	周辺補機棟 T.P. 33. 1m	—	—
②	ホース	ホース接続	屋外	—	—
③	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	手動操作	—

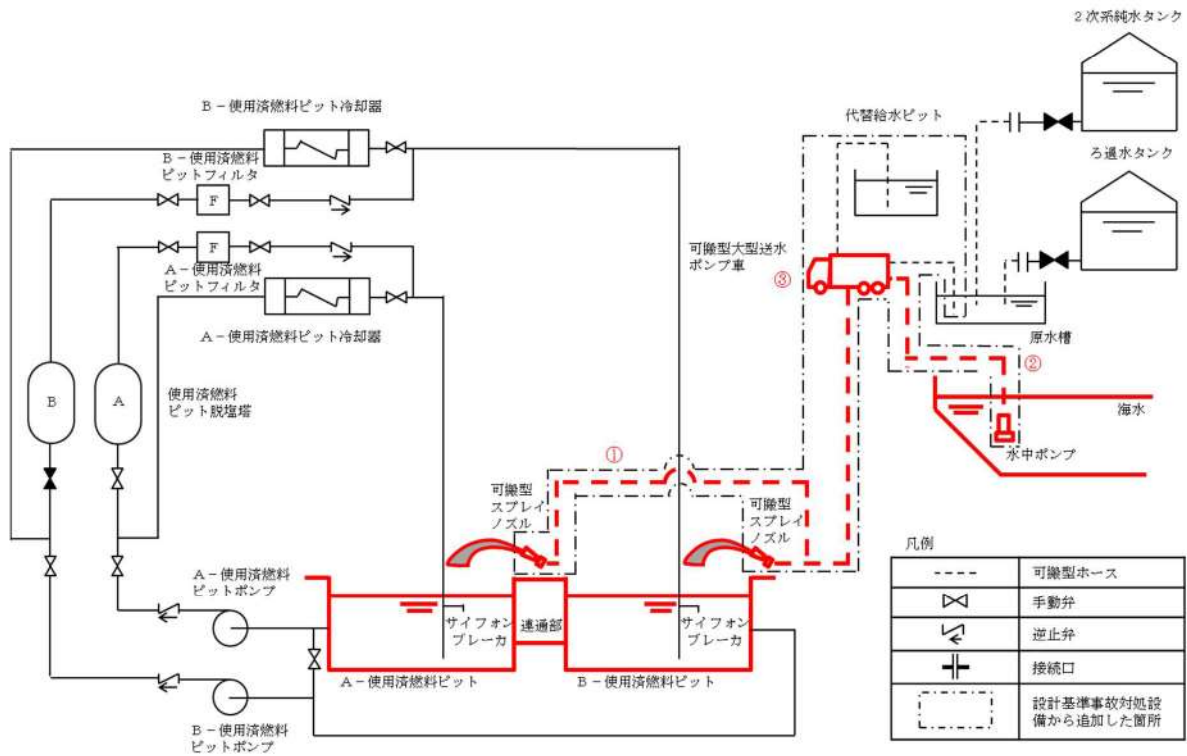


図 54-4-2 使用済燃料ピットへのスプレー

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	使用済燃料ピット水位（可搬型）	接続	周辺補機棟 T.P. 33.1m	—	—
②	可搬型エリアモニタ	接続	屋外	接続操作	—
③	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	接続	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m	スイッチ操作	—
④	S F P 監視カメラ空冷設備空冷装置出口弁	全閉→全開	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m	スイッチ操作	—
⑤	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	停止→起動	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m	スイッチ操作	—

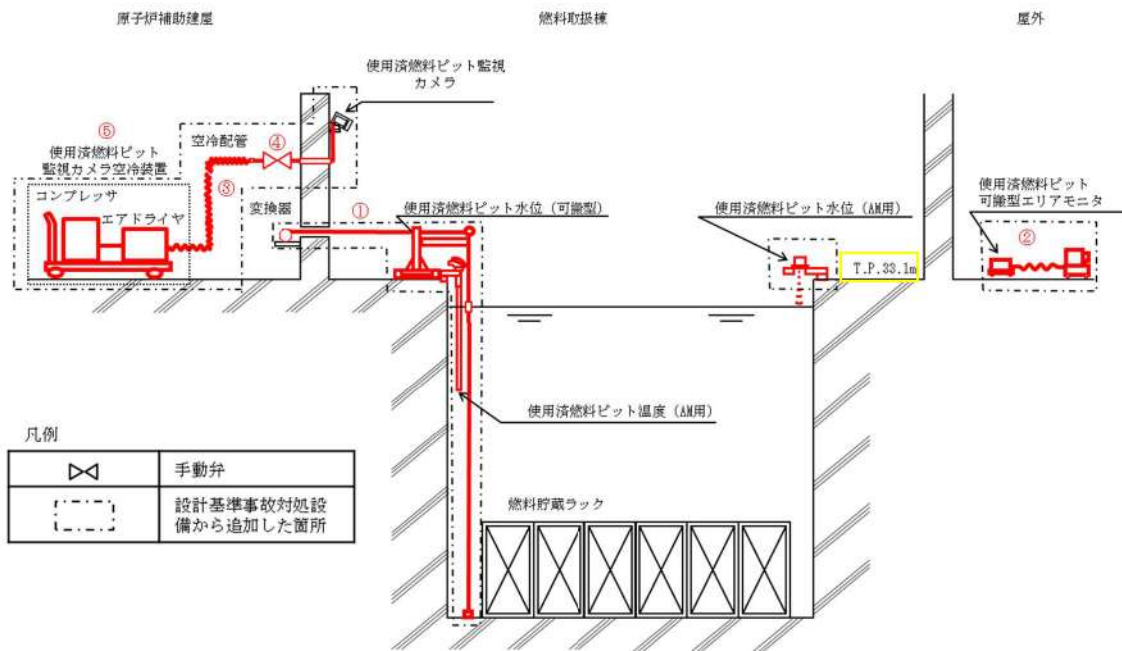


図 54-4-3 使用済燃料ピットの監視

5 4 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		可搬型大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□
吐 出 圧 力	MPa	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□以上(□)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	40
個 数	台	4 (6 (予備2))
原 動 機 出 力	kW/個	272

