

別添資料－ 2

復水補給系を用いた代替循環冷却の成立性
について

<目次>

1. 代替循環冷却系の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電源設備	26
2. 代替循環冷却系の成立性確認	31
2.1 有効性評価シナリオの成立性	31
2.1.1 代替循環冷却系の運用について	31
2.1.2 代替循環冷却系の有効性について	31
2.2 代替循環冷却系の操作性	33
2.2.1 代替循環冷却系運転のために必要な系統・機器とアクセス性	33
2.2.2 操作概要について	45
2.3 系統運転時の監視項目	52
2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	52
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	60
3.1 放射線による影響について	60
3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について	61
3.3 系統の健全性について	63

別紙

1. 格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について	66
2. 循環流量の確保について	85
3. 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について	105
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について	106
5. 代替循環冷却系の運転開始時期が評価より早まる場合について	108
6. 系統が高線量となった場合の影響について	110
7. 代替循環冷却系運転時の回り込み防止対応について	112

1. 代替循環冷却系の構成

1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。更に「viii）格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。」に対し、③ウェットウェルベントの長期的な継続性をより確実にするための対策となる。

重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できないため、外部水源からの炉心冷却及び格納容器スプレイを継続し、サプレッション・チェンバ・プール水位がウェットウェルベントラインに到達するまでに格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施し、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とし、格納容器除熱機能を有する代替循環冷却系を用いることにより、以下について可能となる。

- ① 代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバが水源であり、その水位上昇を抑制できることから、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる。
- ② 格納容器ベントを実施する場合においても、格納容器除熱機能により格納容器圧力の上昇を低減でき、ベント時間を遅延させることができる。
- ③ ベント後もサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇は抑制され、スクラビング効果が継続的に得られることから、ウェットウェルベントの継続性がより確実なものとなる。また、格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合においても、耐圧強化ベント系及び代替循環冷却系を用いることにより、ウェットウェルベントの信頼性が向上する。

1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サブプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サブプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、格納容器下部への注水及び格納容器スプレイを行うことも可能とする。
- ・原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、連通孔からサブプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。
- ・前述のとおり、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッション・チェンバのプール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。このため、代替循環冷却を行うには、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- ・代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

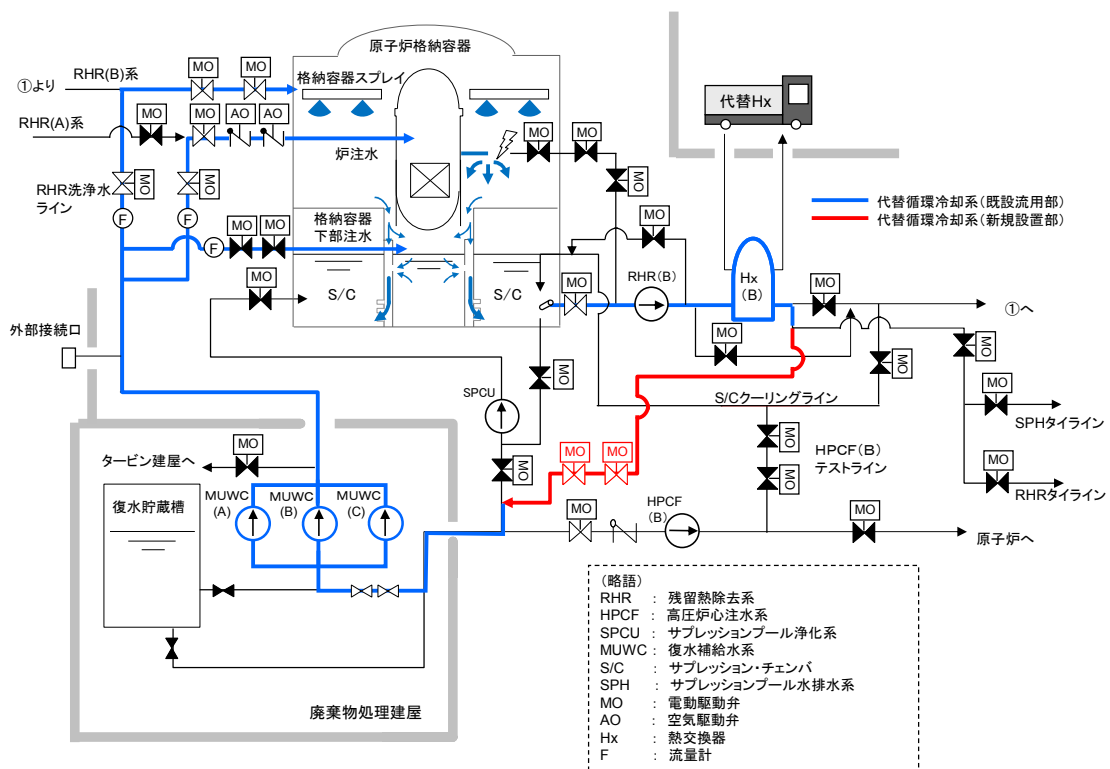


図 1.2-1 代替循環冷却系の設備概要 (7号炉の例)

* 上図は原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) を想定しているため原子炉へ注水した水は破断口から溢れ出しサブプレッション・チェンバ・プールに流入する。LOCA 以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサブプレッション・チェンバに流入することになる。

1.3 系統設計仕様

1.3.1 機械設備

代替循環冷却系について、格納容器過圧・過温破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。

<設計条件>

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・0.62 MPa)を超えないようサブプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイ、又は格納容器下部への注水及び格納容器スプレイができること。

- ・原子炉注水流量：炉心を冠水できる流量であること
- ・格納容器下部注水流量：格納容器下部の熔融炉心を冷却できる流量であること
- ・格納容器スプレイ流量：スプレイ水が蒸気凝縮可能な粒径となる流量であること

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

代替循環冷却系

系統流量： 190 m³/h

(原子炉注水流量： 90 m³/h, 格納容器スプレイ流量：100 m³/h)

(格納容器下部注水流量： 50 m³/h, 格納容器スプレイ流量：140 m³/h)

水 源： サプレッション・チェンバ

除熱手段： 代替原子炉補機冷却系

1.3.2 計測制御設備

代替循環冷却系について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。

①設計方針

代替循環冷却系により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、代替循環冷却系統により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、サプレッション・チェンバ・プール水温度及び、除熱量を確認するための代替循環冷却系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系熱交換器入口温度及び残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

また、格納容器下部への注水を確認するための代替循環冷却系の系統流量（格納容器下部への注水流量）、格納容器下部の温度及び水位を監視できる設計とする。

以上より、下記で示す①～⑧の計器を設置する。

- ・系統流量：①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
②復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）
③復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度：④サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度：⑤復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・格納容器下部の温度：⑥ドライウエル雰囲気温度
- ・格納容器下部の水位：⑦格納容器下部水位

また、復水移送ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す⑧の計器を設置する。

- ・復水移送ポンプの運転状態：⑧復水移送ポンプ吐出圧力

なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を代替原子炉補機冷却系側で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。

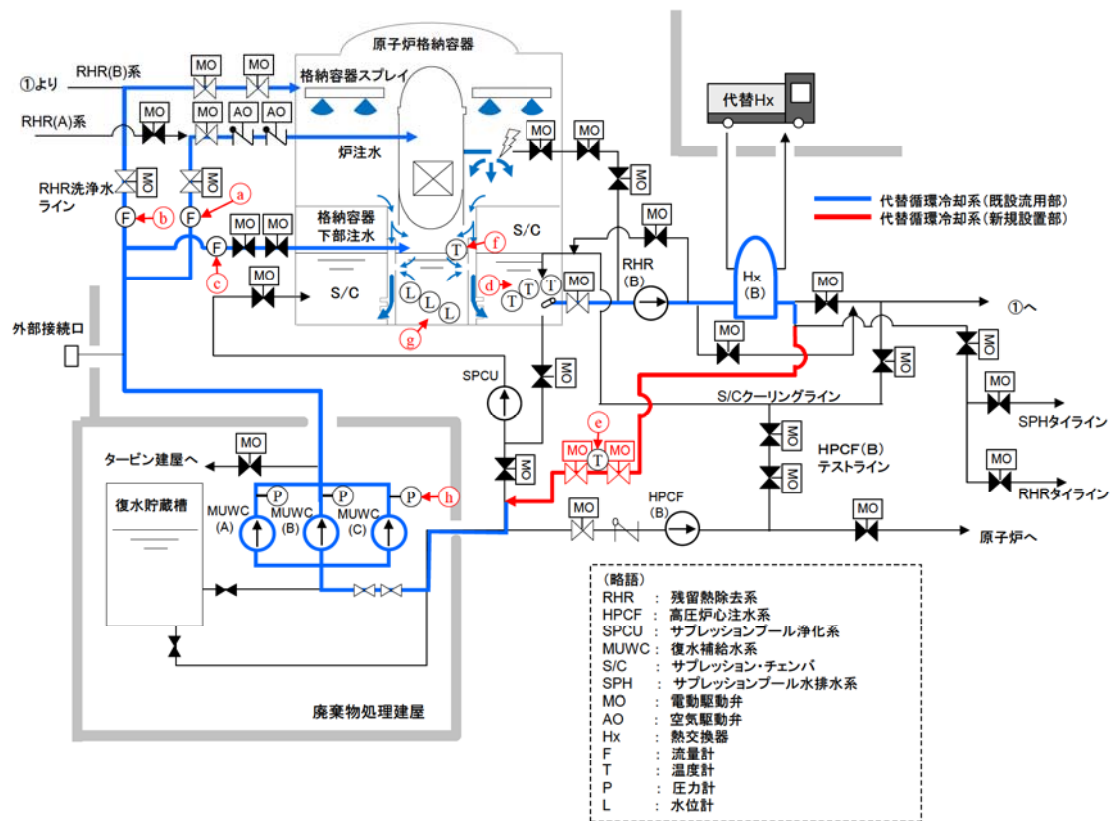


図 1.3.2-1 代替循環冷却系 使用時の概略図

②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 代替循環冷却系運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器		計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
㉑	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RHR A系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉒	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0~350m ³ /h	復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ系 (RHR B系ライン) の最大注水量 (140m ³ /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉓	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉔	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 620kPa[gage]) におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
㉕	復水補給水系温度*1 (代替循環冷却)	0~200℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉖	ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉗	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *2	重大事故等時において, 原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
㉘	復水移送ポンプ吐出 圧力	0~2MPa	重大事故等時における, 復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa[gage]) を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)

