

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. 代替循環冷却設備の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電気設備	24
2. 代替循環冷却設備の成立性確認	29
2.1 有効性評価シナリオの成立性	29
2.1.1 代替循環冷却の運用について	29
2.1.2 代替循環冷却の有効性について	29
2.2 代替循環冷却設備の操作性	31
2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性	31
2.2.2 操作概要について	41
2.3 系統運転時の監視項目	48
2.3.1 水素及び酸素発生時の対応について	48
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	56
3.1 放射線による影響について	56
3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について	57
3.3 系統の健全性について	59

別紙

1. 格納容器内水素・酸素濃度の測定原理と適用性について	62
2. 循環流量の確保について	79
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	99
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について	100
5. 代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について	102
6. 系統が高線量となった場合の影響について	104
7. 代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について	106

1. 代替循環冷却設備の構成

1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。さらに「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および格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サブプレッション・チェンバ・プールから、残留熱除去系の配管および熱交換器を通り、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、原子炉への注水および格納容器スプレイに使用される。また、原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压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。
- ・原子炉およ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・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。
- ・前述の通り、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉压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、重大事故時におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉压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得る。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、代替循環冷却による循環ラインは閉ループにて構成する。

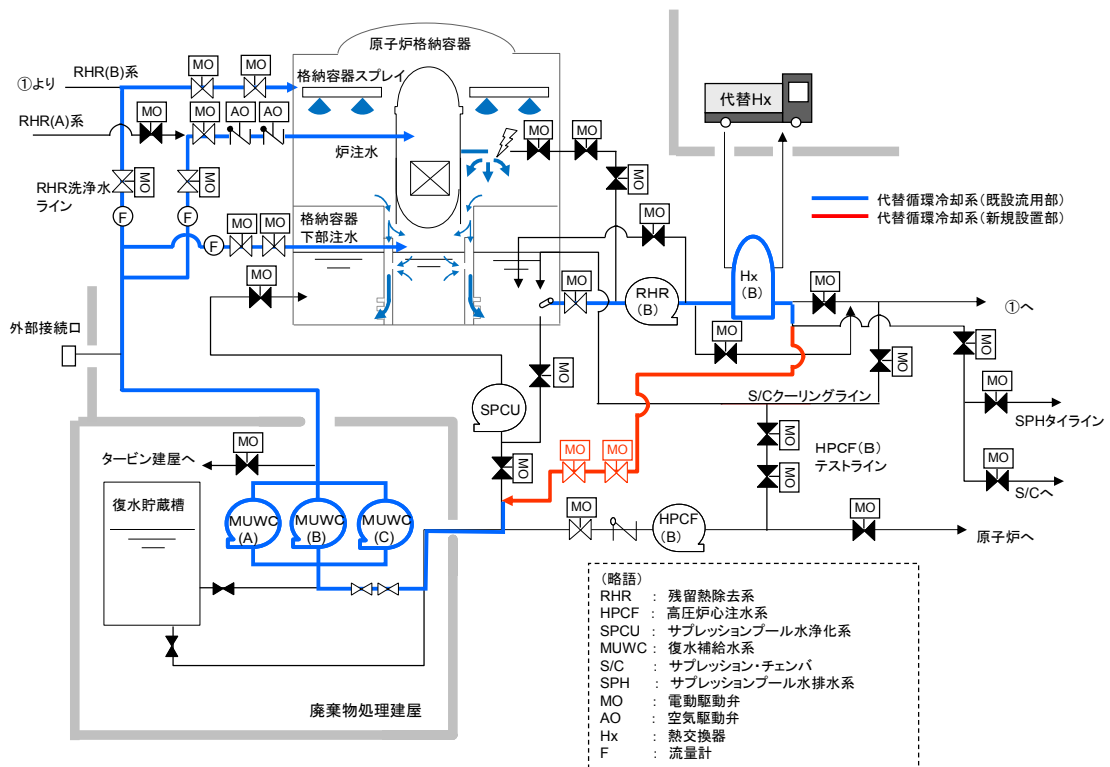


図 1.2-1 代替循環冷却系の設備概要 (7号炉の例)

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

1.3 系統設計仕様

1.3.1 機械設備

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

<設計条件>

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

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

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示す通りである。

代替循環冷却系統

系統流量： 190 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、サブプレッション・チェンバ・プール水温度及び、除熱量を確認するための代替循環冷却系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系熱交換器入口温度及び残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

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

以上より、下記で示す④～⑧の計器を設置する。

- ・系統流量：④復水補給水系流量（原子炉圧力容器）
⑤復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器スプレイ
⑥復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器下部注水
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度：④サブプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度：⑥復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・格納容器下部の温度：⑦ドライウエル雰囲気温度
- ・格納容器下部の水位：⑧格納容器下部水位

また、復水移送ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す⑨の計器を設置する。

- ・復水移送ポンプの運転状態：⑨復水移送ポンプ吐出圧力

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

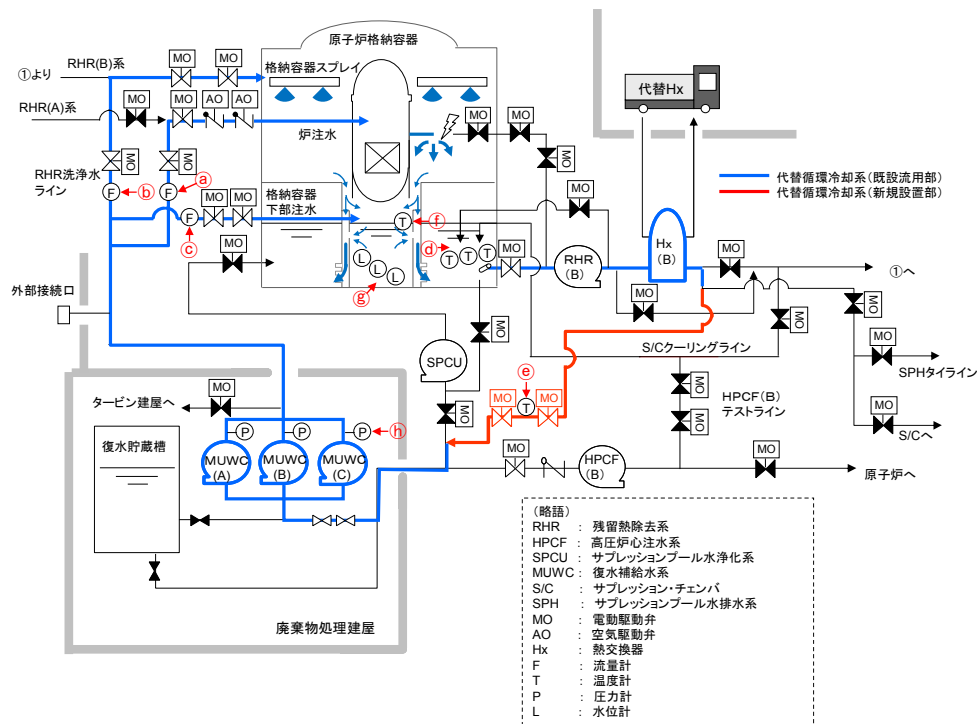


図 1.3.2-1 代替循環冷却系 使用時の概略図

②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 代替循環冷却運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
① 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(150m ³ /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
② 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ	0~350m ³ /h	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m ³ /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
③ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m ³ /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
④ サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	格納容器的限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑤ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定としている。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑥ ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	格納容器的限界温度(200℃)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑦ 格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600, -4600, -3600mm) *1	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑧ 復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)