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型注水設備（使用済燃料ピットへの注水）

系統構成は、可搬型注水設備としては海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、可搬型スプレイ設備としては、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、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発電所等外への放射性物質の拡散を抑制す

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

るために設置する。

系統構成は、重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源として可搬型大型送水ポンプ車にて送水し、可搬型スプレイノズルを介して燃料取扱建屋へ放水を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための代替格納容器スプレイポンプ等の水源となる燃料取替用水ピット若しくは原子炉へ直接海水等を注水するために設置する。

系統構成は、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を接続することで、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ海水等を補給し、若しくは格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ直接注水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計

基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するため、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルからの通水により原子炉格納容器内に水を張ることで残存溶融デブリの冷却を行い、原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

これらの系統構成は、1次冷却材喪失事象において格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレインズルへ送水し、使用済燃料ピット全面へスプレイすることにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は原子炉補機冷却水設備への送水とそれ以外の設備への送水のために2台必要であることから、保有数は4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を分散して保管する。

1. 容量

1.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピット水の小規模の漏えいによる水位低下について、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合には、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合には、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸発量 \square m³/h) を上回る容量として、 \square m³/h/個以上とする。

1.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水を行っても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できることを添付資料21「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて確認しており、そのときの容量が \square m³/hであることから \square m³/h/個以上とする。

1.3 代替炉心注水を行う場合の容量 \square m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

時に海水等を原子炉へ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車は設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの代替設備であることから、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.4 燃料取替用水ピットへ補給を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に代替格納容器スプレイポンプの水源となる燃料取替用水ピットへ海水等を供給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、原子炉補機冷却系統を介して高圧注入ポンプ、PASS及び格納容器再循環ユニットへ海水等を送水し、各補機類の冷却及び格納容器内を自然対流冷却する設備であることから、高圧注入ポンプ、PASSの冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を行うために必要な容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.6 補助給水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備として補助給水ピットへの補給を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、蒸気発生器2次側へ給水する補助給水ポンプの水源である補助給水ピットへ補給する設備であることから、補助給水ポンプの給水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイ時に燃料取替用水ピットへ海水等を補給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車が設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ補給する設備であることから、代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において有効性が確認されている格納容器への注水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

公称値については、本設備は使用済燃料ピットへの注水と燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水と補助給水ピットへの補給、若しくは代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却をそれぞれ1台の可搬型大型送水ポンプ車で同時に供給することがあるため、同時に供給する最大容量である代替補機冷却と格納容器自然対流冷却を行う場合の [] m³/hを上回る [] m³/hとする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の吐出圧力 [] MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に、同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損	約	[] MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	[] MPa
合 計	約	[] MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 [] MPa以上とする。

2.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の吐出圧力 [] MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損 (スプレイノズル)	約	[] MPa

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.3 代替炉心注水を行う場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.700MPa
静水頭	約	0.124MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.4 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備とし

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

て燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉補機冷却水系統に送水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.275MPa
静水頭	約	0.323MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.6 補助給水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を補助給水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.190MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮し設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力 MPaを上回る MPaのポンプとする。

3. 最高使用圧力 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、ポンプ吐出圧力を電氣的に1.6MPaに制限していることから、その制限値である1.6MPaとする。

4. 最高使用温度 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、水源である海水の温度 ^(注2)が40℃を下回るため40℃とする。

5. 原動機出力

可搬型大型送水ポンプ車の原動機出力は、流量 m³/h時の軸動力を基に設定する。

可搬型大型送水ポンプ車の流量が m³/h、吐出圧力が MPa、そのときの同ポンプの必要軸動力は、メーカー設定値より kW/個とする。

(注1) 重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合は圧力及び温度を記載する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

以降の重大事故等時の最高使用圧力及び最高使用温度についても同様の記載とする。

(注2) 海水の温度は、外気の温度である原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す泊発電所における最高の月平均気温である8月の約25.6℃（寿都特別地域気象観測所24.5℃、小樽特別地域気象観測所25.6℃）を下回る。

参考 可搬型大型送水ポンプ車付属水中ポンプの揚程について

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の送水ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している吐出圧力は、送水ポンプ（送水側）によるものであることから、ここでは、可搬型大型送水ポンプ車付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、送水ポンプに送水できることを示す。

可搬型大型送水ポンプ車は、動力消防ポンプ車の技術上の規格を定める省令（自治省令 24 号）に準拠して製造されており、水中ポンプを用いず吸水（大気圧のみで水を吸い上げる）することが可能である。可搬型大型送水ポンプ車は、同省令第 21 条（ポンプの放水性能試験）で定める放水性能試験にて、吸水高さ 3m の状態において定格容量を満足することを確認している。

注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、取水面と送水ポンプ吸込み口の高低差が最大となる 3号炉取水ピットスクリーン室から送水ポンプへ取水する時でも、付属の水中ポンプを用いることにより最大取水量を満足する設計としている。