*1 : 新規設置する監視計器

*2 : T. M. S. L. =東京湾平均海面

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

b. 配置図

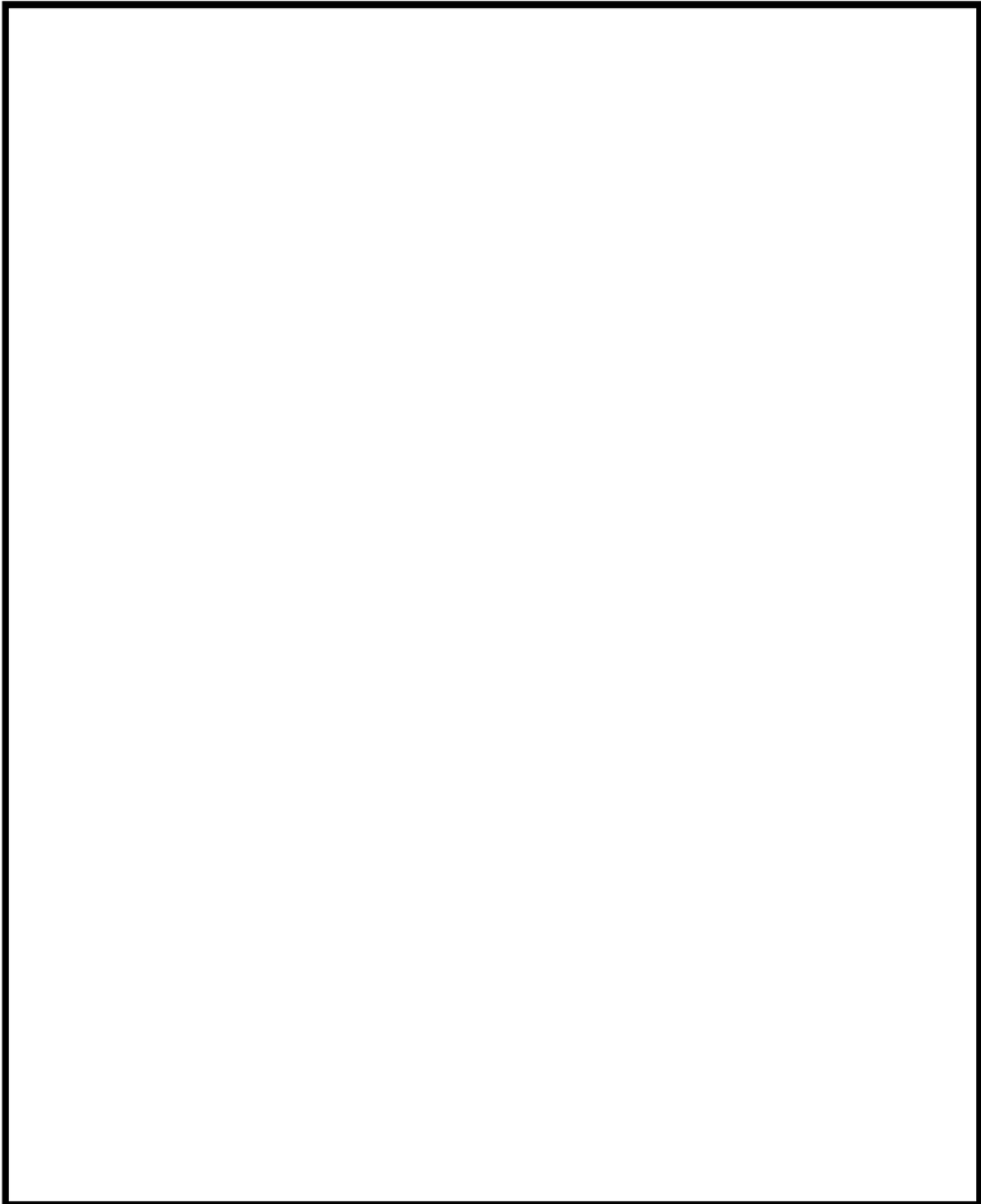


図 1.3.2-2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

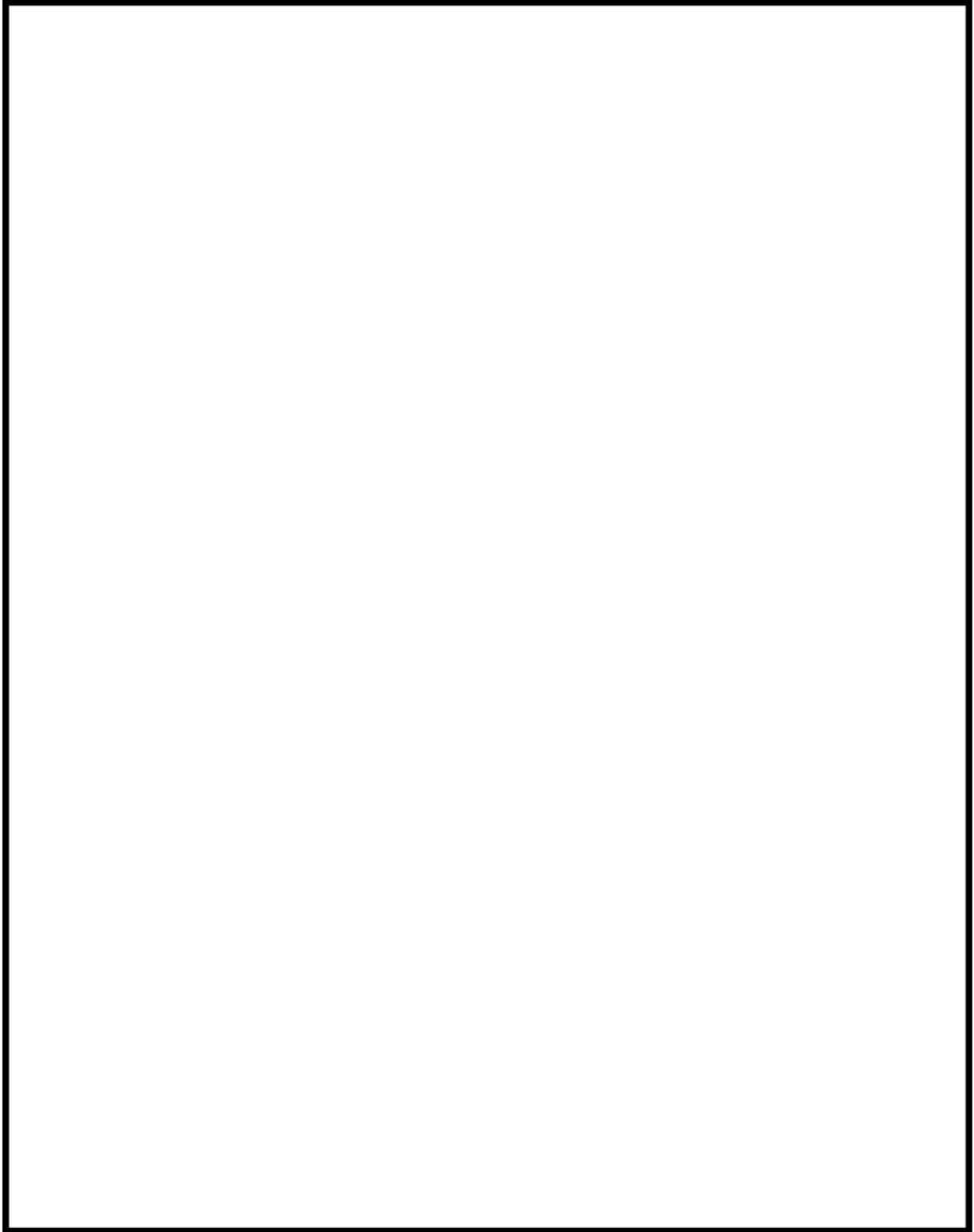


図1.3.2-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

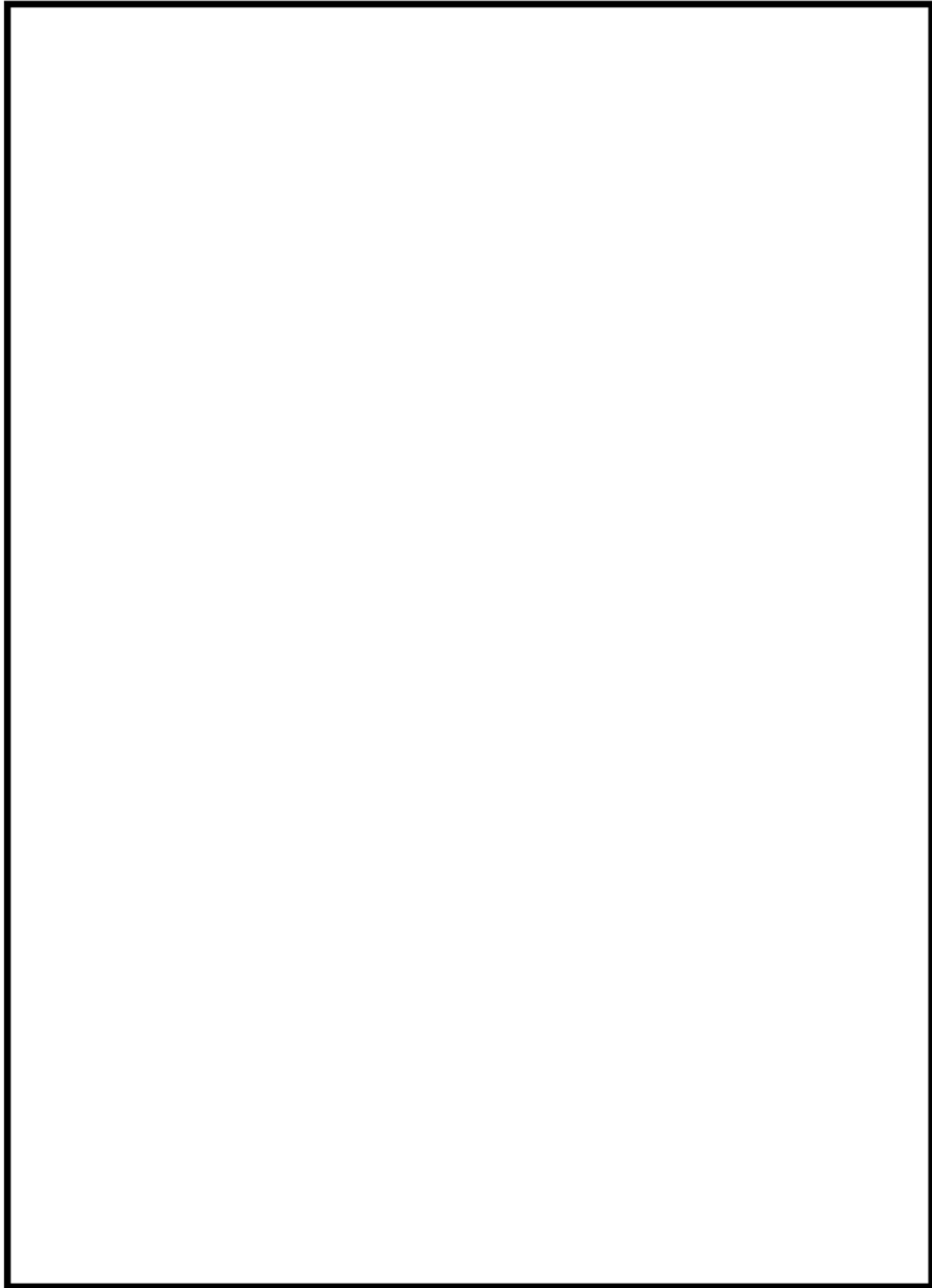


図1.3.2-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

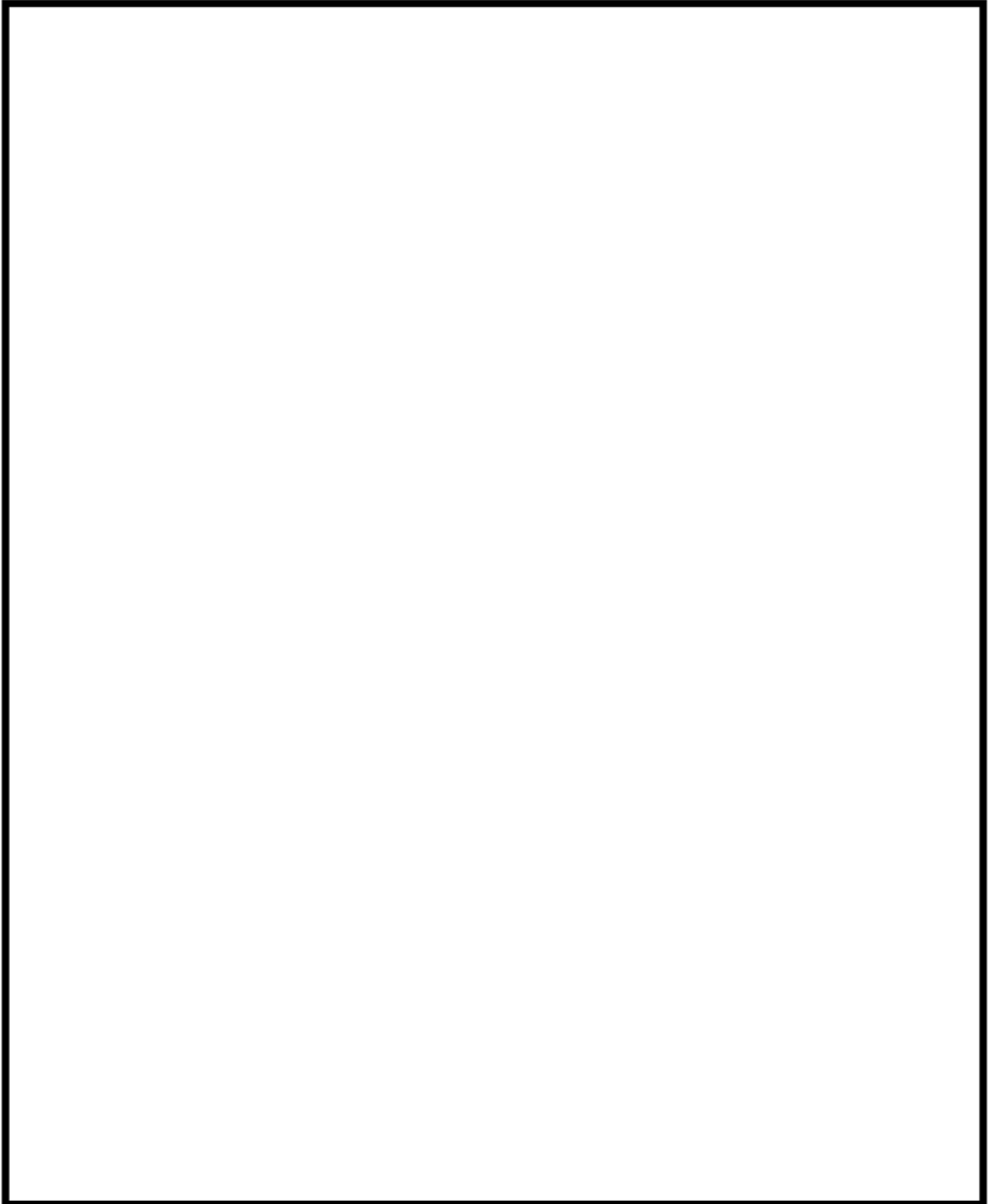


図1. 3. 2-5 機器配置図（廃棄物処理建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

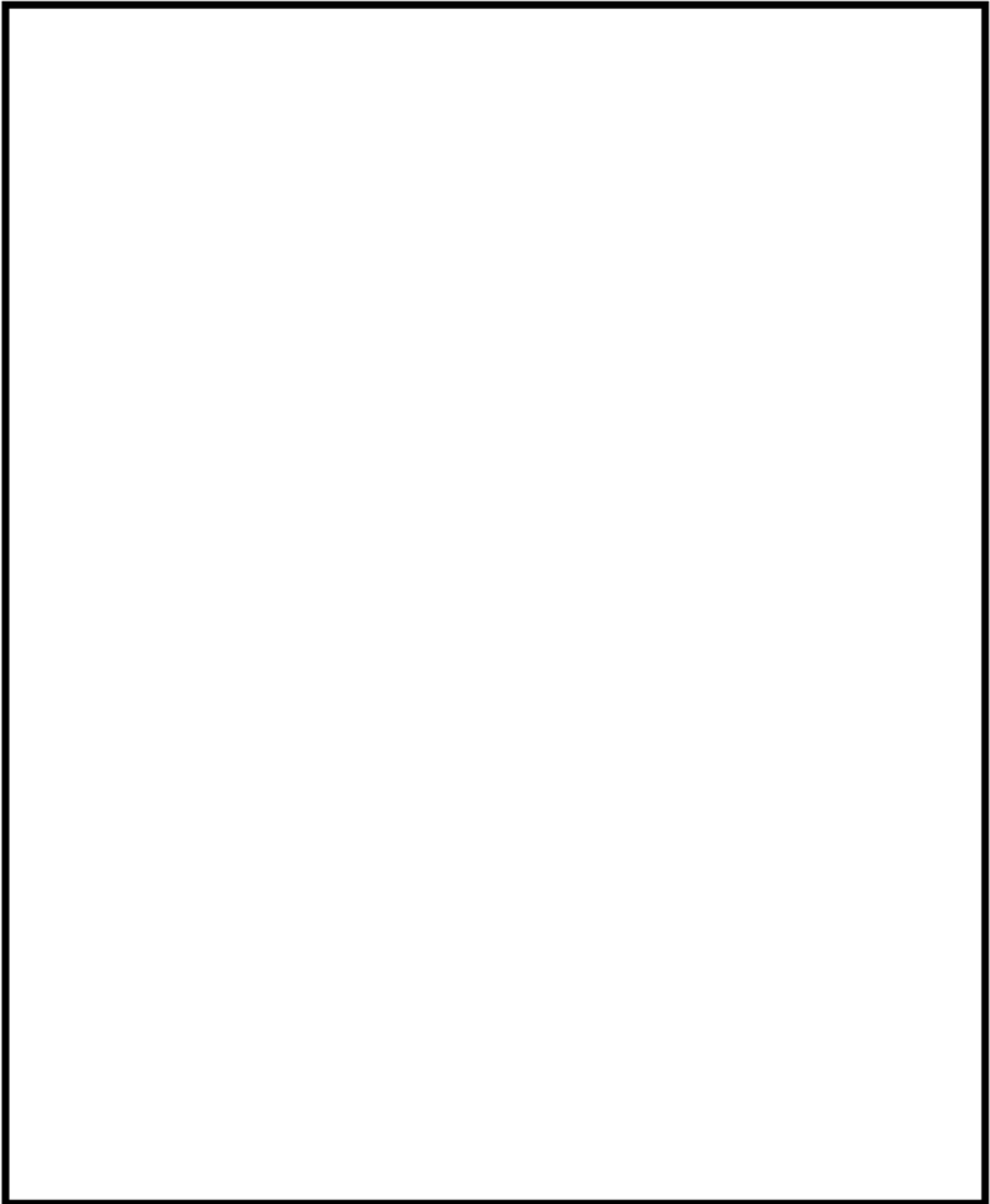


図1.3.2-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

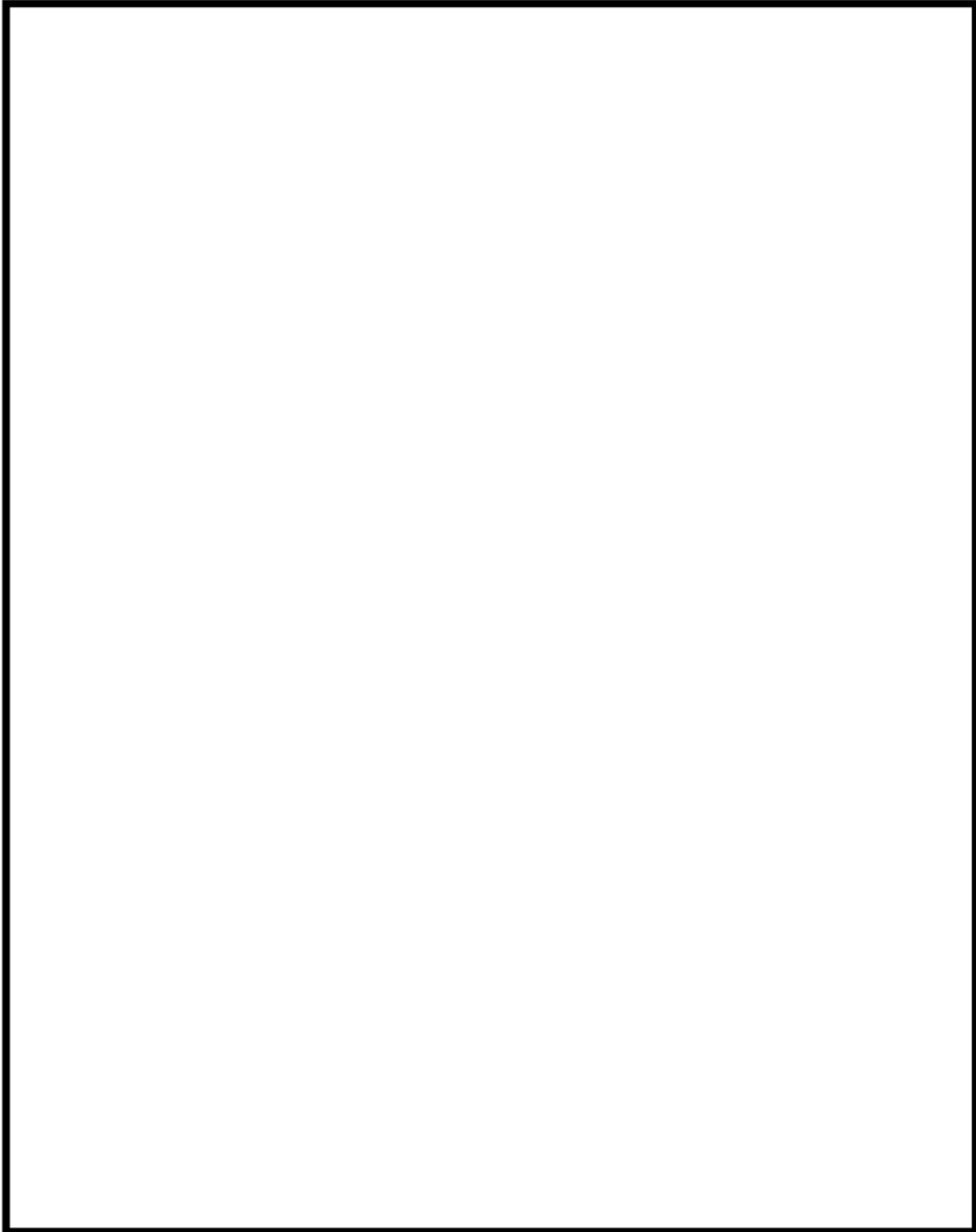


図1.3.2-7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

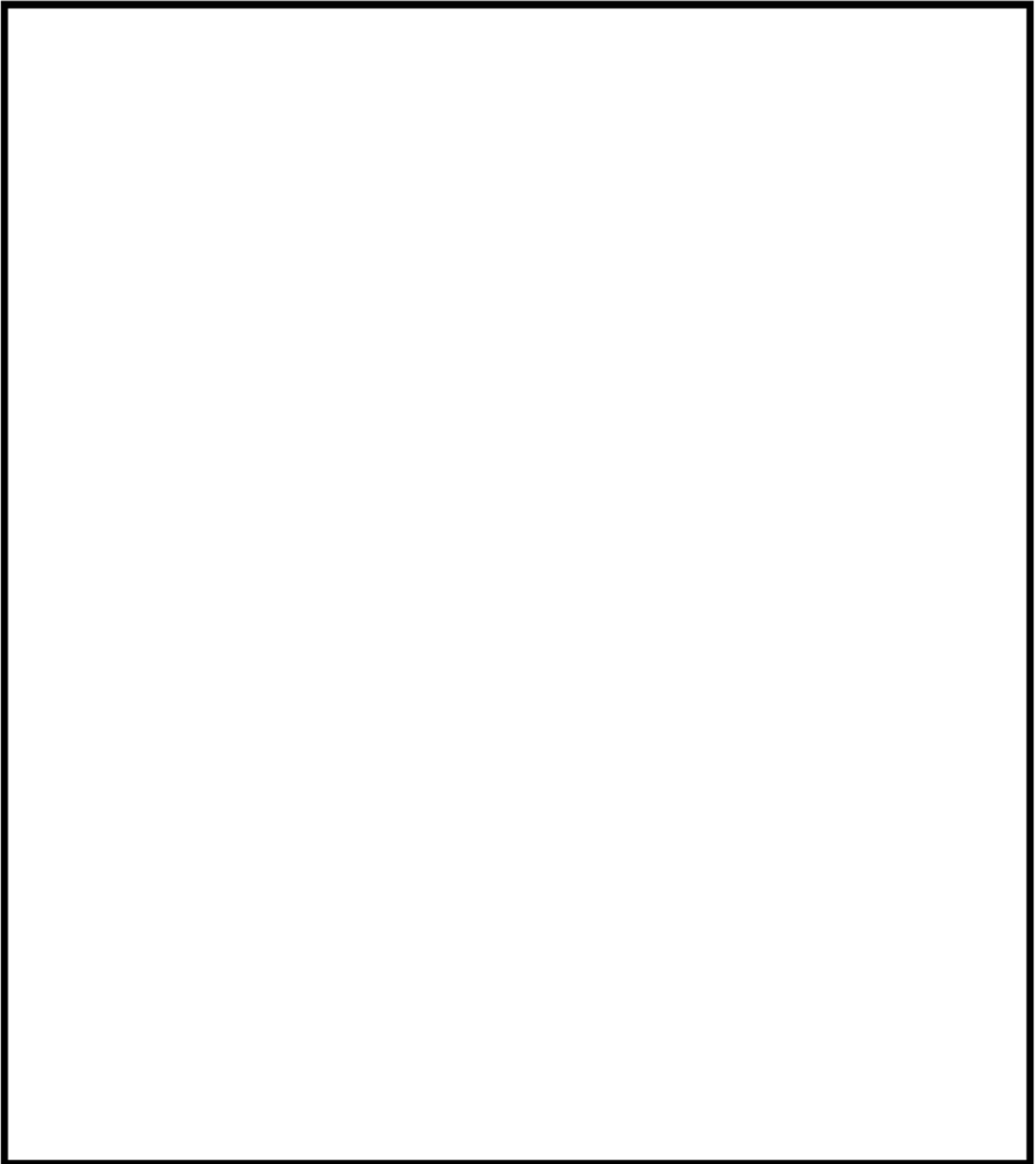


図1.3.2-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

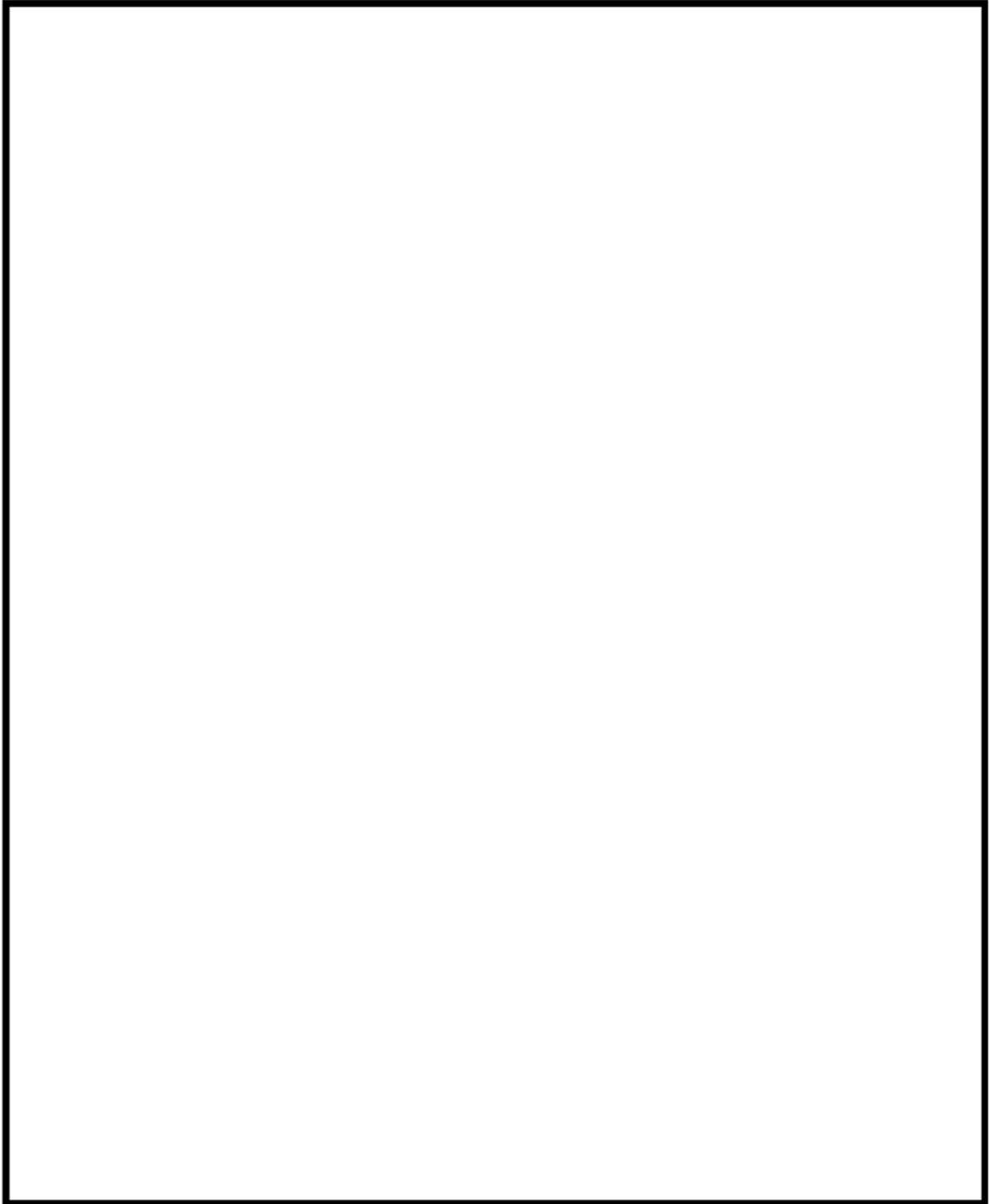


図1.3.2-9 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

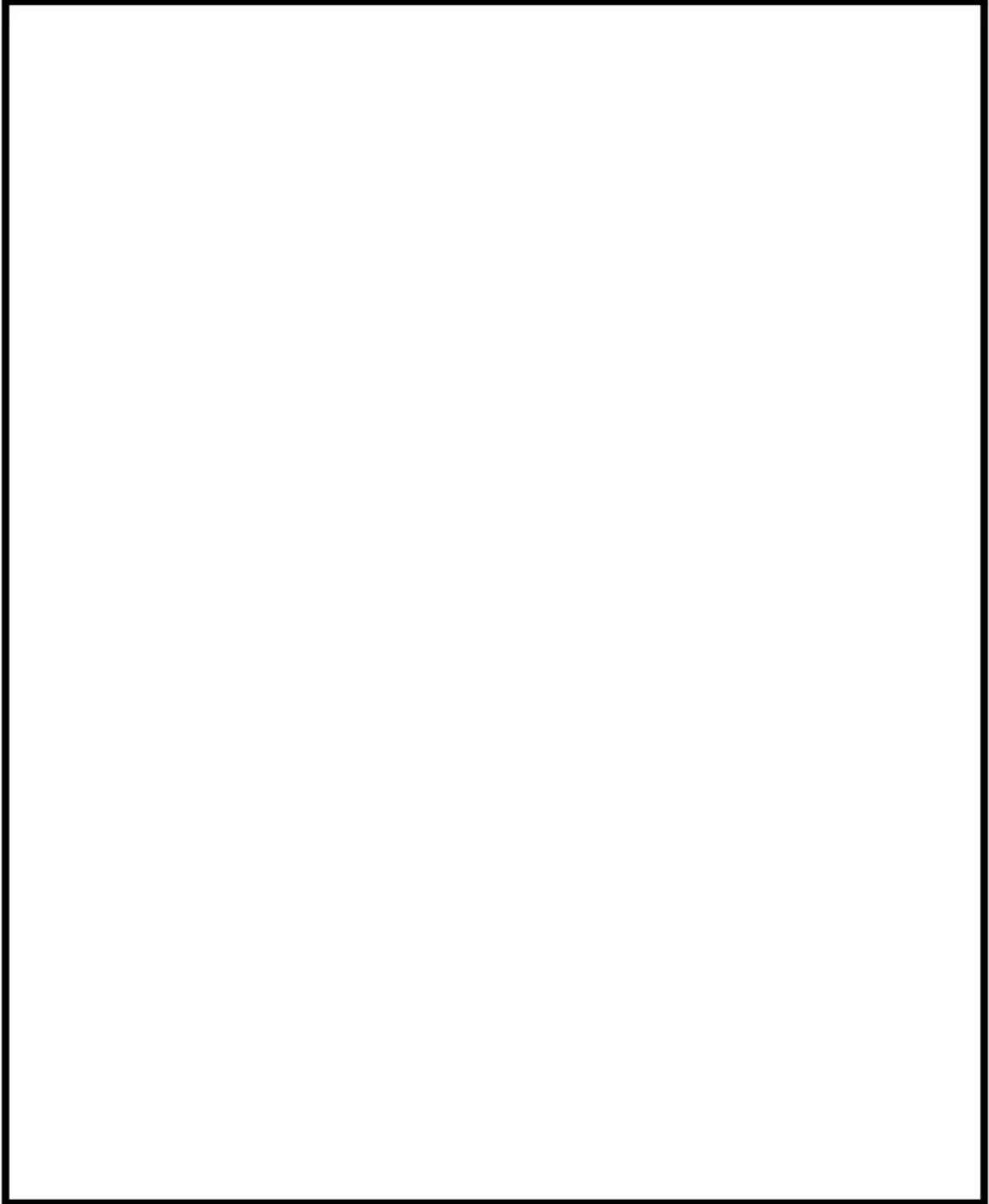


図1.3.2-10 機器配置図（廃棄物処理建屋地下3階）

原子炉格納容器内における，サブプレッション・チェンバ・プール水温度の位置を図1.3.2-11に示す。

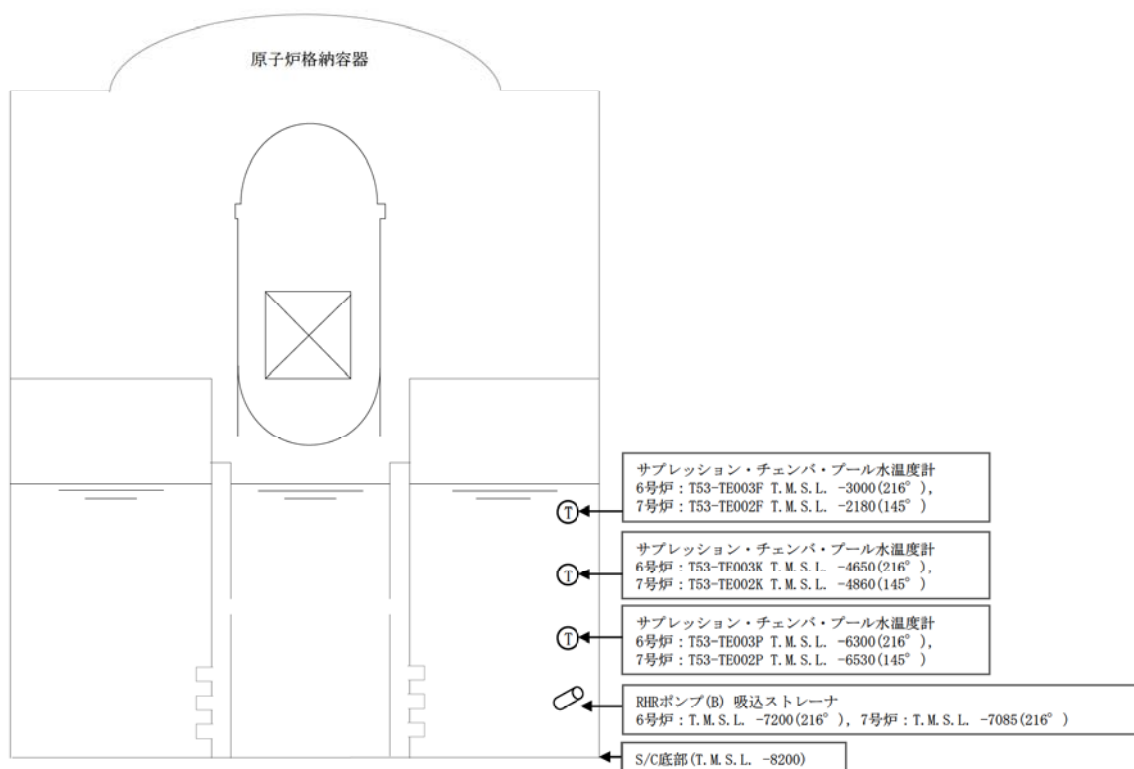
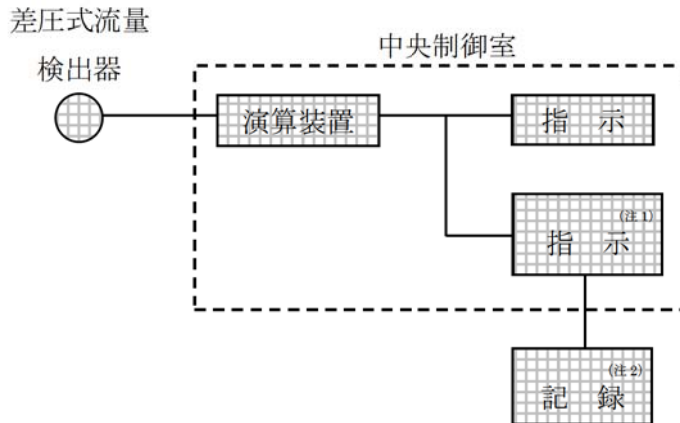


図1.3.2-11 サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置

c. システム構成

② 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-12「復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の概略構成図」参照。）



（注1）記録計

（注2）緊急時対策支援システム伝送装置

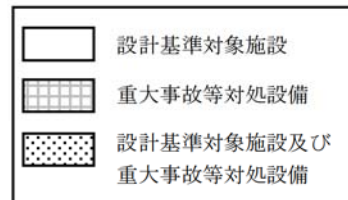
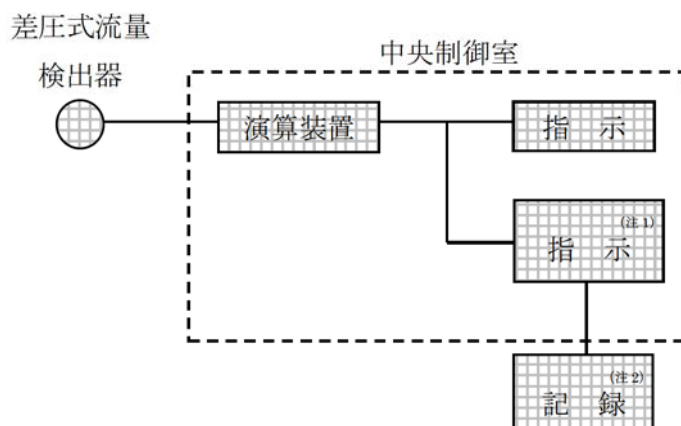


図 1.3.2-12 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の概略構成図

⑥ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を經由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図1.3.2-13「復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の概略構成図」参照。）



（注1）記録計

（注2）緊急時対策支援システム伝送装置

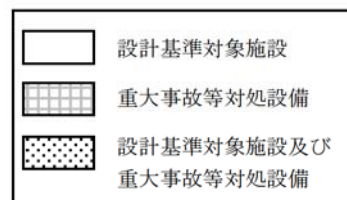
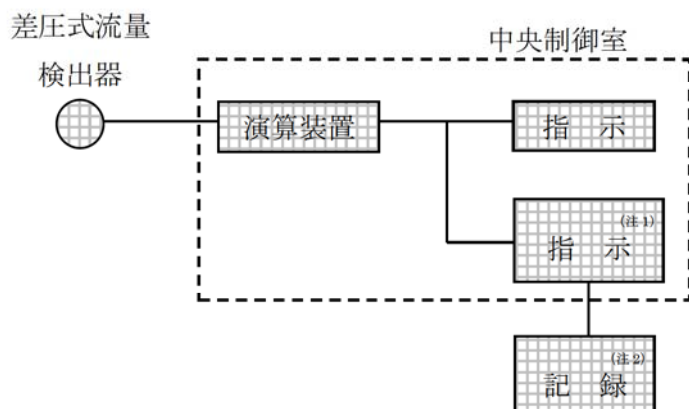


図1.3.2-13 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の概略構成図

◎ 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-14「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

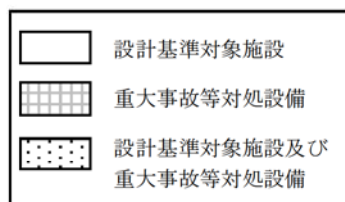
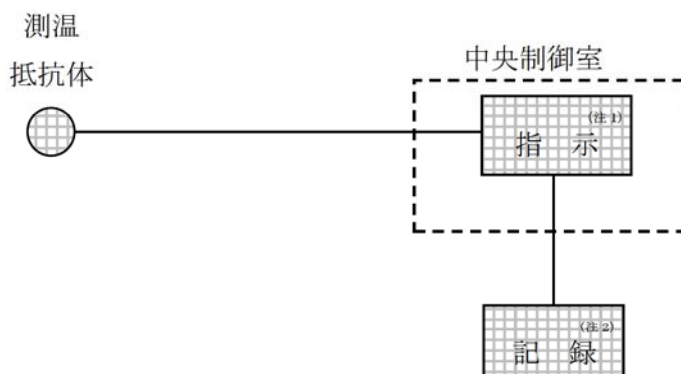


図1.3.2-14 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図

④ サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-15 「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

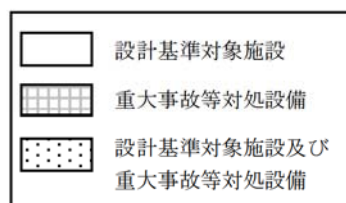
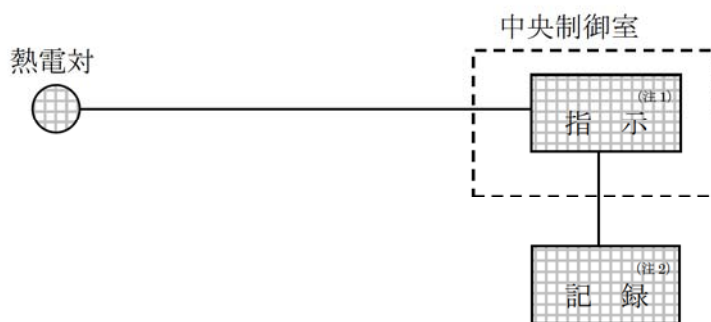


図 1.3.2-15 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

㉔ 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-16 「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

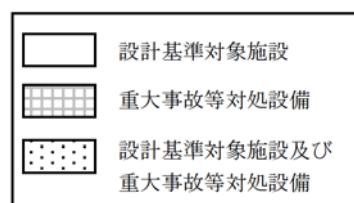
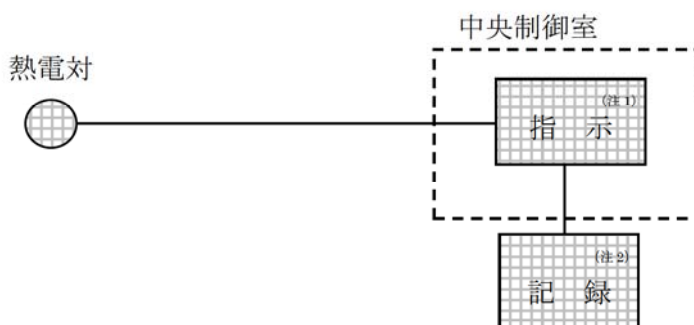


図 1.3.2-16 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。

(図 1.3.2-17 「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

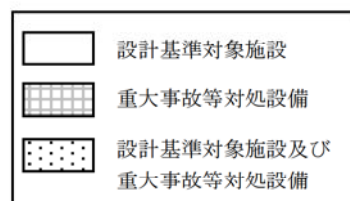
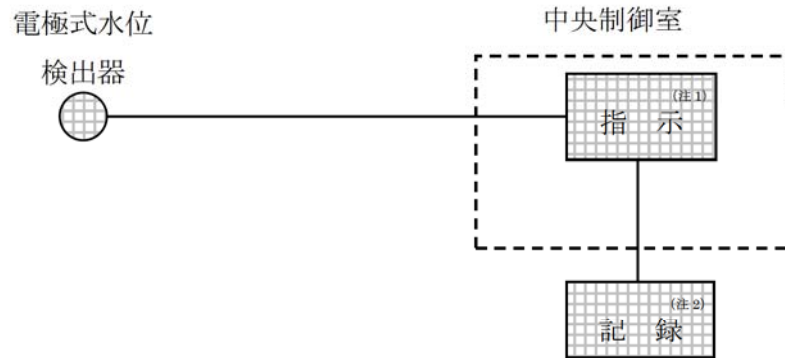


図 1.3.2-17 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

㊦ 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，中央制御室に指示し，記録する。（図 1.3.2-18「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

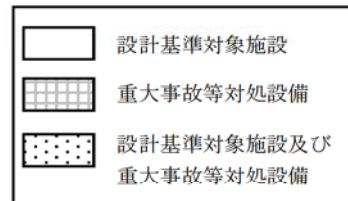
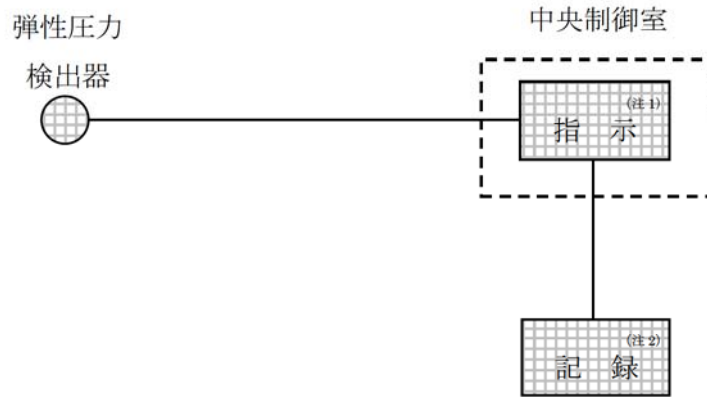


図 1.3.2-18 格納容器下部水位の概略構成図

① 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-19「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

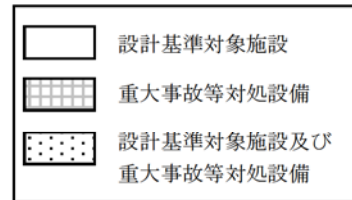


図 1.3.2-19 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

1.3.3 電源設備

① 概要

代替循環冷却系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を作動させるため，代替交流電源設備から非常用所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としている。また，既設非常用所内電気設備が使用不能の場合においても，代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計としている。

② 電源供給負荷

代替循環冷却系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。

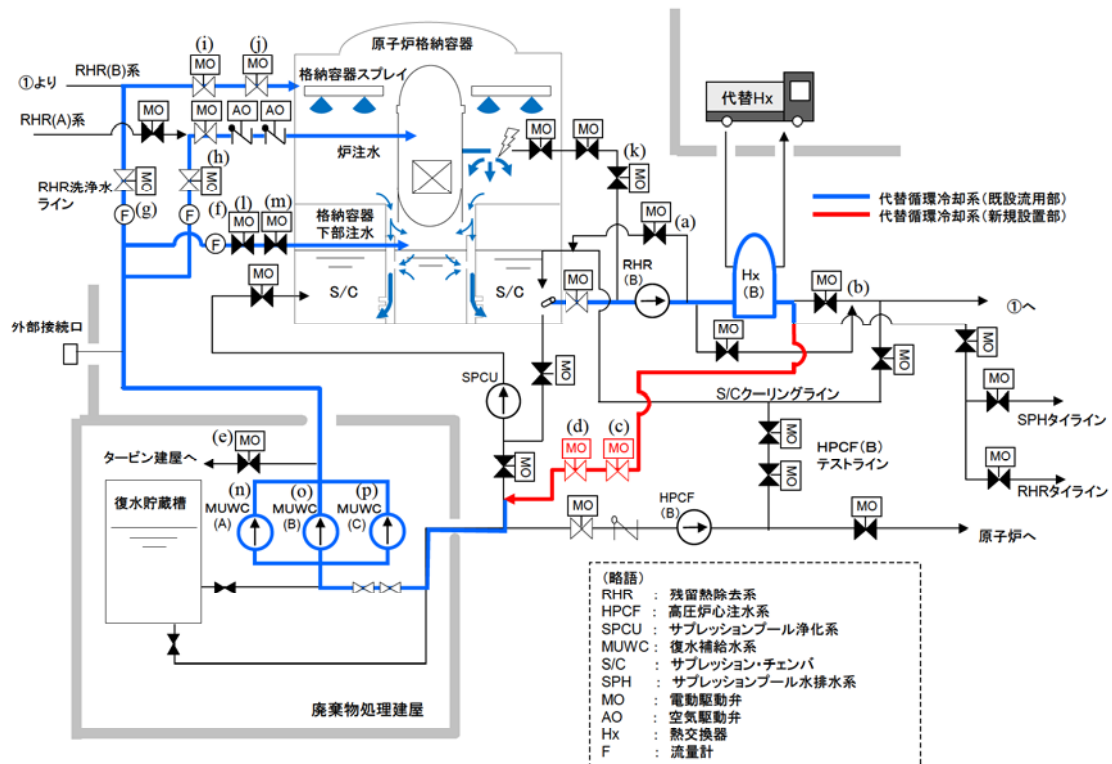


図 1.3.3-1 代替循環冷却系 概略図

表 1.3.3-1 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(b)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(c)	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(d)	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(e)	タービン建屋負荷遮断弁	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2
(f)	残留熱除去系洗浄水弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2
(g)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2
(h)	残留熱除去系注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2
(i)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(j)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(k)	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用MCC 7B ※2
(l)	下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-7	AM用MCC 7B ※2
(m)	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-7	AM用MCC 7B ※2
(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用MCC 7B ※2
(o)	復水移送ポンプ(B)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2
(p)	復水移送ポンプ(C)	AM用MCC 7B ※1	AM用MCC 7B ※2
—	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM用MCC 7B ※2

※1：P/C 7D-1 より AM用MCC 7B を受電する

※2：AM用動力変圧器より AM用MCC 7B を受電する

※3：AM用直流125V充電器を経由して以下のパラメータを確認する

- ・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）
- ・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）
- ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・原子炉水位（SA）
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度

※4：代替循環冷却系設置に伴い新設した設備

③ 単線結線図

代替循環冷却系の単線結線図は、図 1.3.3-2 及び図 1.3.3-3 に示すとおりである。

外部電源喪失時における代替循環冷却系の電源供給元は、次のとおりとして、a から b の順に優先順位を定めることとする。

- a. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備（M/C, P/C, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-2）
- b. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（動力変圧器, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-3）