*1 : T. M. S. L. =東京湾平均海面

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

b. 配置図

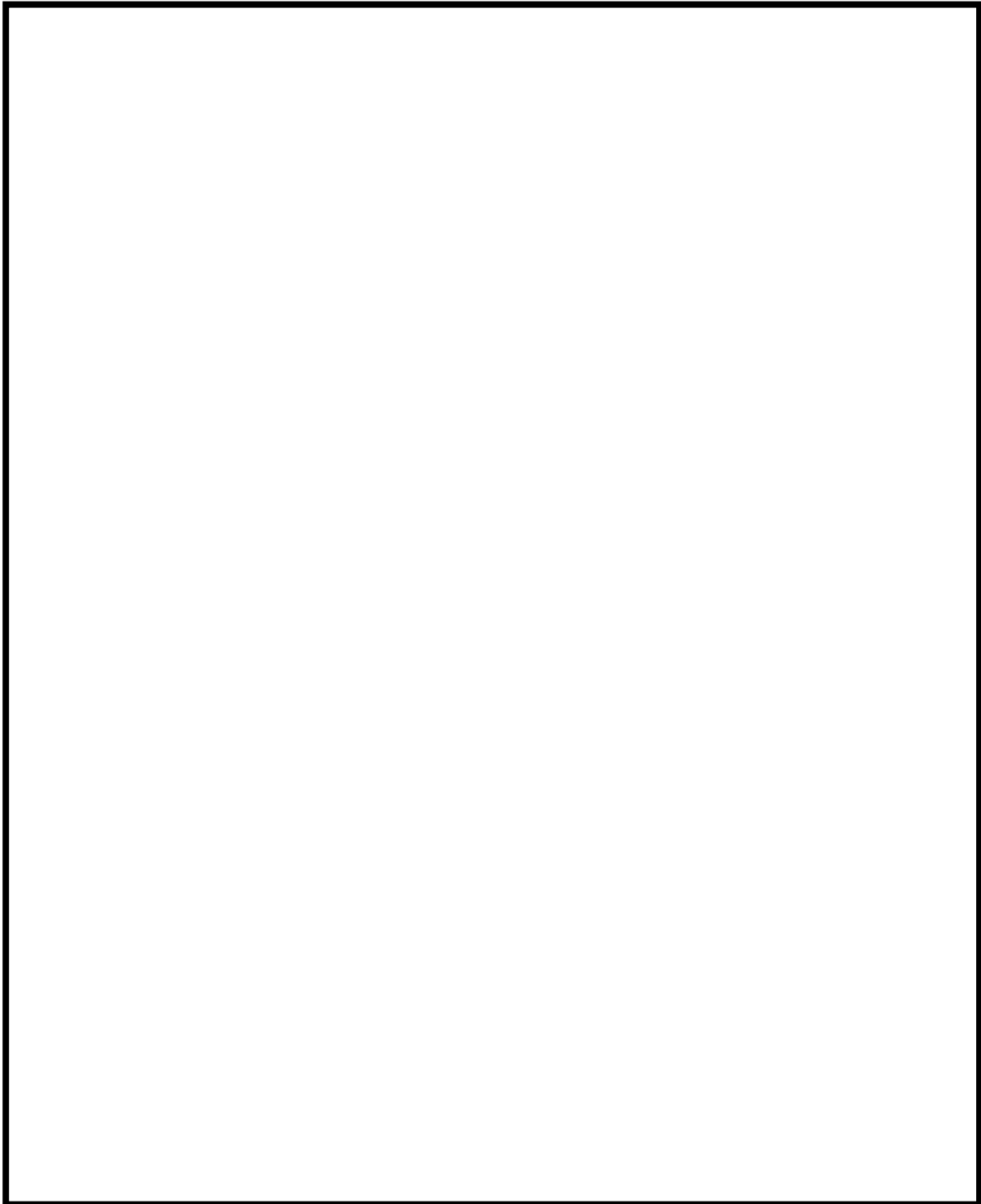


図 1.3.2-2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

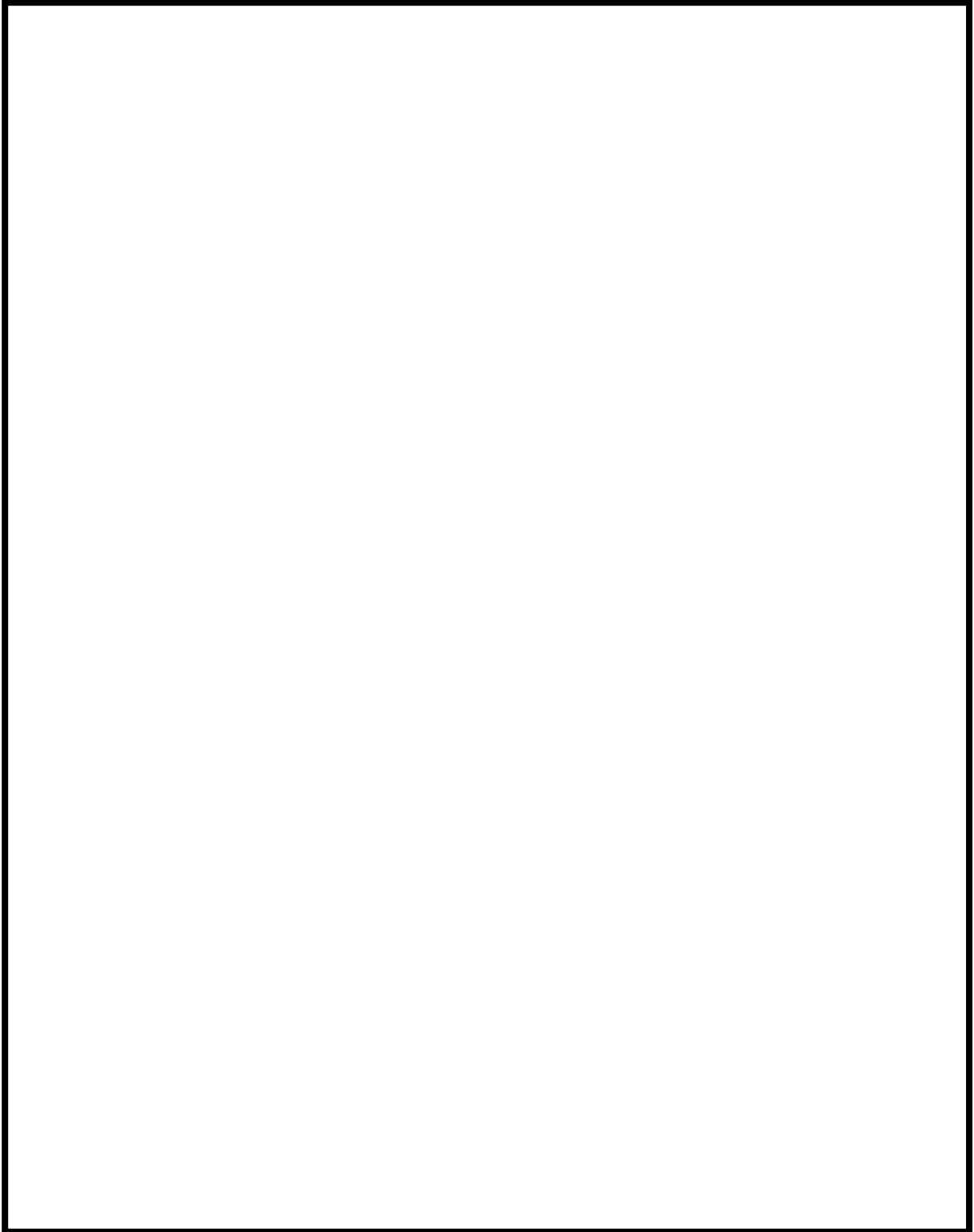


図1.3.2-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

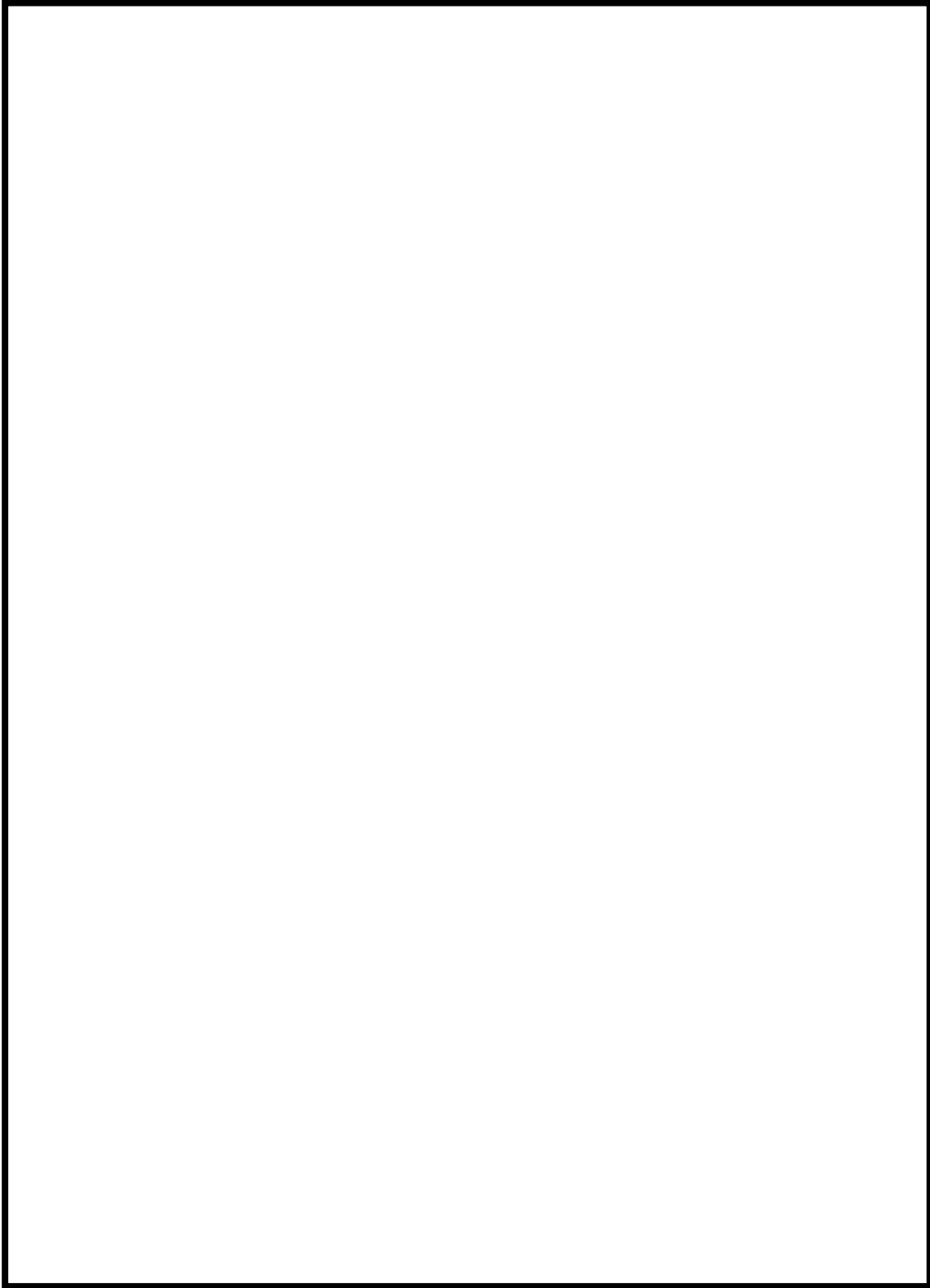


図1.3.2-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

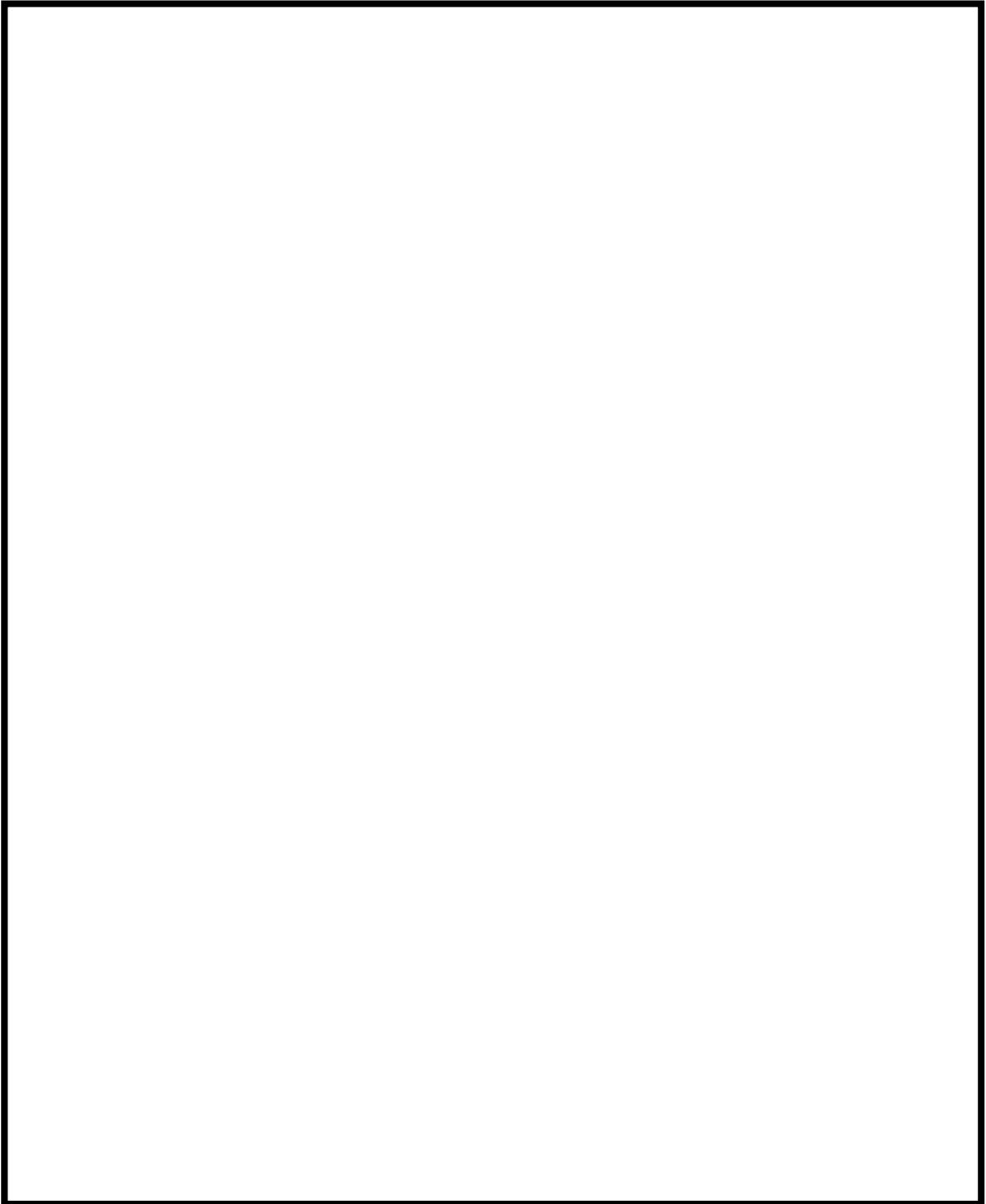


図1.3.2-5 機器配置図（6号炉廃棄物処理建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

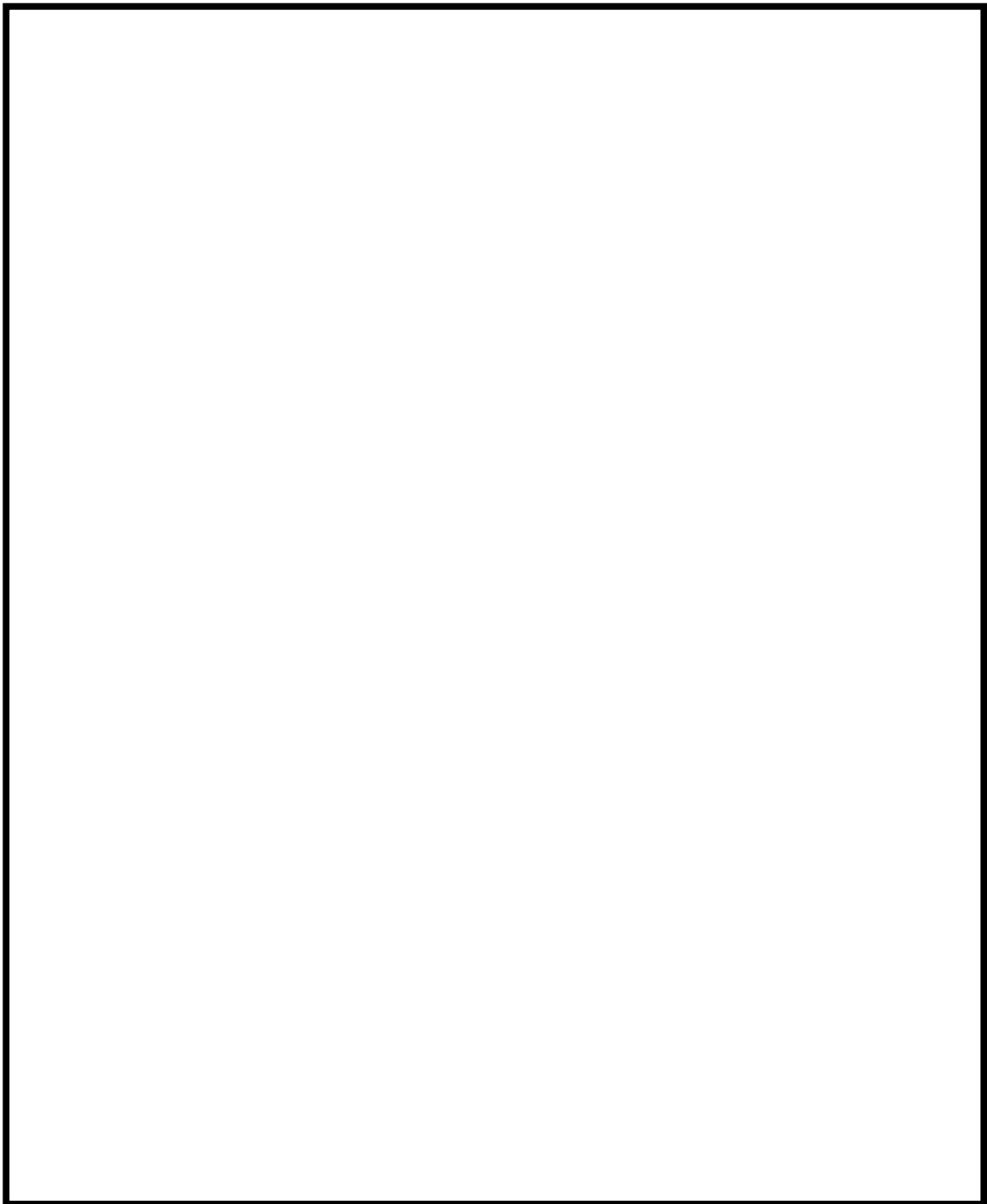


図1.3.2-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

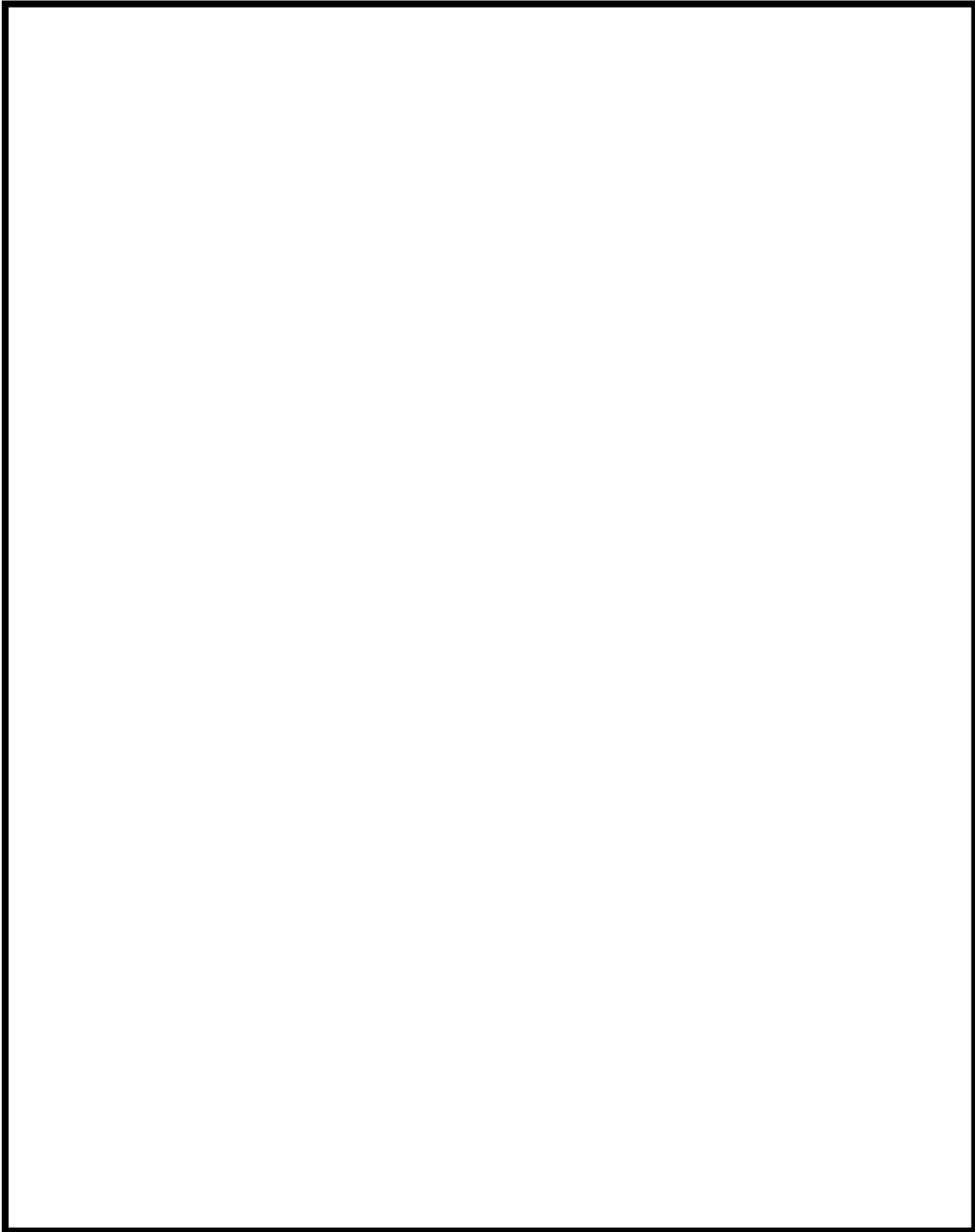


図1.3.2-7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

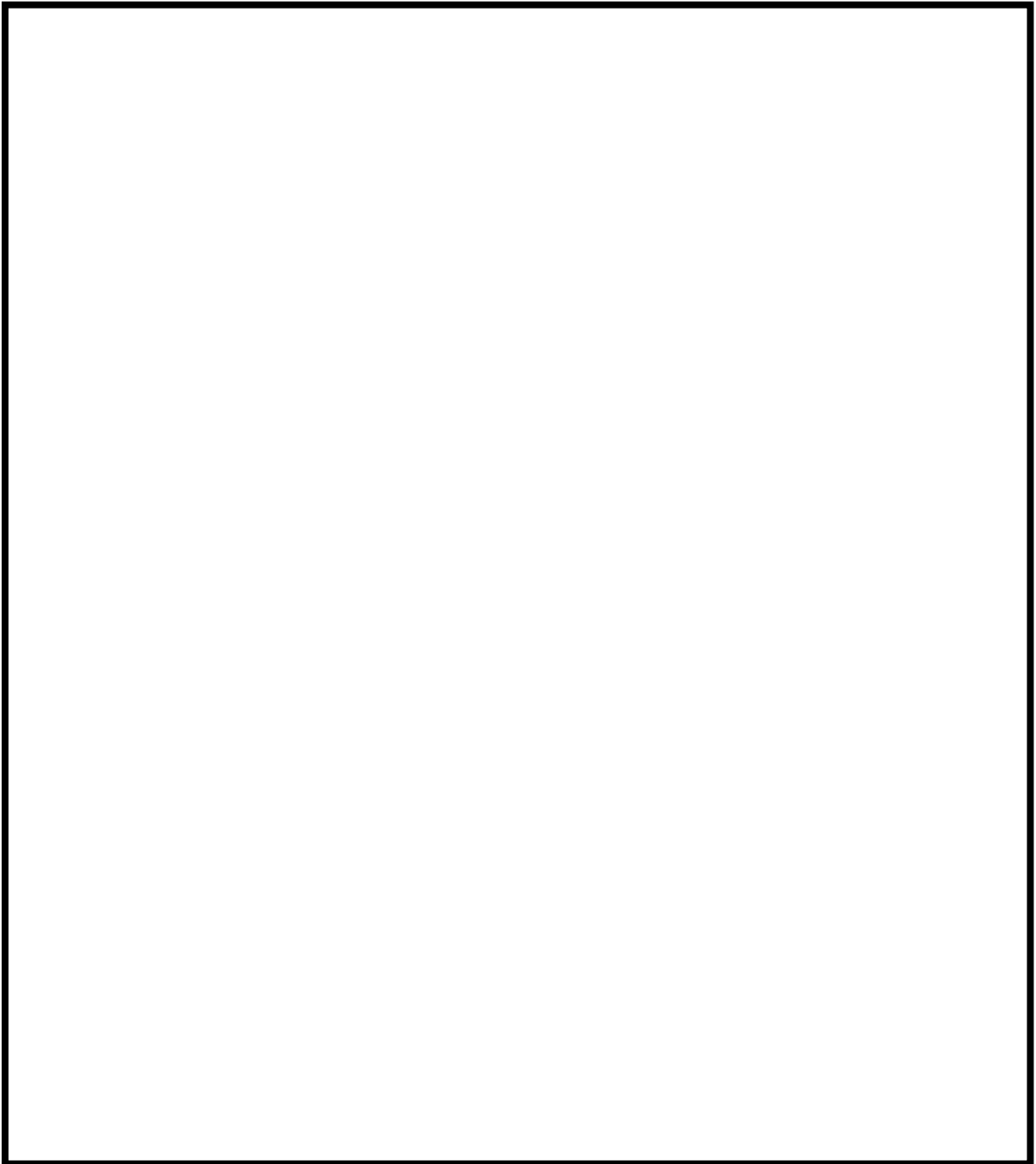


図1.3.2-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

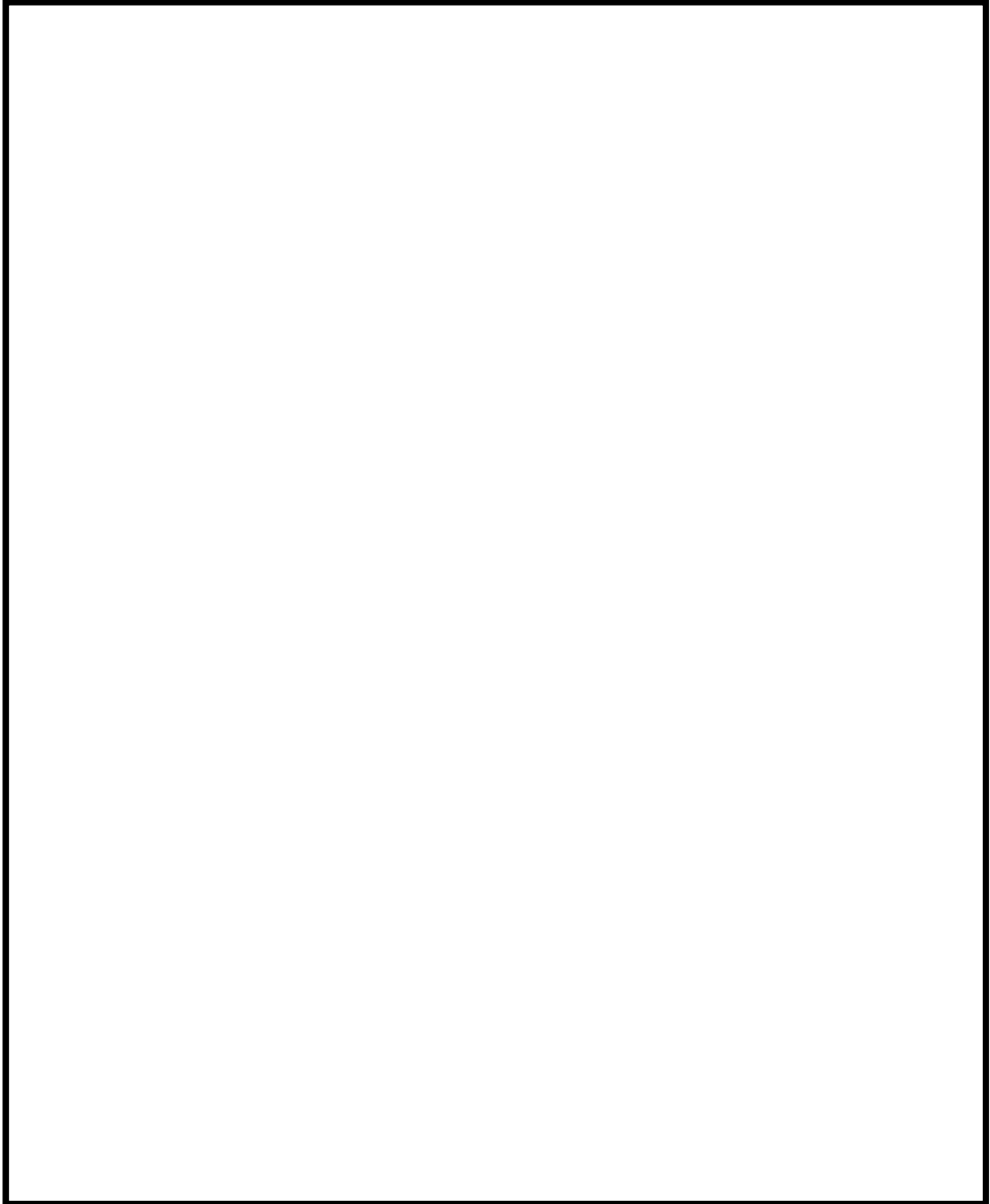


図1.3.2-9 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

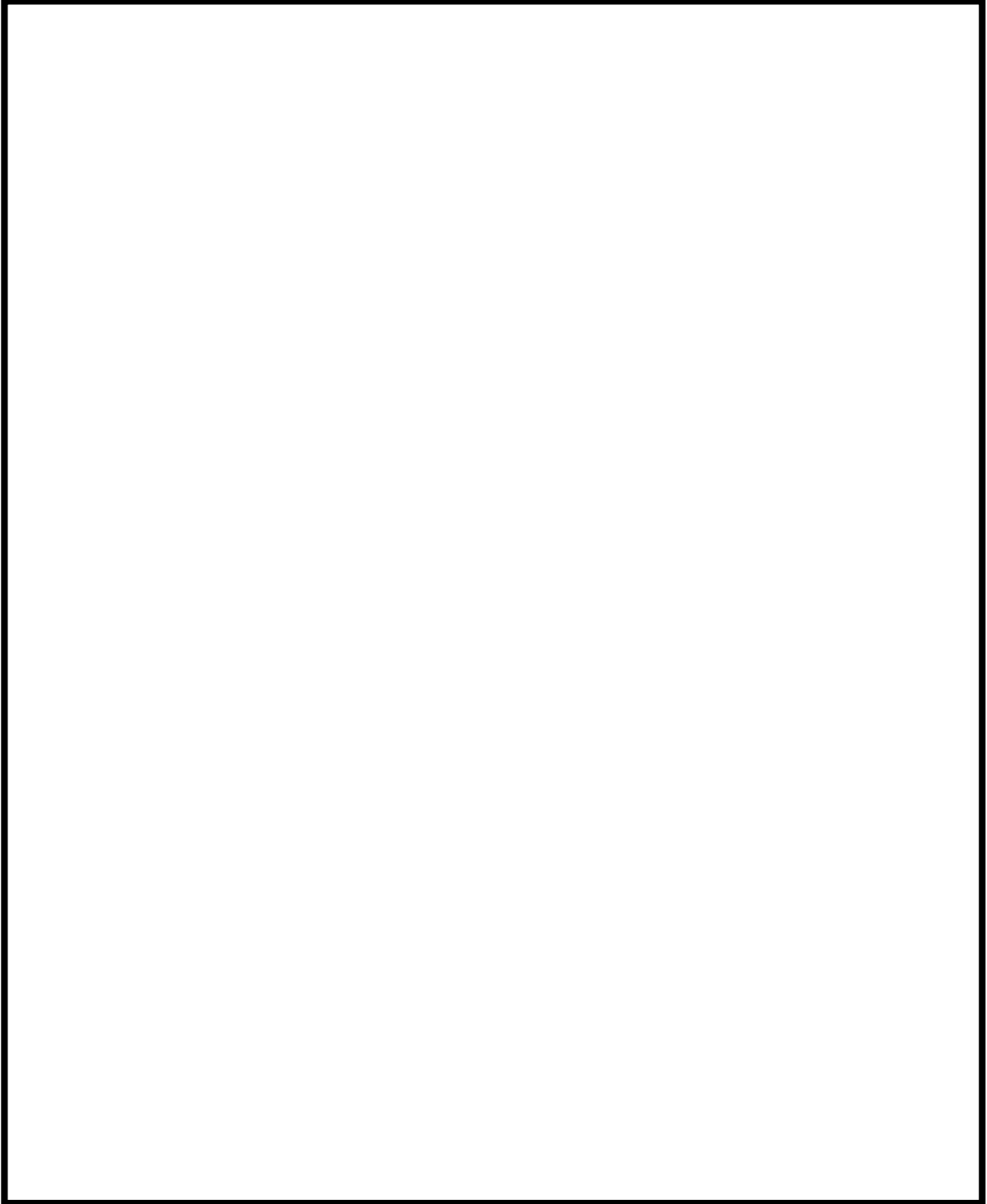


図1.3.2-10 機器配置図 (7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

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

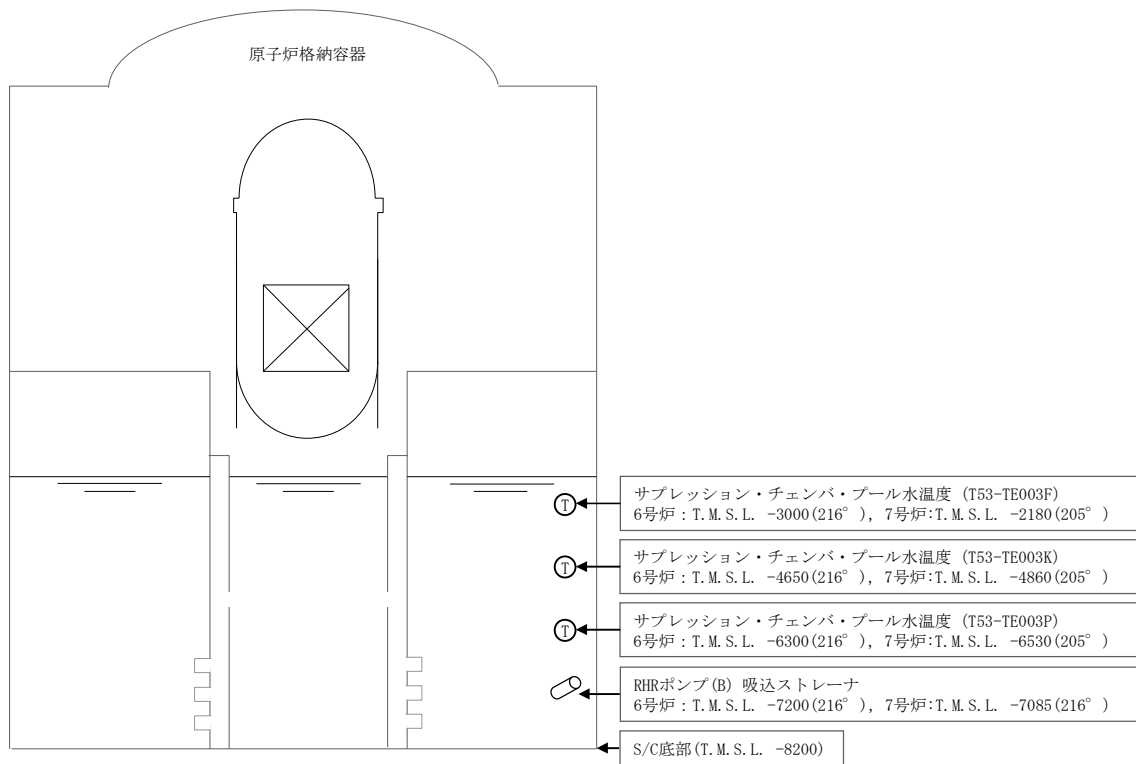
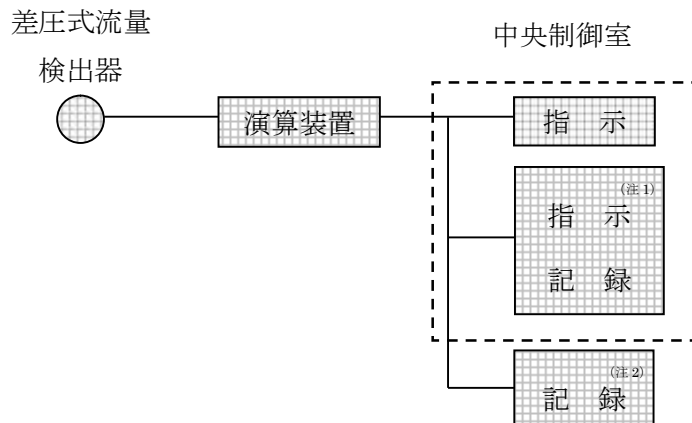


図1.3.2-11 サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置

c. システム構成

④ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）

復水補給水系流量（原子炉压力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉压力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉压力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-12「復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