放水性能試験時及び水中ポンプを用いた 3号炉取水ピットスクリーン室からの最大取水時の有効吸込み水頭を第 1 表に示す。

第 1 表に示すとおり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭 に対し、水中ポンプの定格揚程、最大取水時における取水ラインホースの圧力損失、取水面と送水ポンプ吸込み口の高低差等を考慮した場合の有効吸込み水頭は であり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭を上回っていることから、水中ポンプから送水ポンプへの送水が可能である。

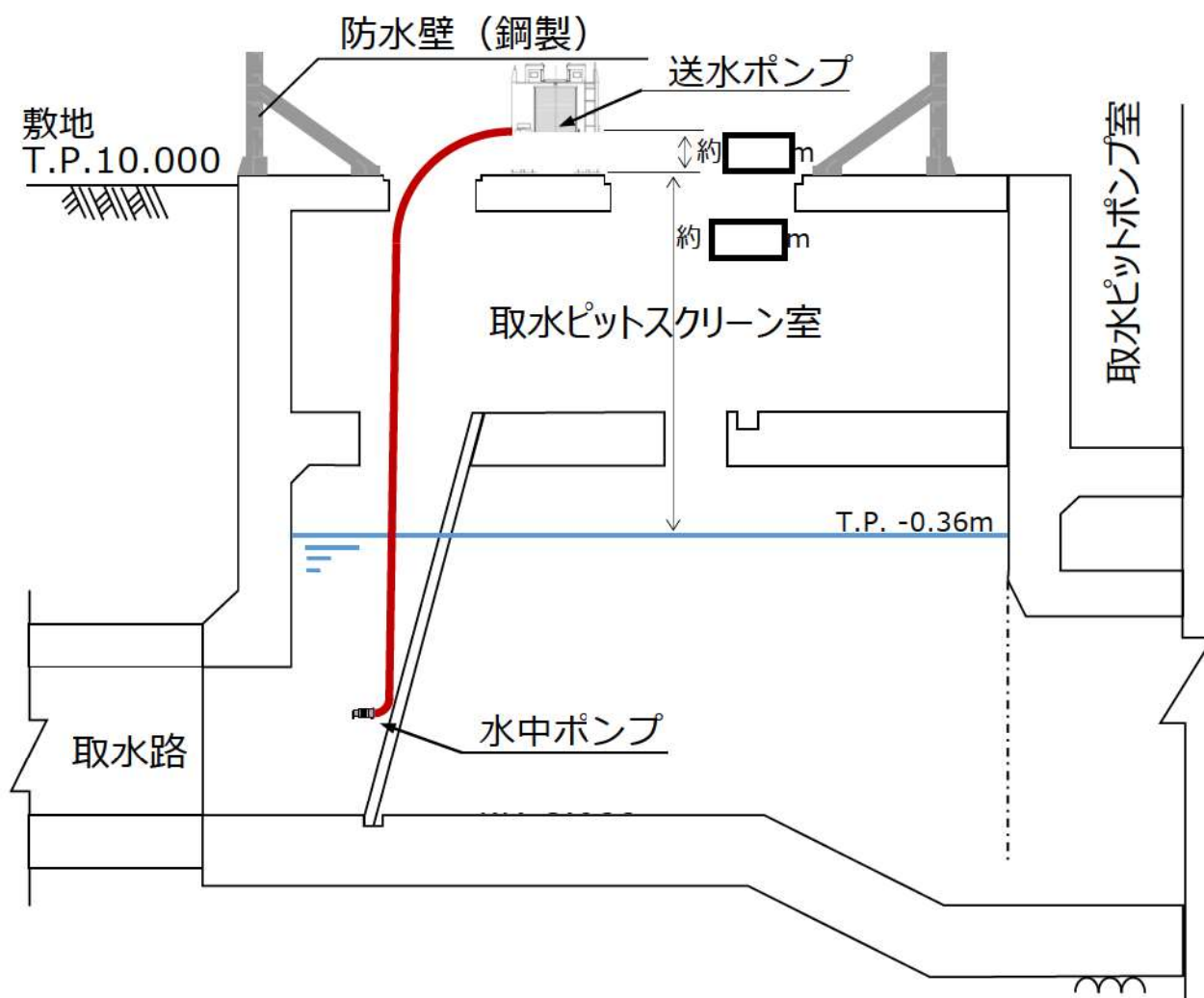
なお、水中ポンプは、水面下約 5m に吊り下げられることから引き津波を考慮しても運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、送水ポンプへ送水可能である。

第1表 取水場所で供給可能な吸込み水頭

取水方法	取水場所	取水量 [m ³ /h]	取水面と送水 ポンプ吸込み 口の高低差 [m]	ホースの 圧力損失 [m]	水中ポンプの 定格揚程 [m]	大気圧 [m]	飽和蒸気圧力* [m]	有効吸込み水頭 [m]
吸水	-	300	3	<input type="text"/>	-	10.3	0.08 (水温5℃の値)	<input type="text"/>
付属水中 ポンプ	3号炉取水ピット スクリーン室	187.5	<input type="text"/>	<input type="text"/>	10	10.3	0.76 (水温40℃の値)	<input type="text"/>

*放水性能試験における水温の規定はないため、安全側に飽和蒸気圧力を設定している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 可搬型大型送水ポンプ車の3号炉取水ピットスクリーン室上部配置図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 4 - 5 容量設定根拠「可搬型スプレイノズル」