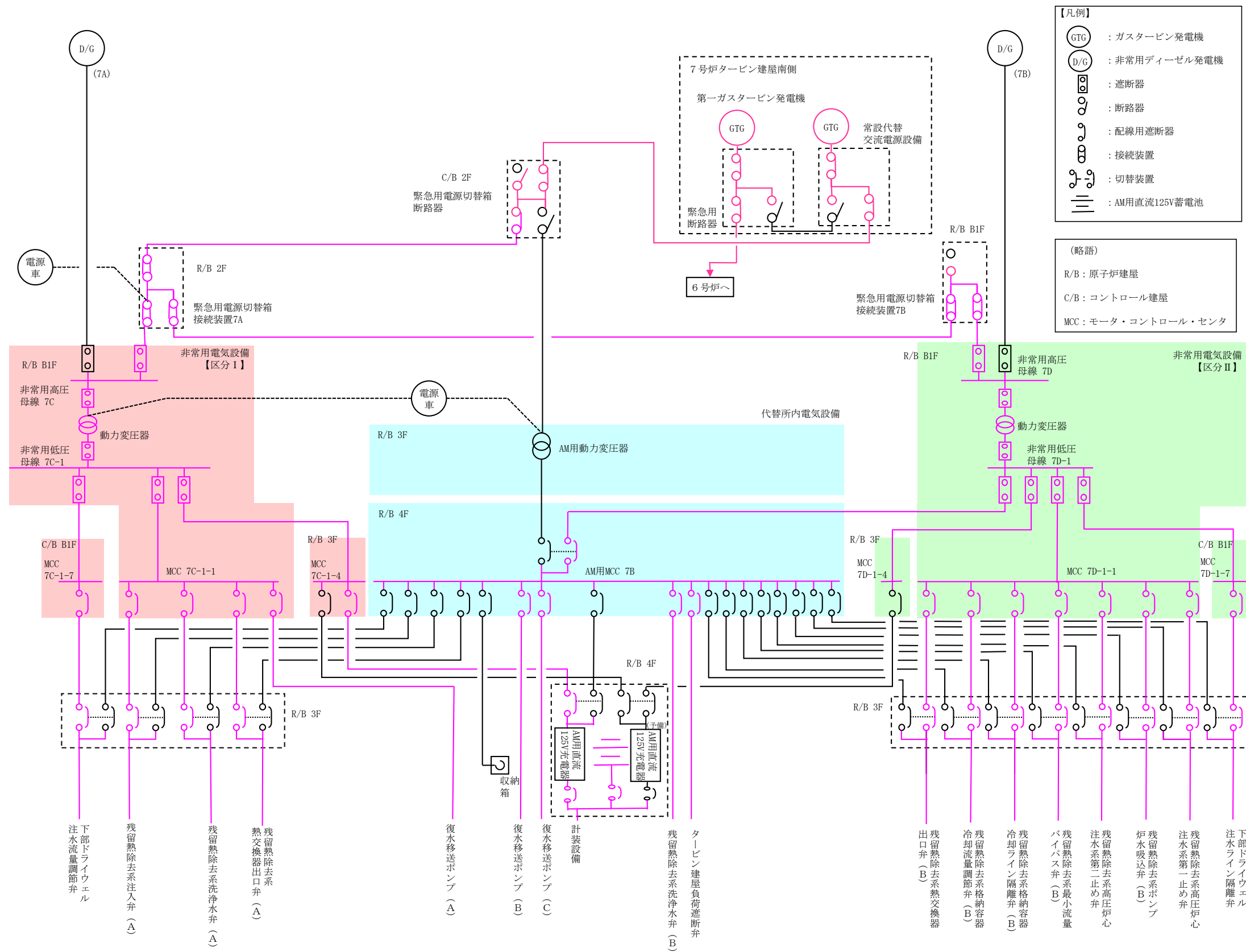
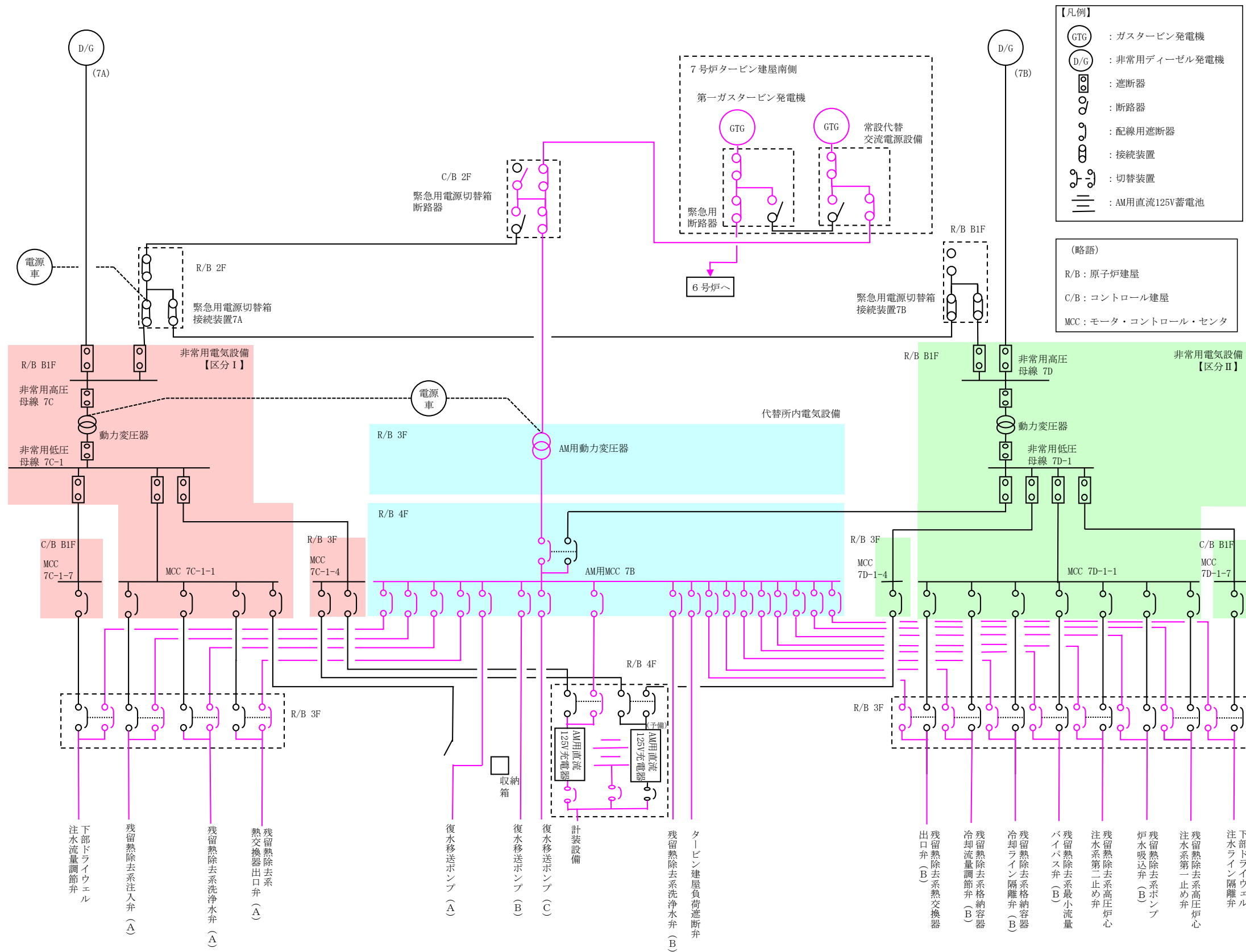


図 1.3.3-2 代替循環冷却系の単線結線図 (非常用電気設備経由で電源供給時)



- 【凡例】
- (GTG) : ガスタービン発電機
 - (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
 - ⊞ : 遮断器
 - ⊞ : 断路器
 - ⊞ : 配線用遮断器
 - ⊞ : 接続装置
 - ⊞ : 切替装置
 - ⊞ : AM用直流125V蓄電池
- (略語)
- R/B : 原子炉建屋
 - C/B : コントロール建屋
 - MCC : モータ・コントロール・センタ

図 1.3.3-3 代替循環冷却系の単線結線図（代替所内電気設備経由で電源供給時）

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 有効性評価シナリオの成立性

2.1.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している。

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故において、格納容器ベントを実施するシナリオは、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA 時注水機能喪失等があり、22.5 時間後より以前に格納容器ベントを実施することになるため、格納容器ベントまでに代替循環冷却系の運転開始をすることはできない。しかしながら、最も格納容器ベント時の実効線量が高い全交流動力電源喪失の敷地境界外での実効線量の評価結果は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合は約 $9.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$ であるが、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、敷地境界での実効線量の 5mSv を大きく下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、格納容器ベント後においても、代替循環冷却系はサプレッション・チェンバ・プール水位上昇の抑制を更に確実にするための有効な対策となる。

また、代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用するものとする。

2.1.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオ^{※1}においても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。

※1 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオは原子炉への注水ができず、原子炉圧力容器が破損する場合について評価しており、格納容器スプレイ及び格納容器下部への注水を実施している。また、代替循環冷却系の運転開始は事故後 20.5 時間以降として成立性を評価しているが、このうち代替原子炉補機冷却系の準備時間については「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオとの違いは無い。なお、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している理由は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後の原子炉水位の制御操作等、同シナリオ固有の代替循環冷却系に切り替える上での準備操作によるものである。

なお、高圧・低圧注水機能喪失に対しては、重大事故等対処設備である高圧代替注水系による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能である。また、

耐圧強化ベント系によるベント実施により格納容器の健全性は維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。高圧代替注水系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」にて確認している。

2.2 代替循環冷却系の操作性

2.2.1 代替循環冷却系運転のために必要な系統・機器とアクセス性

代替循環冷却系運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 代替循環冷却系運転継続に必要な操作，監視ができること
- (2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水^{※1}，格納容器ベント操作ができること
- (3) 残留熱除去系の復旧作業ができること

※1 原子炉への注水ができない状態において、原子炉圧力容器の破損を確認した場合は格納容器下部への注水を実施する。

(1) 代替循環冷却系運転継続に必要な操作，監視

代替循環冷却系運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋での手動弁の操作が必要であるが、操作は運転開始前のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。（表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照）

また、運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

代替循環冷却系運転を開始した後は、復水移送ポンプの運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉注水流量を復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）で、格納容器スプレイ流量を復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）で、格納容器下部注水流量を復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）にて監視する。

代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、復水補給水系温度（代替循環冷却）及びサプレッション・チェンバ・プール水温度により確認する。

代替循環冷却系運転の効果を、原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サプレッション・チェンバ・プール水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、代替循環冷却系運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、代替循環冷却系運転時には原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量及び格納容器下部注水流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。（表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照）

その他の作業としては、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器車（熱交換器ユニット）の付帯設備である電源車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

なお、代替循環冷却系運転の評価は、事故発生 22.5 時間後としているが、対応要員が早期に確保され代替循環冷却系運転の判断がされた場合は、評価上の時間を待つことなく運転を開始する。その場合の対応について「別紙-5」に記す。

表 2.2.1-1 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番
残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)
復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)
復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)
復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)
残留熱除去系注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(p)
下部ドライウエル注入ライン隔離弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(s)
復水移送ポンプ(B)	運転開始時	起動	中央制御室	(i)
復水移送ポンプ(C)	運転開始時	起動	中央制御室	(j)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	運転開始時	弁開	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	運転開始時	弁開	中央制御室	(m)
下部ドライウエル注水流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(t)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(l)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(m)
残留熱除去系注入弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(p)
下部ドライウエル注入ライン隔離弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(s)
下部ドライウエル注水流量調節弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(t)
残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(q)
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する

- ・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）
- ・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）
- ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水位

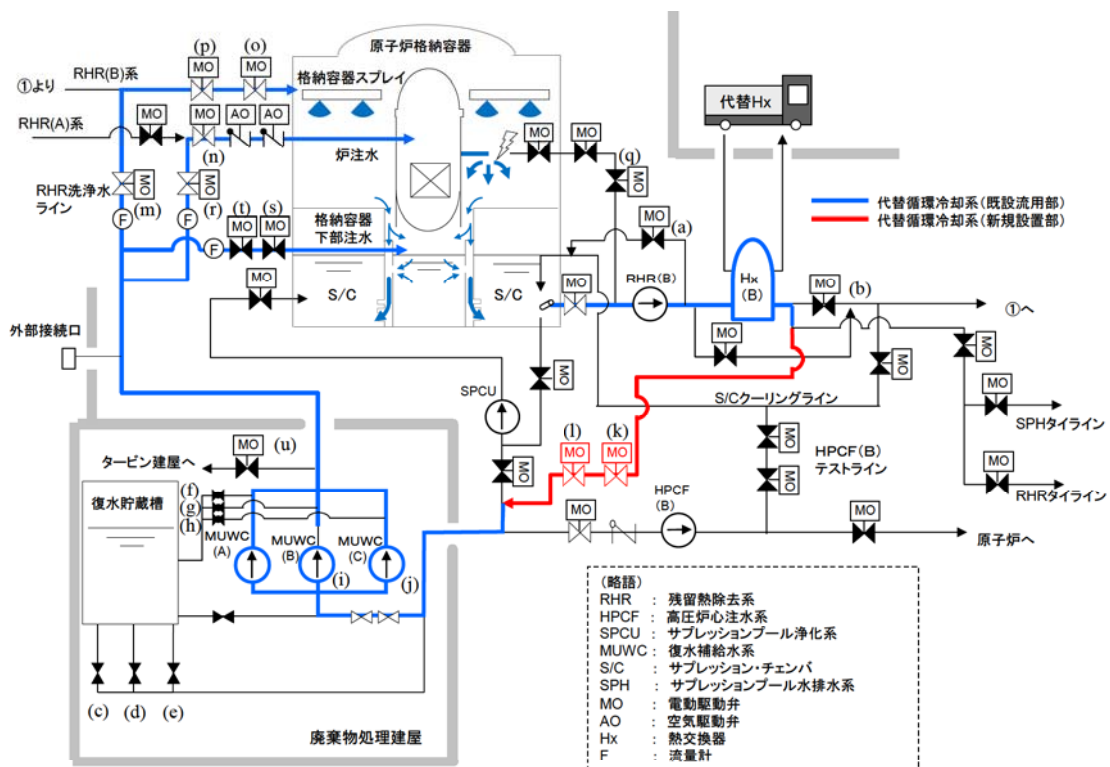


図 2.2.1-1 代替循環冷却系 概略図

(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作

代替循環冷却系運転開始前に，代替原子炉注水として低圧代替注水系（可搬型）の準備が必要となる。これは屋外作業であり，格納容器ベント操作前であるため作業環境は維持されている。

代替循環冷却系運転への切替操作時及び代替循環冷却系運転開始後に機能喪失した場合の対応として，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作が必要となる。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は，代替循環冷却系運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で，注水操作を屋外で実施することにより，建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。

格納容器ベント操作について，操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり，これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため，代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお，何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は，放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉区域外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお，これらの操作位置は原子炉建屋内の原子炉区域外であっても，代替循環冷却系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため，放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し，必要に応じて放射線防護対策を施す。

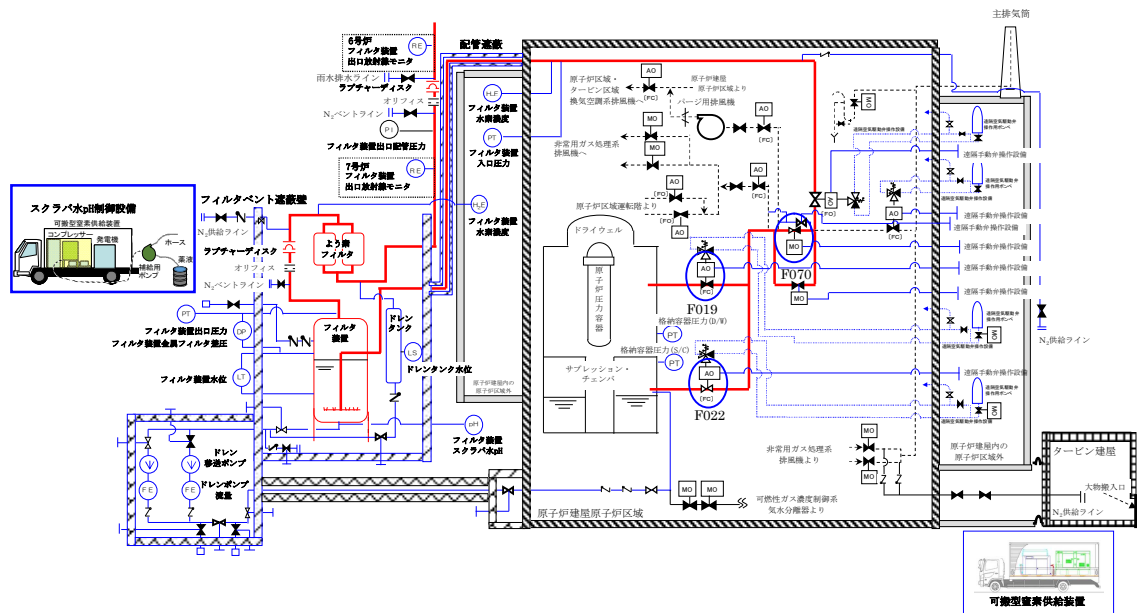


図 2.2.1-2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

	6号炉	7号炉
F022 (一次隔離弁 S/C)	弁① (図 2.2.1-3)	弁① (図 2.2.1-5)
F019 (一次隔離弁 D/W)	弁② (図 2.2.1-4)	弁② (図 2.2.1-6)
F070 (二次隔離弁)	弁③ (図 2.2.1-4)	弁③ (図 2.2.1-6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.2.1-3 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上中 1 階及び地下 1 階)

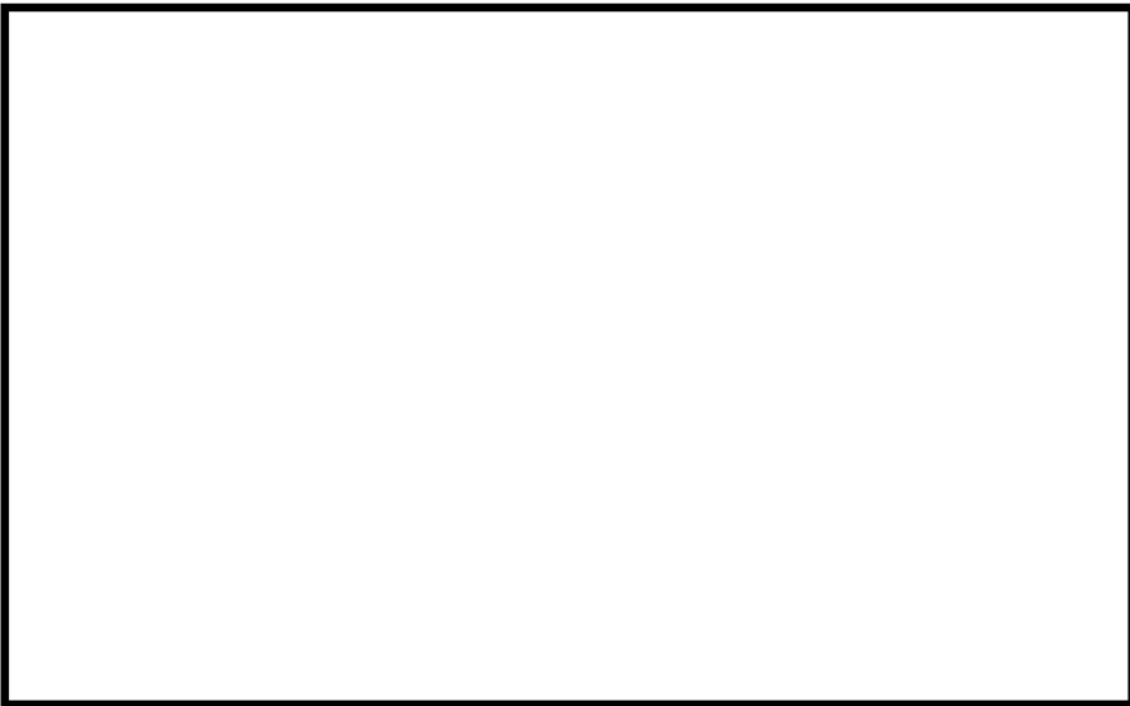


図 2.2.1-4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 2 階及び地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.2.1-5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)



図 2.2.1-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階及び地上4階)

(3) 残留熱除去系の復旧作業

代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、代替循環冷却系運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

代替循環冷却系では、サブプレッション・チェンバからの吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定(原子炉への注水はA系を想定)している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却系運転の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室又は原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

6号炉については、図2.2.1-7に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室及び上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

7号炉については、図2.2.1-8に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却系運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。このときの上部ハッチ付近の線量評価結果を以下に示す。

線源となる配管は図2.2.1-8にて青ラインで示す口径250Aの配管であるが、保守的に口径500Aの配管中にサブプレッション・チェンバのプール水が満たされているものとして評価した。また、サブプレッション・チェンバのプール水中の放射性物質の濃度の評価に当たり、セシウム及びヨウ素については炉内内蔵量の全量がサブプレッション・チェンバのプール水中に溶け込んだものと想定した。評価モデル図を図2.2.1-9に示す。

評価の結果、事故発生後30日間経過した場合、上部ハッチ付近(線源となる配管からの距離が10mの地点)において約500mSv/hとなった。

作業場所が高線量である場合は、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の作業で使われているような移動式遮蔽体等を用いることで、当該箇所へのアクセス、復旧作業への影響がないように適切に対策を講じる。移動式遮蔽体を用いた場合の一例を図2.2.1-10に示す。なお、前述の線量率(約500mSv/h)を約20mSv/hに低減することを想定した場合に必要な遮蔽厚さ(減衰率:0.04)は、遮蔽体が鉄の場合約11cmとなる(図2.2.1-11参照)。

$$\begin{aligned} \text{減衰率} &= \text{低減後の線量率 (mSv/h)} / \text{上部ハッチ付近の線量率 (mSv/h)} \\ &= 20 / 500 \\ &= 0.04 \end{aligned}$$

これが上記のとおり保守的な配管口径を想定した遮蔽厚さになるが、実際の配管口径が250Aであることを踏まえ、移動式遮蔽体は適切な遮蔽効果を有し、構造強度を有する設計とする。

これらの遮蔽を現場状況に応じて適切に設置すること等で放射線防護の対策を講じる。

なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.2.1-7 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

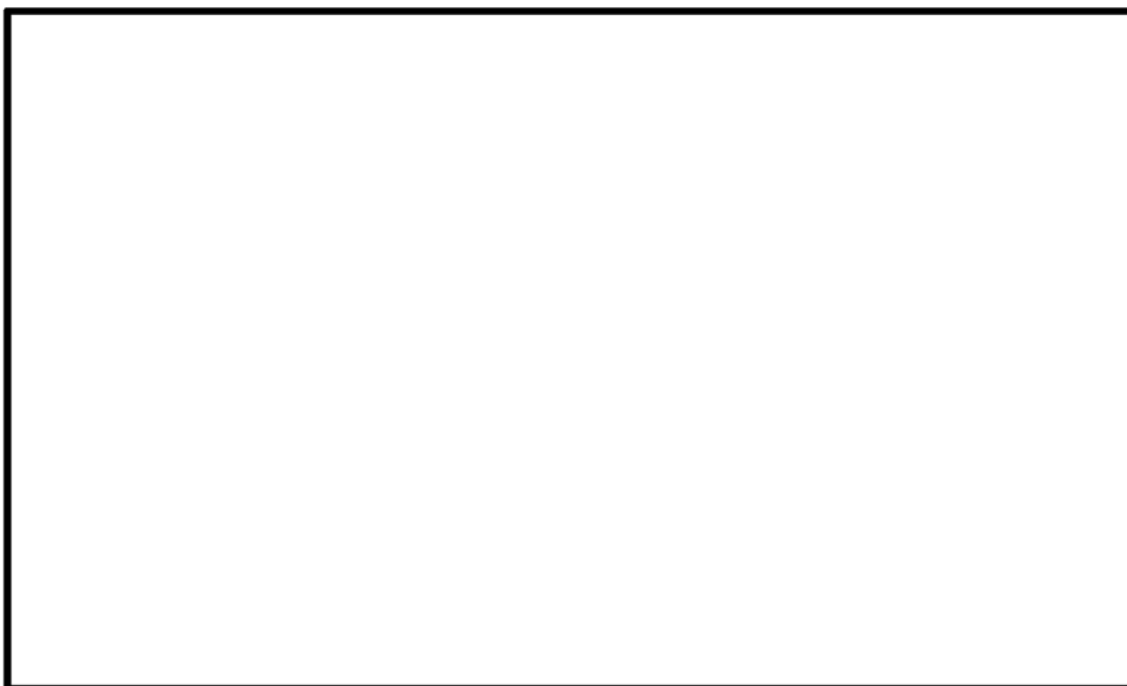
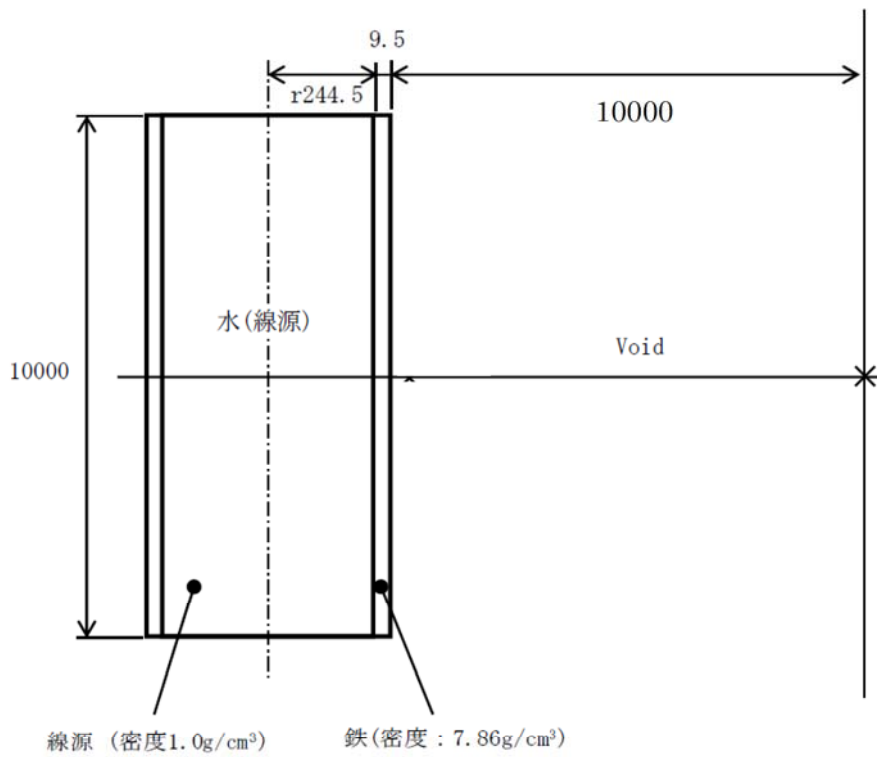


図 2.2.1-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



QAD-CGGP2R コードを用いて評価

×：評価点
(単位：mm)

図 2.2.1-9 RHR(C)ポンプ室上部ハッチ付近 線量評価モデル

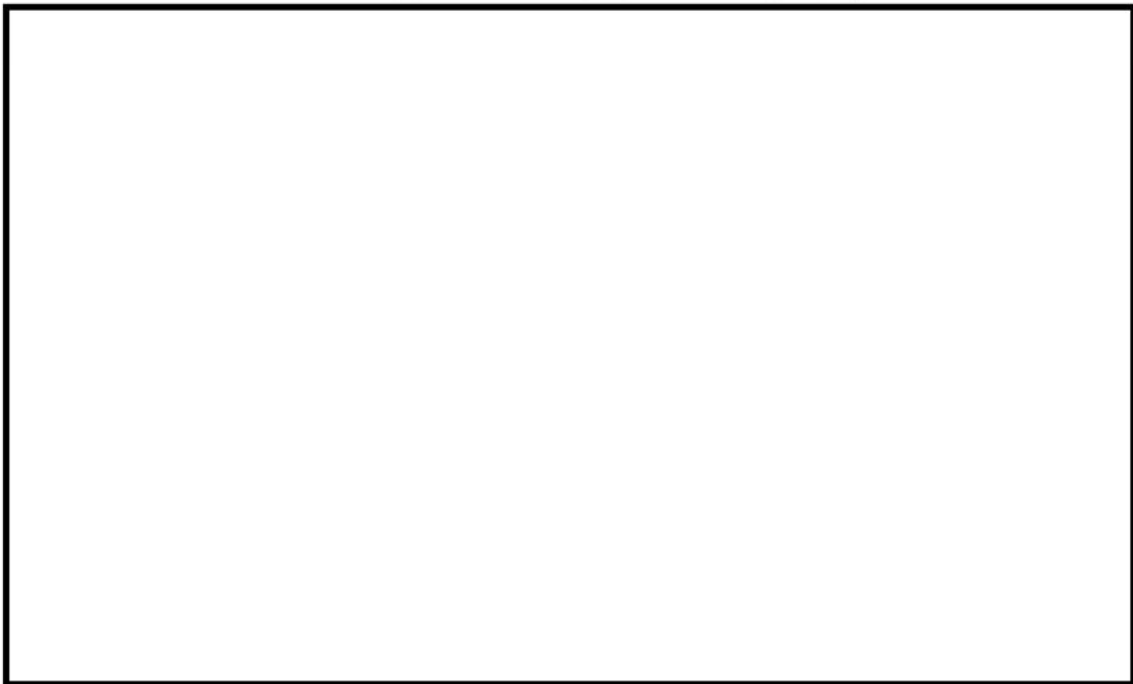


図 2.2.1-10 7号炉 RHR(C)ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

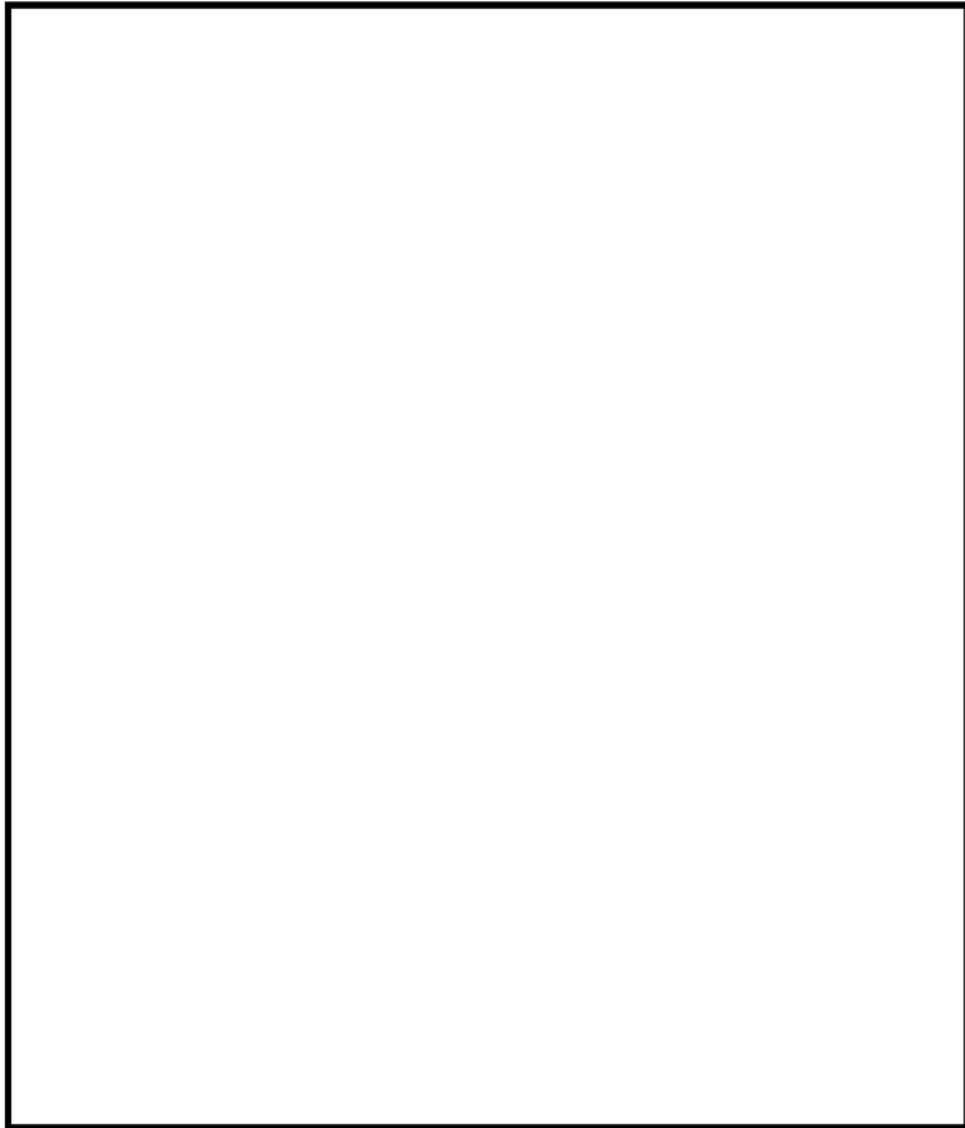


図 2.2.1-11 遮蔽体（鉄，鉛）の減衰率（QAD-CGGP2R コードを用いて評価）

2.2.2 操作概要について

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用する場合）及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