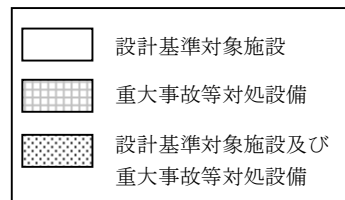
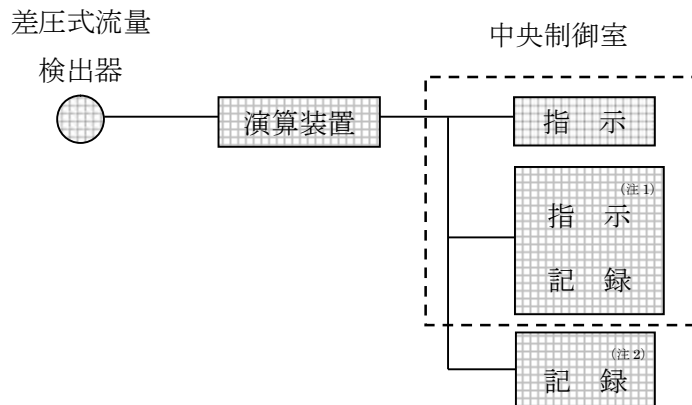


図 1.3.2-12 復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図

①③ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-13「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

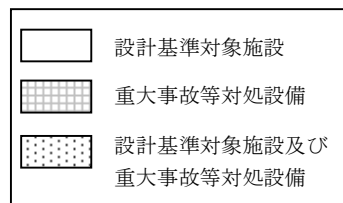
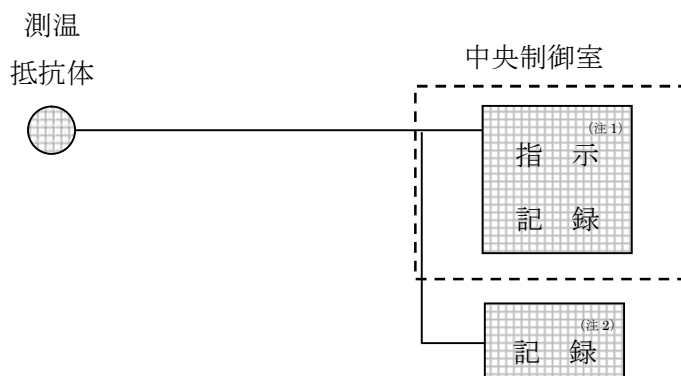


図1.3.2-13 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図

④ サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-14 「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

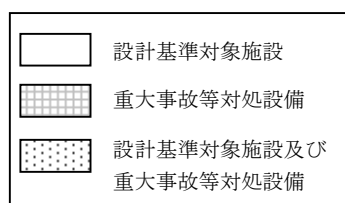


図 1.3.2-14 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

㉔ 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-15 「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）

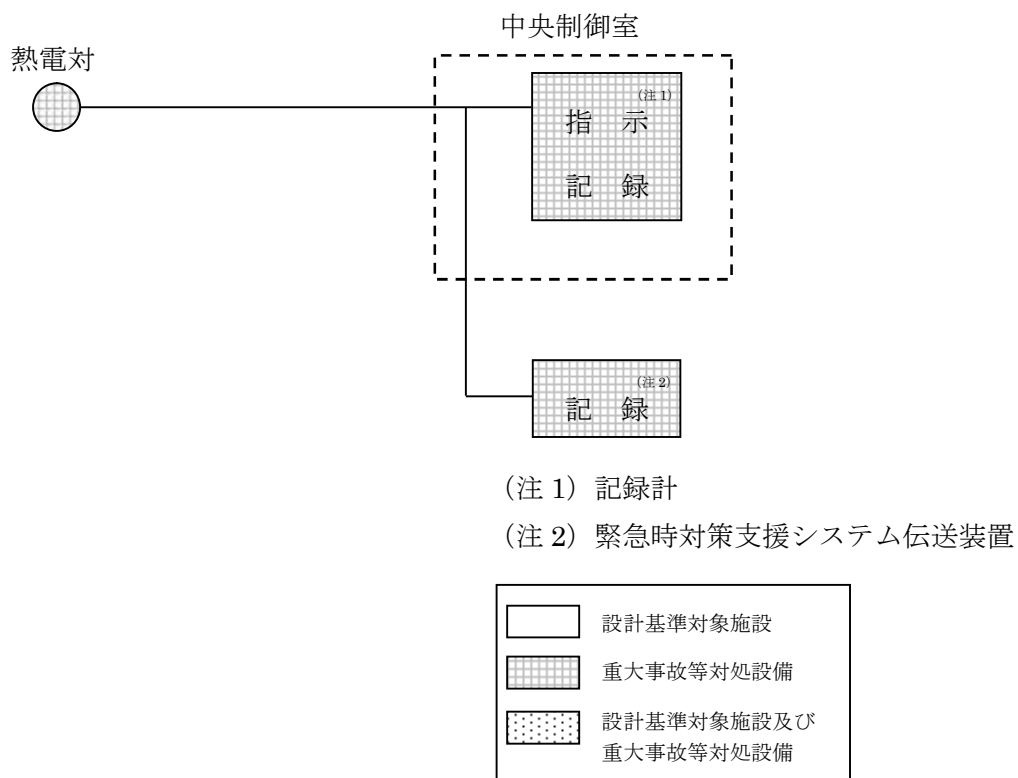
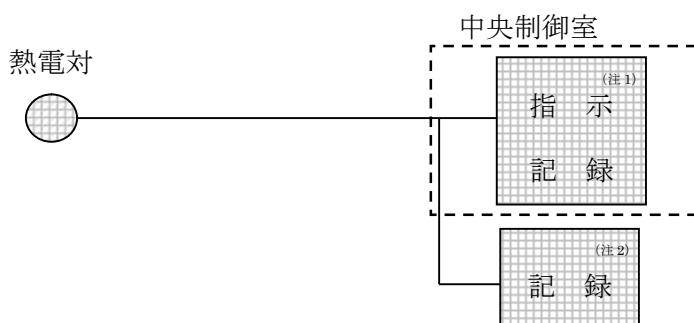


図 1.3.2-15 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 1.3.2-16「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

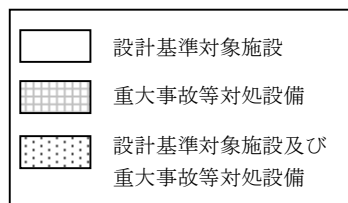
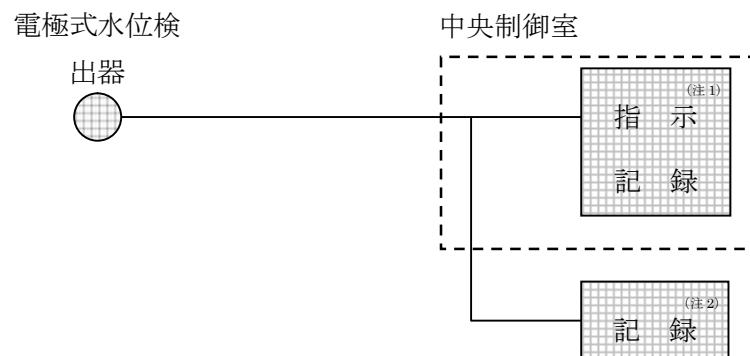


図 1.3.2-16 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

㊦ 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。

(図 1.3.2-17「格納容器下部水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

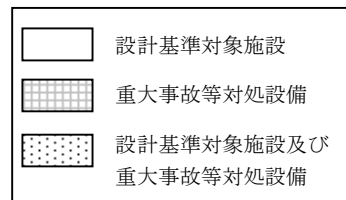
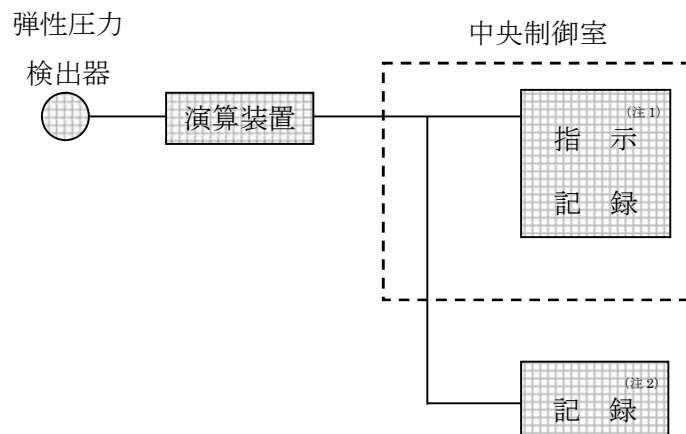


図 1.3.2-17 格納容器下部水位の概略構成図

⑫ 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。
 (図1.3.2-18「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