(1) 使用済燃料ピットへの必要スプレイ流量について

可搬型大型送水ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水によっても使用済燃料ピット水位を維持できないような規模の漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料ピットスプレイ手順について、使用済燃料ピット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。

a. 評価条件

- ・使用済燃料ピット内の冷却水が流出して燃料が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱をスプレイ水により冷却できる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っても 40℃程度であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに飽和水（大気圧下）と仮定する。
- ・想定する崩壊熱は、定期事業者検査中（全炉心燃料取出し後）と出力運転中（定期事業者検査終了直後）の2ケースを評価する。（使用済燃料ピットの有効性評価と同一の発熱量）

第2表 泊発電所3号炉 崩壊熱評価条件^{※1}

	泊発電所3号炉		
	3号炉燃料		1号及び2号炉燃料
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	ウラン燃料	ウラン燃料
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： <ul style="list-style-type: none"> 3回照射燃料 45,000Mwd/t 2回照射燃料 35,000Mwd/t^{※2} 1回照射燃料 15,000Mwd/t ・Pu含有率： <ul style="list-style-type: none"> 4.1wt%濃縮ウラン相当 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： <ul style="list-style-type: none"> 3回照射燃料 55,000Mwd/t 2回照射燃料 36,700Mwd/t 1回照射燃料 18,300Mwd/t ・ウラン濃縮度： <ul style="list-style-type: none"> 4.8wt% 	
運転期間	13ヶ月	同左	同左
停止期間（定期事業者検査での停止期間）	30日	同左	同左
燃料取出期間	7.5日	同左	2年冷却後輸送

※1：泊発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請（平成21年3月申請）安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

※2：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、2回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取出し時の燃焼度が30GWd/tを超えることも考えられることから、2回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃焼度は最高燃焼度の2/3である30GWd/tより高めの35GWd/tに設定している。なお、安全審査等での評価に用いたウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心における2回照射取出ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃焼度の最高値は34.2GWd/tであり、35GWd/tに包絡される。

第3表 泊発電所3号炉 燃料取出スキーム（燃料取出直後）

取出燃料	3号炉燃料						1号及び2号炉燃料			
	冷却期間		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	冷却期間	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	
今回取出	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—	—	—	
今回取出	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—	—	—	
今回取出	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—	—	—	
1サイクル冷却済燃料	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—	—	—	
2サイクル冷却済燃料	※1	0.088	39体	0.127	2年	2年	40体×2	0.256	0.256	
3サイクル冷却済燃料	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日)×3+7.5日	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168	0.168	
4サイクル冷却済燃料	※1	0.053	39体	0.064	(13ヶ月+30日)×4+7.5日	—	—	—	—	
5サイクル冷却済燃料	※1	0.049	—	—	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	—	—	—	—	
6サイクル冷却済燃料	※1	0.047	—	—	(13ヶ月+30日)×6+7.5日	—	—	—	—	
7サイクル冷却済燃料	※1	0.045	—	—	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	—	—	—	—	
・・・	・・・	・・・	—	—	・・・	—	—	—	—	
59サイクル冷却済燃料	※1	0.025	—	—	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	—	—	—	—	
60サイクル冷却済燃料	※1	0.025	—	—	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	—	—	—	—	
61サイクル冷却済燃料	8体	0.013	—	—	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	—	—	—	—	
小計	1,008体	5.020	273体	6.064	—	—	160体	0.424	0.424	
合計	取出燃料体数 ^{※2}		1,441体		崩壊熱		11.508MW			

※1：2回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体，3回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体

※2：泊発電所3号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1,440体

第4表 泊発電所3号炉 燃料取出スキーム（定期事業者検査終了直後）

取出燃料	3号炉燃料						1号及び2号炉燃料			
	冷却期間		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 1 + 30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2 + 30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256	—	—
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 3 + 30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日) × 1 + 2年	40体×2	0.168	—	—
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 4 + 30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 5 + 30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 6 + 30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 7 + 30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 59 + 30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 60 + 30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 61 + 30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424	—	—
合計	取出燃料体数※	1,339体		崩壊熱		5.122MW				

※1：2 回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体、3 回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体

※2：泊発電所3号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1,440体

b. 評価式

使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱を除去するために必要なスプレイ流量は、使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱 Q [kW] によるスプレイ水の蒸発水量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h] に等しいとして、下式で計算した。

$$\Delta V/\Delta t [\text{m}^3/\text{h}] = Q [\text{kW}] \times 3,600 / (\rho [\text{kg}/\text{m}^3] \times h_{fg} [\text{kJ}/\text{kg}]) \quad \text{※1}$$

ρ (飽和水密度) : 958 [kg/m³]^{※2}

h_{fg} (飽和水蒸発潜熱) : 2,256.5 [kJ/kg]^{※3}

Q (使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱) : 11,508 [kW]^{※4} (停止時最大値)

※1: $(\rho \times \Delta V)$ [kg] の飽和水が蒸気になるための熱量は $h_{fg} \times (\rho \times \Delta V)$ [kJ] で、使用済燃料の Δt 時間当たりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。

なお、スプレイ水は保守的に大気圧下での飽和水 (100°C) として評価している。

※2: 物性値の出典 国立天文台編 2011 年「理科年表」

※3: 1999 日本機械学会蒸気表

※4: 燃料取出スキーム (第 3 表及び第 4 表) 参照

c. 評価結果

泊発電所 3 号炉において、必要な使用済燃料ピットスプレイ流量を第 5 表に示す。

第 5 表 泊発電所 3 号炉において必要な使用済燃料ピットスプレイ流量

	泊 3 号炉	
	定期事業者検査中 (全炉心燃料取出し後)	出力運転中 (定期事業者検査終了直後)
崩壊熱	11.508 [MW]	5.122 [MW]
必要なスプレイ流量	約 19.16 [m ³ /h]	約 8.53 [m ³ /h]
	約 84.4 [gpm]	約 37.6 [gpm]

d. まとめ

使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで燃料を貯蔵した場合を想定した厳しい条件でも、当該の燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 19.16m³/h である。