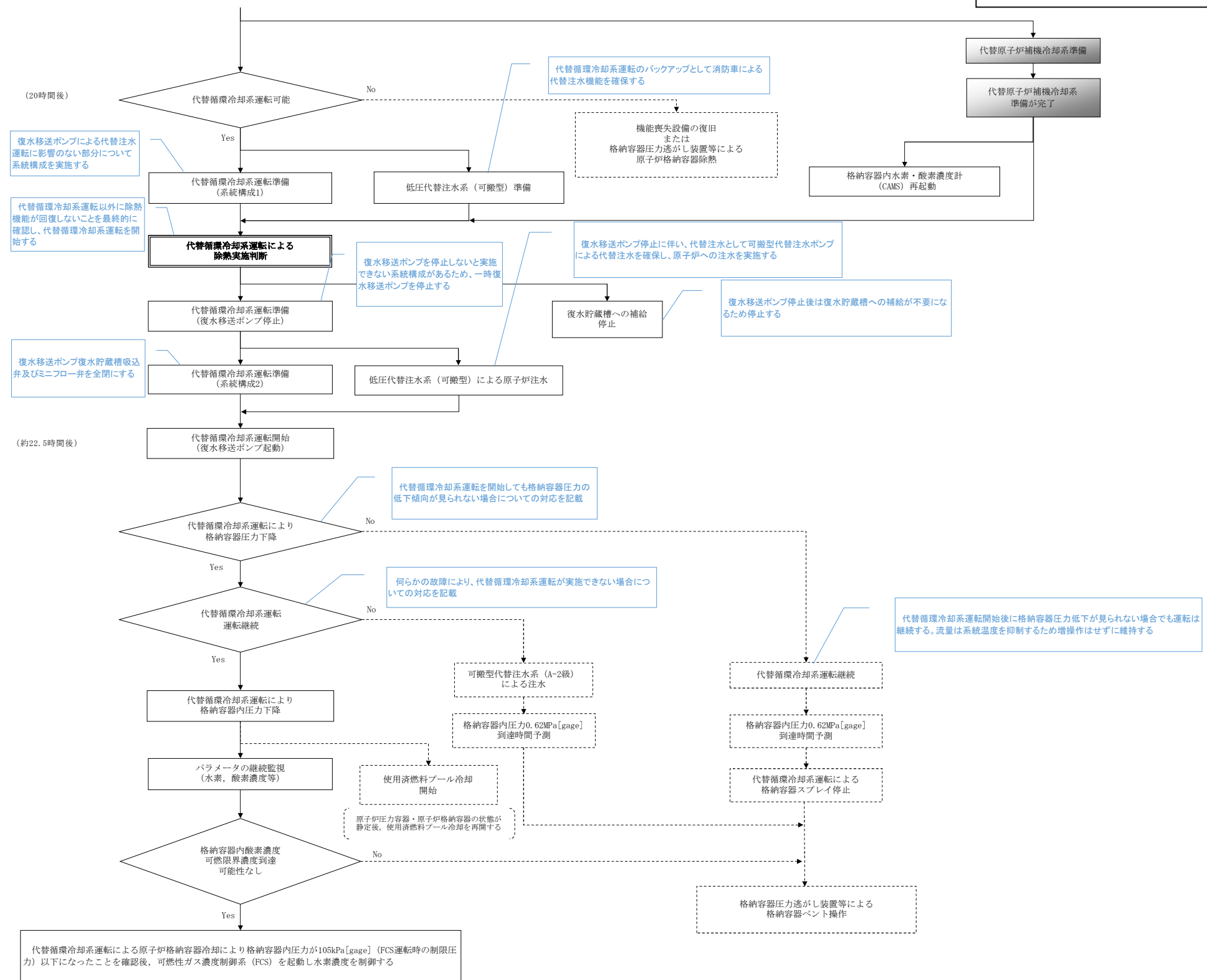


図 2.2.2-2 代替循環冷却系運転の手順概要（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合）「抜粋図」

(解析上の時間)
(約0分)

(約1時間後)

(約1.4時間後)

(約3.7時間後)

(約5.7時間後)

(約7時間後)

(約8時間後)

(約8時間後)

(約20時間後)

(20.5時間後)

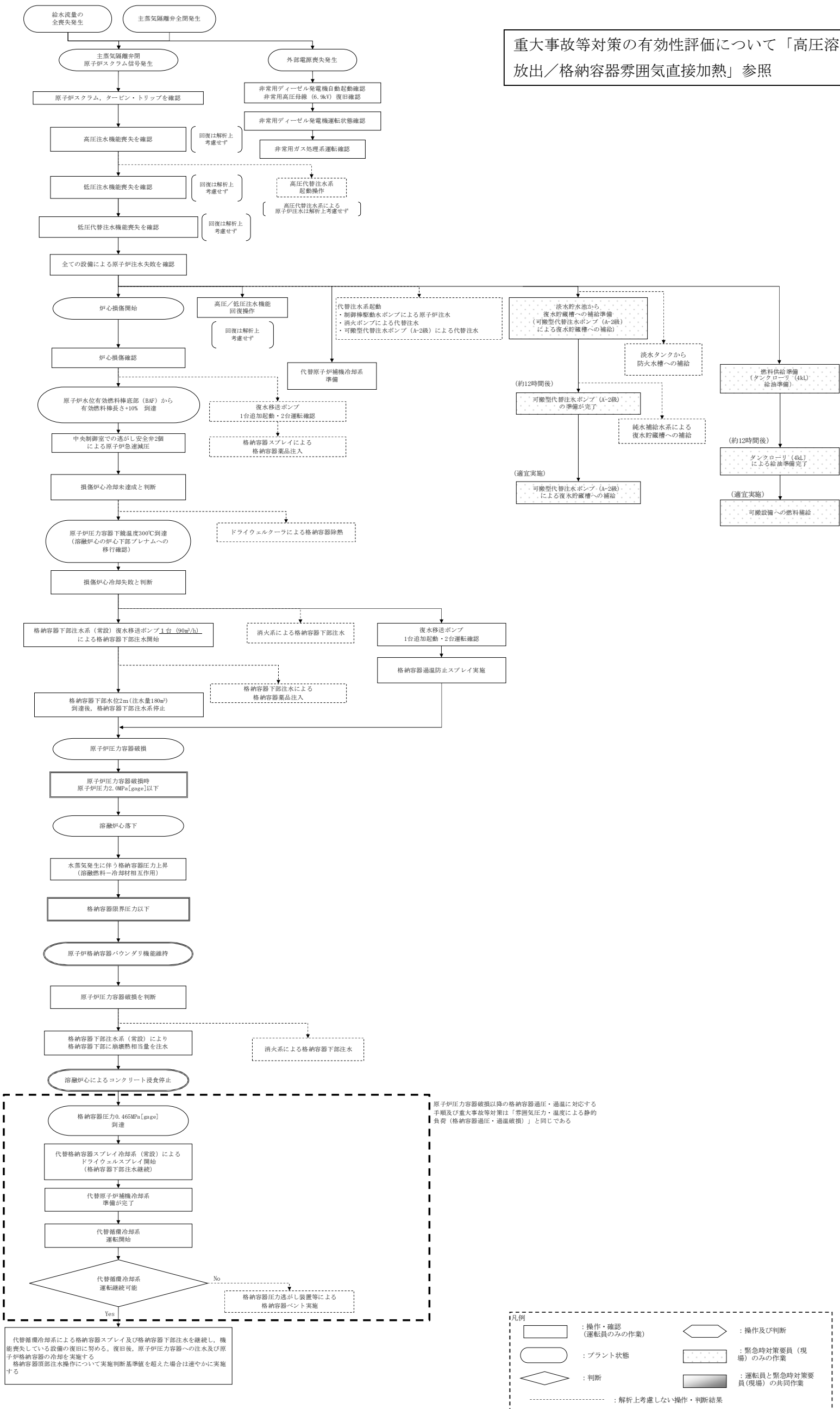


図 2.2.2-3 代替循環冷却系運転の手順概要（「高压溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱」の場合）

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）												備考					
								10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
								運転員 (中央制御室)						運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)									
6号		7号		6号		7号		6号		7号															
状況判断	2人 A, B		2人 a, b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失確認 全交流動力電源喪失確認 原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 												
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) A		(1人) a		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 第一ガスタービン発電機 起動 												
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	(1人) B		(1人) b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 第一ガスタービン発電機 給電 												
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電準備操作	(1人) B		(1人) b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 D系 受電前準備 (中央制御室) 												
	-		-		4人 C, D E, F		4人 c, d e, f		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護装備準備/装備 												
	-		-		(2人) C, D		(2人) c, d		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 非常用高圧母線 D系 受電前準備 (電源盤受電準備) 												
	-		-		(2人) E, F		(2人) e, f		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 非常用高圧母線 D系 受電前準備 (コントロール建屋負荷抑制) 												
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電操作	(1人) B		(1人) b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 D系 受電確認 												
	-		-		(2人) C, D		(2人) c, d		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 D系 受電 												
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電準備操作	(1人) B		(1人) b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 C系 受電前準備 (中央制御室) 												
	-		-		(2人) E, F		(2人) e, f		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 非常用高圧母線 C系 受電前準備 												
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A		(1人) a		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用ガス処理系排風機 運転確認 												
	-		-		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋差圧監視 原子炉建屋差圧調整 												
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電操作	(1人) B		(1人) b		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 C系 受電確認 												
	-		-		(2人) E, F		(2人) e, f		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 非常用高圧母線 C系 受電 												
低下代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A		(1人) a		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ (B, C) 起動/運転確認 低下代替注水系 (常設) 系統構成 												
低下代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		(1人) a		-		-		-		-		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 注入弁操作 												破断口まで水位回復後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替

図 2.2.2-4 代替循環冷却系運転の作業と所要時間 (0~320分後)「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) の場合」

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			0 2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 28 30 32												
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		0分: 格納容器圧力監視開始 10分: 原子炉注水開始 15分: 原子炉注水開始 20分: 原子炉注水開始 25分: 原子炉注水開始 30分: 原子炉注水開始 32分: 原子炉注水開始												
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・低圧代替注水系 注水操作	0分 ~ 10分												
代替格納容器スプレッド冷却系（常設）操作	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・代替格納容器スプレッド冷却系 注水操作	10分 ~ 20分												
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水野水混合から淡水野水混合への補給	-	-	-	-	6人 (4人)※1	-	・放射線防護準備 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水野水混合への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2機）移動、ホース敷設（淡水野水混合から可搬型代替注水ポンプ（A-2機）へ） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水野水混合への補給	20分 ~ 30分												
給油準備	-	-	-	-	※1 (2人)	-	・軽油タンクからタンクローリー（44L）への給油	20分 ~ 22分												タンクローリー（44L）移動に応じて運転員タンクから給油
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	22分 ~ 24分												運転員
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) B, F	(2人) B, F	-	-	・放射線防護準備 ・代替原子炉補機冷却系 運転員監視	24分 ~ 26分												
給油準備	-	-	-	-	※2 (2人)	-	・軽油タンクからタンクローリー（44L）への給油	26分 ~ 28分												タンクローリー（44L）移動に応じて運転員タンクから給油
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・電源室への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油	28分 ~ 30分												運転員
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※3 (3人)	※3 (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転員監視	30分 ~ 32分												運転員
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 準備操作	-	-	C, D	(2人) C, D	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による原子炉への注水準備 （ホース敷設（可搬型代替注水ポンプ（A-2機）から接続口）、ホース接続）	30分 ~ 32分												運転員
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）再起動	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）再起動	30分 ~ 32分												運転員
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	30分 ~ 32分												運転員
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉注水/格納容器スプレッド冷却系 ・淡水野水ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	30分 ~ 32分												運転員
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による原子炉への注水	30分 ~ 32分												運転員
代替循環冷却系 運転監視	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・代替循環冷却系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の運転監視	30分 ~ 32分												運転員
給油準備	-	-	-	-	2人	-	・軽油タンクからタンクローリー（44L）への給油	30分 ~ 32分												タンクローリー（44L）移動に応じて運転員タンクから給油
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	30分 ~ 32分												運転員

以上が、代替循環冷却系運転による格納容器ベント回避のシナリオ
 以下は、代替循環冷却系運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ
 （※2時間後に代替循環冷却系運転に失敗し、事象発生30時間後に格納容器ベントに至ることを想定）

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			0 2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 28 30 32												
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		0分: 格納容器圧力監視開始 10分: 原子炉注水開始 15分: 原子炉注水開始 20分: 原子炉注水開始 25分: 原子炉注水開始 30分: 原子炉注水開始 32分: 原子炉注水開始												
代替循環冷却系 運転監視	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・代替循環冷却系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の運転監視	0分 ~ 30分												
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	10人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による原子炉への注水	30分 ~ 32分												運転員
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	2人 (参集)	2人 (参集)	・格納容器ベント準備 （格納容器二次隔離弁操作、パワングリ構造、歩行用ガス処理器停止）	30分 ~ 32分												運転員
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器ベント状態監視 ・放射線防護準備/装束	30分 ~ 32分												運転員
代替原子炉補機冷却系 運転	(1人) A	(1人) a	-	-	(3人) (参集)	(3人) (参集)	・代替原子炉補機冷却系 運転員監視	30分 ~ 32分												運転員
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	30分 ~ 32分												運転員
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・電源室への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油	30分 ~ 32分												運転員
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	30分 ~ 32分												運転員

図 2.2.2-5 代替循環冷却系運転の作業と所要時間（0～32時間後）「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合

重大事故等対策の有効性評価について「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
状況判断	2A A,B	2A A,B	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・全ての原子炉注水機能喪失確認													
非常用ガス処理系 運転確認	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・非常用ガス処理系 運転確認													
原子炉格納容器下部注水系 準備	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・原子炉格納容器下部への注水準備 ・低圧代替注水系（常設）系統構成 ・放射線防護準備/装備													
原子炉急速減圧操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）現場系統構成 ・高圧代替注水系（常設）ライン切替													
格納容器下部注水系 注水操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の初期注水													
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 準備操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認													
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作													
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2A) C,D	(2A) A,D	-	-	・放射線防護準備/装備 ・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成													
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	6A ↓ 6A1 ↓ 6B	-	・放射線防護準備/装備 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動、ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、ホース接続、ホース水張り）													
給油準備	-	-	-	-	2A ↓ 6B	-	・放射線防護準備/装備													
給油作業	-	-	-	-	2A ↓ 6B	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油													

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2A) C,D	(2A) A,D	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成													
給油準備	-	-	-	-	6A ↓ 6A1 ↓ 6B	-	・軽油タンクからタンクローリ（4tL）への補給													
給油作業	-	-	-	-	2A ↓ 6B	-	・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油													
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	6B ↓ 6A1 ↓ 6B	6A ↓ 6A1 ↓ 6B	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視													
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	(1A) B	(1A) B	-	-	-	-	・代替循環冷却系 中央制御室系統構成													
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	-	-	(4A) C,D E,F	(4A) A,D E,F	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （代替格納容器スプレイに影響のない部分）													
原子炉格納容器下部注水系操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水													
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作													
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成													
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	-	-	(2A) E,F	(2A) A,F	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （復水貯蔵槽へ送水）													
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	-	-	(2A) C,D	(2A) A,D	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （残留熱除去系高圧注水系第一止め弁、第二止め弁）													
代替循環冷却系 運転開始	(2A) A,B	(2A) A,B	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレイ弁、原子炉格納容器下部注水弁操作													
代替循環冷却系 運転状態監視	(1A) A	(1A) A	-	-	-	-	・代替循環冷却系による原子炉格納容器の状態監視													
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	6B ↓ 6A1 ↓ 6B	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給													
給油作業	-	-	-	-	6B ↓ 6A1 ↓ 6B	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油													
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 A,B	4人 C,D,E,F	4人 A,D,E,F	8人 (参集要員26人)															

図 2.2.2-6 代替循環冷却系運転の作業と所要時間「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合」

2.3 系統運転時の監視項目

2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを選定している。さらに有効性評価では、この「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失を重畳させ、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応を確認している。

よって、この「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。

c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が必要となる時間

図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が

原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約38時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約38時間までは、図2.3.1-1及び図2.3.1-2のとおり、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは、事象発生から約51時間後である（図2.3.1-3及び図2.3.1-4参照）。これより、除熱系の復旧がされない約22.5時間以前においては原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

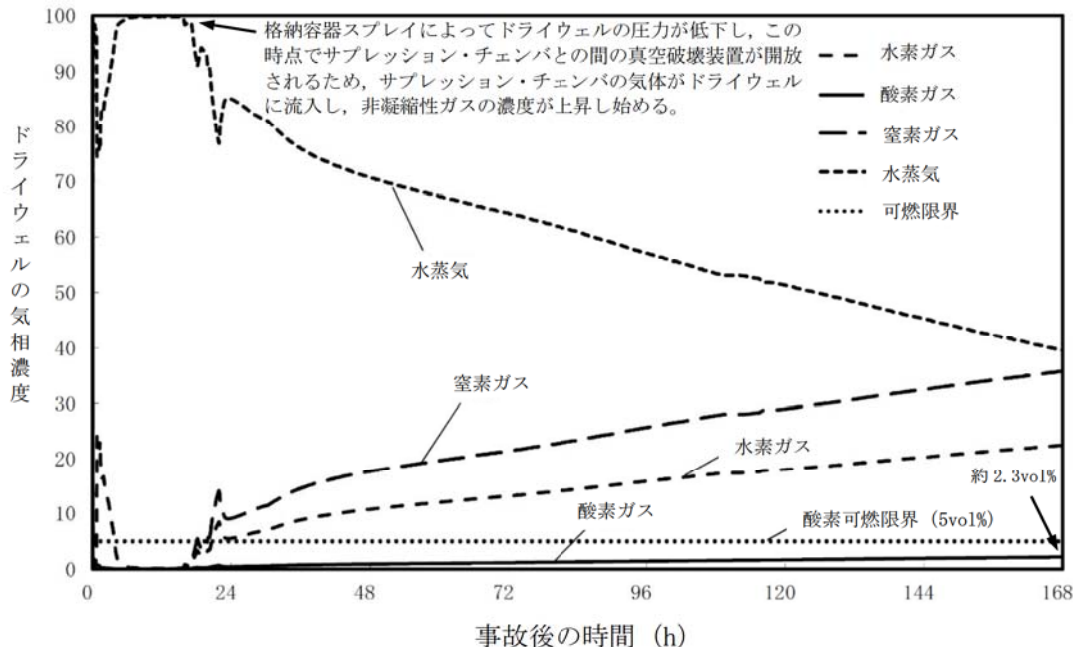


図 2.3.1-1 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)
格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)

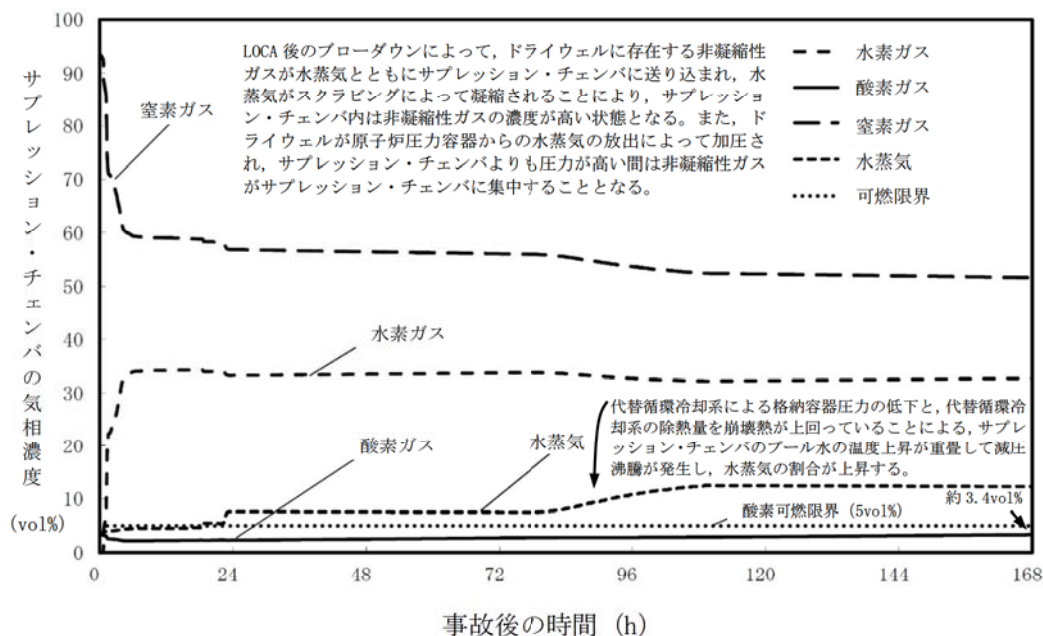


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)
格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)

「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4, G(O_2)=0.2$ を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至るのは約 51 時間後となる。

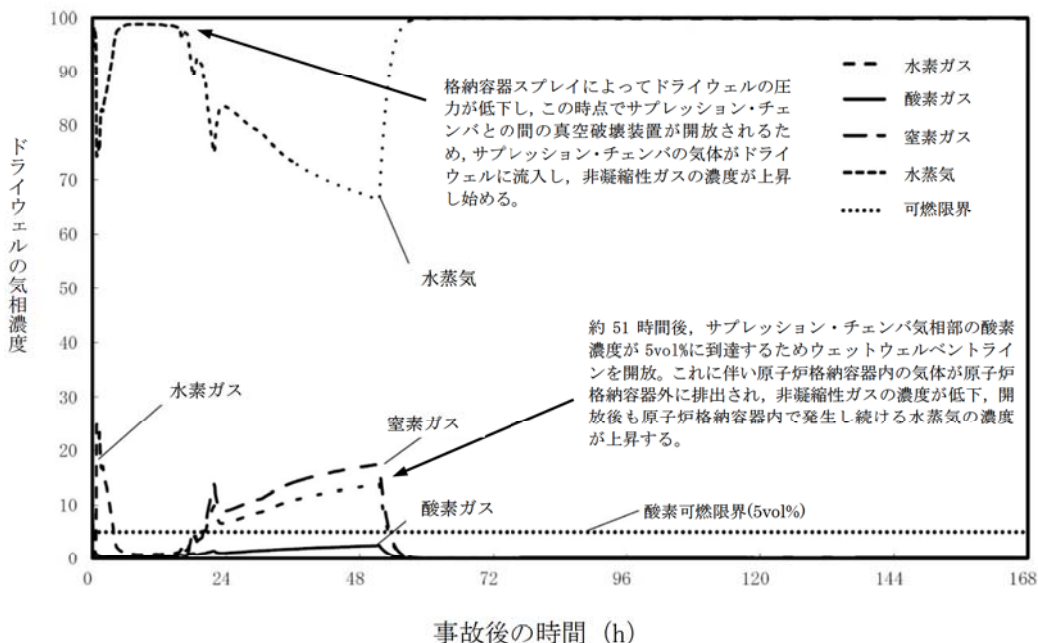


図 2.3.1-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

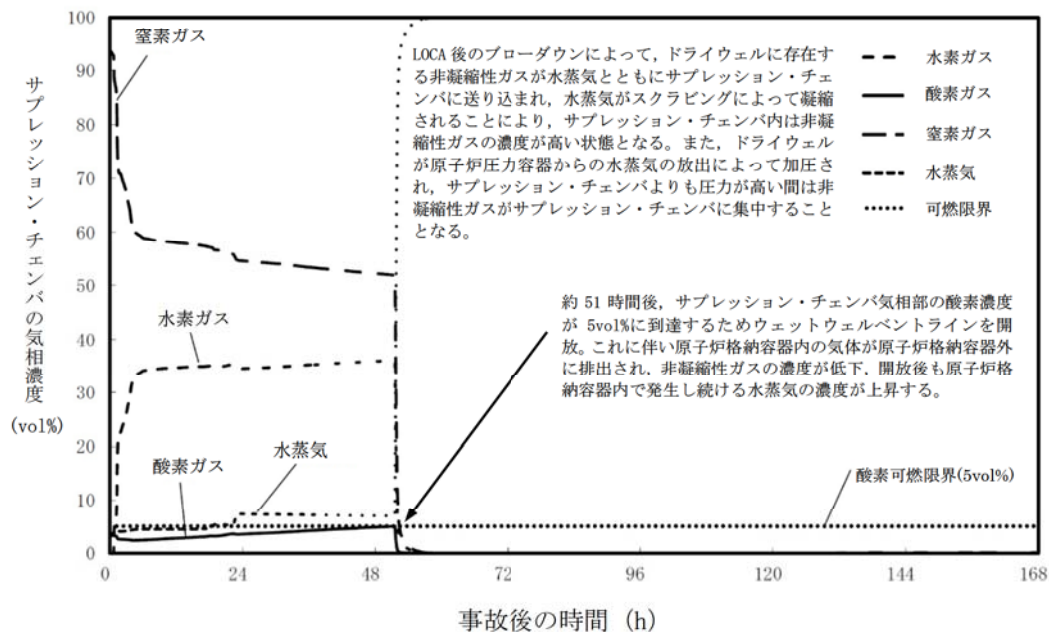


図 2.3.1-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器内の水素濃度・酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a) 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気とともに非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について、3.4 水素燃焼、添付資料

3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照)。

b) 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 代替原子炉補機冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、約 22.5 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至らないことを確認しているが、約 22.5 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値 ($G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。

推定可能範囲：0～約 5vol%

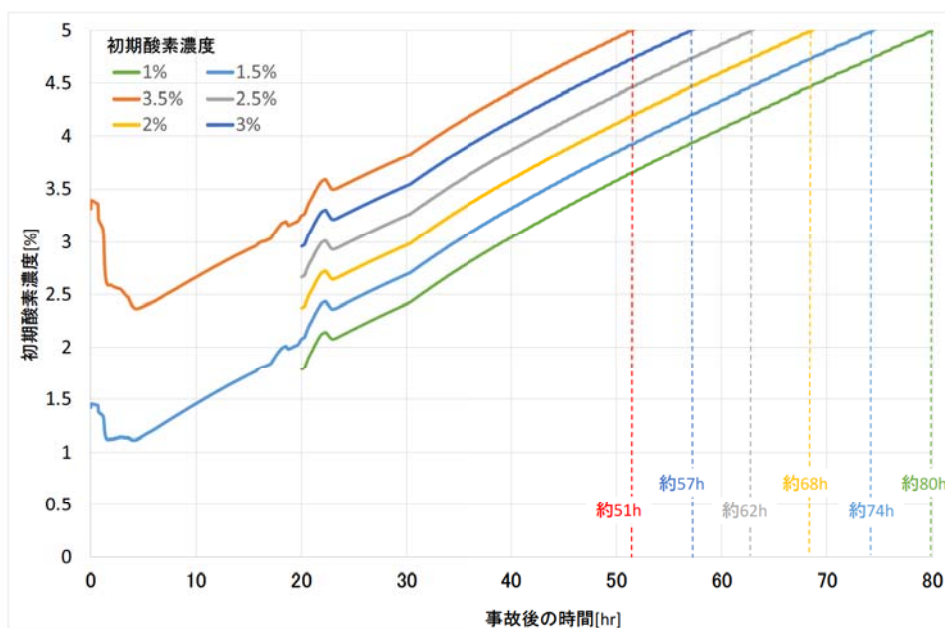


図 2.3.1-5 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) が [] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の変化を図 2.3.1-6 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

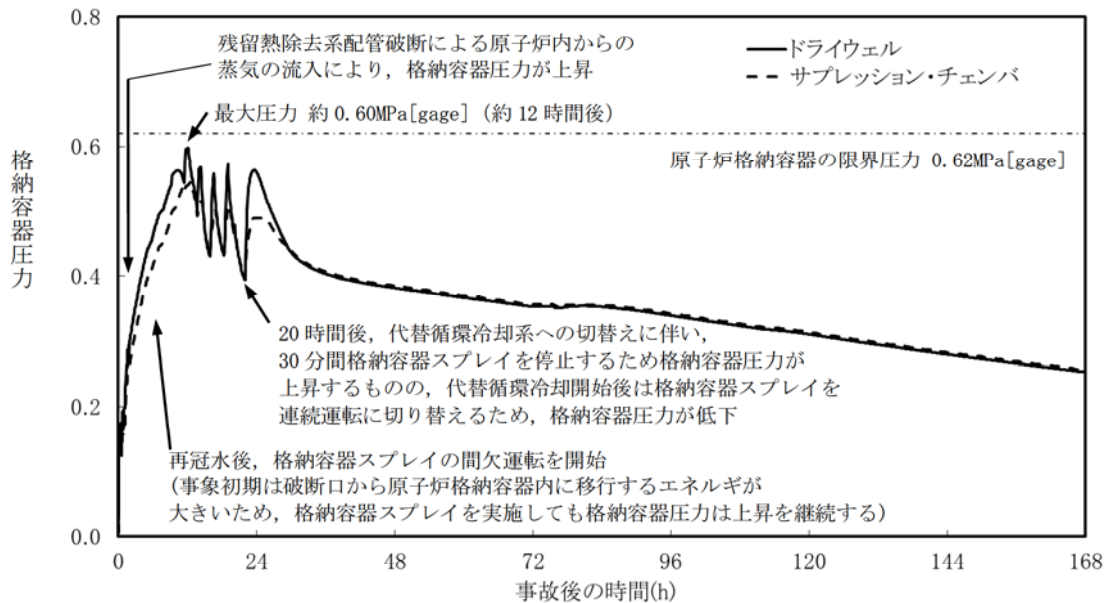


図 2.3.1-6 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の推移

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とし

た評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力）による格納容器内酸素濃度の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, $N: -2 \sim 5$, 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, $N: -2 \sim 5$, 格納容器内圧力（D/W）の誤差： $\pm 15 \text{kPa}$, 格納容器内圧力（S/C）の誤差： $\pm 15.6 \text{kPa}$ ）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

3.1 放射線による影響について

① 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

代替循環冷却系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間 90 日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約 Gy であることが目安としてある。よって、代替循環冷却系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