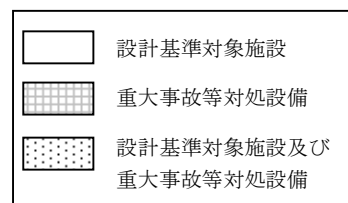


図 1.3.2-18 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

1.3.3 電源設備

① 概要

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

② 電源供給負荷

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

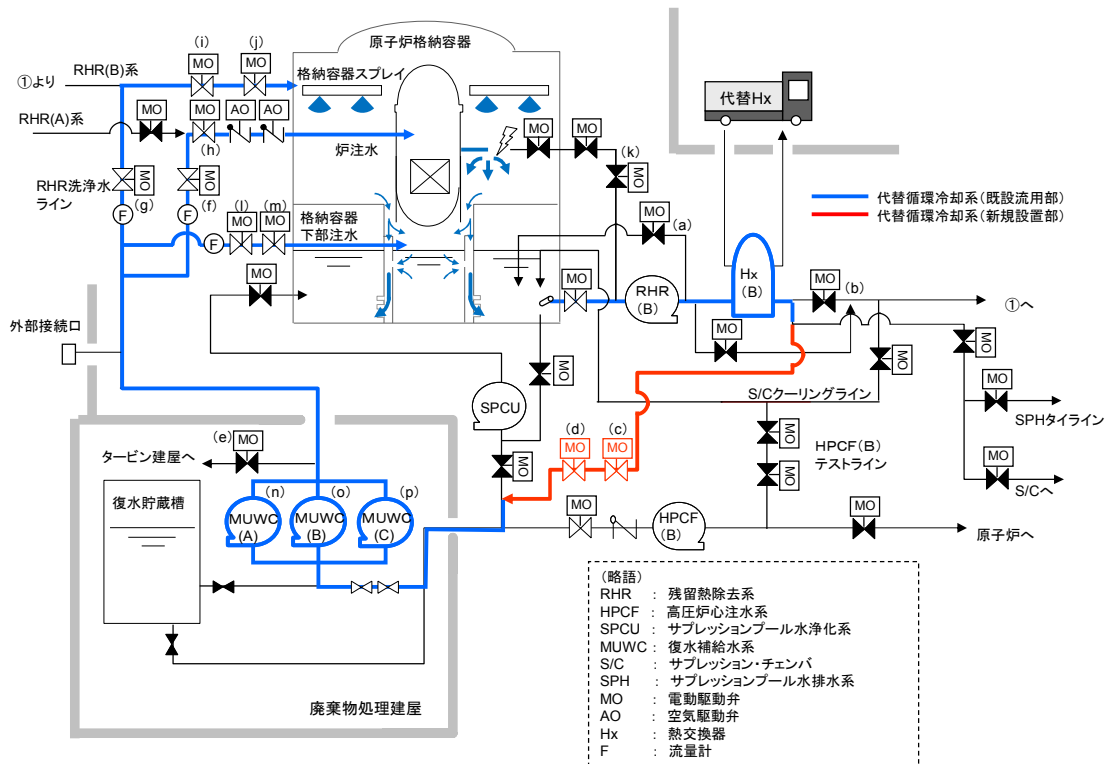


図 1.3.3-1 代替循環冷却系 概略図

表 1.3.3-1 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	RHR 最小流量パパス弁(B)	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(b)	RHR 熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(c)	RHR HPCF 系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(d)	RHR HPCF 系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(e)	MUWC T/B 負荷遮断弁	AM 用 MCC 7B ※1	AM 用 MCC 7B ※2
(f)	RHR 注入ライン洗浄水止め弁(A)	MCC 7C-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(g)	RHR 注入ライン洗浄水止め弁(B)	AM 用 MCC 7B ※1	AM 用 MCC 7B ※2
(h)	RHR 注入弁 (A)	MCC 7C-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(i)	RHR 格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(j)	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(k)	RHR ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(l)	MUWC 下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-6	AM 用 MCC 7B ※2
(m)	MUWC 下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-6	AM 用 MCC 7B ※2
(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM 用 MCC 7B ※2
(o)	復水移送ポンプ(B)	AM 用 MCC 7B ※1	AM 用 MCC 7B ※2
(p)	復水移送ポンプ(C)	AM 用 MCC 7B ※1	AM 用 MCC 7B ※2
—	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM 用 MCC 7B ※2

(略語) T/B：タービン建屋

※1：P/C 7D-1 より AM 用 MCC 7B を受電する

※2：AM 用動力変圧器より AM 用 MCC 7B を受電する

※3：AM 用直流 125V 充電器を経由して以下のパラメータを確認する

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

※4：代替循環冷却系設置に伴い新設した設備

③ 単線結線図

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

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

- a. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から非常用電気設備（M/C, P/C, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-2）
- b. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（動力変圧器, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-3）

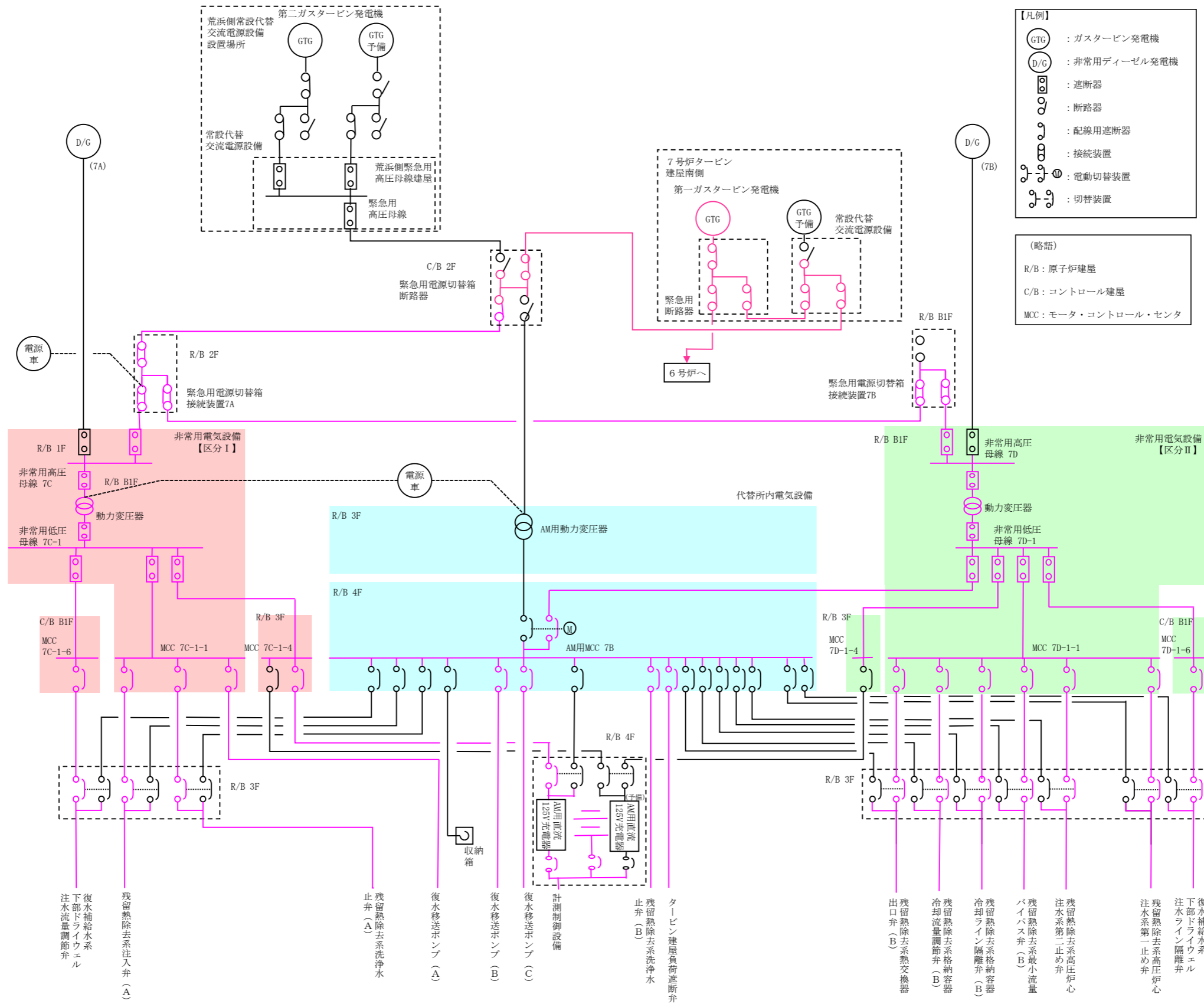


図 1.3.3-2 代替循環冷却系の単線結線図 (代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時)

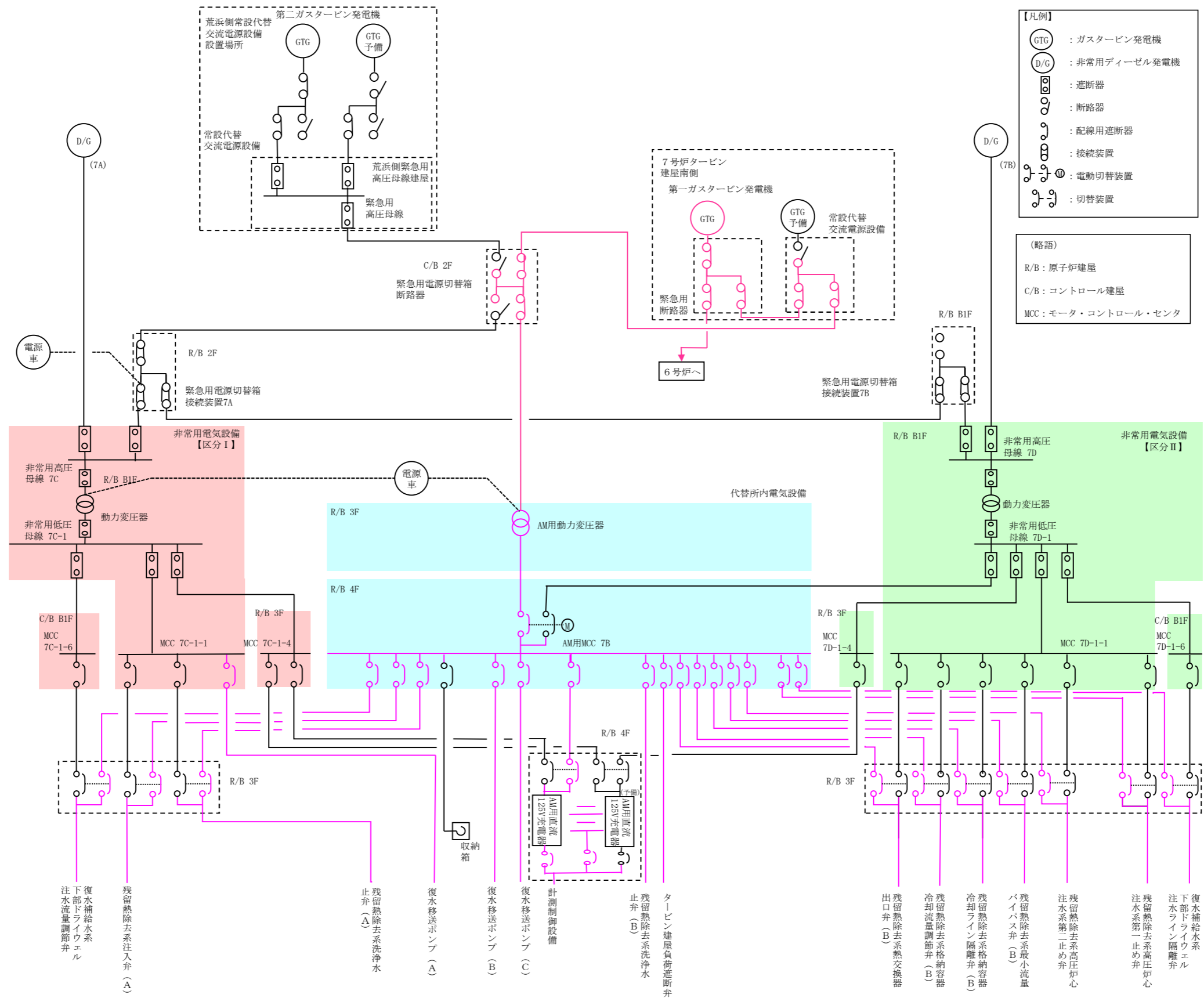


図 1.3.3-3 代替循環冷却系の単線結線図（代替交流電源設備から代替所内電気設備経由で電源供給時）

2. 代替循環冷却設備の成立性確認

2.1 有効性評価シナリオの成立性

2.1.1 代替循環冷却系の運用について

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

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

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

2.1.2 代替循環冷却系の有効性について

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

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

2.2 代替循環冷却設備の操作性

2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性

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

- (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視ができること
- (2) 可搬型代替注水系による原子炉注水^{※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) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視

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

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

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

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

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

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

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

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

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

表 2.2.1-1 代替循環冷却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
RHR 最小流量バイパス弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)
RHR 熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)
HPCF 系 CSP 出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)
HPCF 系 CSP 出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)
HPCF 系 CSP 出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)
復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)
復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)
復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)
RHR HPCF 系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)
RHR HPCF 系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)
RHR 注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)
RHR 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)
RHR 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)
MUWC 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)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁(A)	運転開始時	弁開	中央制御室	(r)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁(B)	運転開始時	弁開	中央制御室	(m)
MUWC 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)
RHR HPCF 系第一止め弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(k)
RHR HPCF 系第二止め弁	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(l)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁(A)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(r)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁(B)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(m)
RHR 注入弁(A)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(n)
RHR 格納容器冷却流量調節弁(B)	RHR 復旧時	弁閉	中央制御室	(o)
RHR 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)
MUWC 下部ドライウエル注入ライン隔離弁	RHR 復旧時	弁開	中央制御室	(s)
MUWC 下部ドライウエル注水流量調節弁	RHR 復旧時	弁開	中央制御室	(t)
RHR ポンプ炉水吸込弁(B)	RHR 復旧時	弁開	中央制御室	(q)
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する

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

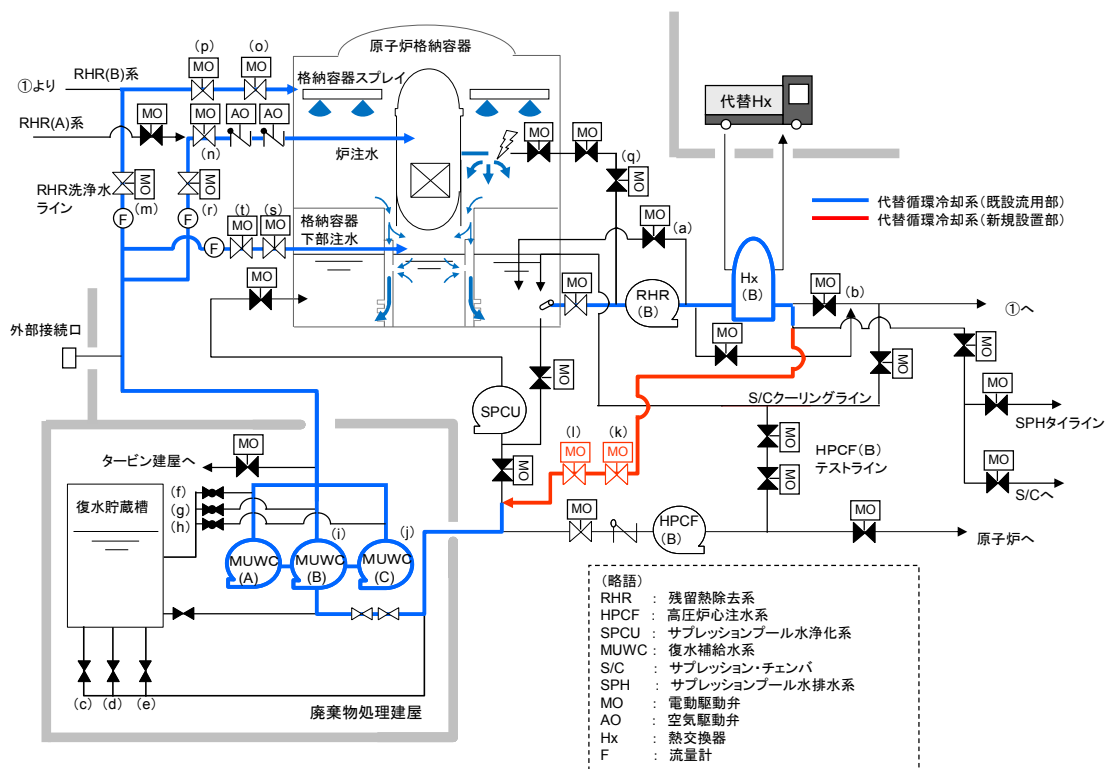


図 2.2.1-1 代替循環冷却系 概略図

(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作

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

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

格納容器ベント操作について，操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり，これらの操作対象弁と代替循環冷却系統配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため，代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお，何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は，放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお，これらの操作位置は二次格納施設外であっても，代替循環冷却により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため，放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し，必要に応じて放射線防護対策を施す。