泊発電所 3 号炉で配備している可搬型スプレイ設備 (可搬型スプレイノズル 2 台、可搬型大型送水ポンプ車等) により、上記流量及び NEI 06-12 で要求されるスプレイ流量 (200gpm=約 45.4m³/h) を上回る約 120m³/h を確保可能である。(可搬型大型送水ポンプ車は 2 セット以上、可搬型スプレイノズルは 1 セット以上を配備している。)

(2) 可搬型スプレイノズルの放水範囲について

本項は、2台の可搬型スプレイノズルで使用済燃料ピット全域にスプレイできることを示すものである。(可搬型スプレイノズルは予備を含め計4台を配備している。)

a. 放水角度の設定範囲

可搬型スプレイノズルの放水角度は、縦方向に 10° ~ 45° の任意の角度(仰角)に設定することが可能である。また、横方向については、可搬型スプレイノズル内に水が流れることにより、 $\pm 10^{\circ}$ 、 $\pm 15^{\circ}$ 、 $\pm 20^{\circ}$ の角度でノズルが旋回し、広範囲にスプレイすることが可能である。(旋回させないことも可能)

なお、ノズルの設定変更により、噴霧状態から直線状態まで放水状態を変更することが可能である。

b. 放水範囲

放水試験を実施し、放水範囲の確認を行っている。

(a) 試験条件

- ・放水角度(仰角)： 30°
- ・旋回角度： $\pm 20^{\circ}$
- ・流量： $60\text{m}^3/\text{h}$
- ・試験時間：1分間
- ・直径約22cmのバケツを並べ放水量を確認

(b) 試験結果

旋回させない状態で飛距離を約15mになるよう設定した後、旋回状態にした場合の分布範囲を第10図に示す。



第10図 可搬型スプレイノズル放水範囲

(c) 使用済燃料ピットへの放水範囲

可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへの放水試験の結果から、2台の可搬型スプレイノズルを使用して、使用済燃料ピットへスプレイする場合の放水範囲を第11図に示す。第11図に示すとおり、2箇所から放水することにより使用済燃料ピット全域に放水することが可能である。



第11図 使用済燃料ピットへのスプレイ範囲

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 使用済燃料ピットから漏えい発生時の遮蔽設計基準到達時間について

故意による大型航空機の衝突等により、使用済燃料ピットが大規模に損壊し大量の漏えいが発生した場合を想定して、米国における NEI 06-12 (B. 5. b 対応ガイド) では、使用済燃料ピットへのスプレイ能力として 200gpm ($\approx 45.4\text{m}^3/\text{h}$) 以上を要求している。

仮に、使用済燃料ピットから NEI 06-12 におけるスプレイ能力 200gpm の漏えいが発生している想定とした場合、燃料取扱棟内の遮蔽設計基準 (0.15mSv/h) を満足させるための水位 (以下「遮蔽水位」という。) として、泊 3 号炉では燃料頂部より 4.25m を確保できれば良いことから、通常運転水位から遮蔽水位までには 3.3m 分の漏えい (525m^3) 分の時間的余裕がある。(より厳しい条件として、隣接する燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルが切り離された状況を想定して評価する。)

崩壊熱による蒸発水量 (約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$) を加味した場合においても、遮蔽水位到達までの時間は約 8.1 時間となる。(燃料頂部が露出するまでには、さらに 4.25m の水位がある。)

この間の現実的な対応として、まずは短時間で準備可能な常設設備を活用した注水により水位低下の緩和を図り、その後、可搬型大型送水ポンプ車等による外部からの注水を並行して実施することにより水位の維持を試みる。

なお、可搬型スプレイ設備の設置作業については、約 2 時間で実施可能であることから、線量率を考慮しても、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

5 4 - 5 容量設定根拠「使用済燃料ピット監視計器」

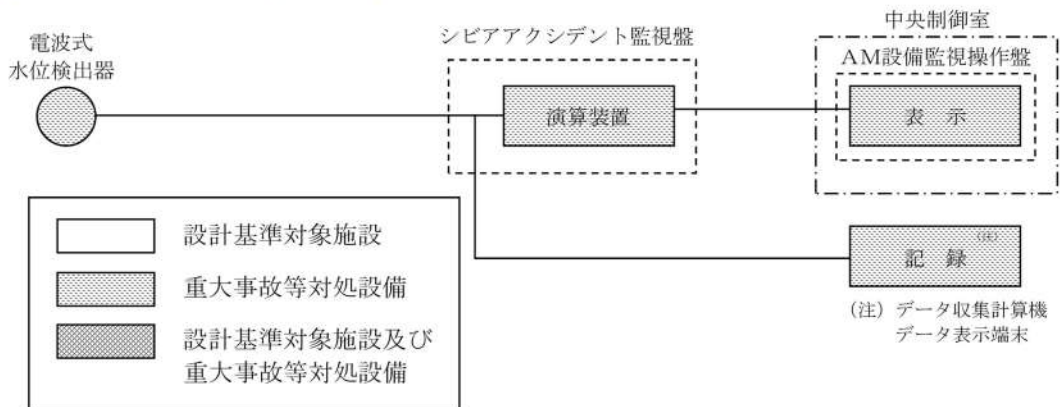
使用済燃料ピット水位 (AM用)