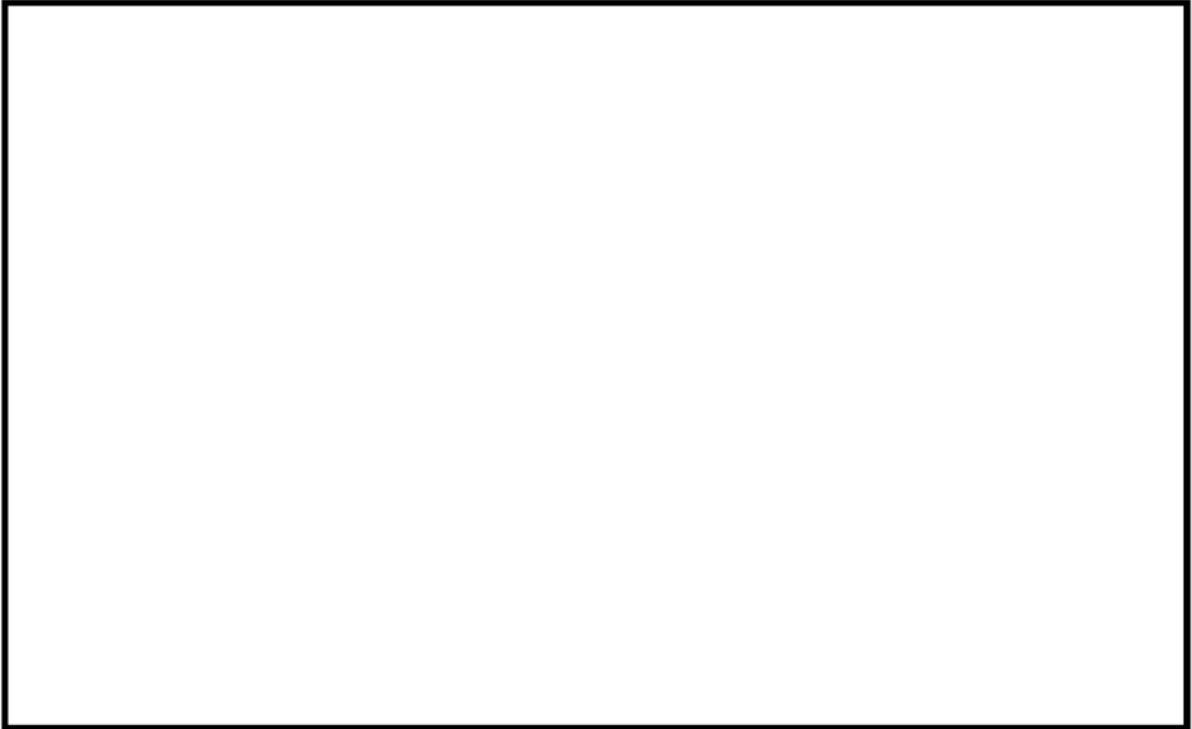
② 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサブプレッション・チェンバ吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に低圧代替注水系（可搬型）から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

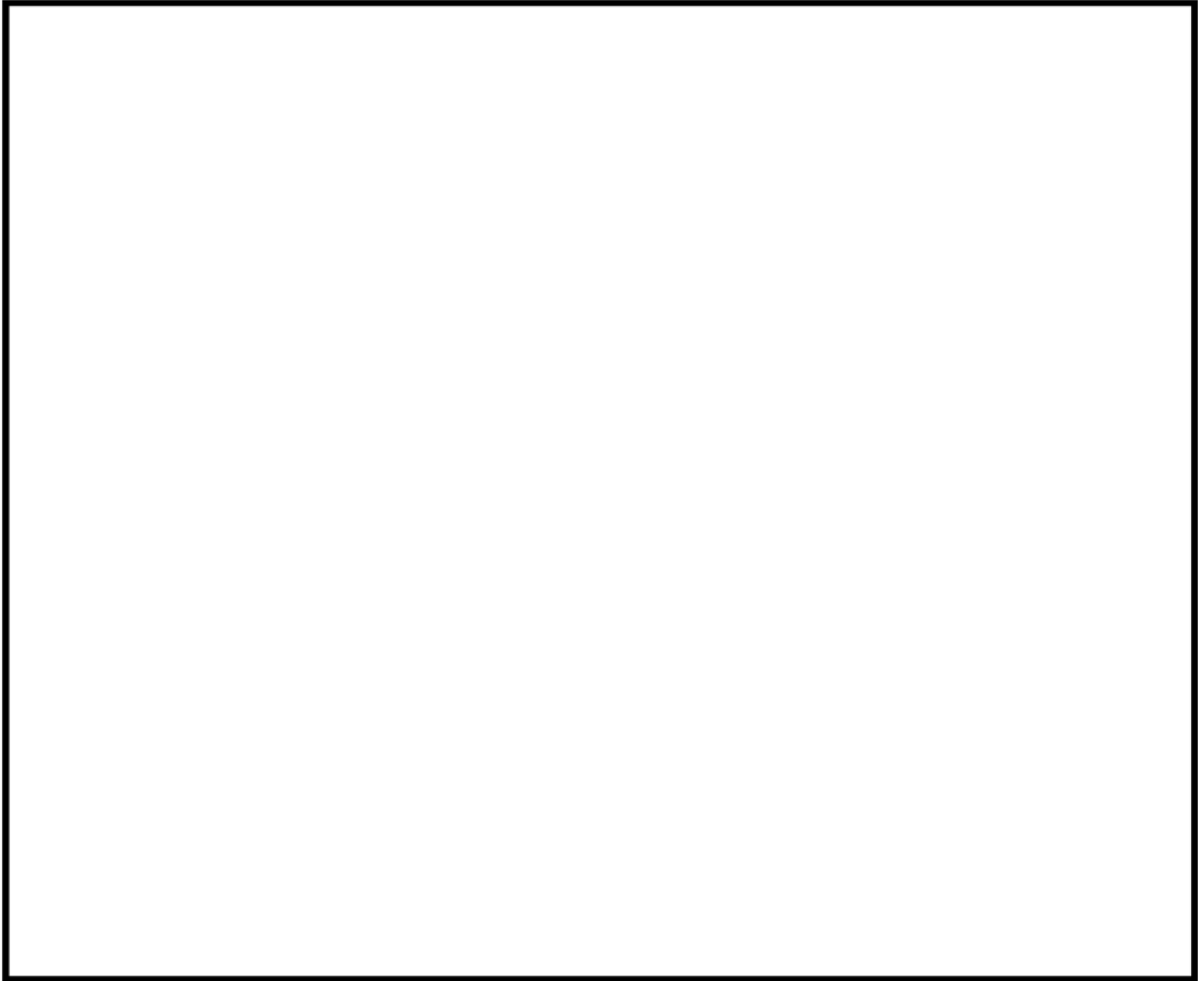


図 3. 2-1 航空機衝突が行われた場合の影響について

3.3 系統の健全性について

(1) 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の漏えいがないことを確認し、系統の健全性を示す。

代替循環冷却系は残留熱除去系、高圧炉心注水系、復水補給水系を組み合わせる重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。これら各系統を単独で通常どおりを使用する場合には系統水が漏えいしない設計としているが、代替循環冷却系は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

図 3.3-1 に示すとおり、代替循環冷却系は復水移送ポンプでサブプレッション・チェンバのプール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、代替循環冷却系運転時は、残留熱除去系ポンプが停止している状態でポンプ内を流体が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水されるフラッシング水により温度上昇を抑えることが可能な設計としているが、ポンプ停止時に流体が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールにフラッシング水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

なお、残留熱除去系ポンプとは異なる軸封構造で、他系統からのシール水により軸封部をシールする構造のポンプがあった場合は、同様に影響の確認が必要であるが、代替循環冷却系統内に当該構造のポンプはない。

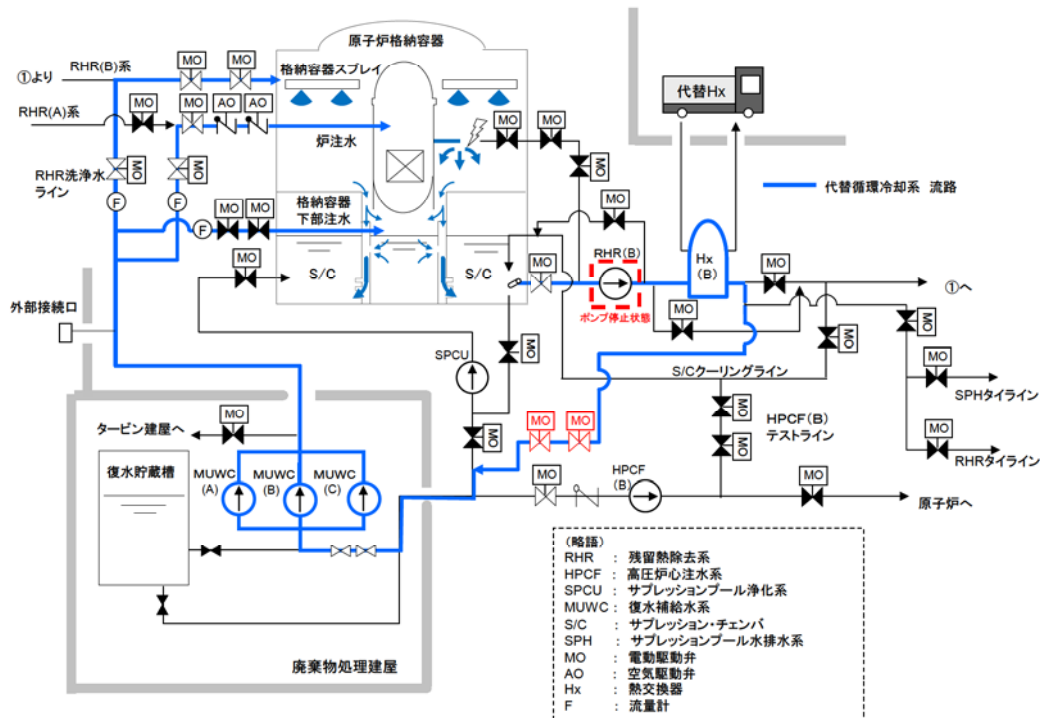


図 3.3-1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)

(2) 残留熱除去系ポンプ停止時のメカニカルシールのシール性について

残留熱除去系ポンプはメカニカルシールにより漏えいを防止する設計となっており、図 3.3-2 に示すとおりポンプ吐出水の一部を封水ラインに分岐し、メカニカルシール冷却器を通して軸封部にフラッシング水を送ることで、ポンプ運転時のメカニカルシールの温度上昇を抑える構造となっている。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、図 3.3-3 に示すとおり、スプリングによって固定環と回転環から構成される摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。

代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの摺動部の温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが運転していない状態では冷却の必要がないため、特にメカニカルシールの機能としては問題にならない。よって、フラッシング水が無くても、メカニカルシールはスプリングによって摺動部を押さえつけるタイプであるため漏えいを防止することができる。なお、残留熱除去系ポンプ内を流れる流体は高温であることが想定されるが、この場合、メカニカルシールのうち最も影響を受けると考えられる部位は O リングシールであり、その耐熱温度は約 250℃であるが、想定流体温度（約 166℃）を上回っているため、熱によるメカニカルシールの機能への影響はない。

したがって、代替循環冷却系運転時の残留熱除去系ポンプが停止している状態においても軸封部のシール性に影響はなく、系統水が漏えいすることはないと考えられる。

なお、系統水の流れによるポンプ空転の可能性については、ポンプロータ及び電動機ロータの質量（約 2.2 t）が鉛直下方向に作用しているため、軸受の抵抗損失により、ポンプが空転することはないと考えられるが、万が一空転した場合の影響について以下に示す。

保守的に上記の軸受損失がないと仮定した場合、代替循環冷却系運転（流量 190 m³/h）時に想定されるポンプ回転速度は、残留熱除去系ポンプ定格運転（流量 954 m³/h）時のポンプ回転速度の約 % である。この場合、最も影響を受ける部位は、メカニカルシールの固定環と回転環の摺動部と考えられるが、想定される摺動部の発熱量は、残留熱除去系ポンプ定格運転時の発熱量の約 % 程度と僅かである。摺動部の温度が上昇し過ぎると、熱により固定環と回転環の間の微小隙間の水膜が形成されにくくなる可能性があるが、空転による摺動部発熱量が軽微であることから、メカニカルシールの健全性が確保できなくなるような状況には至らないと考えられる。

以上のことから、代替循環冷却系運転時に残留熱除去系ポンプは空転しないものと考えているが、仮に空転したとしてもメカニカルシールへの熱的影響は軽微であり、シール性への影響はないと考えられる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

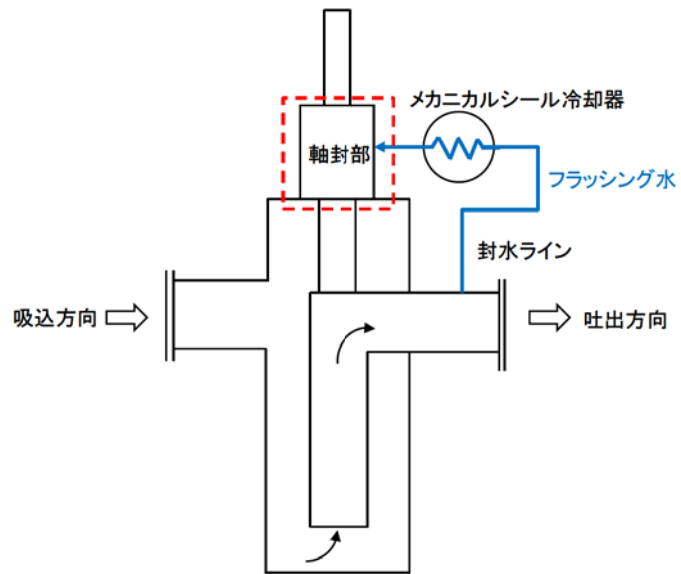


図 3.3-2 残留熱除去系ポンプ概要図

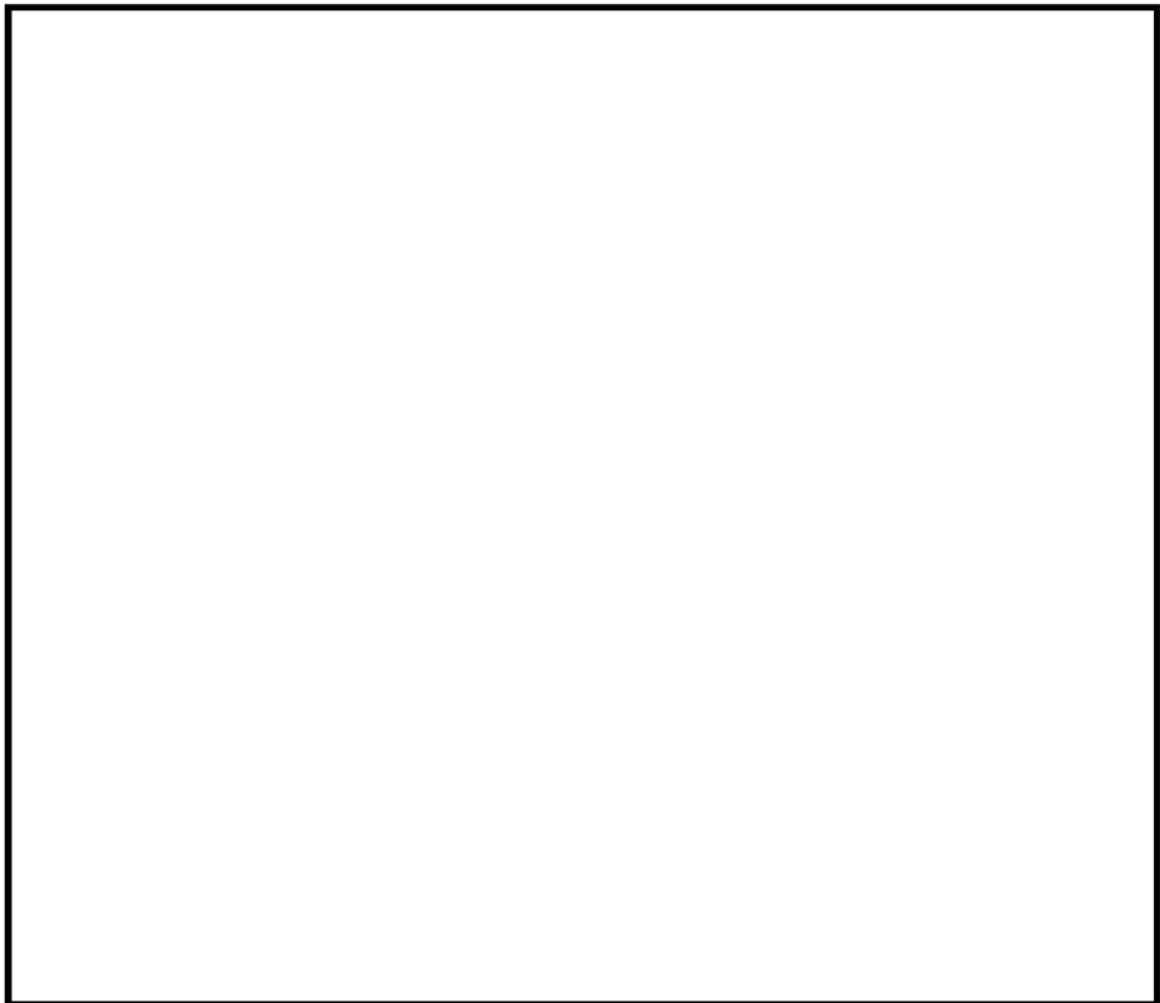


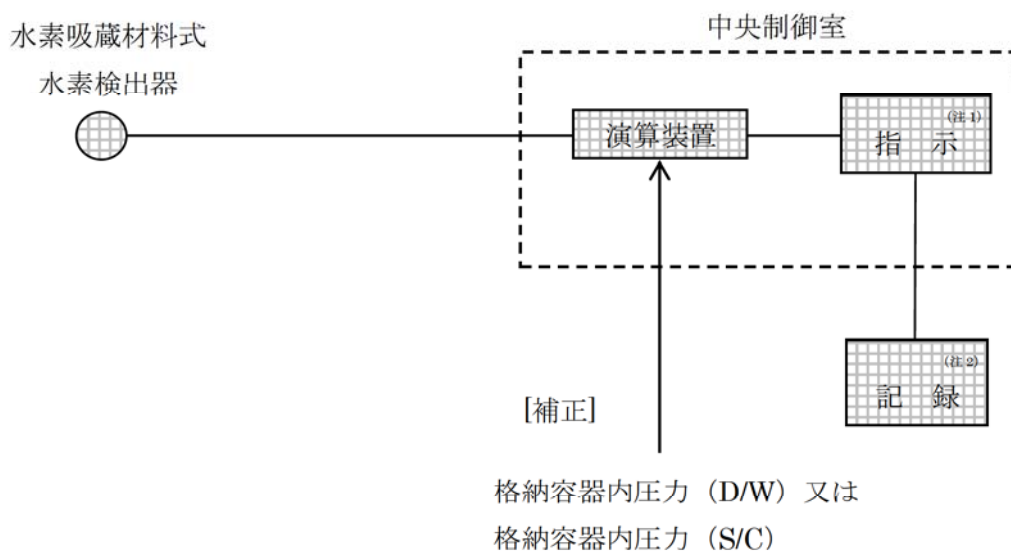
図 3.3-3 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図 (7号炉の例)

格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器内水素濃度 (SA) について

(1) システム構成

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 1「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

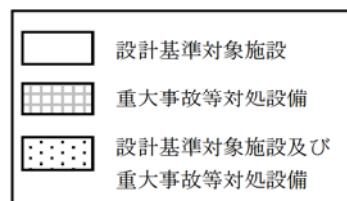


図 1 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材料 (Pd : パラジウム) が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図2のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

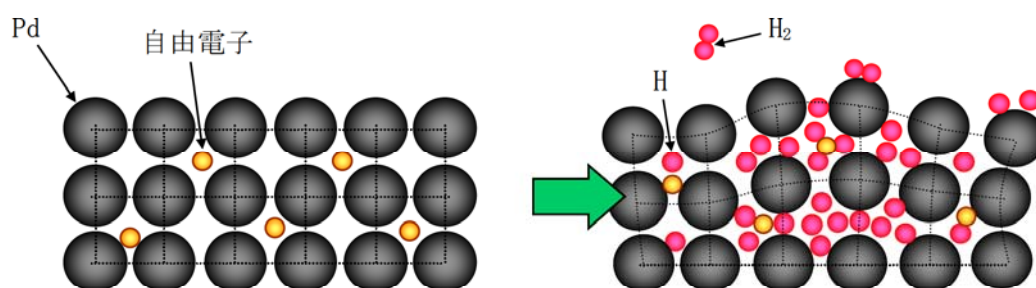


図2 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む格納容器内ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

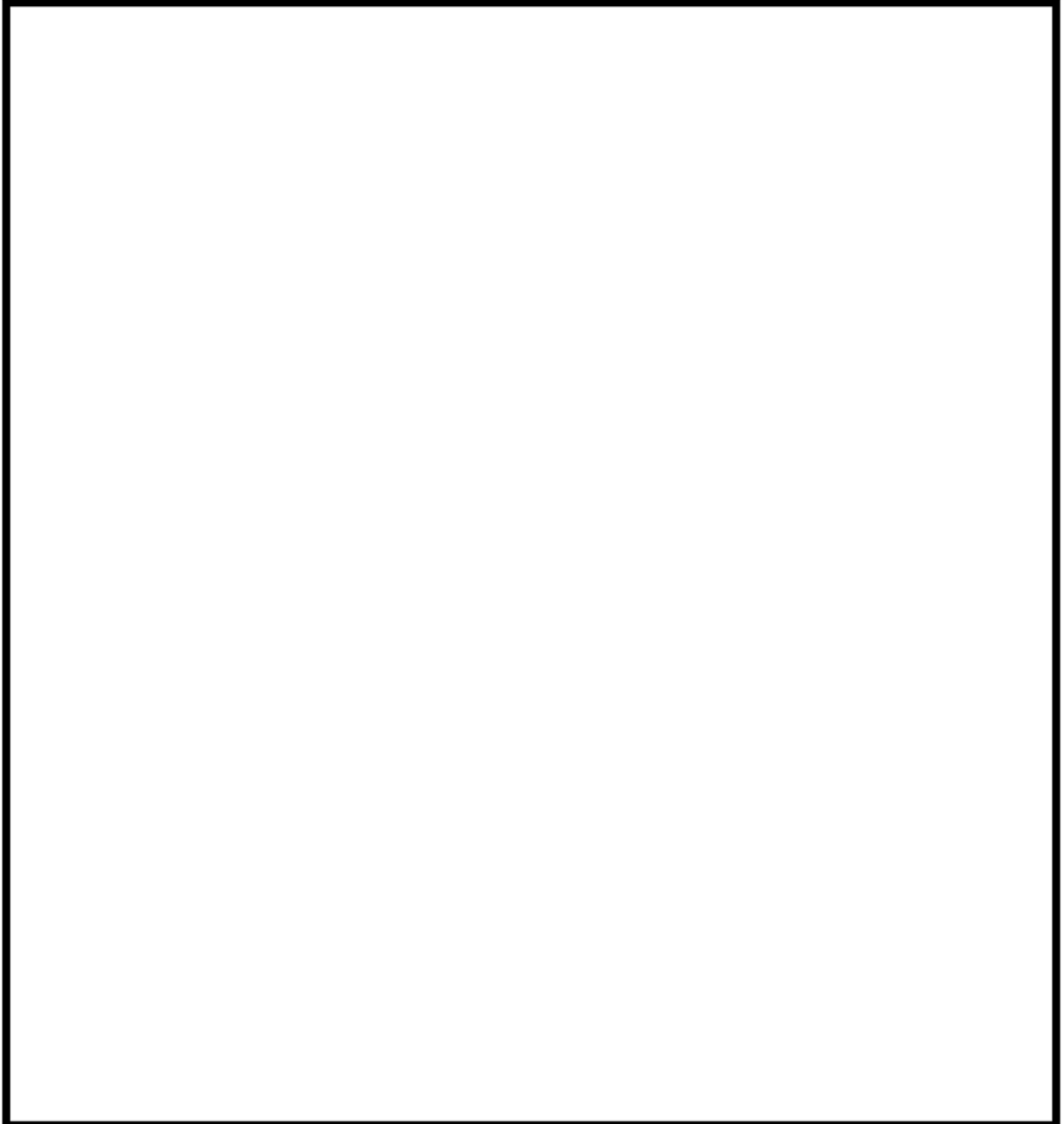


図3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

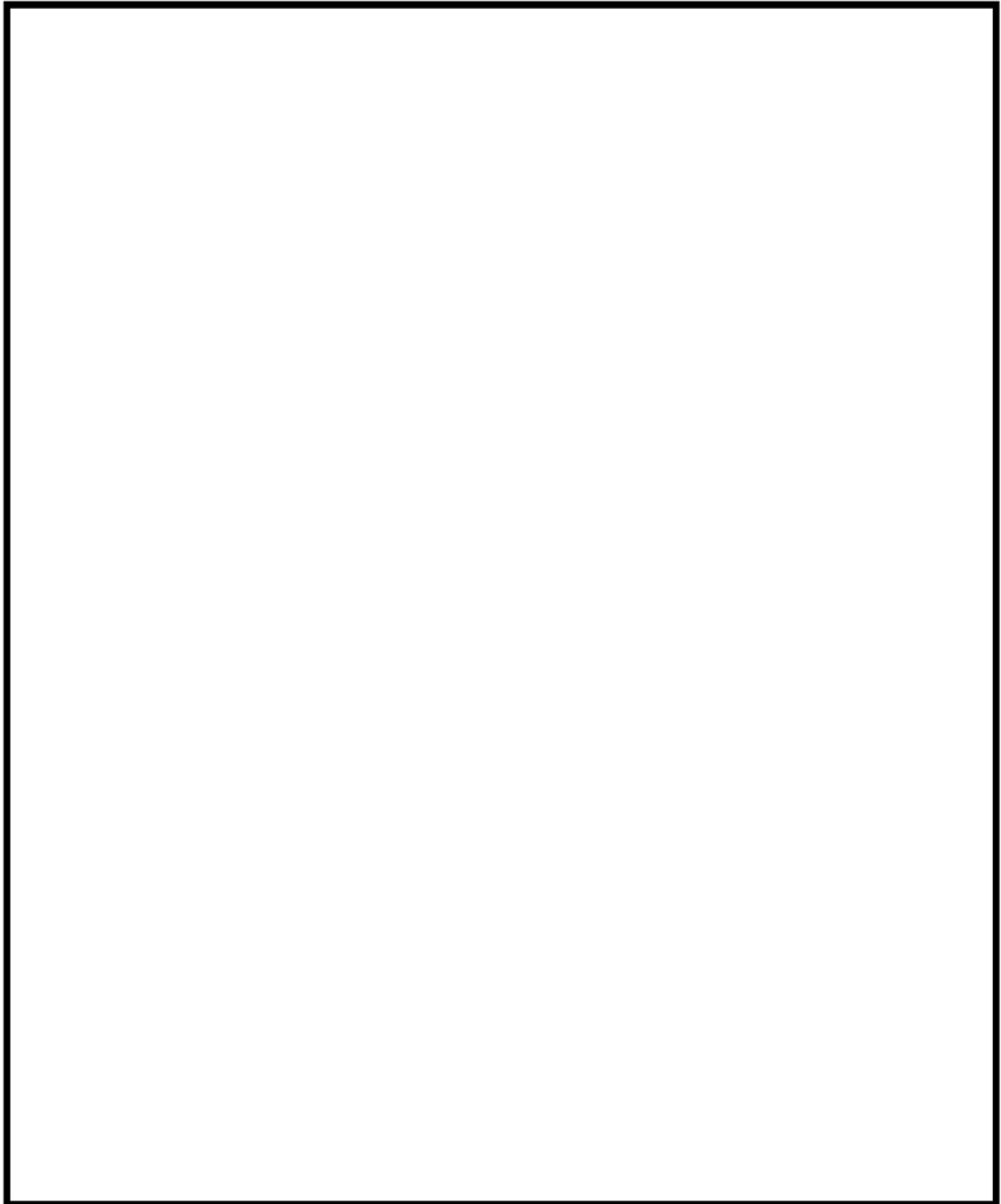


図 4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

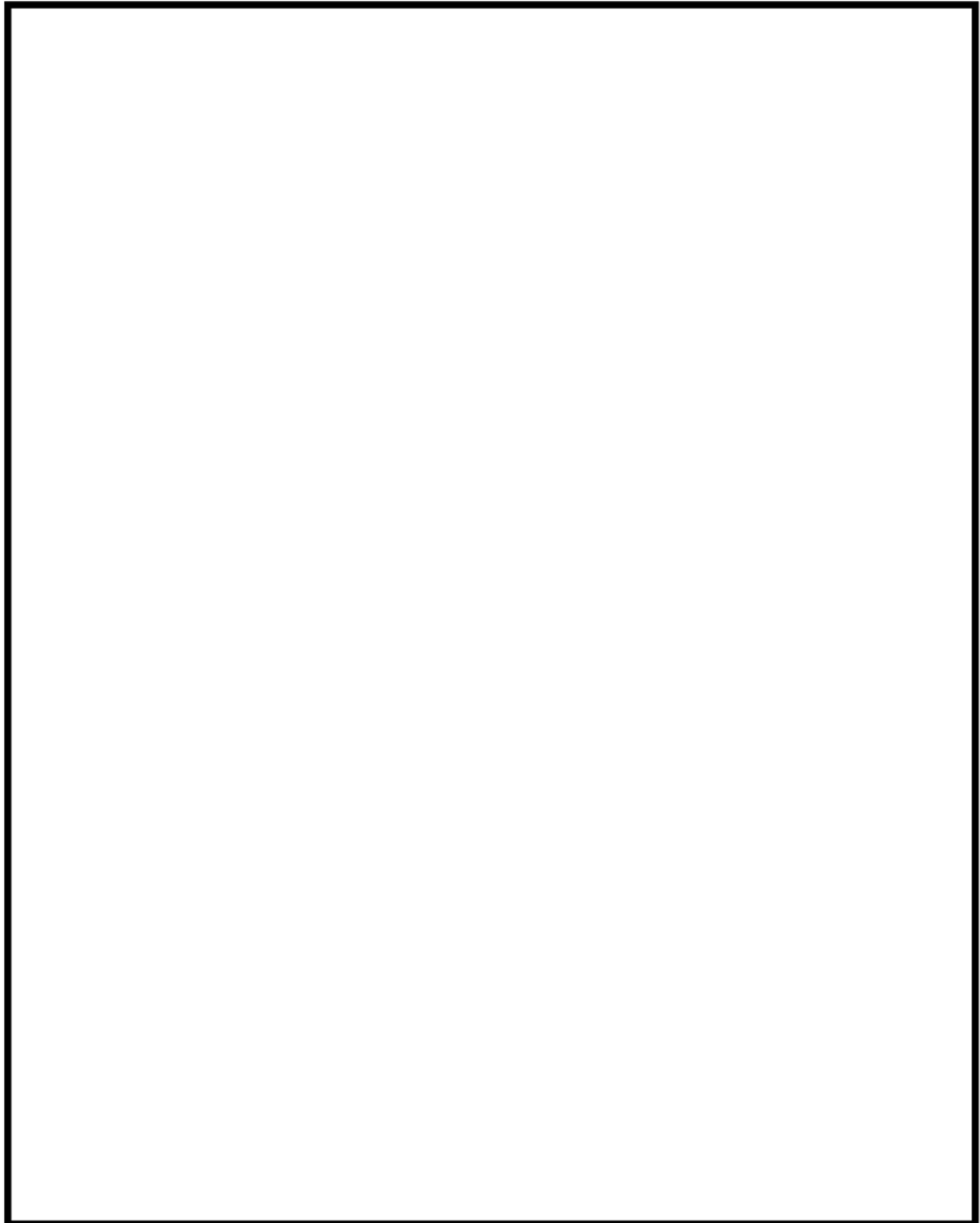


図 5 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

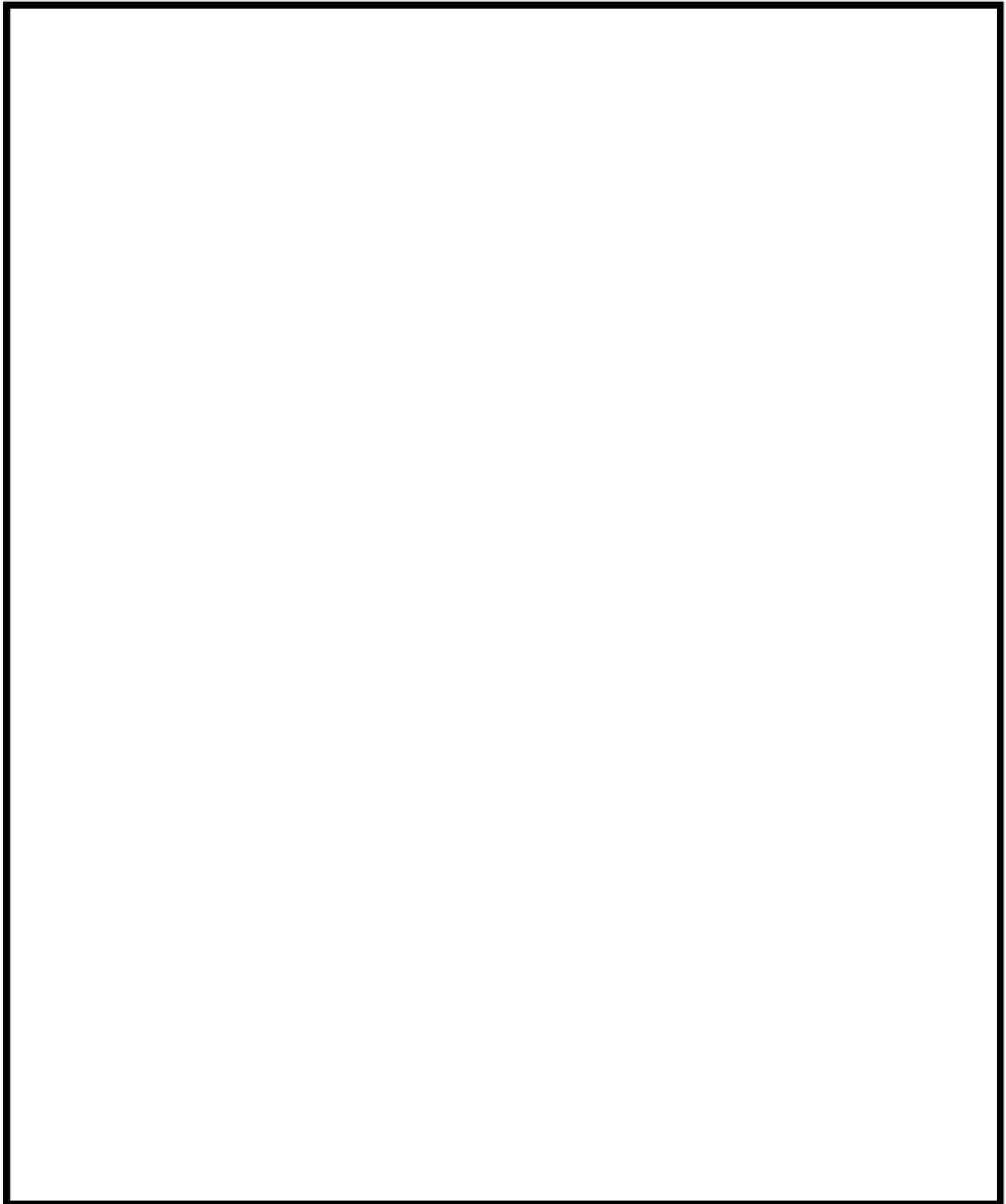


図 6 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 1 階)