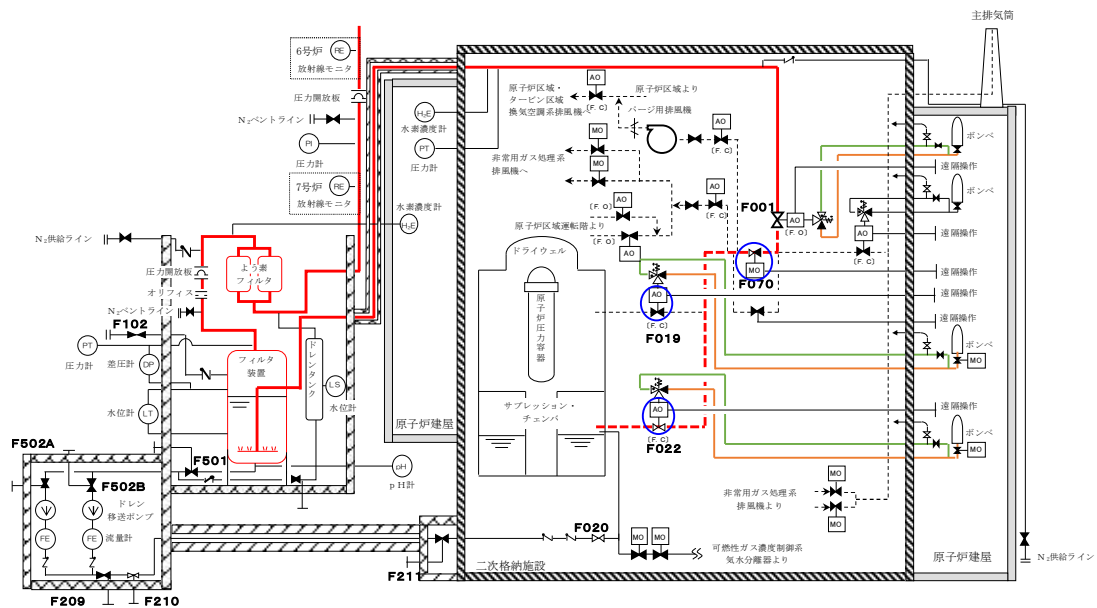


図 2.2.1-2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

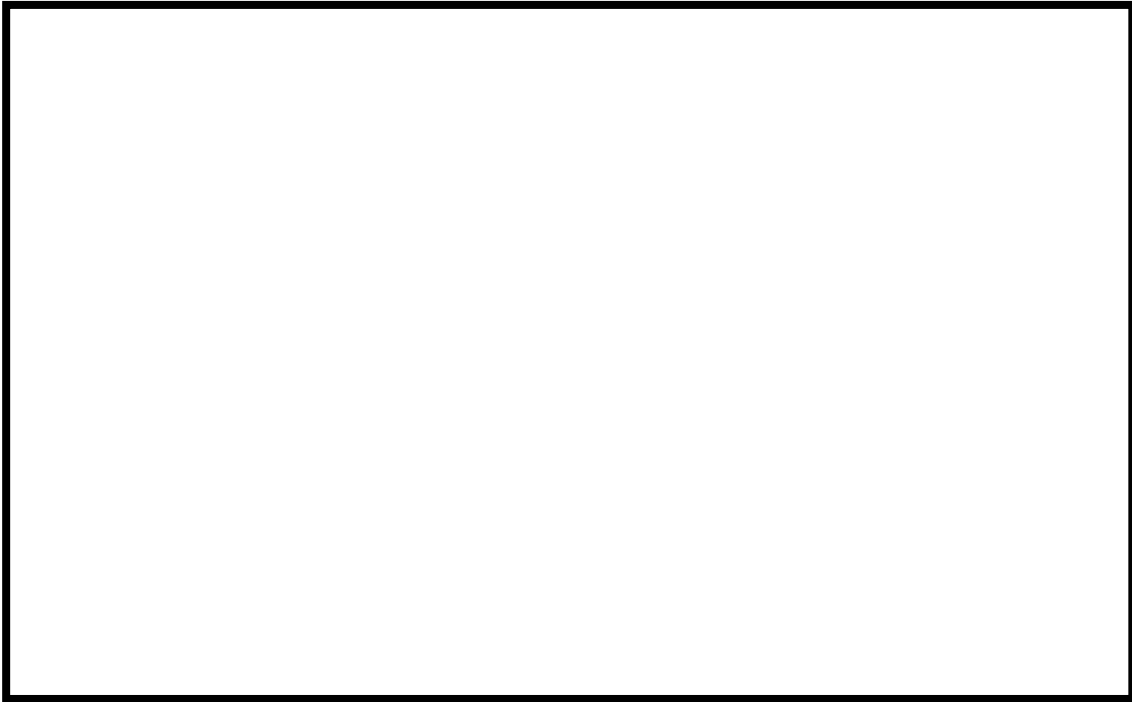


図 2.2.1-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)



図 2.2.1-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階及び地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

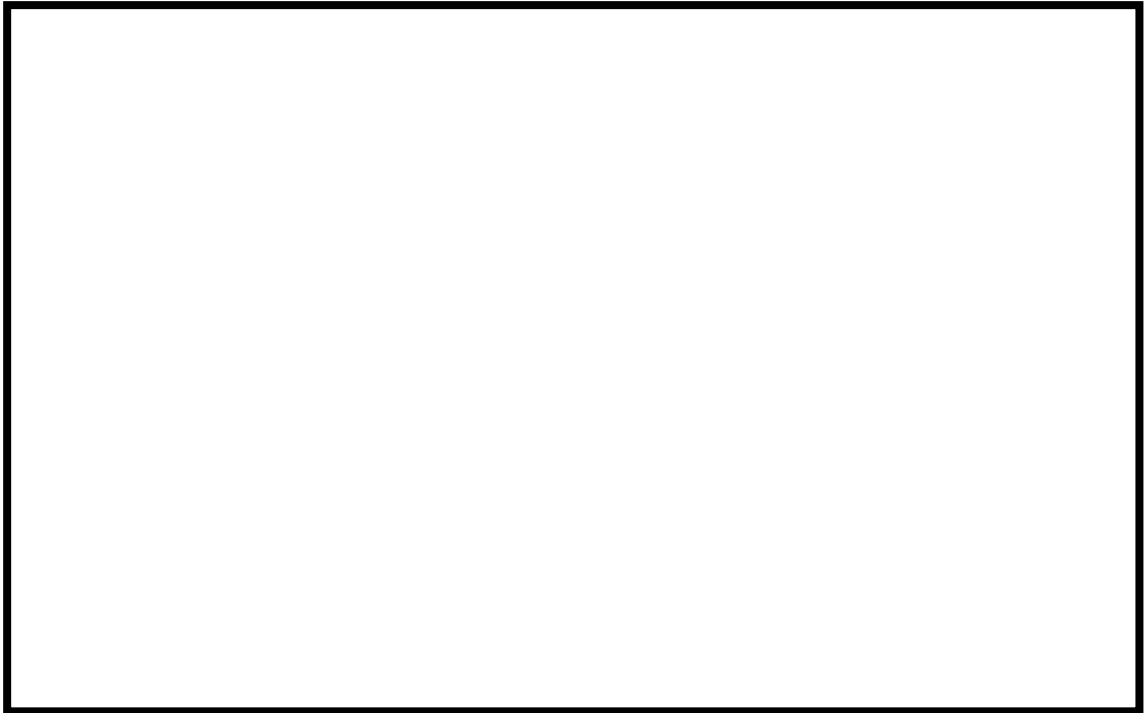


図 2.2.1-5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)

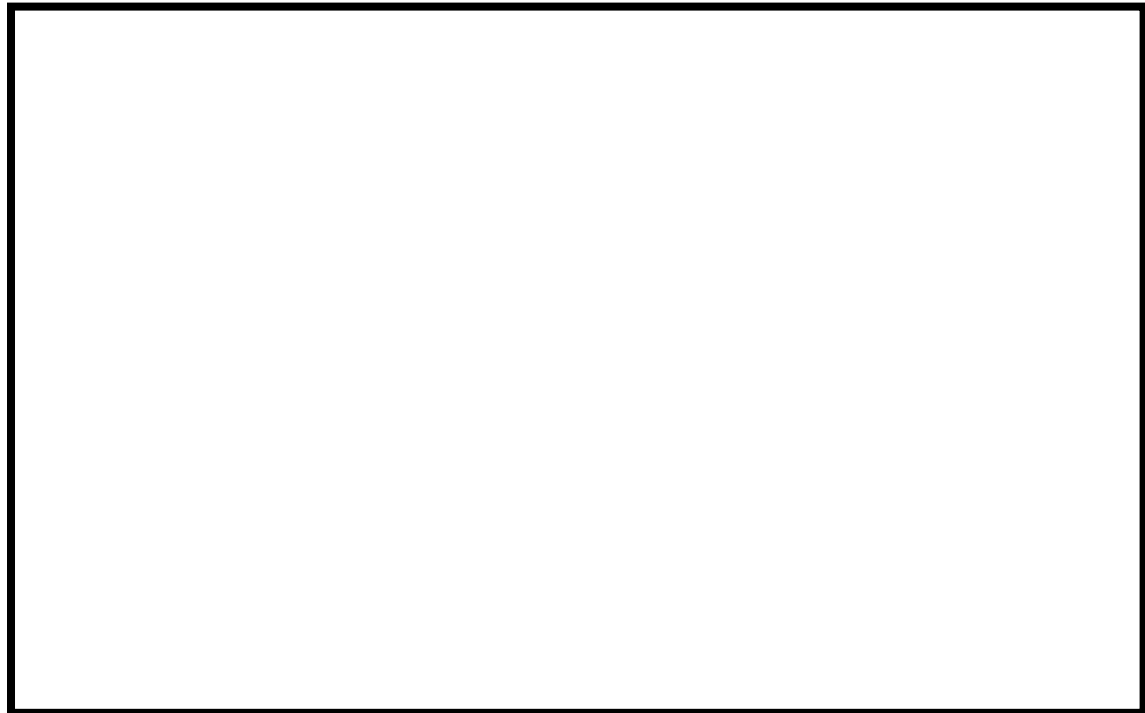


図 2.2.1-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階及び地上4階)

(3) 残留熱除去系の復旧作業

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

代替循環冷却系では、サプレッション・チェンバからの吸込み、及び、原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系も想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

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

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

7号炉については、図2.2.1-8に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。このとき上部ハッチ付近の想定線量としては、線量が高いケースとして代替循環冷却運転開始後30日間経過した場合で約□mSv/hになることが考えられる。その際、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移動式遮へい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。なお、移動式遮へい体を用いた場合の一例を図2.2.1-9に示すが、この場合は約□mSv/hの環境に低減することが可能となり、これらの遮へい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うえ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。

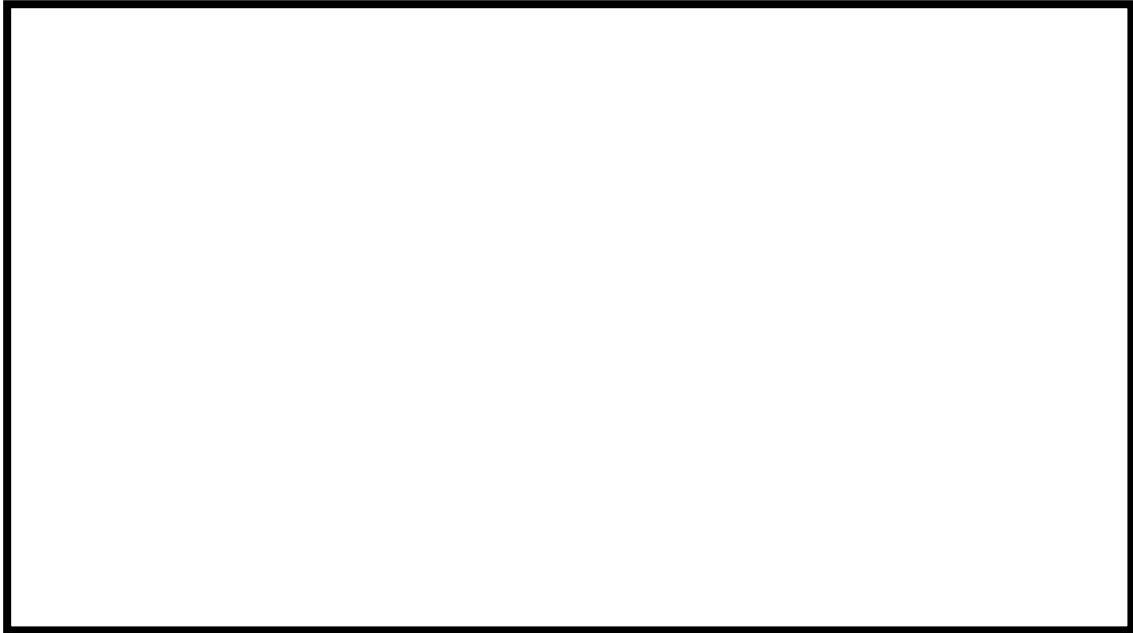


図 2.2.1-7 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

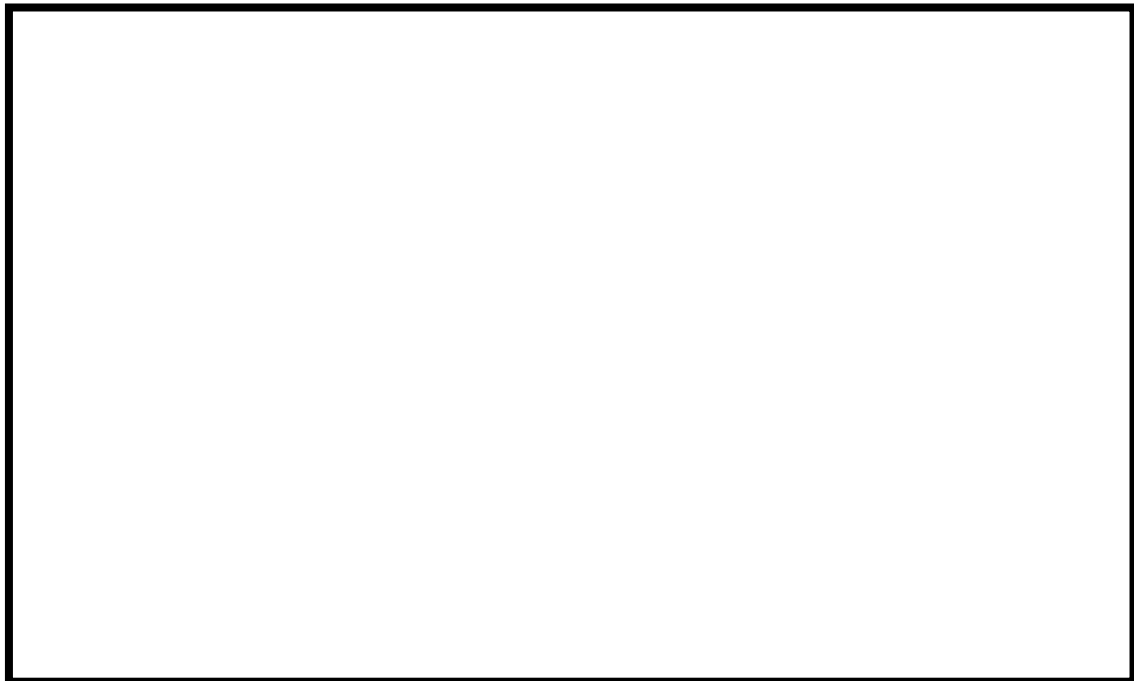


図 2.2.1-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

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。

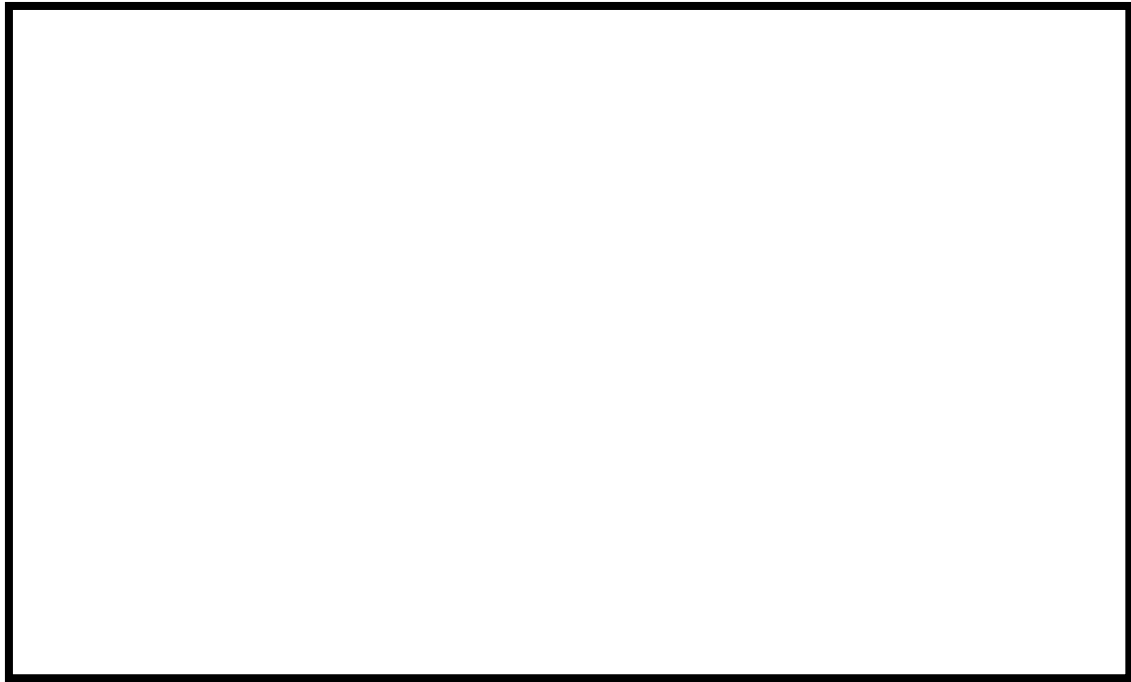


図 2.2.1-9 7号炉 RHR(C)ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

2.2.2 操作概要について

「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用した場合）」及び「[高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱](#)」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