1. 設置目的

使用済燃料ピットの水位について、使用済燃料ピットに係る想定され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、使用済燃料ピット水位 (AM用) を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット水位 (AM用) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位 (AM用) として中央制御室に表示し、記録する。（「第 1 図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の概略構成図」参照。）



第 1 図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット水位 (AM用) の仕様を第 1 表に、計測範囲を第 2 表に示す。

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット水位 (AM用)	電波式水位検出器	T. P. 25. 24~32. 76m	2	燃料取扱棟

第 1 表 使用済燃料ピット水位 (AM用) の仕様

第2表 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注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	
使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P. 25.24m～ T.P. 32.76m	T.P. 32.66m	—	T.P. 31.31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。

(注1) 発電用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、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用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。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 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、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用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。重大事故等時に想定される設計値を記載。

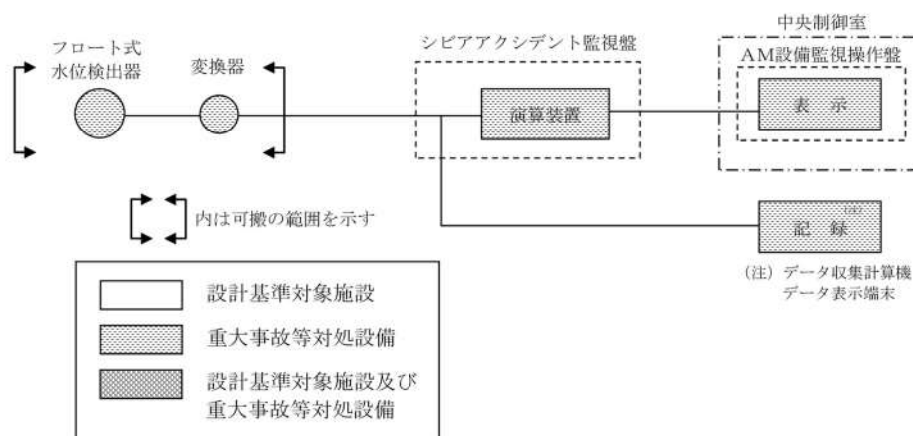
使用済燃料ピット水位（可搬型）

1. 設置目的

使用済燃料ピットの水位について、使用済燃料ピットに係る想定され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、使用済燃料ピット水位（可搬型）を保管及び設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（可搬型）として中央制御室に表示し、記録する。（「第2図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照。）



第2図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット水位（可搬型）の仕様を第3表に、計測範囲を第4表に示す。

第3表 使用済燃料ピット水位（可搬型）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット水位（可搬型）	フロート式水位検出器	T. P. 21. 30～32. 76m	2	燃料取扱棟 （燃料取扱棟及び周辺補機棟 T. P. 33. 1m に保管）

第4表 使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注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	
使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T. P. 21. 30m～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m	—	T. P. 31. 31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。

(注1) 発電用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、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用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。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・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、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用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。重大事故等時に想定される設計値を記載。

使用済燃料ピット温度（AM用）

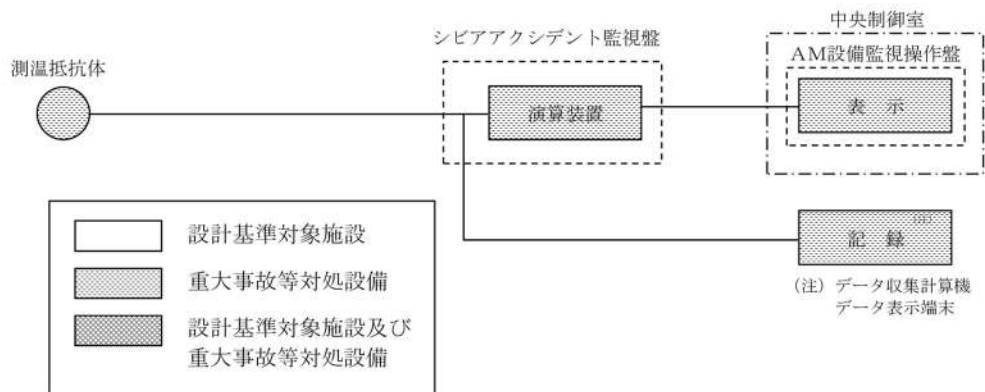
1. 設置目的

使用済燃料ピットの水温について、使用済燃料ピットに係る想定され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、使用済燃料ピット温度（AM用）を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット温度（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。

検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。（「第3図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照。）



第3図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット温度（AM用）の仕様を第5表に、計測範囲を第6表に示す。

第5表 使用済燃料ピット温度（AM用）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット温度（AM用）	測温抵抗体	0～100℃	2	燃料取扱棟

第6表 使用済燃料ピット温度（AM用）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注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	
使用済燃料ピット温度 (AM用)	0～100℃	52℃以下	—	0～100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ピットの温度を監視可能。

(注1) 発電用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、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用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。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・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、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用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。重大事故等時に想定される設計値を記載。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