2. 格納容器内水素濃度について

(1) システム構成

格納容器内水素濃度のシステム概要を図 7 に示す。格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。(図 8「6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」，図 9「7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)

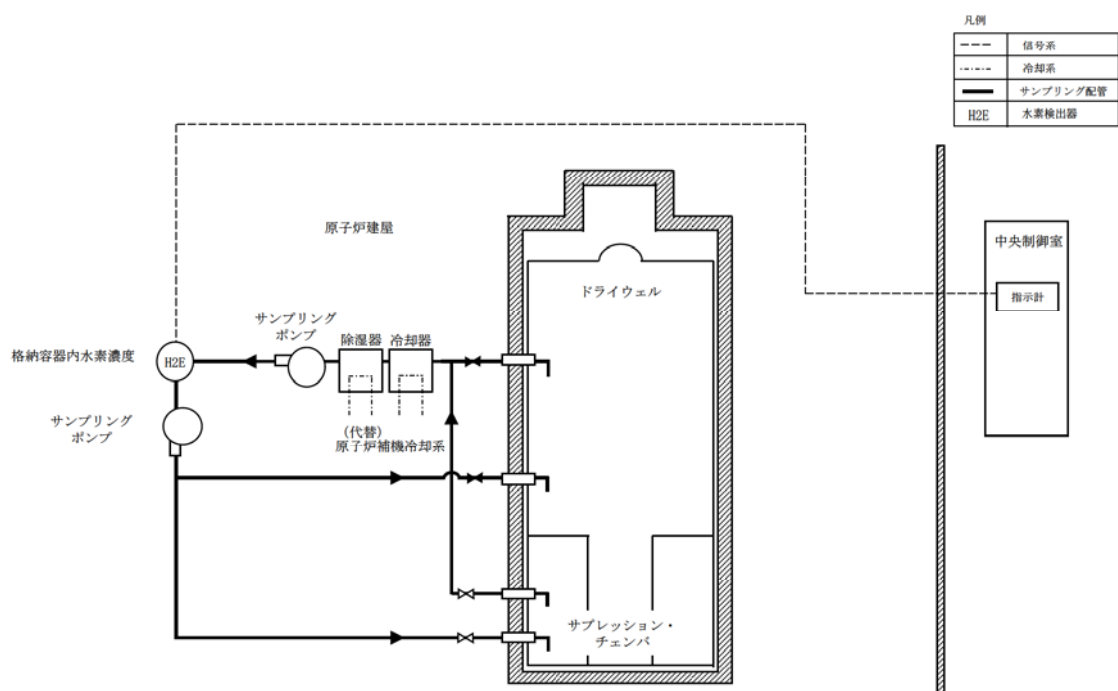


図 7 格納容器内水素濃度 システム概要

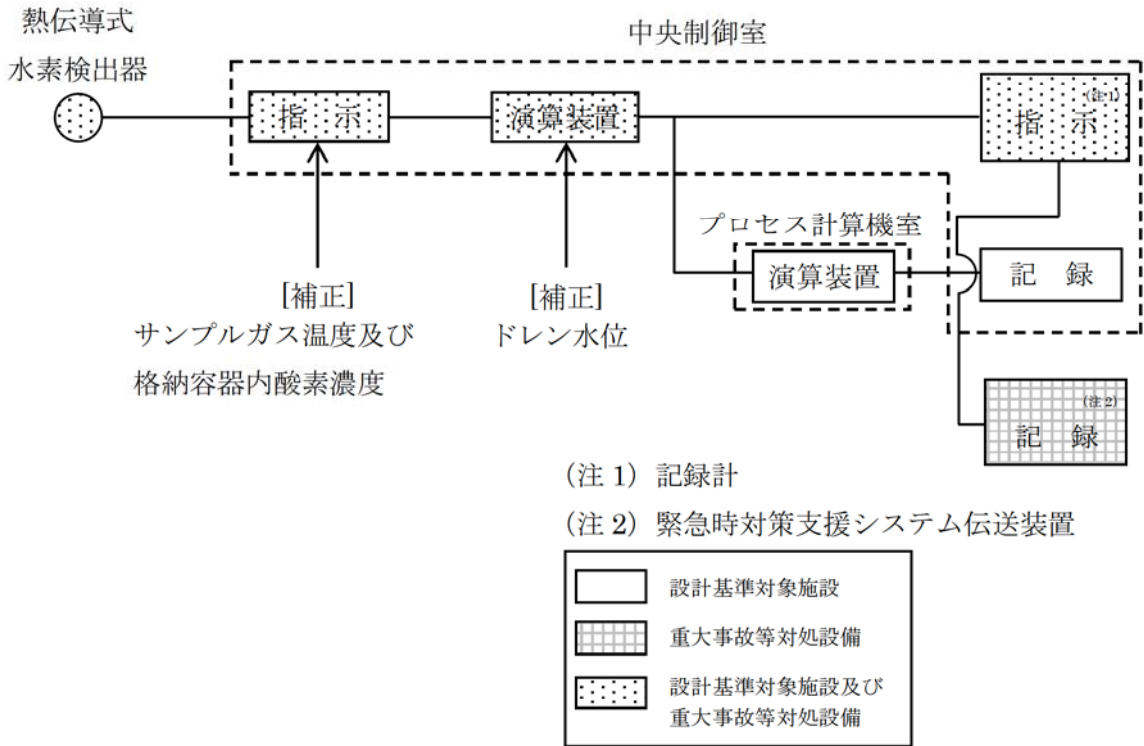


図8 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

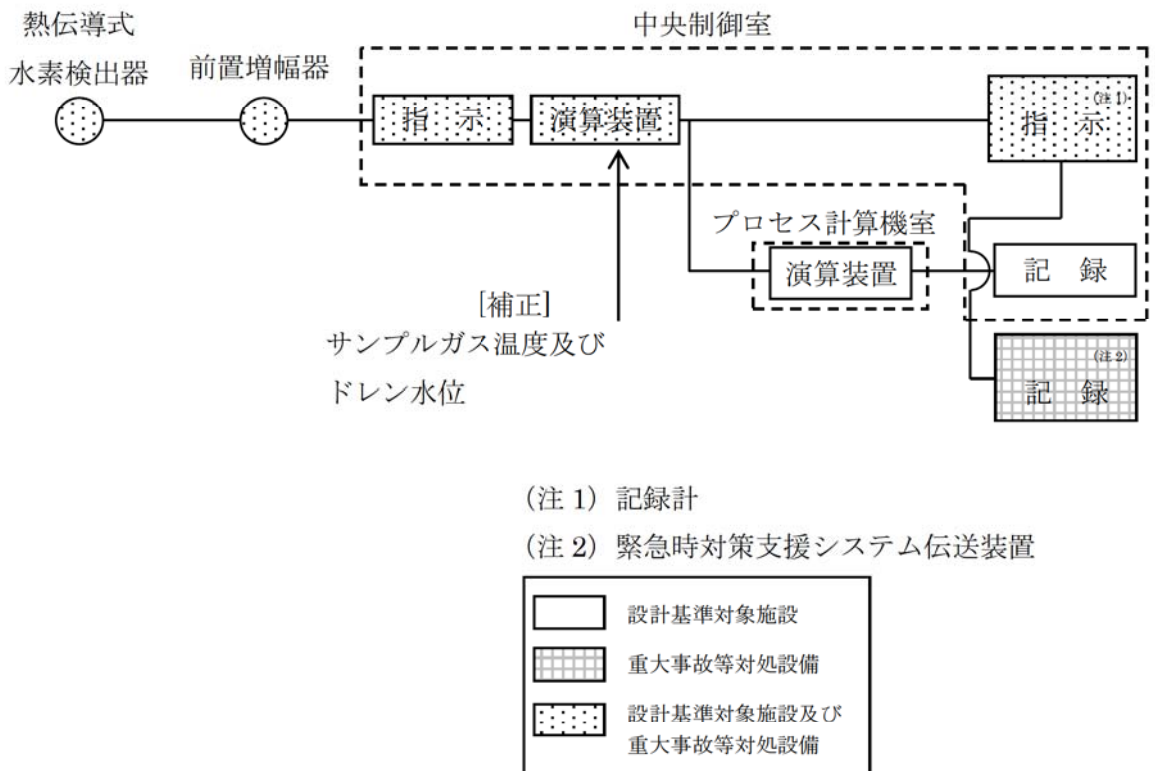


図9 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 10 に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 150℃ に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 10 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

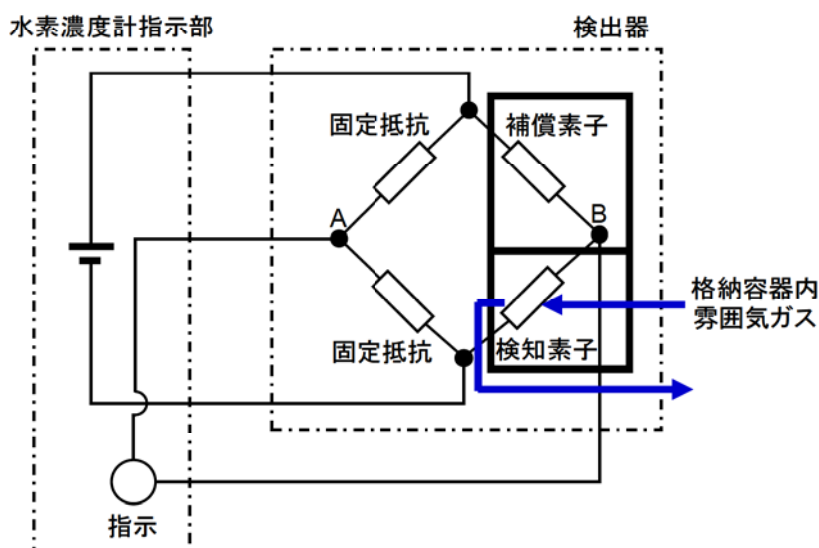


図 10 水素濃度計検出回路の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

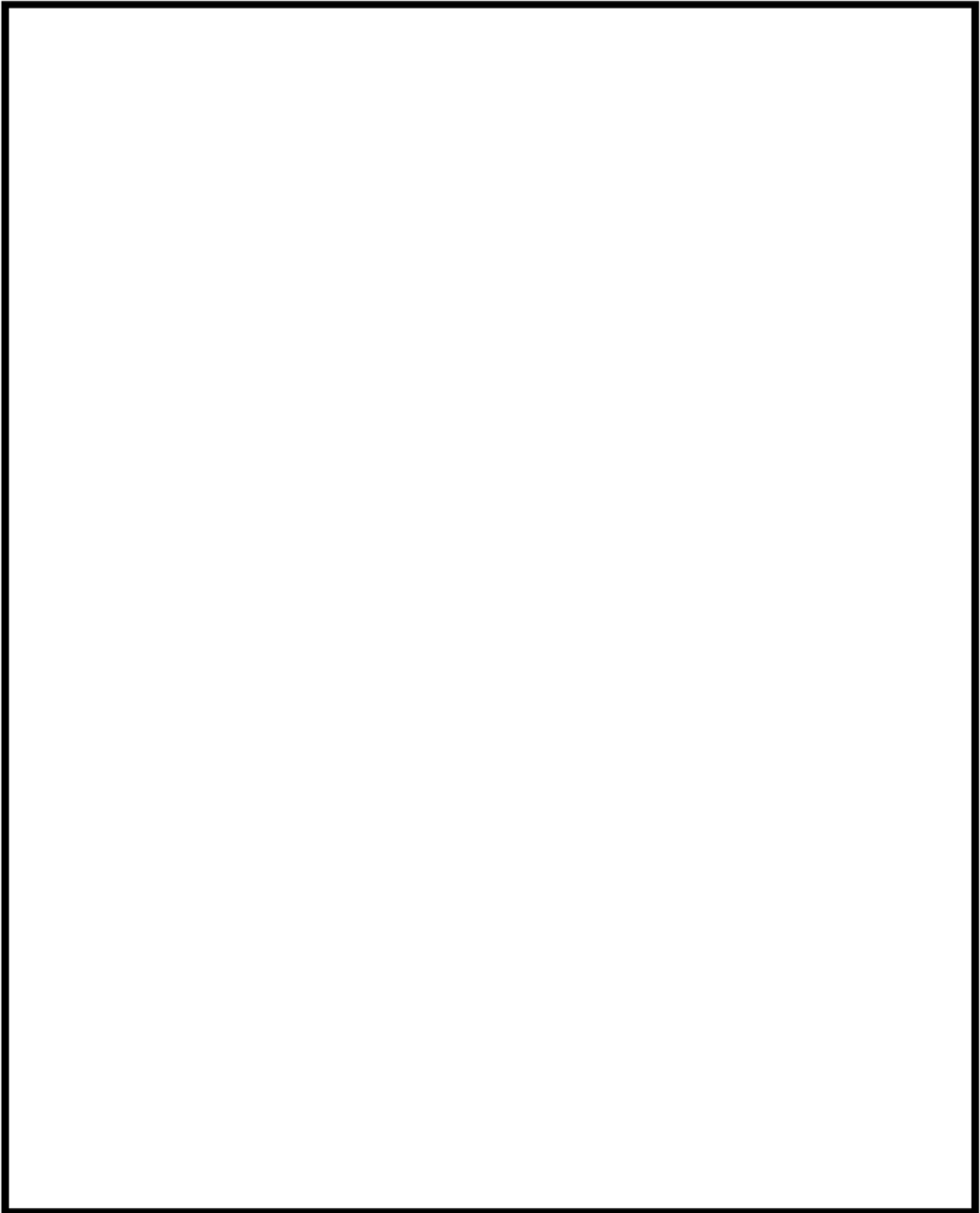


図 11 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

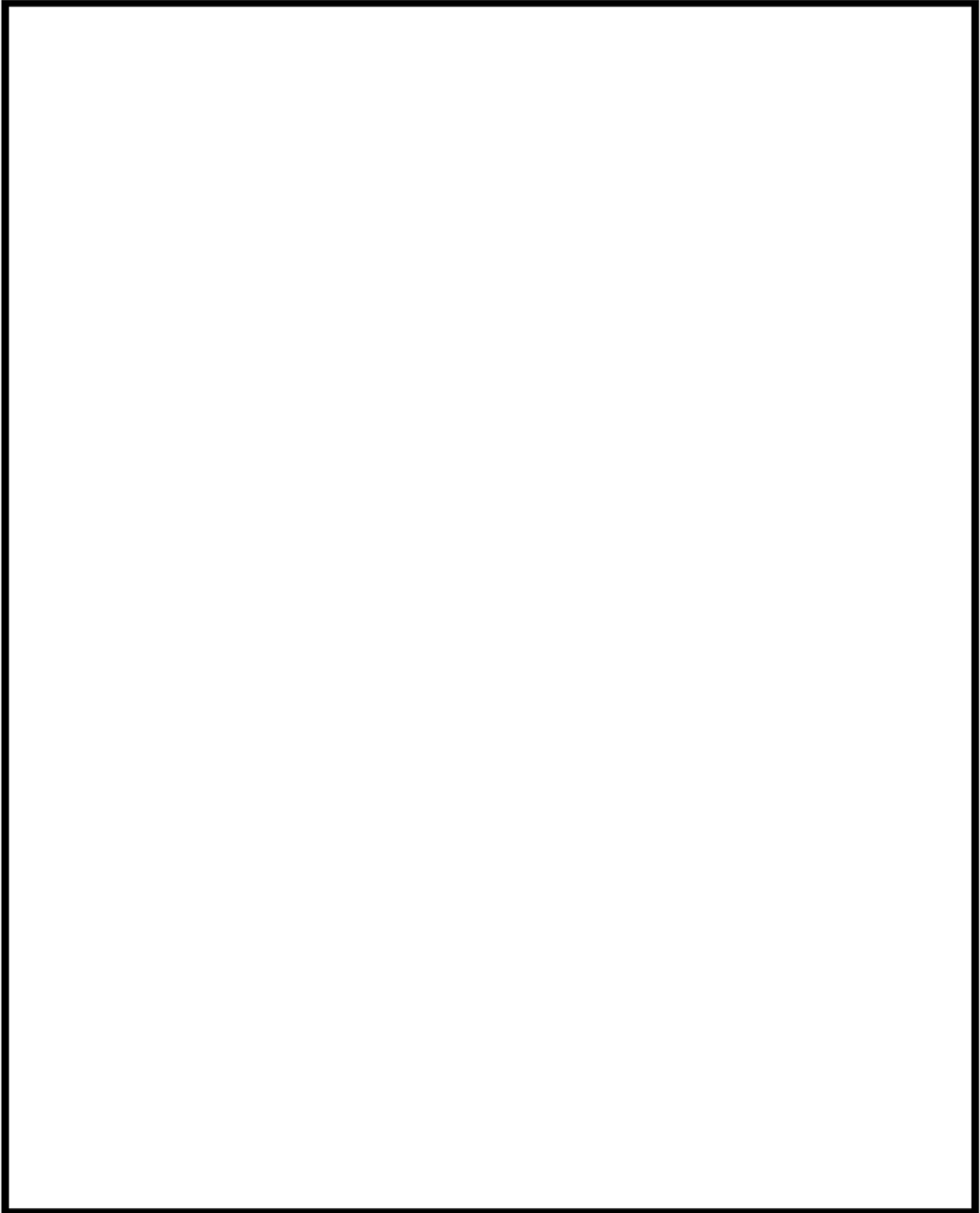


図 12 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

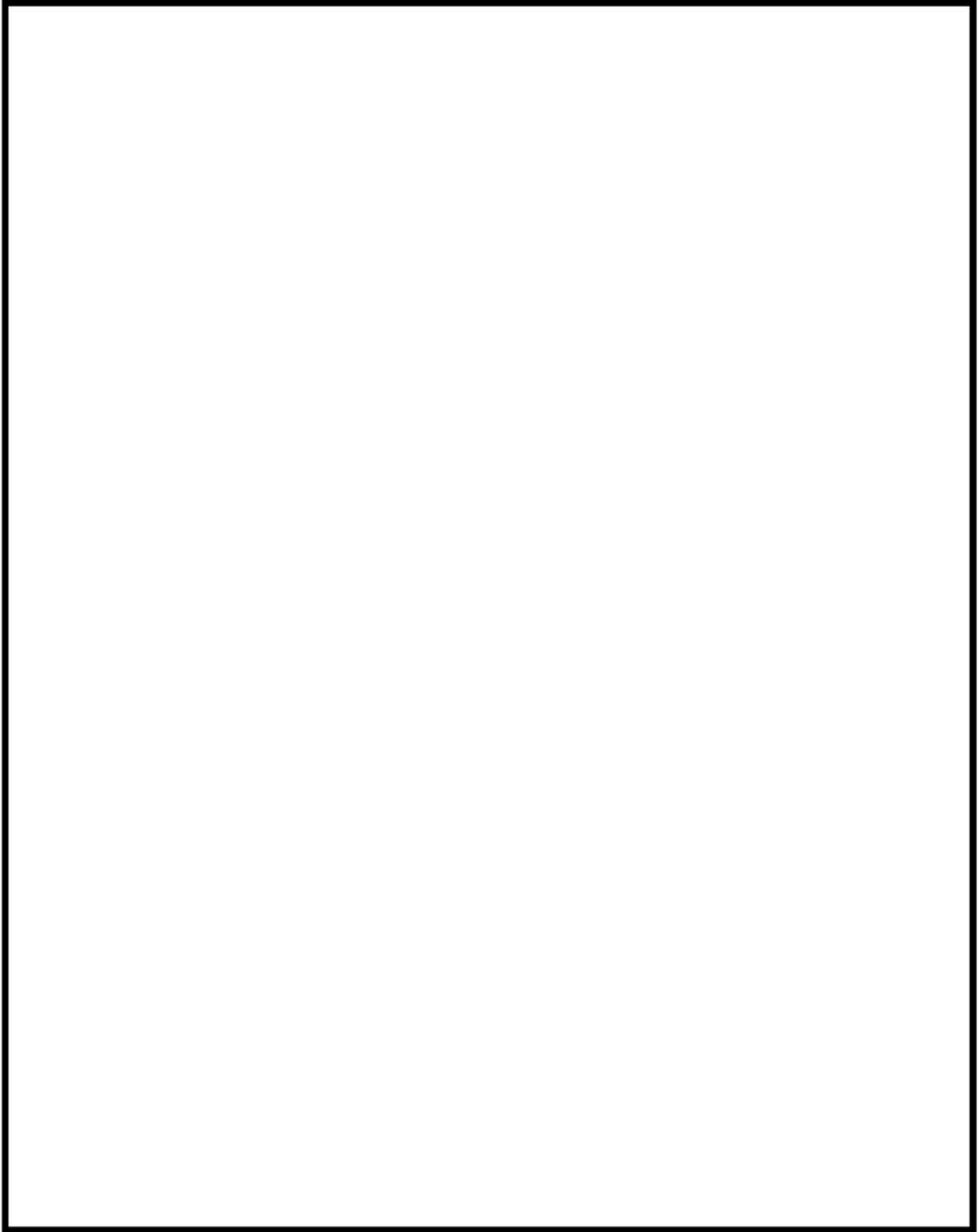


図 13 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

3. 格納容器内酸素濃度について

(1) システム構成

格納容器内酸素濃度のシステム概要を図 14 に示す。格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。

(図 15 「6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」、図 16 「7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)

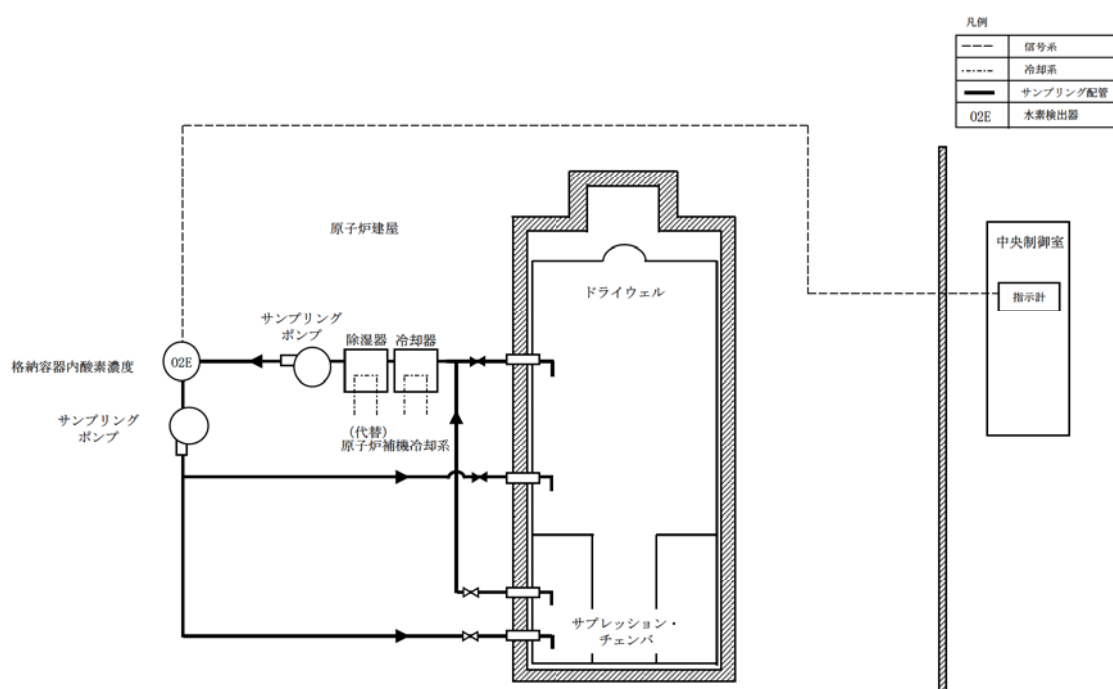


図 14 格納容器内酸素濃度 システム概要

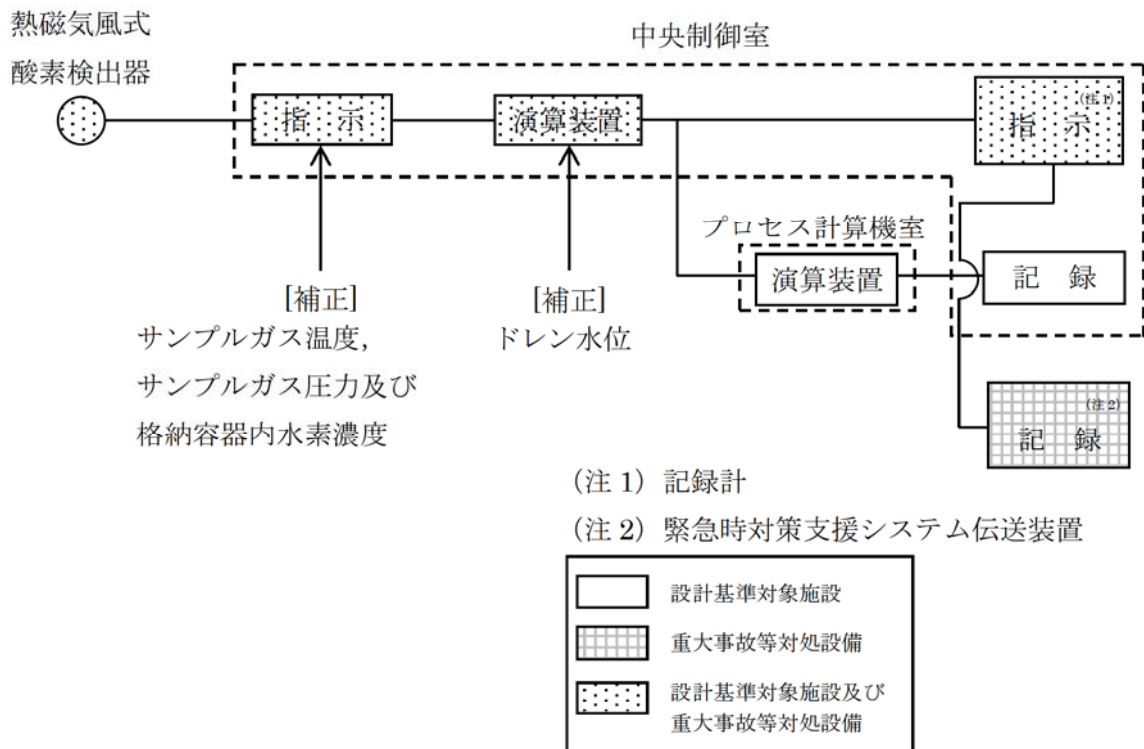


図15 6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

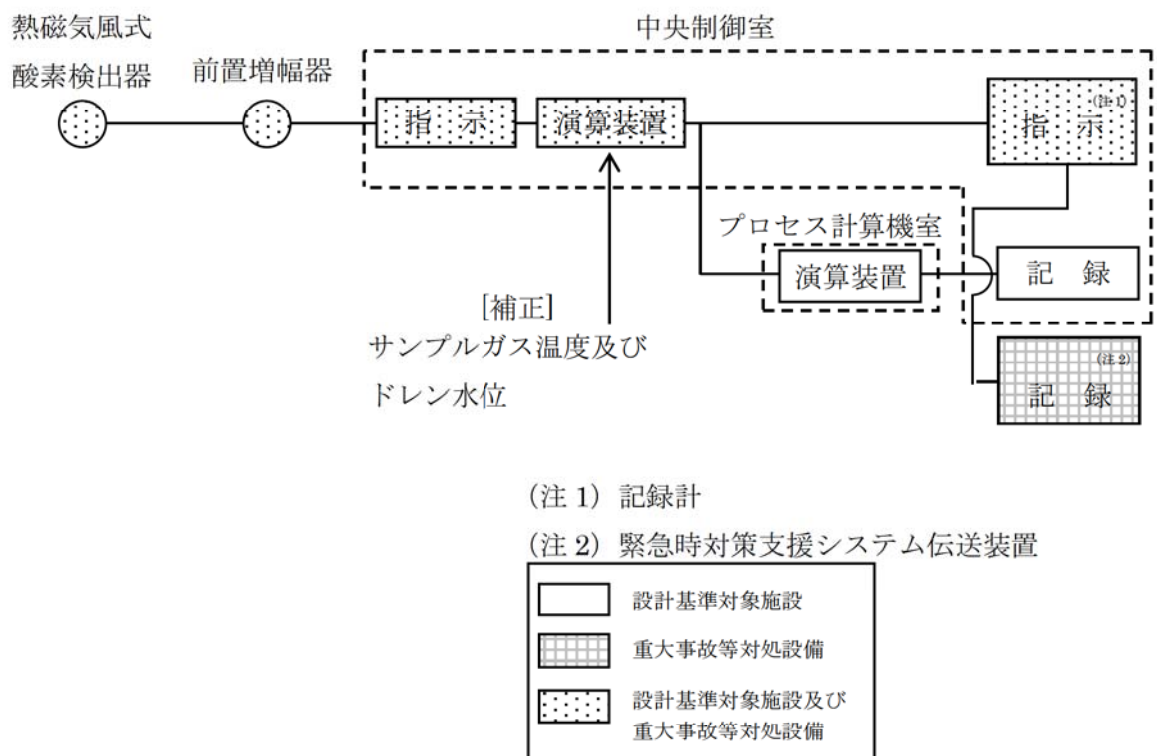


図16 7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる酸素濃度計は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 17 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