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

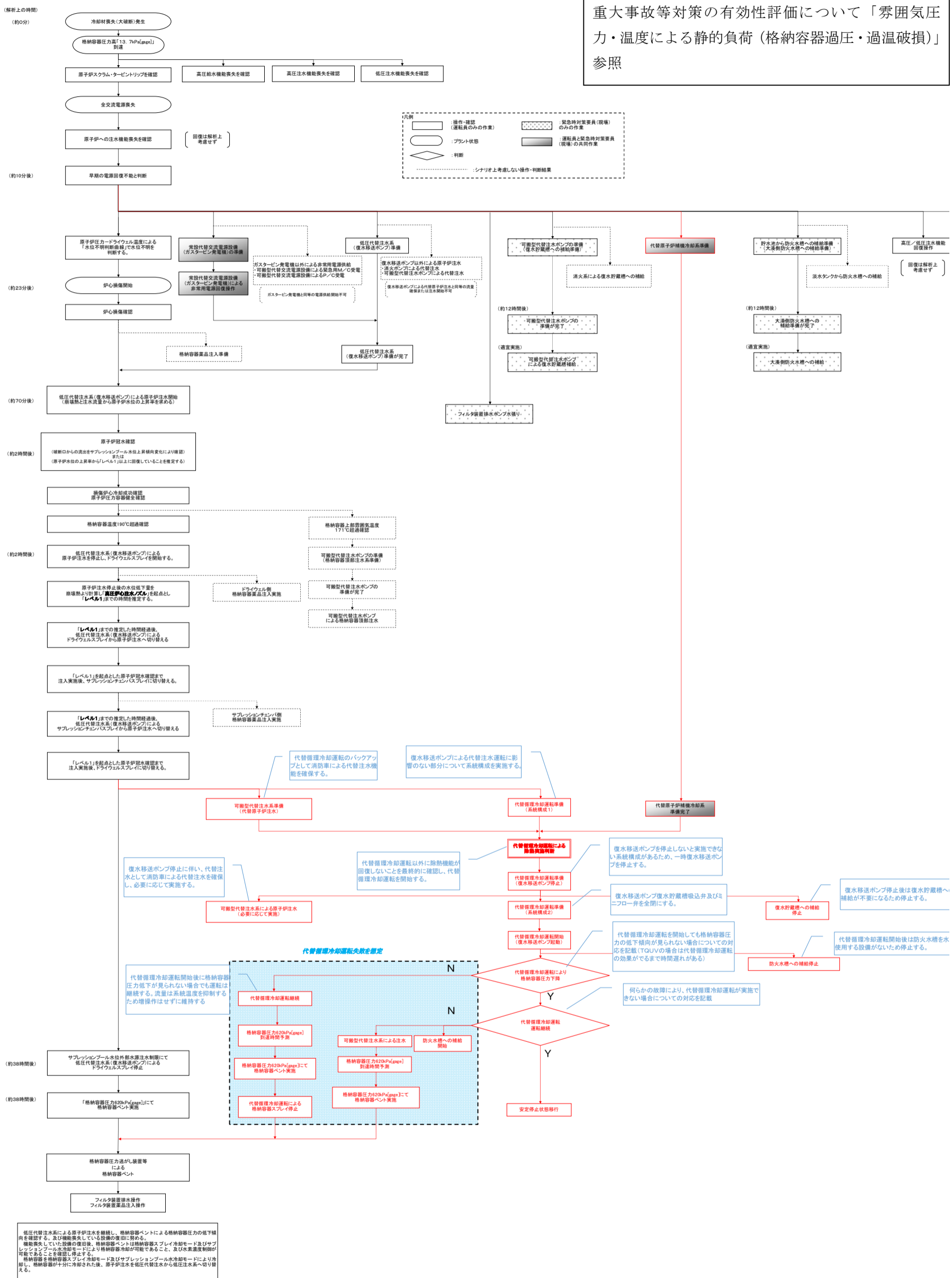


図 2.2.2-1 代替循環冷却運転の手順概要（格納容器過圧・過温破損シナリオの場合）「全体図」

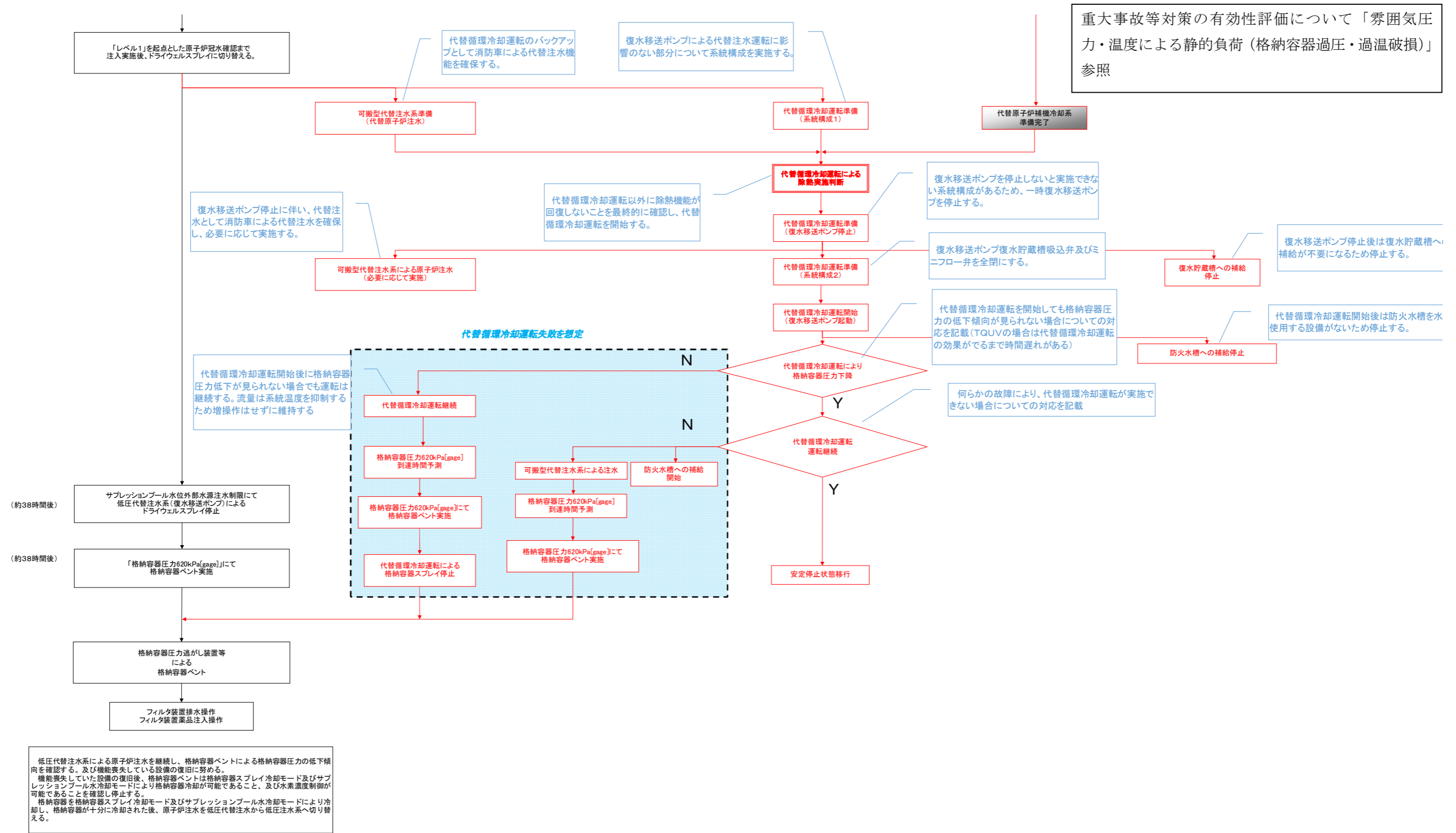


図 2.2.2-2 代替循環冷却運転の手順概要（格納容器過圧・過温破損シナリオの場合）「抜粋図」

(解析上の時間)
(約0分)

(約1時間後)

(約1.4時間後)

(約3.7時間後)

(約5.7時間後)

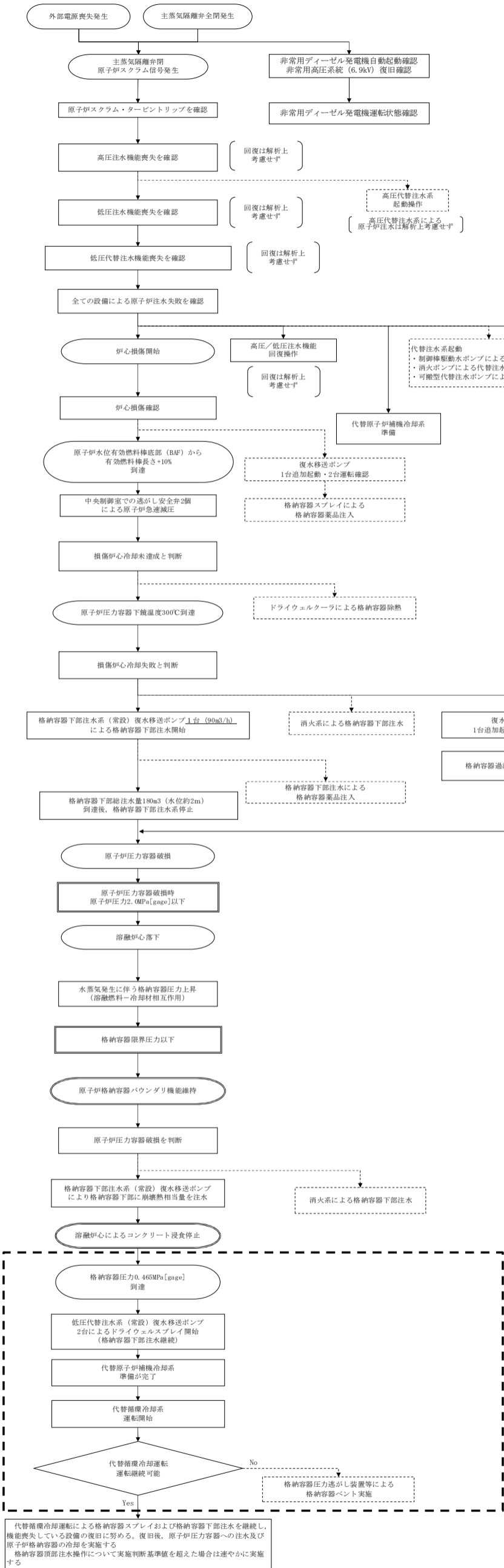
(約7時間後)

(約8時間後)

(約8時間後)

(約20時間後)

(約20.5時間後)



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

図 2.2.2-3 代替循環冷却運転の手順概要 (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合)

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

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(分)												備考
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 原子炉スクラム ▼ プラント状況判断 ▼ 約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始												
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・冷却材喪失(大破断)確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・全交流電源喪失確認 ・原子炉注水機能喪失確認	10分												
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	非常用ディーゼル発電機 機能回復													対応可能な要員により、対応する
外部電源 回復	-	-	-	-	-	-	外部電源 回復													対応可能な要員により、対応する
高圧/低圧注水機能喪失調査、 復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、低圧注水系 機能回復													対応可能な要員により、対応する
常設代替交流電源設備 準備操作	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・受電前準備(中操)	20分												
	-	-	4人 C,D E,F	4人 c,d e,f	-	-	・現場移動 ・受電前準備(現場)	50分												
	-	-	-	-	6人		・現場移動 ・ガスタービン発電機健全性確認 ・緊急用M/C健全性確認	20分												
	-	-	-	-	6人		・ガスタービン発電機給電準備 ・緊急用M/C給電準備			10分										
常設代替交流電源設備 運転					(2人)		・ガスタービン発電機 運転状態監視	適時実施												
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・M/C受電確認											10分		
常設代替交流電源設備からの 受電操作	-	-	(4人) C,D E,F	(4人) c,d e,f	-	-	・M/C 受電 ・MCC 受電											10分		
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系ラインアップ											5分		
低圧代替注水系(常設) 準備操作	-	-	(2人) C,D	(2人) c,d	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※復水行蔵槽吸込ライン切替											30分		

図 2.2.2-4 代替循環冷却運転の作業と所要時間(0~120分後)「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

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

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																	備考											
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34										
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事故発生 約24分 炉心保護開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 炉心取水確認 約20時間 低圧代注水 停止 約20時間 代替循環冷却運転 開始																												
低圧代注水系（常設）注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心取水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施																												
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																												
格納容器薬品注入操作（解析上考慮せず）	-	-	(4人) C,D E,F	(4人) o,d e,f	-	-	・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																												
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人 (1人)	2人 (1人)	・消防車による復水貯蔵槽への注水準備（消防車移動、ホース敷設（防火水槽から消防車、消防車から接続口）、ホース接続）	60分																												復水貯蔵槽への補給停止後、復水貯蔵槽への補給を停止する
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人		・現場移動 ・貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り	90分																												復水貯蔵槽への補給停止後も、代替循環冷却運転開始まで消防車による代注注水を実施する場合はあるため、防火水槽への補給は継続する
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分																												
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	13人 (3人)	13人 (3人)	・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	10時間																												
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人 (3人)	5人 (3人)	・消防車による原子炉への注水準備（消防車移動、ホース敷設（防火水槽から消防車、消防車から接続口）、ホース接続）	60分																												この時間内に実施
代替循環冷却運転 準備操作（系統構成1）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ	30分																												この時間内に実施
代替循環冷却運転 準備操作（系統構成2）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・中央制御室ラインアップ	30分																												
代替循環冷却運転開始	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ（復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニフロー弁）	60分																												
代替循環冷却運転状態監視	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分																												
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	継続実施																												
燃料供給準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。 外部注水配管の漏洩弁は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ開する（代替循環冷却運転時のワンダリ確保のため）																												適宜実施
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	2人	・消防車による原子炉への注水	継続実施																												タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 o,d,e,f	14人 (36人)																															

以上が、代替循環冷却運転による格納容器ベント回避のシナリオ
 以下は、代替循環冷却運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ
 （*2時間後に代替循環冷却運転に失敗し、事故後30時間で格納容器ベントに至ることを想定）

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																	備考											
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34										
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事故発生 約24分 炉心保護開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 炉心取水確認 約20時間 低圧代注水 停止 約20時間 代替循環冷却運転 開始 約30時間 格納容器ベント 実施																												
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	適宜実施																												代替循環冷却運転開始2時間後に故障等により失敗することを想定
可搬型代替注水系による原子炉・格納容器への注水	-	-	-	-	2人	2人	・現場移動 ・消防車再起動	60分																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	2人	・現場移動 ・防火水槽への補給再開	60分																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・現場移動 ・貯水池から防火水槽への補給	継続実施																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	30分																												この時間内に実施
格納容器ベント準備操作	-	-	2人 E,F	2人 e,f	-	-	・ベント準備	60分																												この時間内に実施
格納容器ベント準備操作	-	-	-	-	2人	2人	・フィルタ装置水位調整準備（排水ライン水張り）	60分																												この時間内に実施
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	2人	2人	・格納容器ベント操作 ・ベント状態監視	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視																												格納容器ベント操作後第1待避所へ待避し、ベント状態を監視する
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	3人	3人	・フィルタ装置水位調整	適宜実施																												中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料供給準備	-	-	-	-	2人		・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	継続実施																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中
燃料給油作業	-	-	-	-	2人		・軽油タンクからタンクローリーへの補給 ・消防車への給油 ・電源車への供給	90分																												タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給 作業中断（一時待避中） 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する

図 2.2.2-5 循環冷却運転の作業と所要時間（0～34時間後）「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

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

高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間（時間）												備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
	責任者	当直長		1人		中央監視																
	指揮者	6号	7号	6号	7号	緊急時対策本部連絡																
通報連絡者	緊急時対策要員		5人		中央制御室連絡																	
運転員	(中央制御室)		(現場)		(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	-	-	-	-	・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															
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系、高压炉心注水系、残留熱除去系 機能回復															対応可能な要員により対応する
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動／運転確認 ・残留熱除去系 スプレー弁操作 ・放射線防護準備／装備	5分														要員を確保して対応する
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器下部への注水準備 ・低圧代替注水系（常設）ラインアップ ・放射線防護準備／装備															
原子炉急凍圧縮操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・過冷却安定弁 2弁 手動開放操作															
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の初期注水 ・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水															
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・放射線防護準備／装備 ・格納容器下部注水に合わせた薬品注入	10分														要員を確保して対応する
低圧代替注水系（常設）準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動／運転確認 ・残留熱除去系 スプレー弁操作															格納容器薬品注入操作において実施済みとなる
代替格納容器スプレー冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・放射線防護準備／装備 ・現場移動 ・代替格納容器冷却系 現場ラインアップ															格納容器温度制御流量「70m ³ /h」
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・放射線防護準備／装備 ・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ															300分
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	(2人) ※1	(2人) ※1	・放射線防護準備／装備 ・現場移動 ・淡水貯水池～防火水櫃への系統構成、ホース水張り															10分
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(2人) ※2	(2人) ※2	・放射線防護準備／装備 ・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ移動、ホース敷設（防火水櫃から可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替注水ポンプから接続口）、ホース接続）															10分
燃料給油準備	-	-	-	-	(2人) ※3	(2人) ※3	・放射線防護準備／装備 ・軽油タンクからタンクローリへの補給															10分
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) ※4	(2人) ※4	・可搬型代替注水ポンプへの給油															90分
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(13人) ※5	(13人) ※5	・放射線防護準備／装備 ・現場移動 ・設備材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り															600分
燃料給油準備	-	-	-	-	(2人) ※6	(2人) ※6	・軽油タンクからタンクローリへの補給															90分
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) ※7	(2人) ※7	・電源車への給油															適宜実施
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(13人) ※8	(13人) ※8	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視															適宜実施
代替格納容器冷却運転 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替格納容器冷却運転 中央制御室ラインアップ ・現場移動 ・代替格納容器冷却運転 現場ラインアップ （代替スプレーに影響のない部分）	30分														この時間内に実施
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水															格納容器下部に 残留熱相当量を継続注水
代替格納容器スプレー冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作															465～300kPa[表圧]で開欠スプレー
代替格納容器冷却運転 (系統構成2)	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替格納容器冷却運転 中央制御室ラインアップ ・現場移動 ・代替格納容器冷却運転 現場ラインアップ （復水貯蔵槽へ送水）	30分														
代替格納容器冷却運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器下部注水弁操作															5分
代替格納容器冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替格納容器冷却運転による格納容器の状態監視															適宜実施
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(2人) ※4	(2人) ※4	・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給															適宜実施
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	(2人) ※4	(2人) ※4	・淡水貯水池～防火水櫃への補給															適宜実施
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人) ※5	(2人) ※5	・可搬型代替注水ポンプへの給油															適宜実施
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 ※1～※5	8人 ※1～※5																

図 2.2.2-6 循環冷却運転の作業と所要時間「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合」

2.3 系統運転時の監視項目

2.3.1 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素及び酸素発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

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

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

b) 重大事故時の格納容器内の環境と水素及び酸素濃度

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「格納容器過圧・過温破損」における審査において示した通りである。これに加え、必要な水素及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である格納容器内の気体の組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。

c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素と共に水素が存在する場合、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 の通り、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で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は可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）の復旧がされない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって原子炉格納容器圧力は上昇し、原子炉格納容器限界圧力（2Pd）に到達するまでに格納容器ベント

を実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約 38 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約 38 時間までは、図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 の通り、水の放射線分解によって発生する酸素は緩やかな上昇であることから、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、G 値を設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは、事象発生から約 51 時間後である（図 2.3.1-3 及び図 2.3.1-4 参照）。これより、除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

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格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