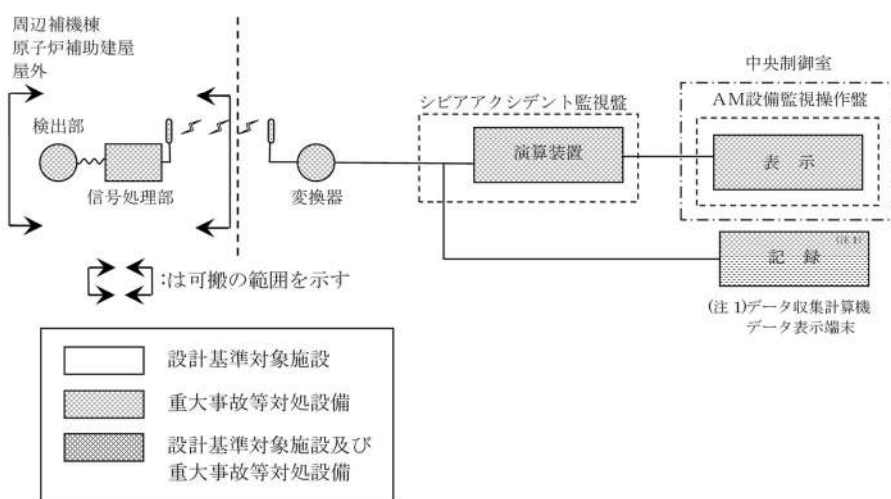
1. 設置目的

使用済燃料ピット上部の放射線量率について、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを保管及び設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、半導体式検出器及びNaI (Tl) シンチレーション検出器にて放射線量率をパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線伝送先である変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。（「第4図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照。）



第4図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの仕様を第7表に、計測範囲を第8表に示す。

第7表 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	半導体検出器 NaI(Tl)シンチレーション検出器	10nSv/h～ 1,000mSv/h	1	周辺補機棟 T.P. 33. 1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33. 1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m に保管)

第8表 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注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	
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	10nSv/h～ 1,000mSv/h	—	—	1,000mSv/h 以下	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (2.6 μSv/h～1,000mSv/h) にわたり放射線量率を監視可能。 ^(注2)

(注1) 発電用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、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用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。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・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、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用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。重大事故等時に想定される設計値を記載。

(注2) 放射線量率の 1,000mSv/h は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値 (約 $1 \times 10^8 \mu\text{Sv/h}$) を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。

泊発電所3号炉
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの構成に関する説明書並びに
計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
3. 放射線管理用計測装置の構成	3
3.1 エリアモニタリング設備	3
3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	6
4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	8

1. 概要

本資料は、放射線管理用計測装置のうち使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。あわせて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に係る放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に係る放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する電源及び記録の保存並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、使用済燃料ピットエリアモニタは、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電源から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づく計測装置の計測結果は、確実に記録用計算機又は記録計にて継続的に記録し、定期的に帳票に印刷又は記録紙を取り替えて保存できる設計とする。また、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

2.2.1 使用済燃料貯蔵槽上部の空間線量率の推定

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵設備に係る重大事故等^(注)が発生した場合に、使用済燃料貯蔵槽上部の空間線量率を変動する可能性がある範囲にわたり計測するため、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを保管する設計とする。計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、交流電源が必要な場合には、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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」第37条及び3-1(a)及び(b)で定義する想定事故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）及び想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 エリアモニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

3.1 エリアモニタリング設備

3.1.1 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 使用済燃料ピットエリアモニタ

設計基準対象施設の使用済燃料ピットエリアモニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、設計基準対象施設として1個設置する。外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からE1計装用インバータ又は計装用後備定電圧装置Eを介した電源供給により、使用済燃料貯蔵槽の線量当量率を計測することができる設計とする。記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第1図 「エリアモニタリング設備の概略電源系統図」参照)

(2) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

重大事故等対処設備の使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等対処設備として1個保管し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保管する。使用済燃料貯蔵槽の線量当量率を、可搬型のNaI(Tl)シンチレーション検出器及び半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線により変換器に伝送した後、電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて空間線量率信号へ変換する処理を行い、使用済燃料ピット区域の空間線量率を中央制御室に表示し、データ収集計算機及びデータ表示端末に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われなるとともに帳票が出力できる設計とする。記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