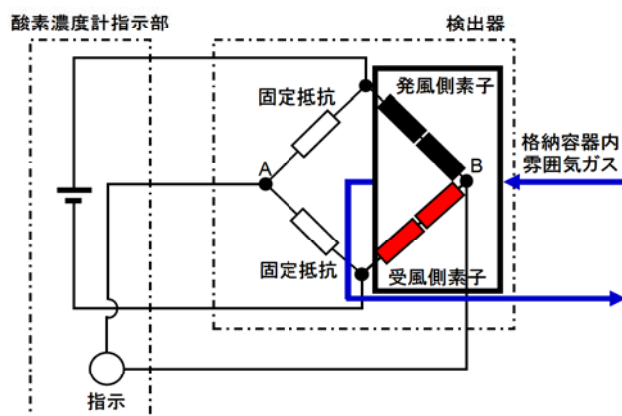


図 17 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 18 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

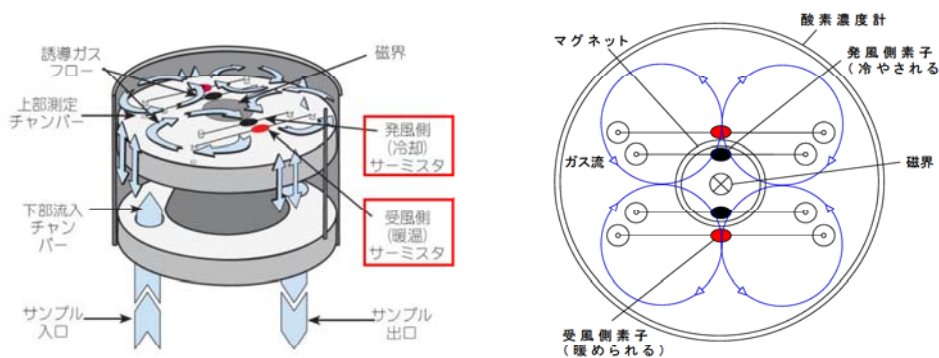


図 18 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 17 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

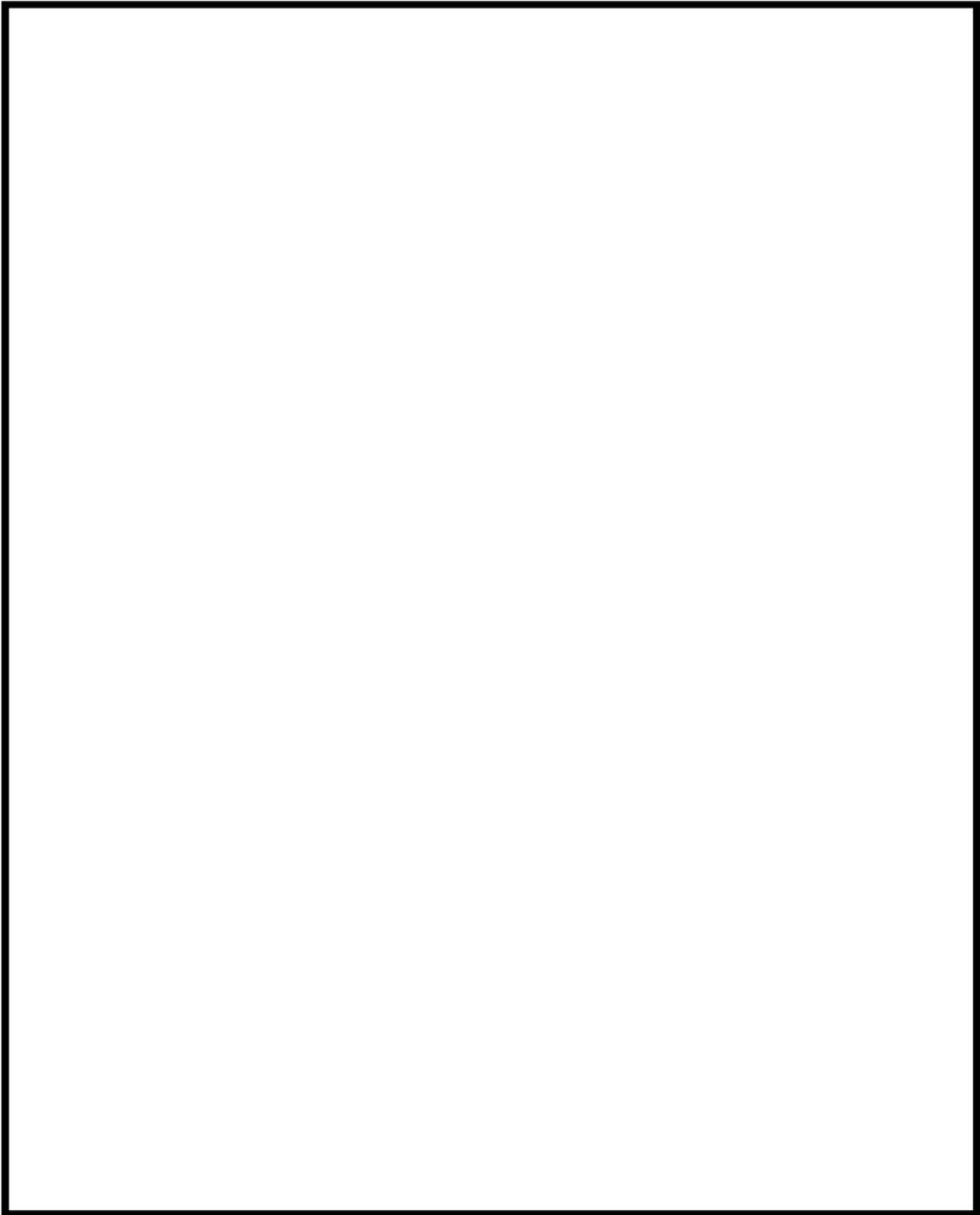


図 19 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

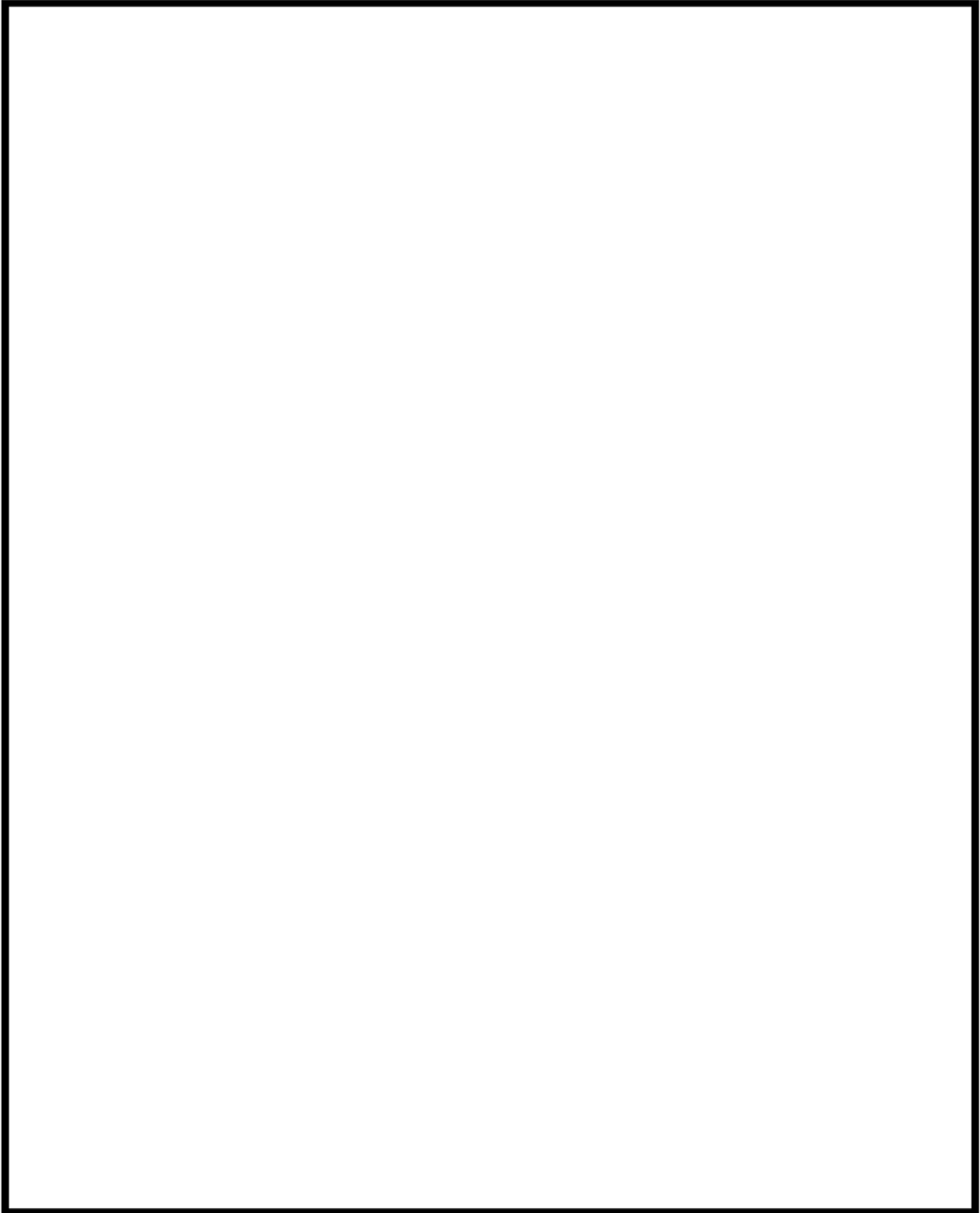


図 20 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

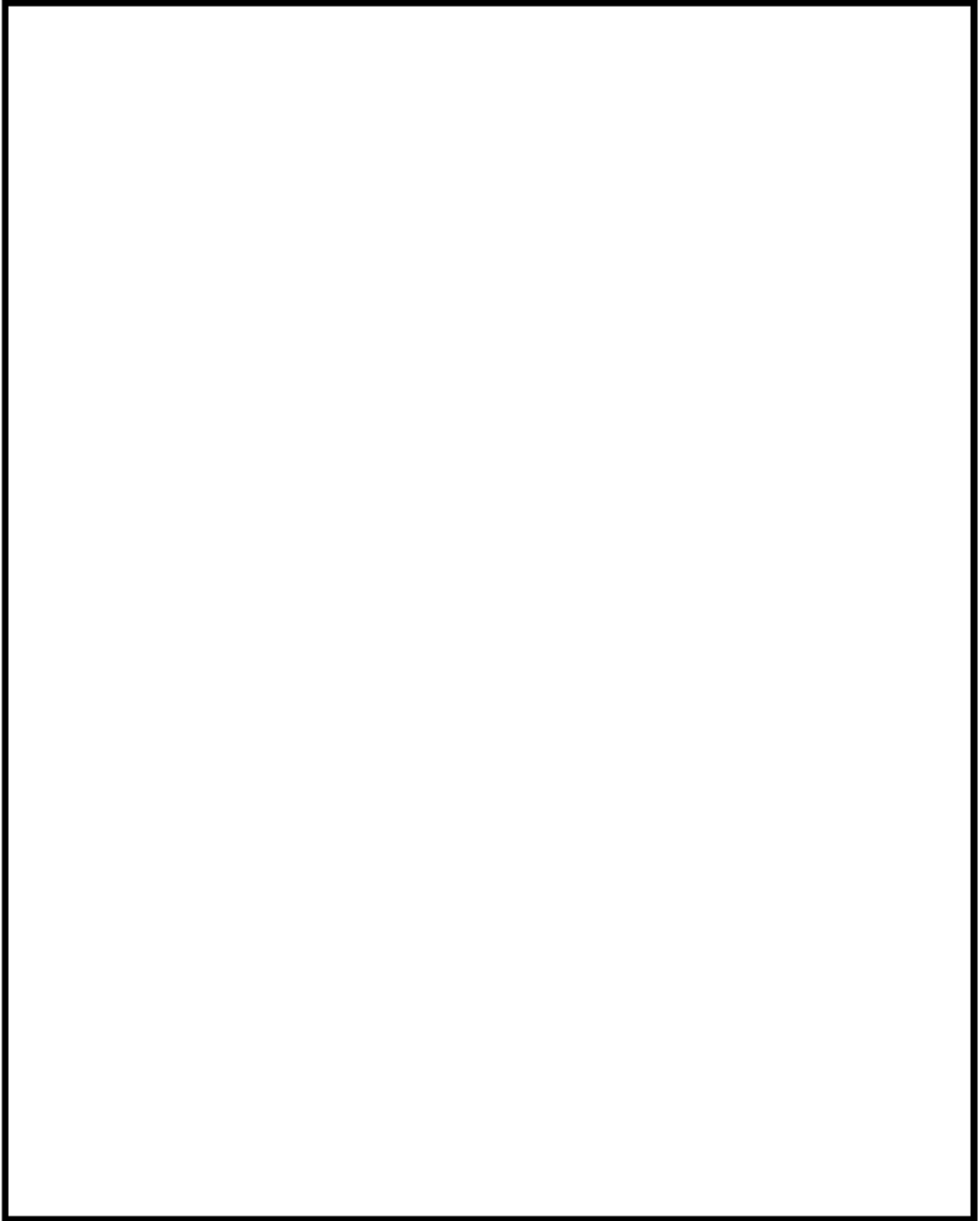


図 21 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 3 階)

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 190m³/h（原子炉注水：90m³/h 及び格納容器スプレイ：100m³/h 又は、格納容器下部注水：50m³/h 及び格納容器スプレイ：140m³/h）以上とする。よって、代替循環冷却系が循環流量 190m³/h 以上を確保可能であることを示す。評価にあたっては「①ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で系統圧力損失を考慮した有効 NPSH が MUWC ポンプの必要 NPSH を満足することを確認する。次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量 190m³/h が確保可能であることを確認する。また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「③系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH ≥ 必要 NPSH)を満足する必要がある。有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは、代替循環冷却系において MUWC ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。本評価では、図 1 の系統構成を想定し、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プール水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、MUWC ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては、格納容器内圧力 (S/C) が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

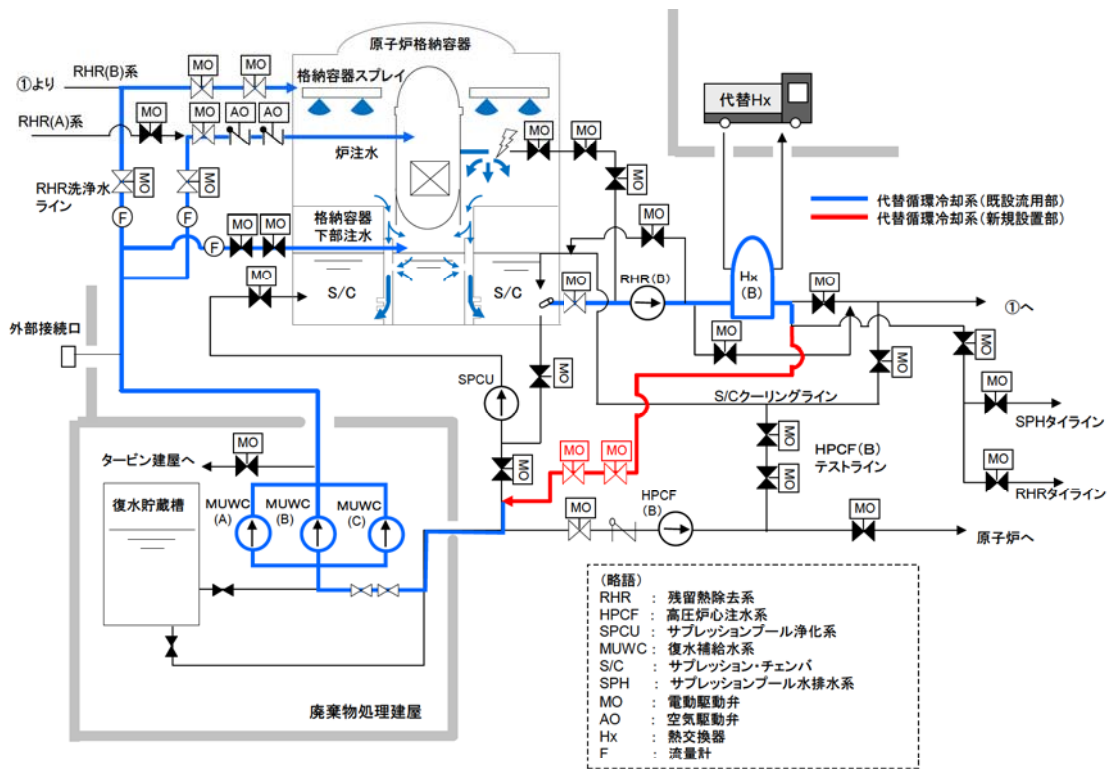


図1 代替循環冷却系 系統概要図（7号炉の例）

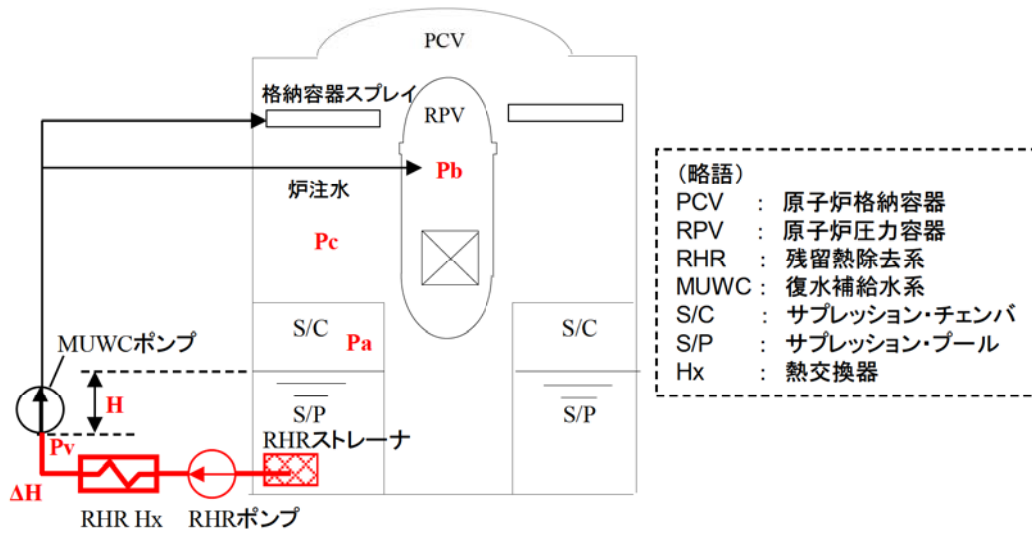


図2 NPSH 評価条件図

表 1 NPSH 評価条件

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)			S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (<input type="text"/> ℃と設定*) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. <input type="text"/> とする。
ΔH	吸込配管圧損			<input type="text"/> m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)時の RHR ストレーナへ MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量 954m ³ /h と <input type="text"/> m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した圧損約 <input type="text"/> m に余裕を見込み <input type="text"/> m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損 (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ <input type="text"/> m ³ /h 時における値)
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と <input type="text"/> m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した値		
—	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m³/h) に余裕を考慮した m³/h として保守的に評価している。

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\quad} \text{MPa[gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

【7 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\quad} \text{MPa[gage]}$$

以上の評価結果より、7 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力 (S/C) が 6 号炉では $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以上、7 号炉では $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

<代替循環冷却系の運転成立条件を拡張する方法について>

上記の評価結果にもあるとおり、代替循環冷却系の運転を長期継続し、事故後格納容器内圧力 (S/C) が低下し、6 号炉では $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以下、7 号炉では $\boxed{\quad}$ MPa[gage]以下程度になると MUWC ポンプの必要 NPSH が満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないように運転操作を行う。

運転操作における具体的な調整パラメータを次に示す。NPSH 評価の式から、「 $P_a \geq P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」となることから、「 $P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」の項が小さくなると、それに伴い P_a (格納容器内圧力 (S/C)) も小さくなる。つまり、 P_v (復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧) が低下すること、 ΔH (圧力損失) が低下することにより、代替循環冷却系成立に必要な P_a (格納容器内圧力 (S/C)) の下限値は低下するため、より運転範囲が広がる。

したがって、次の観点から、運転パラメータ監視、運転操作を行うことで、ポンプの起動停止操作を極力繰り返すことのない、長期的な運転が可能である。

1) 復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (P_v) の低下

継続的な冷却によりサプレッション・チェンバ・プール水温度が低下する。これに伴い、復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値は低下することとなる。また、事故後の崩壊熱減少に伴い代替循環冷却系統流量を低下させることも可能であり、それによって復水移送ポンプ入口温度を低下させることも可能である。したがって、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

2) 圧力損失 (ΔH) の低下

継続的な冷却により格納容器圧力・温度が低下するため、格納容器スプレイ流量を絞ることが可能となる。流量を絞った場合、圧力損失が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値が低下することとなる。したがって、格納容器内圧力・温度を監視し、格納容器内圧力・温度の時間変化にあわせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

加えて、継続的な冷却により崩壊熱量は低下することから、格納容器内圧力・温度を監視した上で代替原子炉補機冷却系の流量を調整することにより、格納容器内圧力 (S/C) の低下を抑えることも可能であり、この操作を行うことで代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

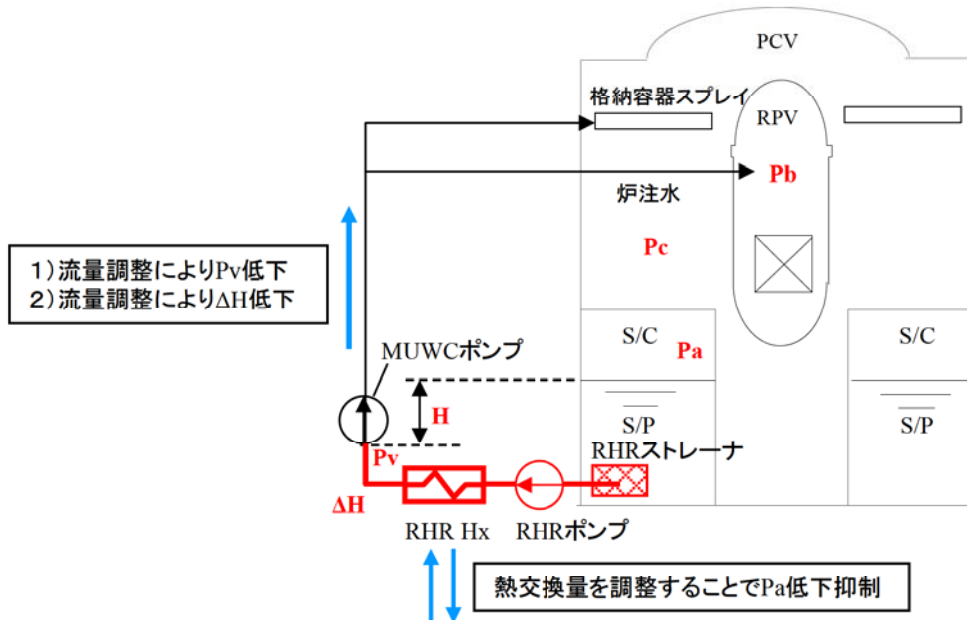


図3 運転成立条件の拡張

代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH 評価の結果（格納容器内圧力（S/C）の下限）」及び「代替循環冷却系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例」を示す。

<NSPH 評価>

事故後長期の状態を想定した場合の NPSH 評価を行い、格納容器内圧力（S/C）の下限を示す。条件を図 2、表 2 に示す。なお、代表として 6 号炉における結果を示す。

表 2 NPSH 評価条件（事故後長期を想定したケース）

項目		6 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）		S/P 水温度 130℃ ^{*1} を想定した場合の、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定 ^{*2}) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位は T.M.S.L.0 ^{*1} とし、MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損		本系統循環流量 190m ³ /h 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損		工認記載値に、RHR 定格流量 954m ³ /h と本系統循環流量 190m ³ /h の二乗比を掛けて算出した圧損
	RHR ポンプ圧損		RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損（本系統循環流量 190m ³ /h 時における値）に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と本系統循環流量 190m ³ /h の二乗比を掛けて算出した値	
—	MUWC ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

※1 「2.1 有効性評価シナリオの成立性」における事故後 7 日後を想定

※2 代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては、代替循環冷却系必要流量 190m³/h を用いて評価している。

表 2 の条件を基に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

以上より、事故後長期の条件を想定した場合において、格納容器内圧力 (S/C) が $\boxed{}$ MPa [gage] 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足する。この値からも、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられる。

<代替循環冷却系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例>

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）において、循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却系を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図 4 に示す。

図 4 より、事故 30 日後の格納容器圧力は約 0.13MPa [gage] であるため、上記 NPSH 評価結果の $\boxed{}$ MPa [gage] 以上であり、代替循環冷却系の運転は継続可能である。

なお、長期的に安定状態を維持するにあたり、原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合、水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は、事故後 7 日以降において、可燃性ガス濃度制御系の復旧により、格納容器内の酸素/水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。仮に可燃性ガス濃度制御系の復旧に期待できない場合、原子炉格納容器内の酸素濃度監視により、酸素濃度が 5% に至る前に排気（ベント）する運用としている。このとき、ベント弁の開度を調整することにより、徐々に格納容器圧力を低下させ、かつ、原子炉格納容器が負圧となることを防止するための措置として、窒素注入を継続し、長期的な安定状態を維持する。排気（ベント）により格納容器圧力は低下するがさらに長期間（60 日後）にわたり運転継続した場合でも、格納容器圧力 (S/C) は約 0.03MPa [gage] であり、この場合であっても、代替循環冷却系の運転は継続可能である。

さらに、図 5 に示すとおり、事故後 7 日以降にサブプレッション・チェンバ・プール水位のみで必要 NPSH が確保可能な循環流量（150m³/h）に変更した場合においても、事象を収束させることができることから、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能である。

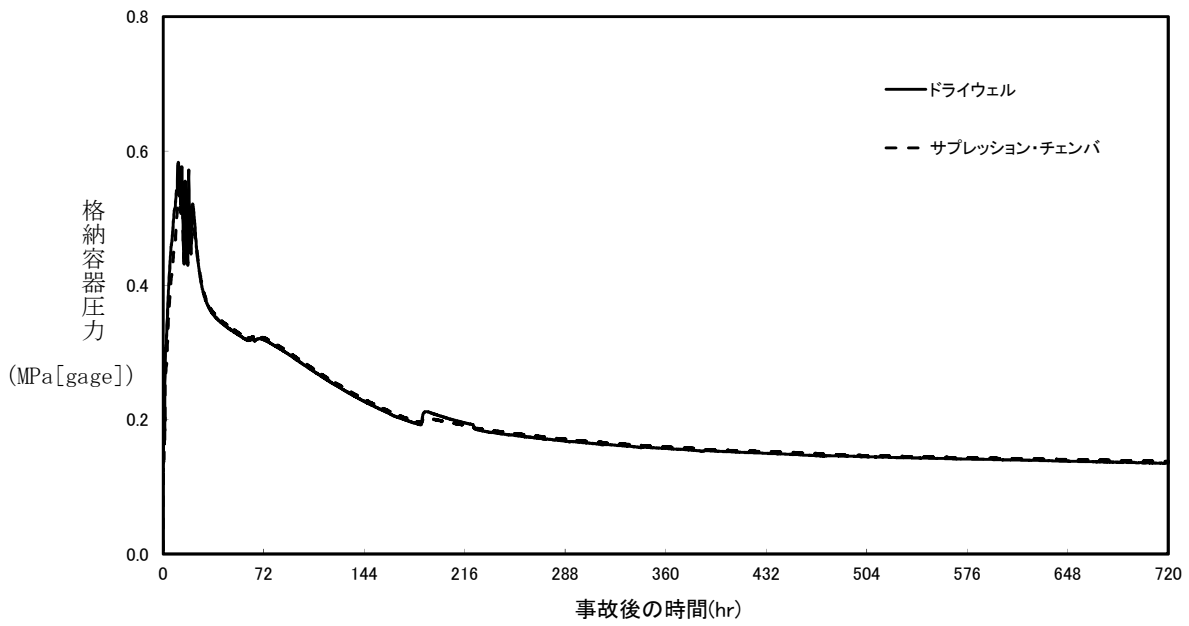


図4 格納容器圧力の推移
 (循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

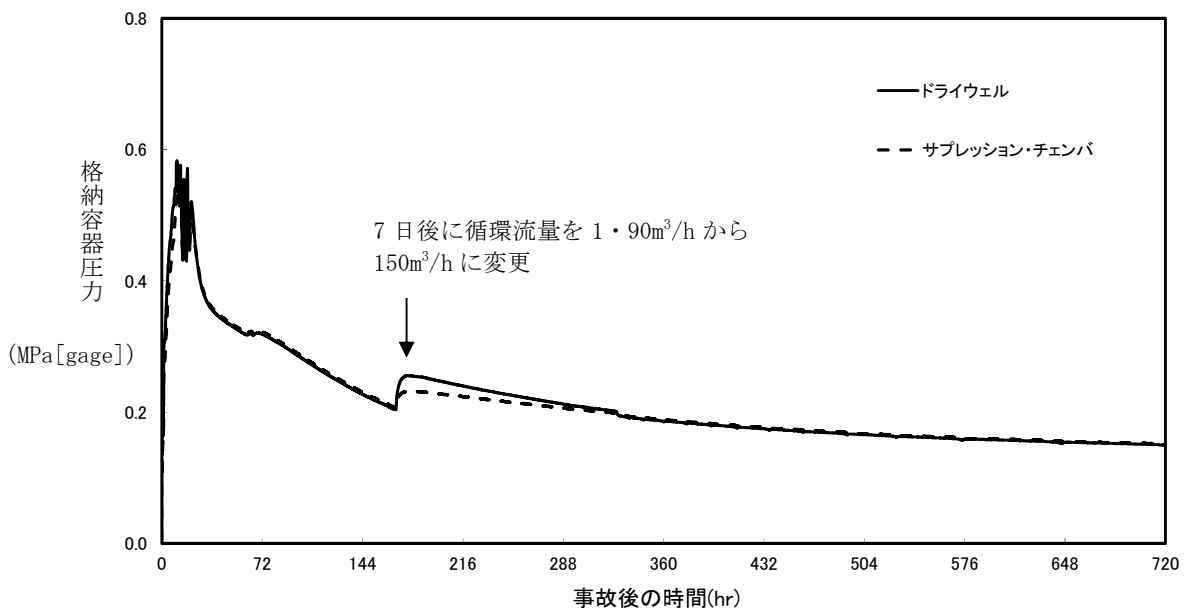


図5 格納容器圧力の推移
 (7 日後より循環流量を 150 m³/h に変更し、代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

② 循環流量評価

代替循環冷却系において循環流量 190m³/h 以上確保できることを確認する。
 確認方法は、MUWC ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図 1 の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点(ポンプの動作点)が 190m³/h 以上であることを確認する。ここで想定するシナリオとして、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の想定シナリオである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の状態に加え、流量評価として保守側となるよう、原子炉圧力が高い状態を想定して評価を行う。