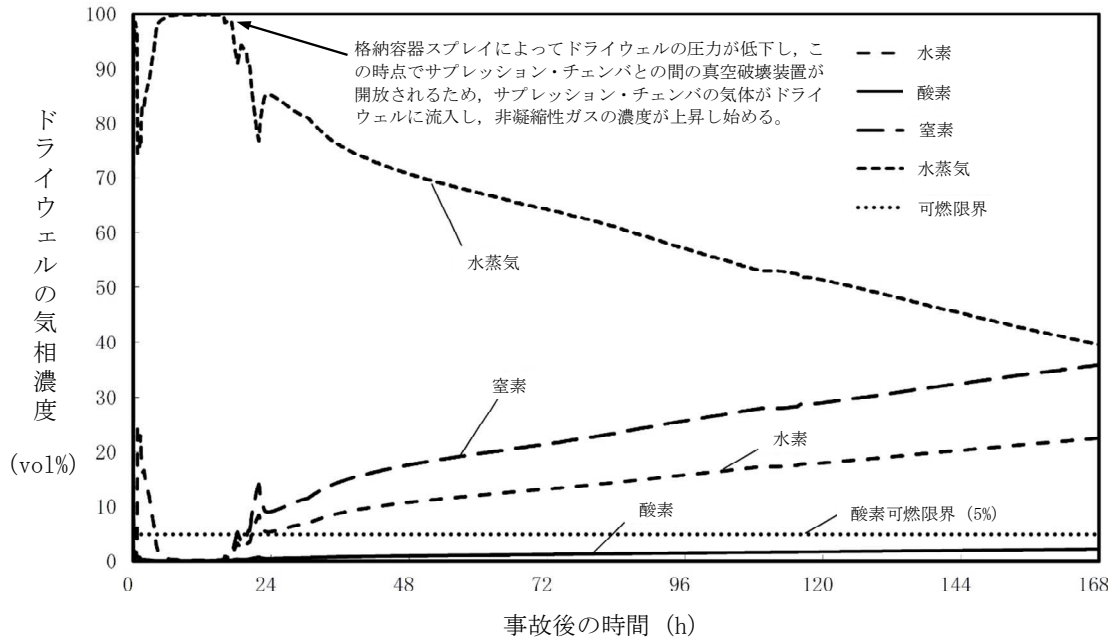


図 2.3.1-1 ドライウエル内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

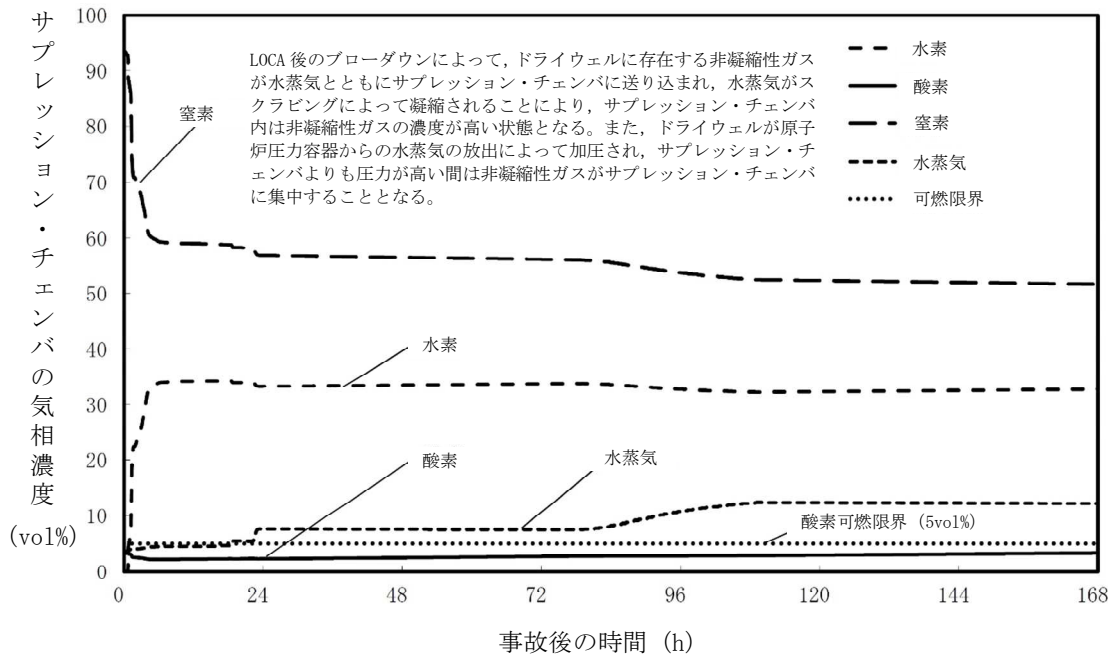


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至るのは約 51 時間後となる。

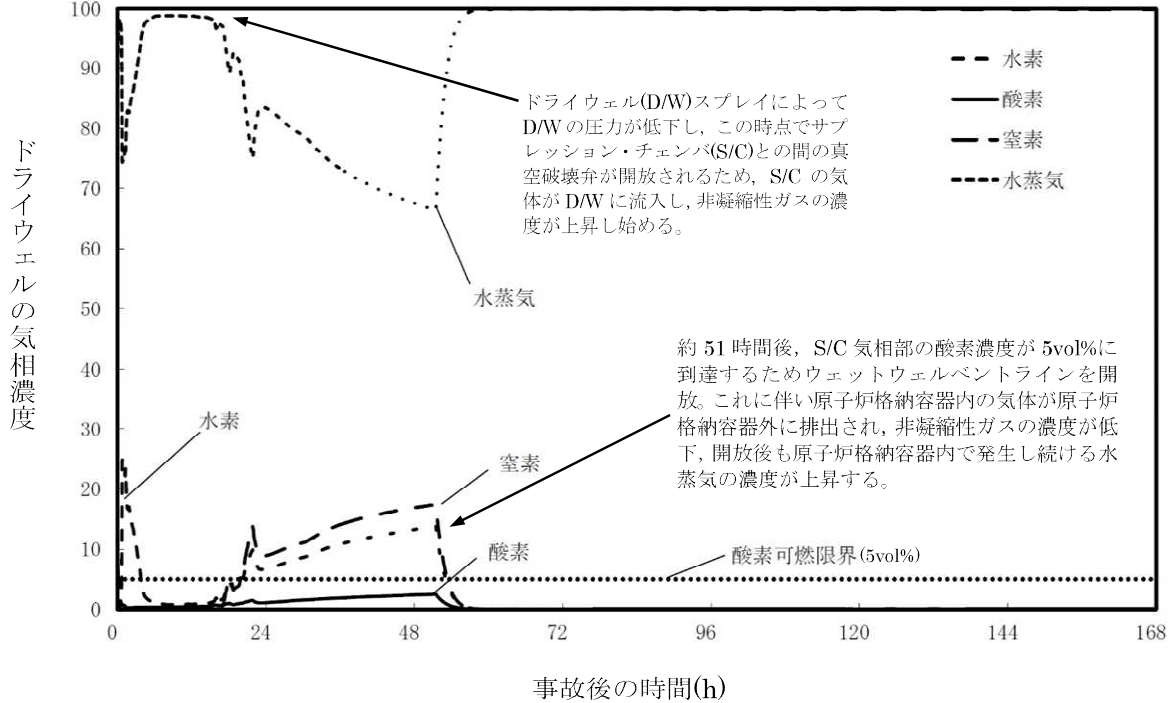


図 2.3.1-3 ドライウエル内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

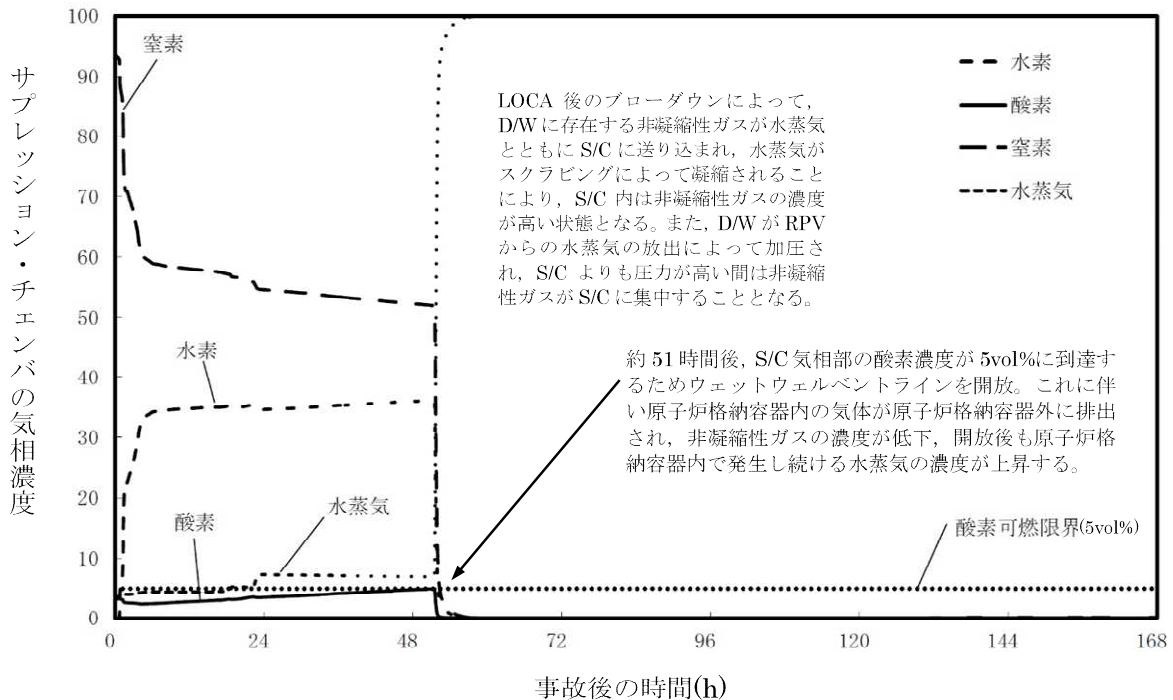


図 2.3.1-4 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

(2) 水素及び酸素の監視方法

水素濃度は4vol%、酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大LOCA+ECCS注水機能喪失+SBO」における格納容器内の水素・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 (S A)	水素吸蔵材料式	0~100vol%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	1	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	1	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)

(3) 水素及び酸素の処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、過酷事故環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素と酸素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日間以内に水素と酸素の両方の濃度が可燃限界に到達した場合と7日間以降の水素及び酸素の扱いについて以下に示す。

a) 7日間以内に水素と酸素の両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、格納容器内に残る水素及び酸素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 3.4.5 G値を設計基準事故ベ

ースとした場合の評価結果への影響 参照)。

b) 7日間以降の水素及び酸素の処理方法

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、水素及び酸素の処理については多様な手段を有する。

(4) 代替補機冷却系復旧以前における格納容器内の酸素濃度の推定

格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

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

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

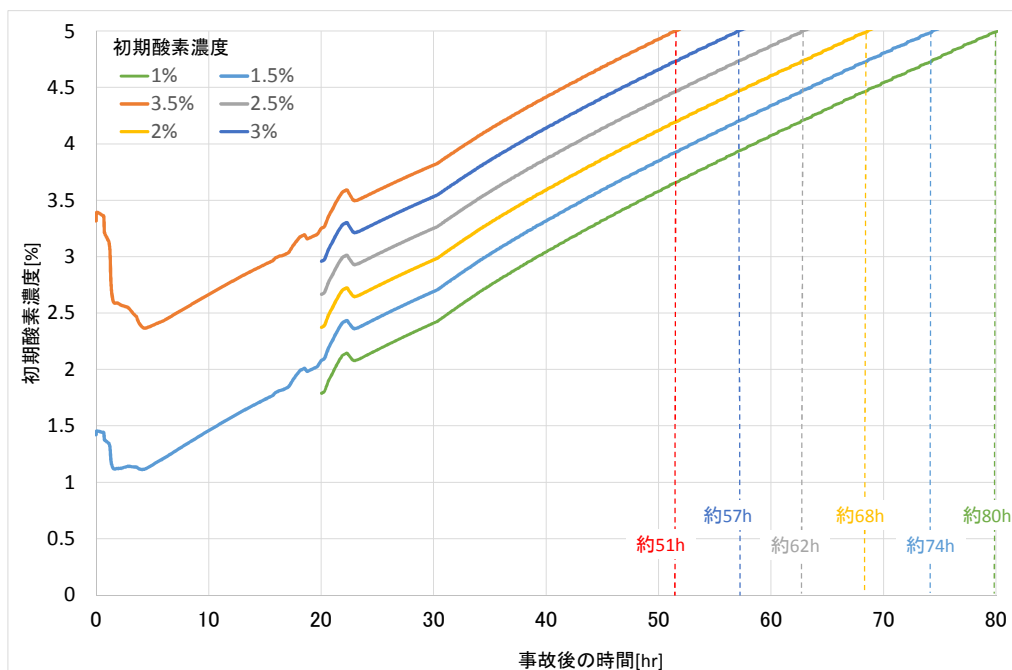


図 2.3.1-5 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内酸素濃度変化

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

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

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

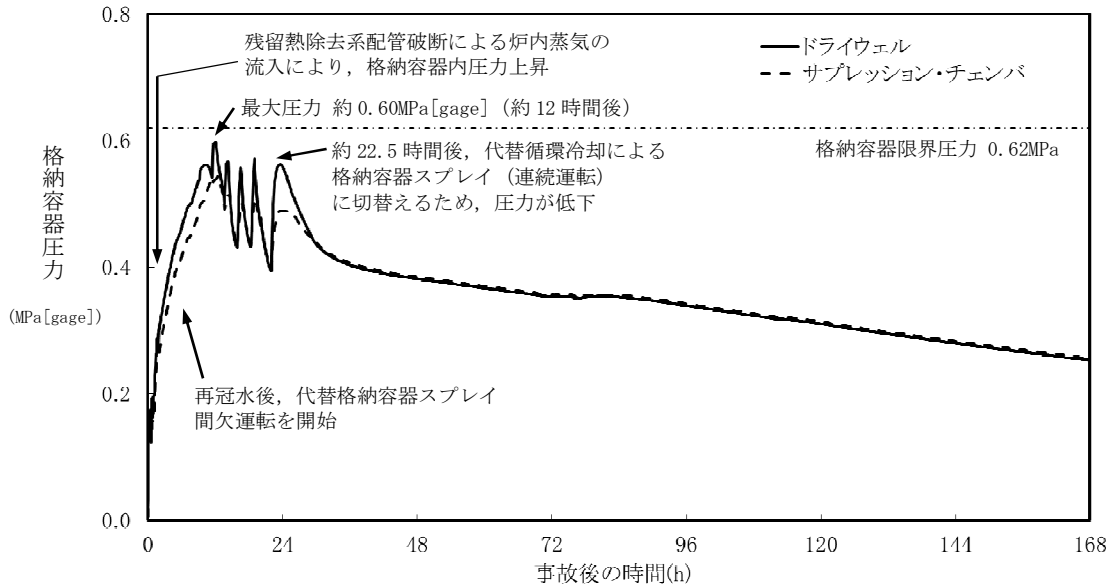


図 2.3.1-6 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）
の格納容器内圧力変化

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

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握できるため、計器誤差を考慮して対応することで操作に与える影響はない。

3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

3.1 放射線による影響について

① 耐放射線に関する設計考慮について

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

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

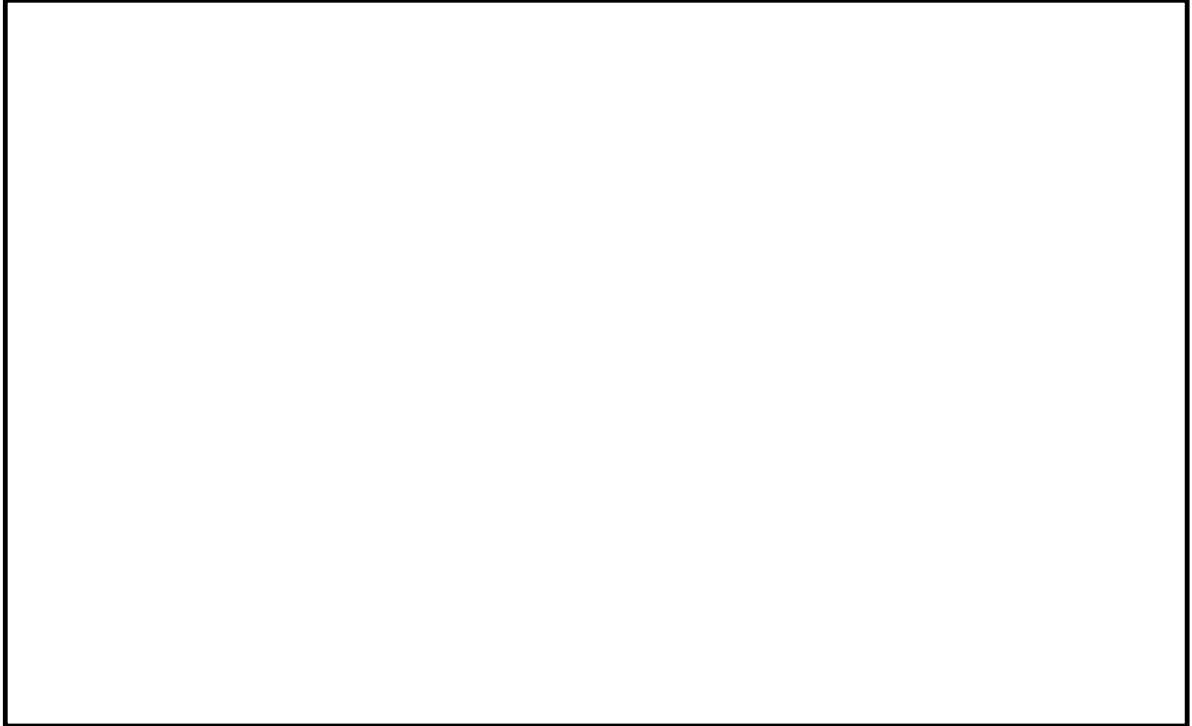
② 水の放射線分解による水素影響について

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 3. 2-1 航空機衝突が行われた場合の影響について

3.3 系統の健全性について

(1) 代替循環冷却運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却運転時に系統水の漏えいがないことを確認し、系統の健全性を示す。

代替循環冷却系は残留熱除去系、高圧炉心注水系、復水補給水系を組み合わせることで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通り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される設備であるため、代替循環冷却運転時は、残留熱除去系ポンプが停止している状態でポンプ内を流体が流れることとなる。