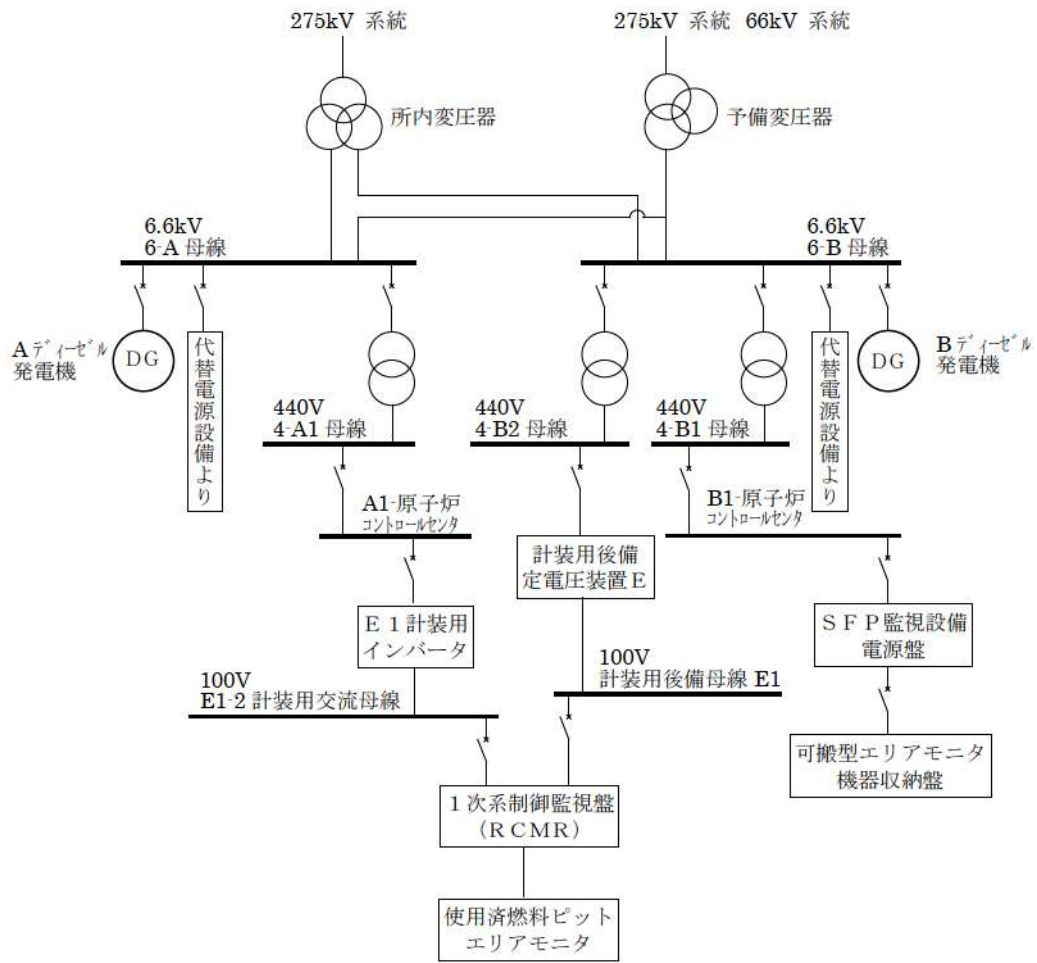
なお、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

(第2図 「使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照)

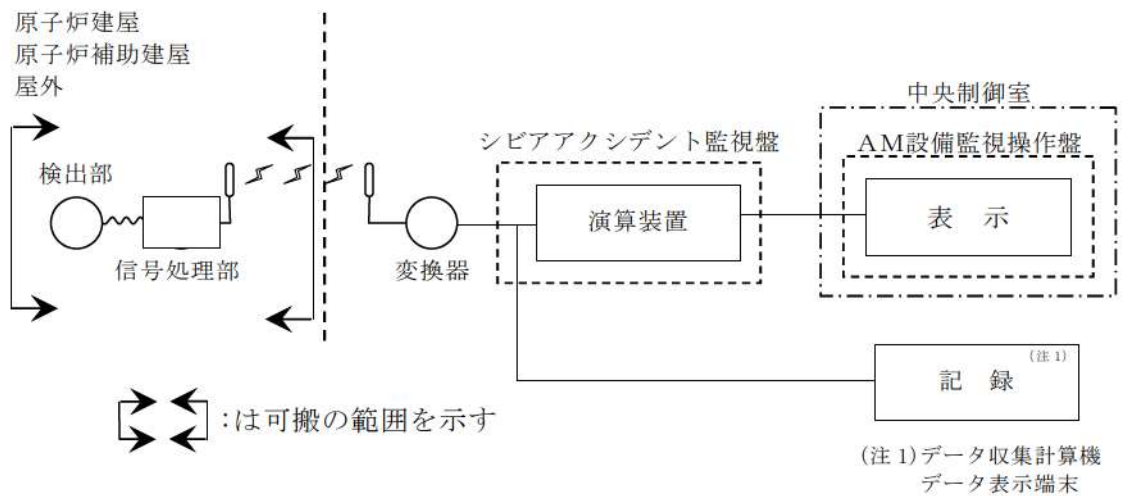
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、交流電源が必要な場合には、代替電源設備で

ある代替非常用発電機からSFP監視設備電源盤を介して供給できる設計とする。

(第1図 「エリアモニタリング設備の概略電源系統図」参照)



第1図 エリアモニタリング設備の概略電源系統図



第2図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

エリアモニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，記録する設計とする。第1表に放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

3.2.2 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は，計測装置に応じた記録方法により記録し，保存できる設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測結果は，データ収集計算機又はデータ表示端末^(注)に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分，保存容量は7日間以上とし，保存容量を超える前に帳票として出力することで，継続的にデータを保存できる設計とする。

記録の管理については，保安規定で定める。

(注) データ収集計算機又はデータ表示端末は，緊急時対策所及び通信連絡設備と兼用する。

第1表 放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
エリアモニタ リング設備	使用済燃料ピット エリアモニタ	中央制御室	記録用計算機 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット 可搬型エリアモニタ	中央制御室	S P D S 等 (電磁的記録)

S P D S 等：データ収集計算機，データ表示端末

4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、一部改訂平成2年8月30日原子力安全委員会、以下「事故時放射線計測指針」という。）にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を第2表に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の線量当量率のパラメータを計測することが困難となった場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力の明確化、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定めて保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない。

第2表 放射線管理用計測装置の計測範囲

(エリアモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
使用済燃料ピット可搬型 エリアモニタ	10nSv/h～ 1000mSv/h	計測下限値及び上限値は、計測結果に対して、離隔距離や遮へい物による計測場所までの減衰率を評価することで、使用済燃料ピットの異常な水位の低下が発生した場合に使用済燃料ピットエリアの空間線量率が非常に高くなる状況でも推定できる範囲として設定する。また、重大事故等時の設置は、常設の使用済燃料ピットエリアモニタの計測上限値と、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測下限値がオーバーラップするよう設置する。

5 4 - 6 単線結線図