評価条件は、図 2 及び表 1 の条件に、表 3 の条件を加えたものとする。

表 3 循環流量評価条件 (図 2 及び表 1 の追加条件)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pb	RPV 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa [*] とする
—	RPV 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RPV 水位は、RPV 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする
Pc	PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする

(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁, MS : 主蒸気

※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力

【6号炉】

6号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ、6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図6に示す。

図6より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、6号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

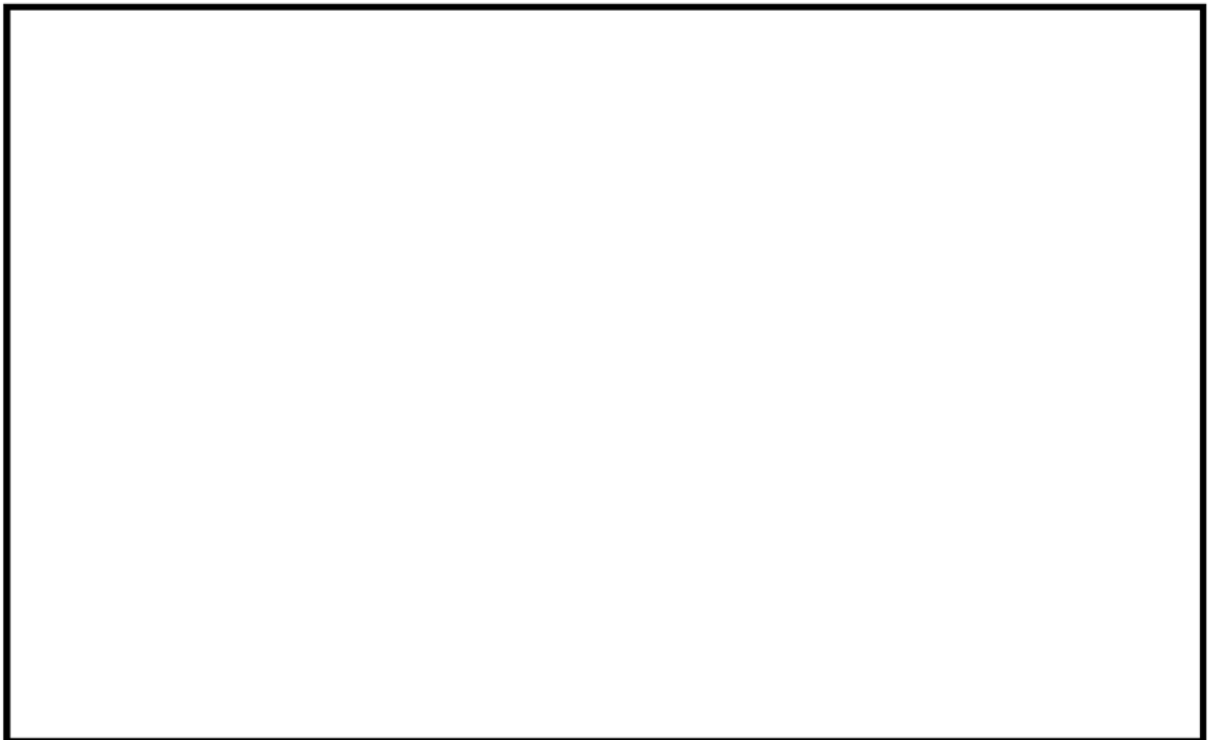


図6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m³/h以上（原子炉注水90m³/h以上かつ格納容器スプレイ100m³/h以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が90m³/h以上であることを仮定し、格納容器スプレイが100m³/h以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が190m³/h以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図7に示す。

図7より、原子炉注水の必要流量約90 m³/h～約100 m³/hの範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 m³/h～約 m³/h となり、190 m³/h以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量190 m³/hが確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 m³/h～約 m³/h となり、必要流量100 m³/h以上を満足している。

よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水90m³/h以上、格納容器スプレイ100m³/h以上を同時に達成することが可能である。

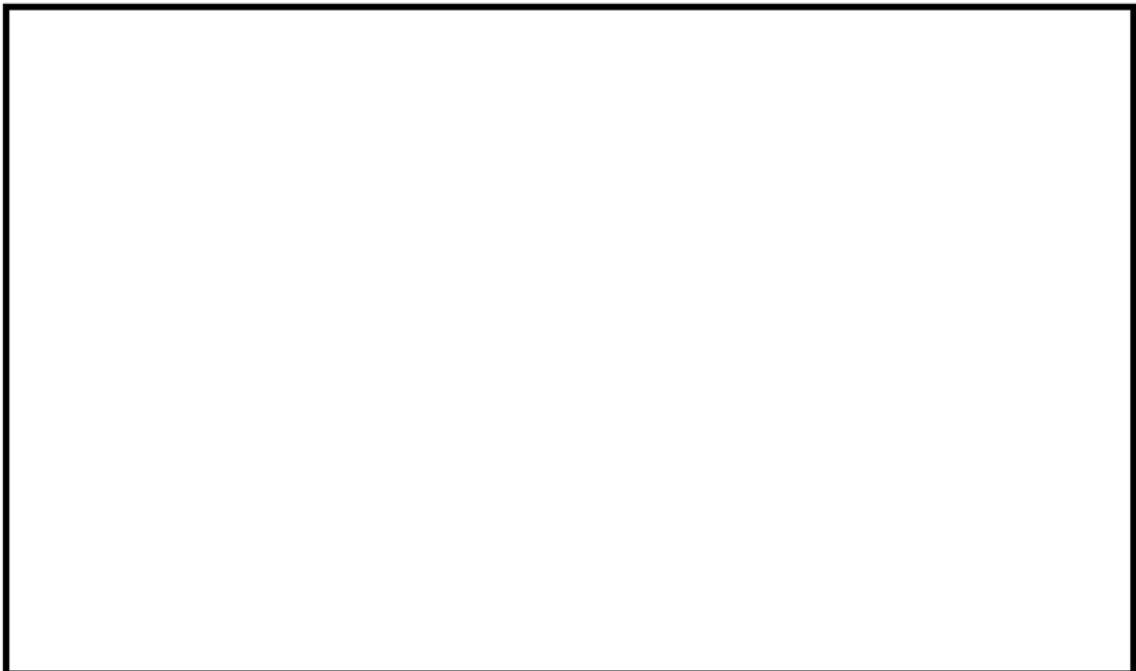


図7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）

また、原子炉に注水できず、原子炉圧力容器が破損した場合を想定した「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」シナリオ時においても、同様に、循環流量 190m³/h (格納容器下部注水：50m³/h, 格納容器スプレイ：140m³/h) 以上確保できることを確認する。

評価条件は、図 2 及び表 1 の条件に、表 4 の条件を加えたものとする。

表 4 循環流量評価条件 (図 2 及び表 1 の追加条件) (原子炉圧力容器破損時)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pc	D/W 圧力及び下部 D/W 圧力	S/C 圧力 + [] MPa[gage]	S/C 圧力 + [] MPa[gage]	有効性評価結果の代替循環冷却系運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする
-	下部 D/W 水位	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [])	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [])	下部 D/W 底面 (T. M. S. L. []) に有効性評価結果の最大水位約 [] m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T. M. S. L. []) とする

【6号炉】

6号炉の MUWC ポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 190m³/h 以上 (格納容器下部注水 50m³/h 以上かつ格納容器スプレイ 140m³/h 以上) を達成できることを確認する。図 8 に 6号炉における MUWC ポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図 8 より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 [] m³/h (格納容器下部注水流量約 [] m³/h, 格納容器スプレイ流量約 [] m³/h) となり、190 m³/h (格納容器下部注水流量 50 m³/h, 格納容器スプレイ流量 140 m³/h) 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 190 m³/h が確保可能であることを確認した。

よって、6号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水 50 m³/h 以上、格納容器スプレイ 140 m³/h 以上を同時に達成することが可能である。

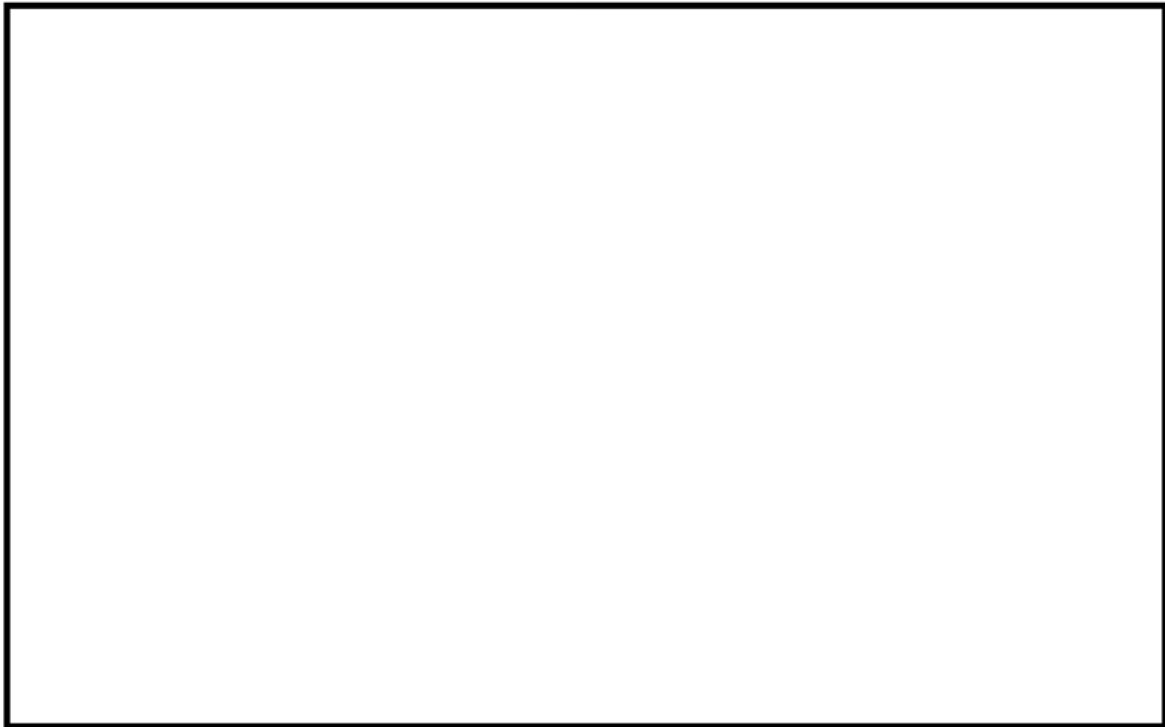


図8 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (6号炉) (原子炉圧力容器破損時)

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190 m^3/h 以上(格納容器下部注水50 m^3/h 以上かつ格納容器スプレイ140 m^3/h 以上)を達成できることを確認する。図9に7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図9より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 m^3/h (格納容器下部注水流量約 m^3/h , 格納容器スプレイ流量約 m^3/h) となり、190 m^3/h (格納容器下部注水流量50 m^3/h , 格納容器スプレイ流量140 m^3/h) 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量190 m^3/h が確保可能であることを確認した。

よって、7号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水50 m^3/h 以上、格納容器スプレイ140 m^3/h 以上を同時に達成することが可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図9 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）（原子炉圧力容器破損時）

③系統の閉塞防止対策

(a) 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレインズル部が考えられる。格納容器スプレインズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（表 5 参照）。

表 5 残留熱除去系吸込ストレーナについて

プラント	格納容器スプレインズル最小流路サイズ	残留熱除去系吸込ストレーナ孔径
6号炉		
7号炉		

よって、代替循環冷却系の閉塞防止に関する説明は、残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策についてまとめている。

(b) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

6号及び7号炉では、残留熱除去系吸込ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・チェンバのプール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本系統の成立性評価として「①ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、更に代替循環冷却系で想定している定格流量に余裕を見込んだ流量を用いて評価した結果、ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足しており、本系統の成立性に問題がないことを確認している（表 1 参照）。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

重大事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。

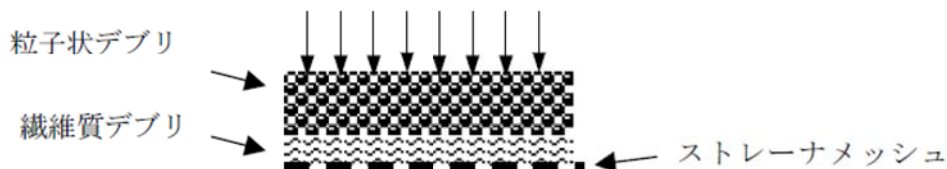


図10 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。ゆえに、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を

仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 6 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range µm	Average Size µm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 代替循環冷却系の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 µm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機構 (H21.3) , PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s（7 号炉の例、250m³/h の時）程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※ 3 : ABWR は原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTAL であり、代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTAL へ落下し、下部ペDESTAL 床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる（図 11 参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTAL から巻き上げられ、更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、溶

融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

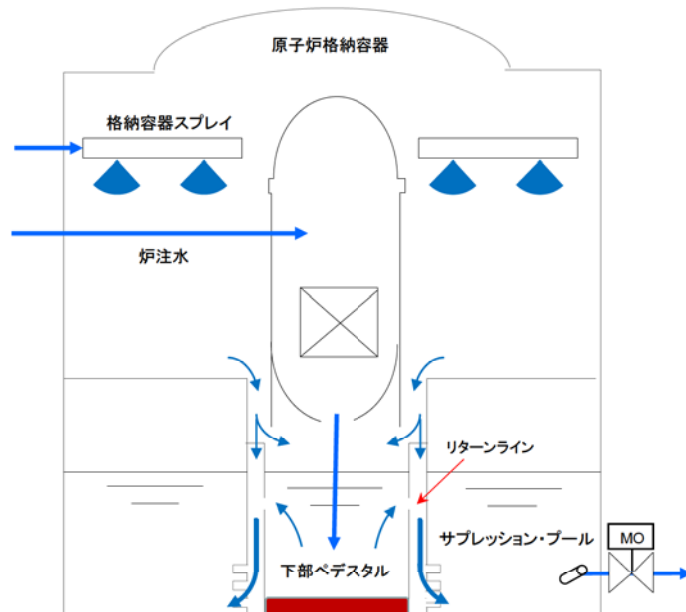


図 11 原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による冷却の流れ

※ 4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図 12 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図 13 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

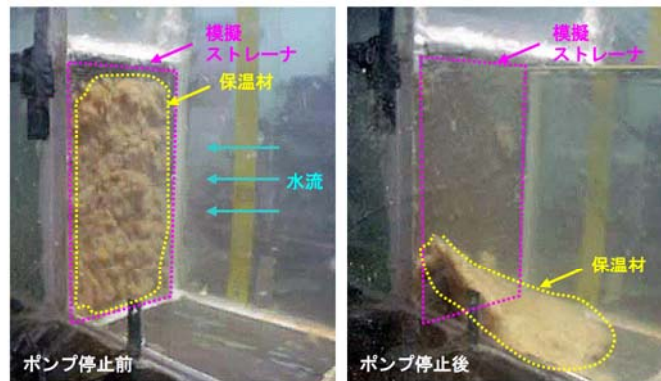


図 12 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図 7号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図

図 13 ABWR において設置されているストレーナ



図 14 6号炉 残留熱除去系(B)吸込ストレーナ (据付状態)

(c)閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図15に示しているが、復水補給水系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はMUWCポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

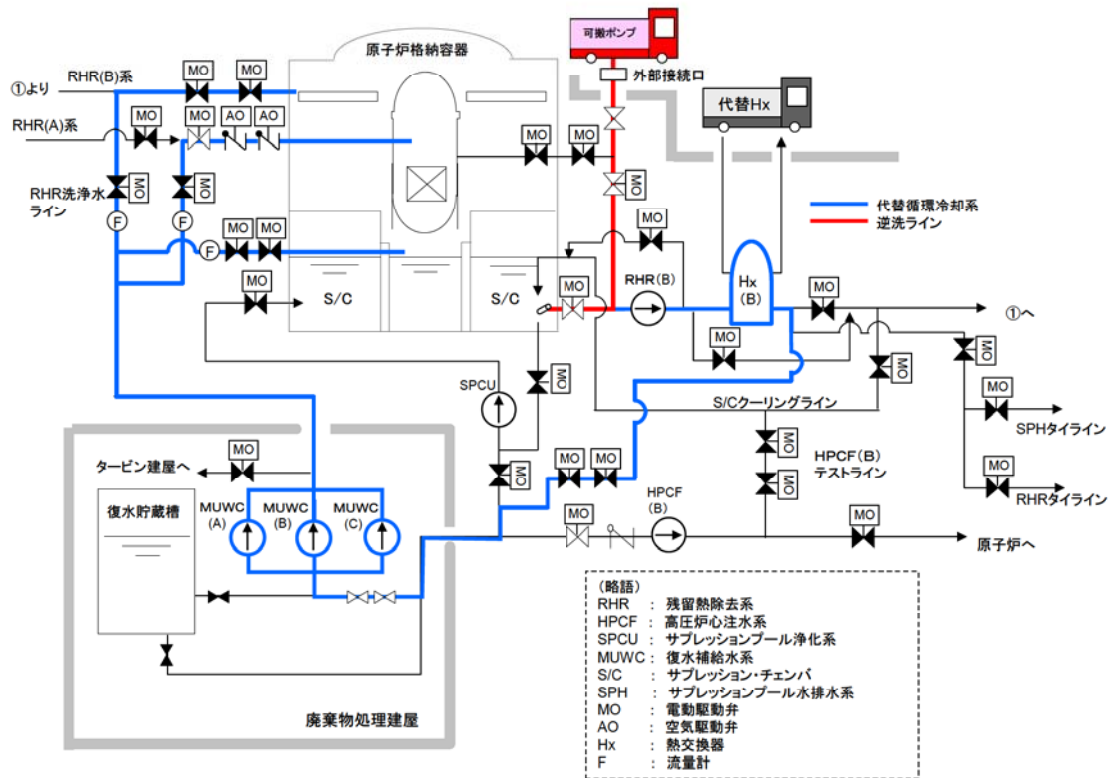


図15 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での
適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合」が対象となる。

「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられるが、この場合、格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。

よって、格納容器の耐震評価に際しては、

- ① 事故後の運転状態V(L)^{※1} (10^{-2} ～ 2×10^{-1} 年)における適切な地震力との組合せ評価
- ② 事故後の運転状態V(LL)^{※2} (2×10^{-1} 年以降)における適切な地震力との組合せ評価を行うこととなる。

※1 運転状態V(L)：重大事故等の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

※2 運転状態V(LL)：重大事故等の状態のうちV(L)よりさらに長期的に荷重が作用している状態

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

復水補給水系を用いた代替循環冷却系運転を行う場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

復水補給水系を用いて代替循環冷却系運転を行う場合に、サブプレッション・チェンバ・プールからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

復水補給水系による代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、又は耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

また、ポンプメカニカルシールには、ニトリルゴムが使用されており、耐放射線に関する性能が確認されていることから、シール性能は維持されるものとする。

一方、ポンプケーシングシールには、ニトリルゴム以外にフッ素ゴムが用いられているものがあり、フッ素ゴムについては放射線による影響を受けて劣化することが考えられる。このため、フッ素ゴムを使用している復水移送ポンプのケーシングシールについては、耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（以下、「EPDM」という）のシール材への取替を行うことにより、耐放射線性を確保する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及び、ハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアル

カリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、ニトリルゴムや EPDM についても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるニトリルゴムや EPDM では影響を生じる可能性がある。このうち、設備での使用を考慮している EPDM については、当社での社内試験により影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 8200mg/m³）よりも高濃度のよう素環境下（10000mg/m³ 以上）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

3. まとめ

以上より、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。一方、ポンプケーシングシールに用いられているフッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があり、ポンプメカニカルシールやケーシングシールに用いられているニトリルゴムは、核分裂生成物による化学的な影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

以上

代替循環冷却系の運転開始時期が評価より早まる場合について

代替循環冷却系の運転の評価では、代替原子炉補機冷却系の運転のため緊急時対策要員の参集に 10 時間、準備作業時間に 10 時間を想定しており、代替原子炉補機冷却系の運転開始時間を 20 時間後と想定している。ただし、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合は、この時間より早くなる可能性がある。

その場合の運転員の対応について以下に示す。必要な要員と作業項目を図 1 に示す。

- 中央制御室運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ操作を実施している。この操作を実施している運転員とは別の運転員が代替循環冷却系の運転を準備することが可能であり、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

- 現場操作運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、格納容器薬品注入等の現場操作を実施している。これらの操作は事故発生約 4 時間後まで継続する。その後、代替原子炉補機冷却系の運転準備を開始する。この準備操作は「2 名」の現場操作運転員により「約 5 時間」で実施することを想定しているが、実態の操作では「約 1 時間」で完了する。その後、別の「2 名」の現場操作運転員と共に代替循環冷却系の運転準備を実施する。事故発生約 10 時間後には終了するため、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

事故発生約 1 時間後から、緊急時対策要員による準備作業を開始することを想定した場合、現場操作運転員の作業は「約 10 時間後」に終了し、緊急時対策要員による準備作業は「約 11 時間後」に終了することになる。なお、緊急時対策要員による準備作業は、継続した訓練により短縮することが期待できる。

現場操作運転員による準備作業は、実態の代替原子炉補機冷却系運転準備作業時間を考慮すると、代替循環冷却系運転準備作業を含めても「約 3 時間」で完了することができ、想定時間の事故発生約 10 時間後を大幅に短縮することができる。

以上により、評価で考慮している代替原子炉補機冷却系「20 時間後」の運転開始時間から早まる場合があっても対応は可能である。

系統が高線量となった場合の影響について

代替循環冷却系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系において使用する機器のうち、放射線劣化影響が懸念される機器（シール材、電動機、計器、ケーブル）への影響

上記の影響について、確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性、機器への影響

確認項目		放射線影響	
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋等での手動弁の操作、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの操作が必要であるが、弁操作は運転開始前の実施であり、熱交換器ユニット操作は屋外作業であり、格納容器ベント操作前であるため、アクセス及び操作への放射線による影響はない。(32～35頁参照)
		復水移送ポンプの起動	運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。(32～35頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は、中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(32～35頁参照)
		流量調整	代替循環冷却系運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(32～35頁参照)
		その他操作	その他の作業として、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び熱交換器ユニットの付帯設備である電源車への給油作業があるが、これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため、放射線による大きな影響はない。(32～35頁参照)

(次頁へ続く)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作	<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は、代替循環冷却系運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。（35 頁参照）</p>
	格納容器ベント	<p>格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建屋内の原子炉区域外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建屋内の原子炉区域外であっても、代替循環冷却系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて遮蔽体設置等の放射線防護対策を施す。（35～38 頁参照）</p>
	代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）	<p>代替循環冷却系運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低い残留熱除去系 (C) ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下 3 階の残留熱除去系 (C) ポンプ室又は原子炉建屋地下 2 階の残留熱除去系 (C) ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要があるが、7 号炉の上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却系運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて移動式遮蔽体等の放射線防護対策を施す。</p> <p>なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。（39～43 頁参照）</p>
機器	シール材（配管，弁，ポンプ，熱交換器）	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却系の系統機能確保可能な設計とする。（59 頁参照）
	電動機（弁，ポンプ）	
	ケーブル	
	計器	

代替循環冷却系運転時の回り込み防止対応について

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、代替循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図1、図2、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

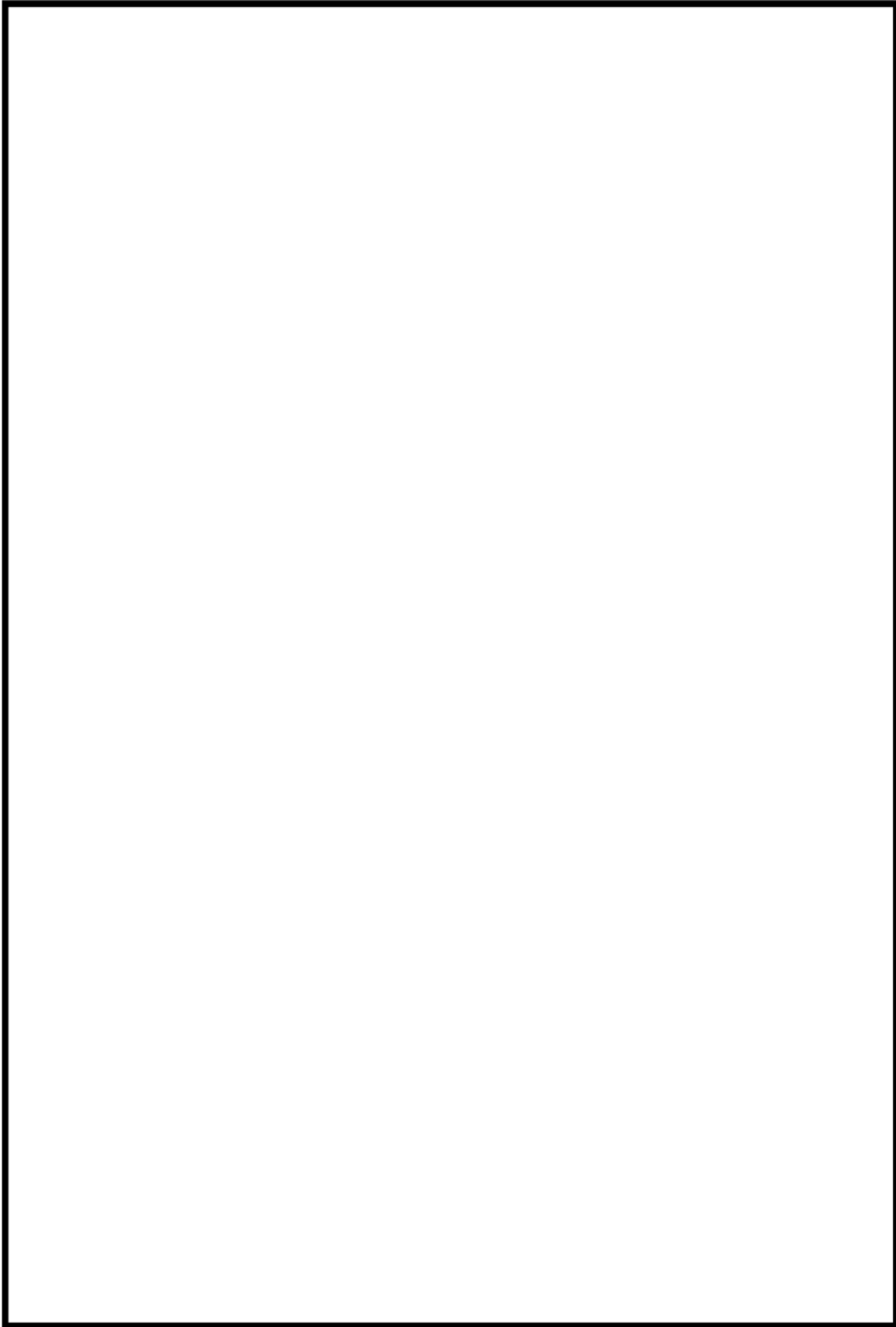


図 1 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

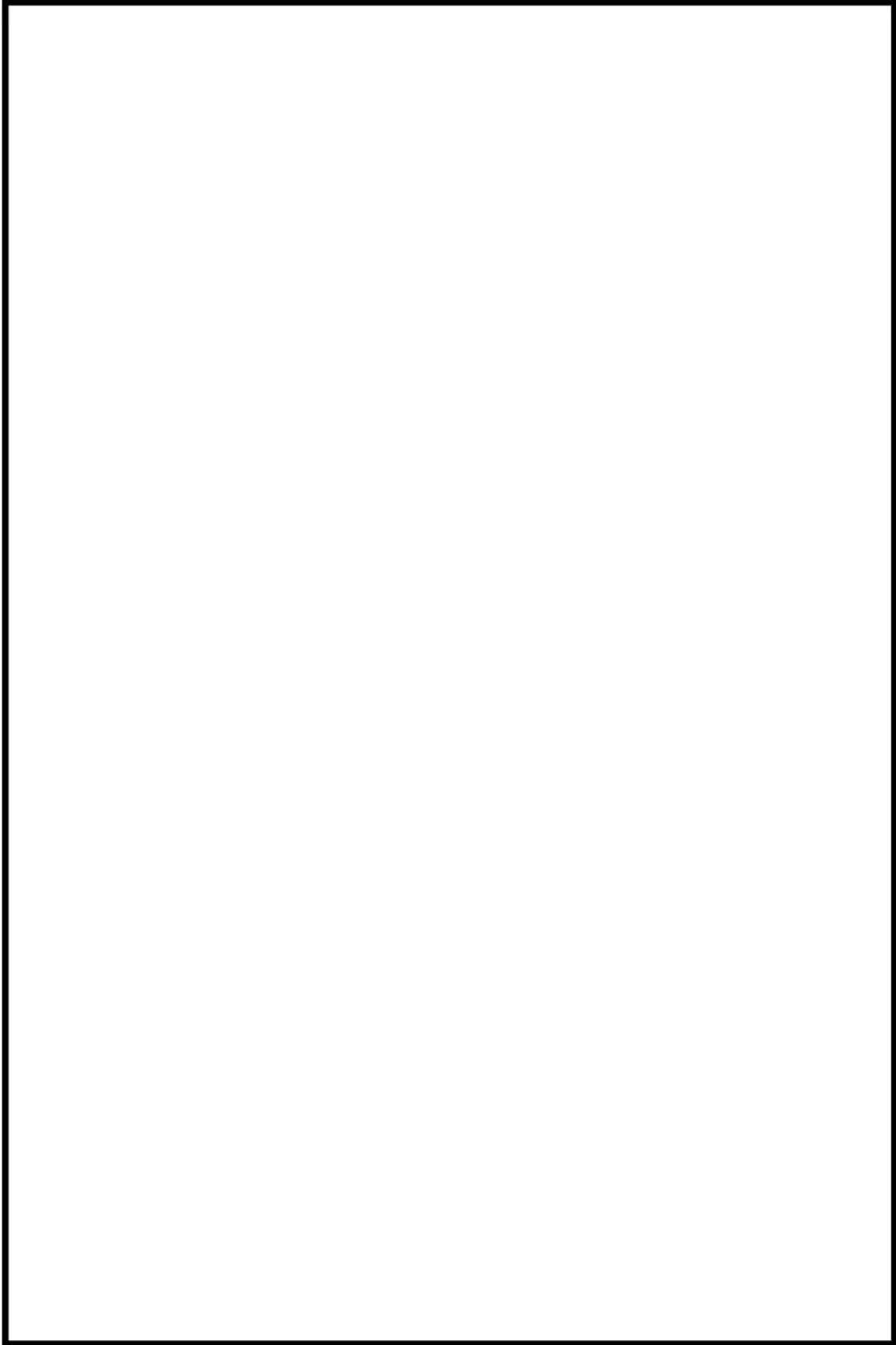


図 2 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウェル高電導度廃液系サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.※	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC 封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系 (B) 系統洗浄用等復水元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系 (A) (C) 系統洗浄用等復水元弁	HPCF (C) 封水ライン SA 時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク (B) 復水積算流量計入口弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サブプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SFCU を用いた SFP 注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高圧炉心注水系 (B) 系統封水用復水減圧オリフィス前弁	IIFCF (B) 封水ライン
25	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
26	E22-F030	高圧代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC 吸込みライン (水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
28	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.※	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水試料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥器気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水試料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.※	弁番号	弁名称	閉止不可理由
3	P13-F077	復水補給水系-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系 R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系 P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF (B) 封水ライン
22	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水 ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込 弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	復水補給水系 R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。