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

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

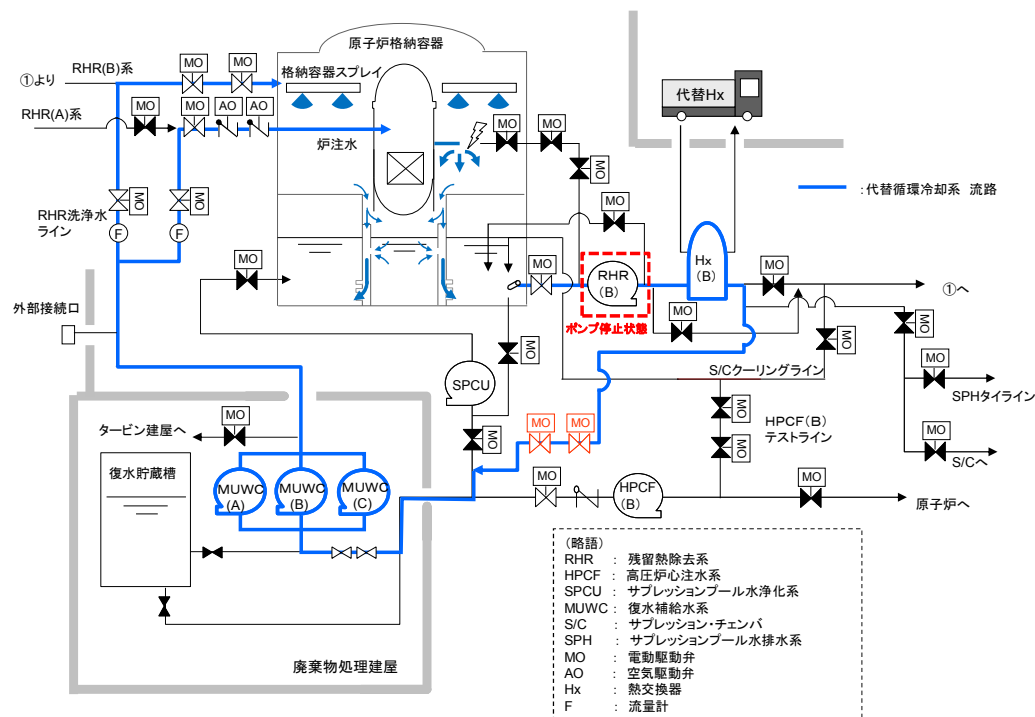


図 3.3-1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)

(2) 残留熱除去系ポンプ停止時のメカニカルシールのシール性について

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

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

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

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

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

保守的に上記の軸受損失がないと仮定した場合、代替循環冷却運転（流量 190 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。

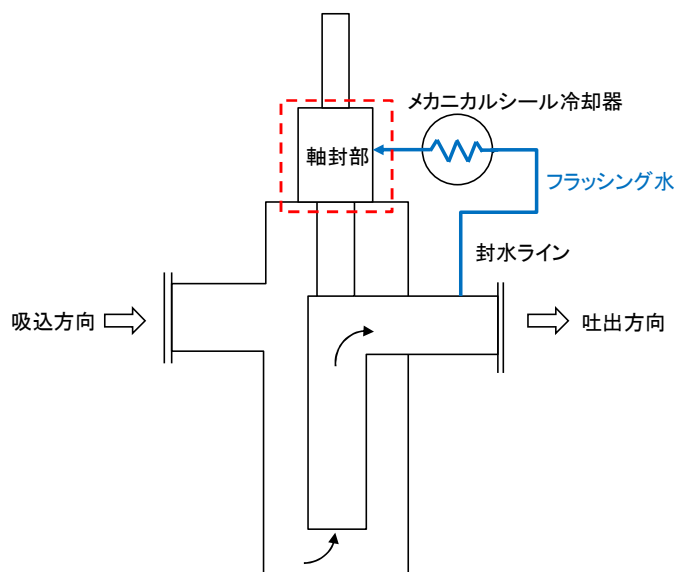


図 3.3-2 残留熱除去系ポンプ概要図

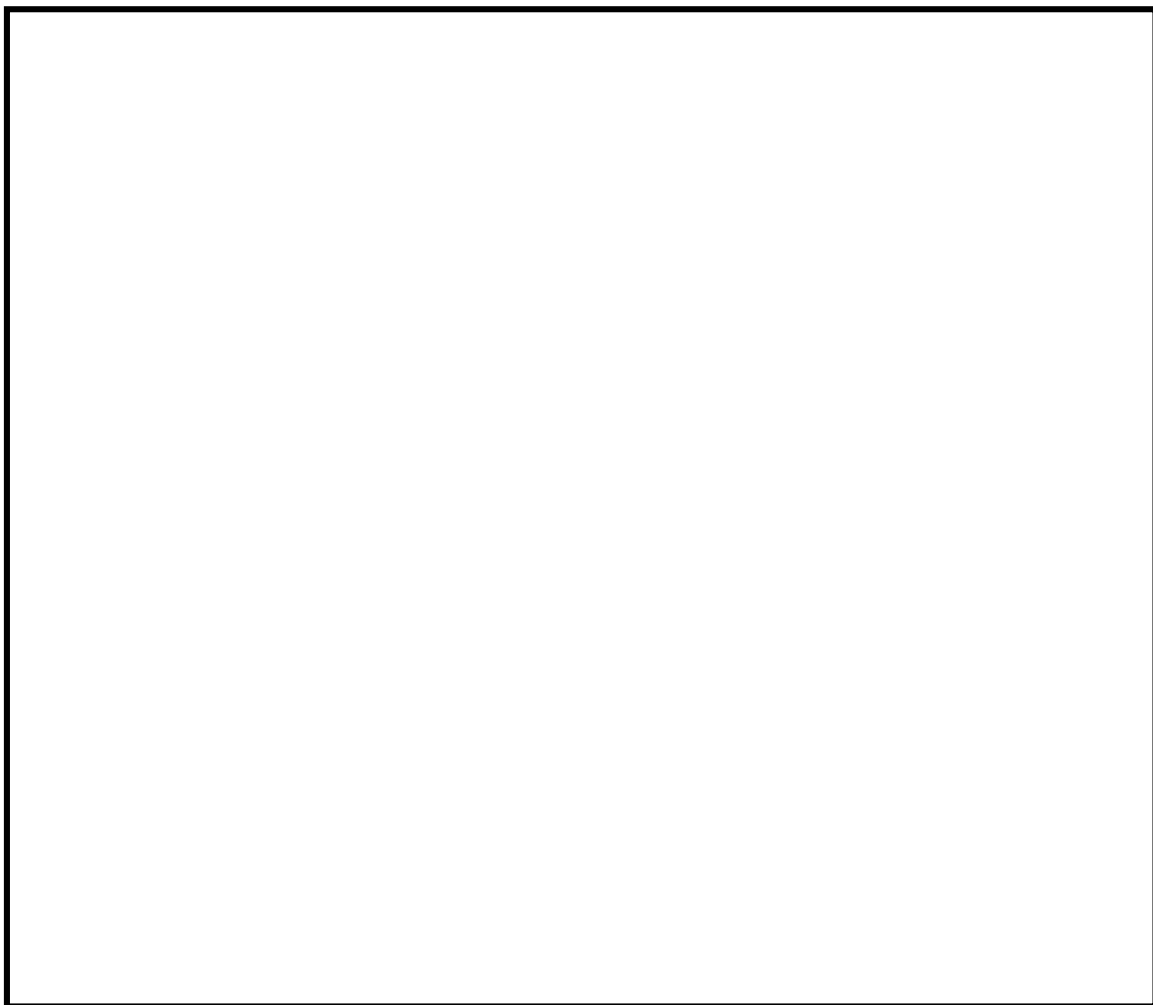


図 3.3-3 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図 (7号炉の例)

格納容器内水素・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器内水素濃度（SA）について

(1) システム構成

格納容器内水素濃度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（SA）の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（SA）を中央制御室に指示し、記録する。（図1「格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図」参照。）

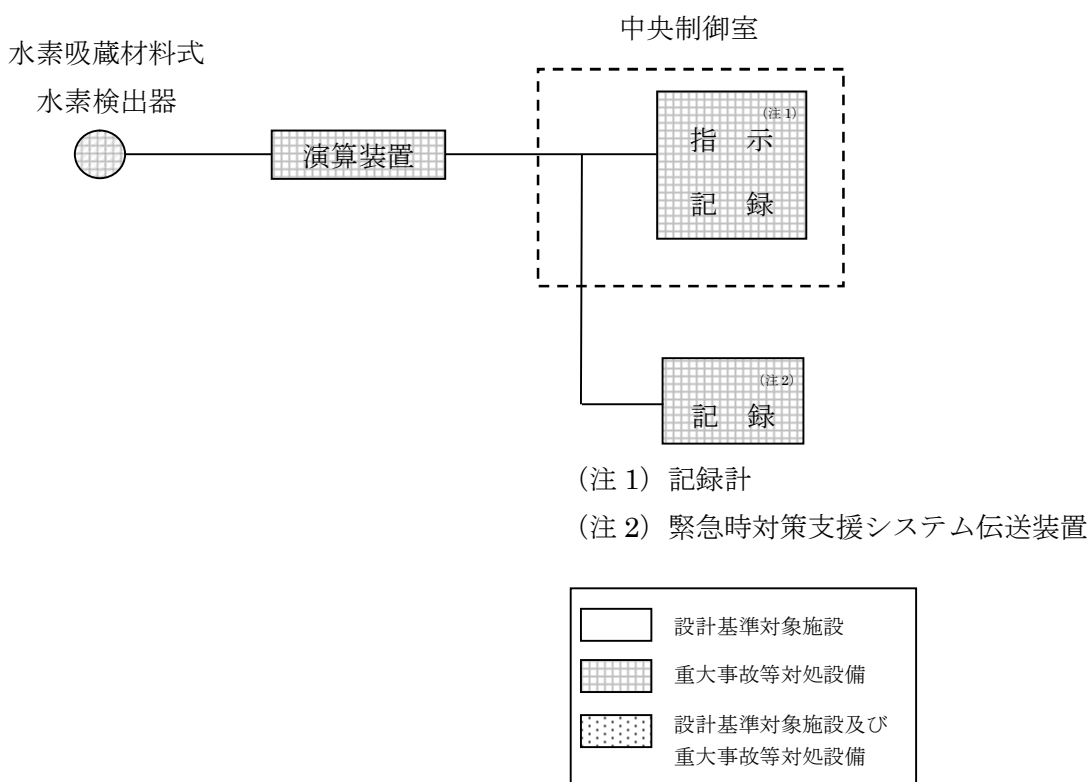


図1 格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図

(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の通りである。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。

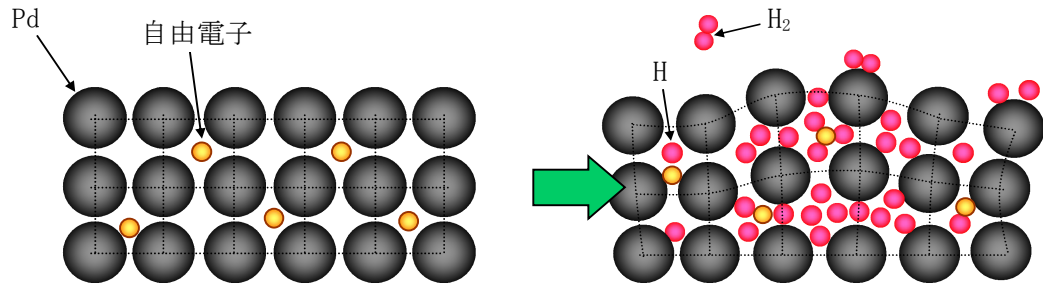


図2 格納容器内水素濃度 (S A) の測定原理

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

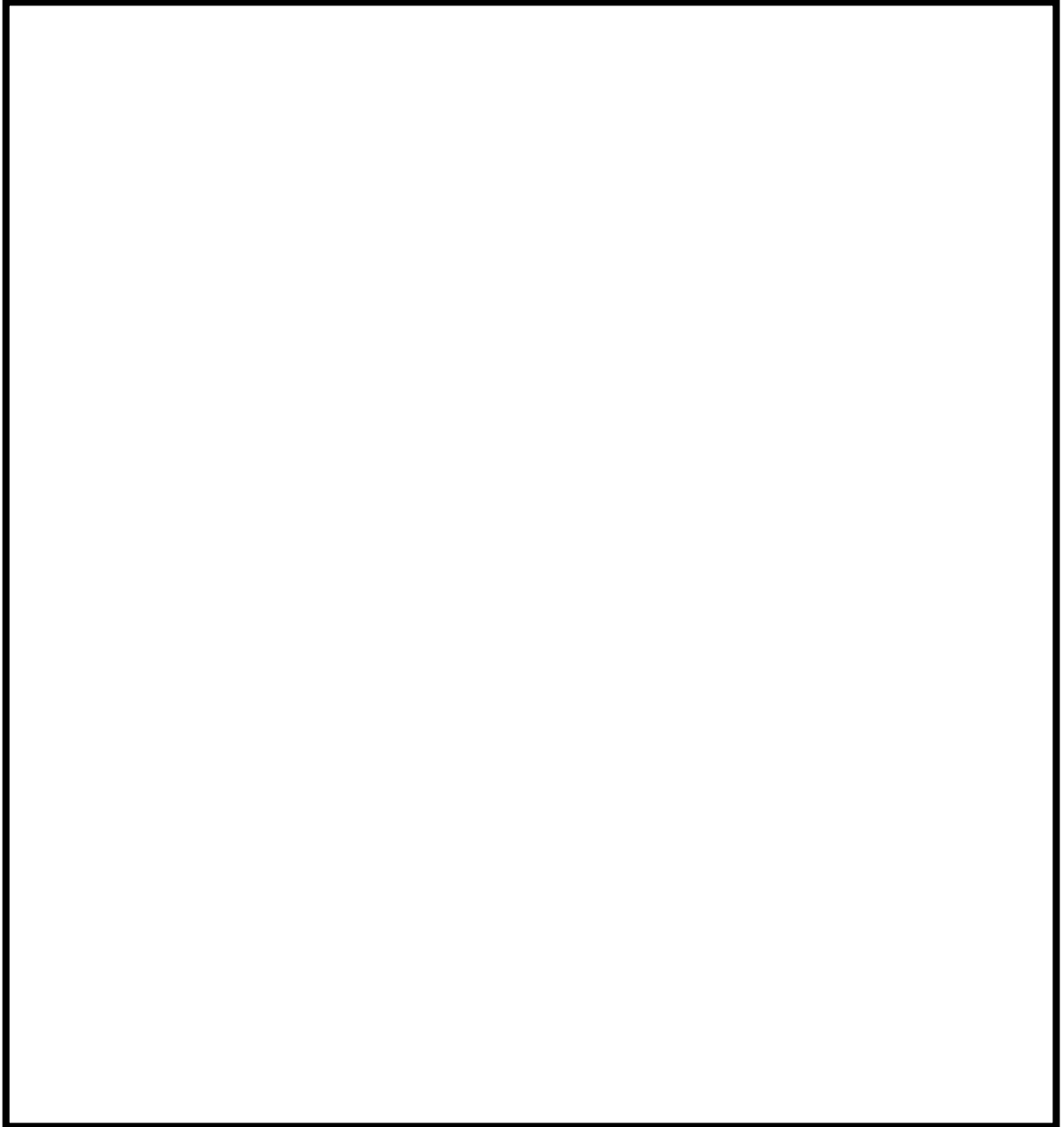


図3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

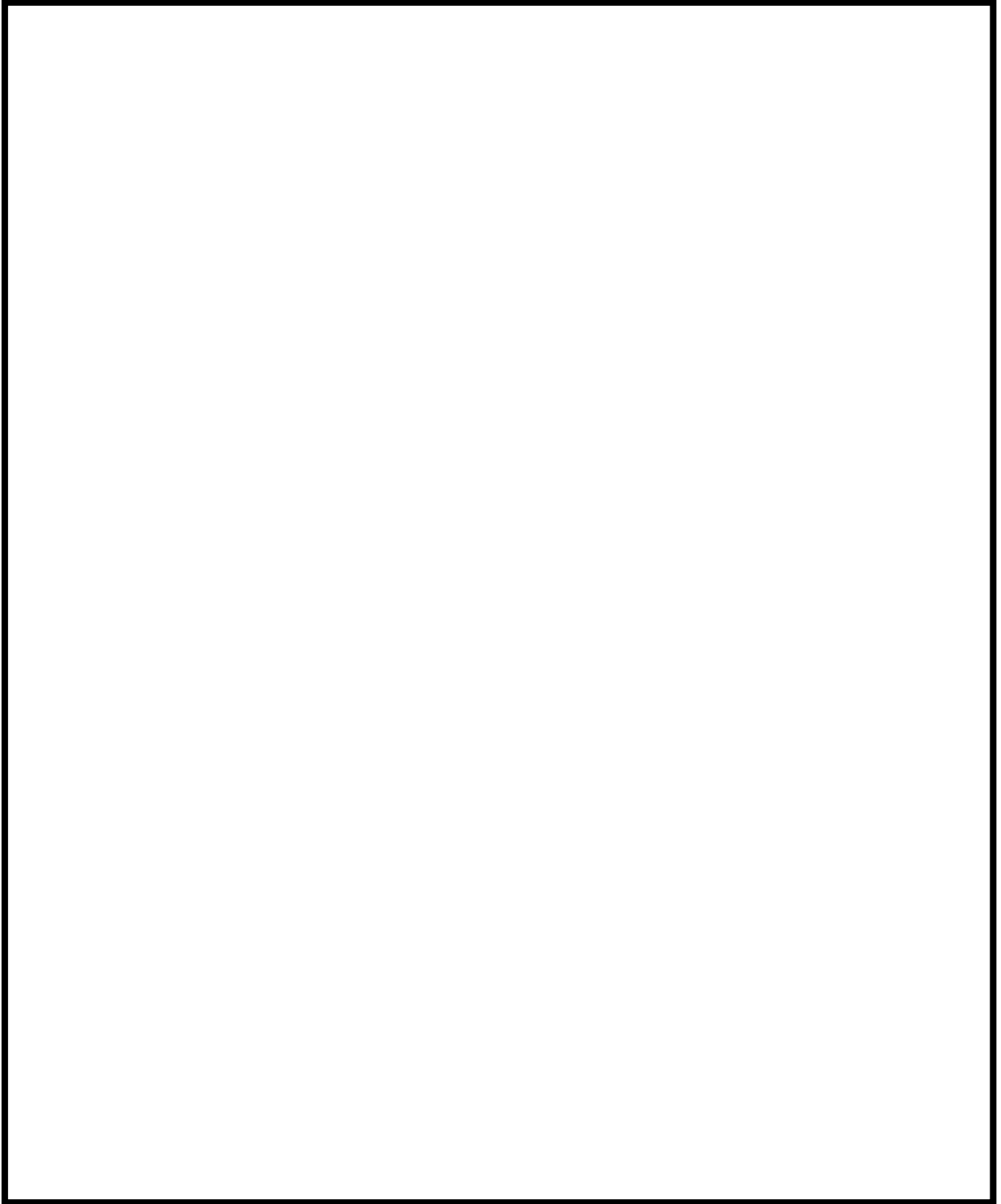


図 4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

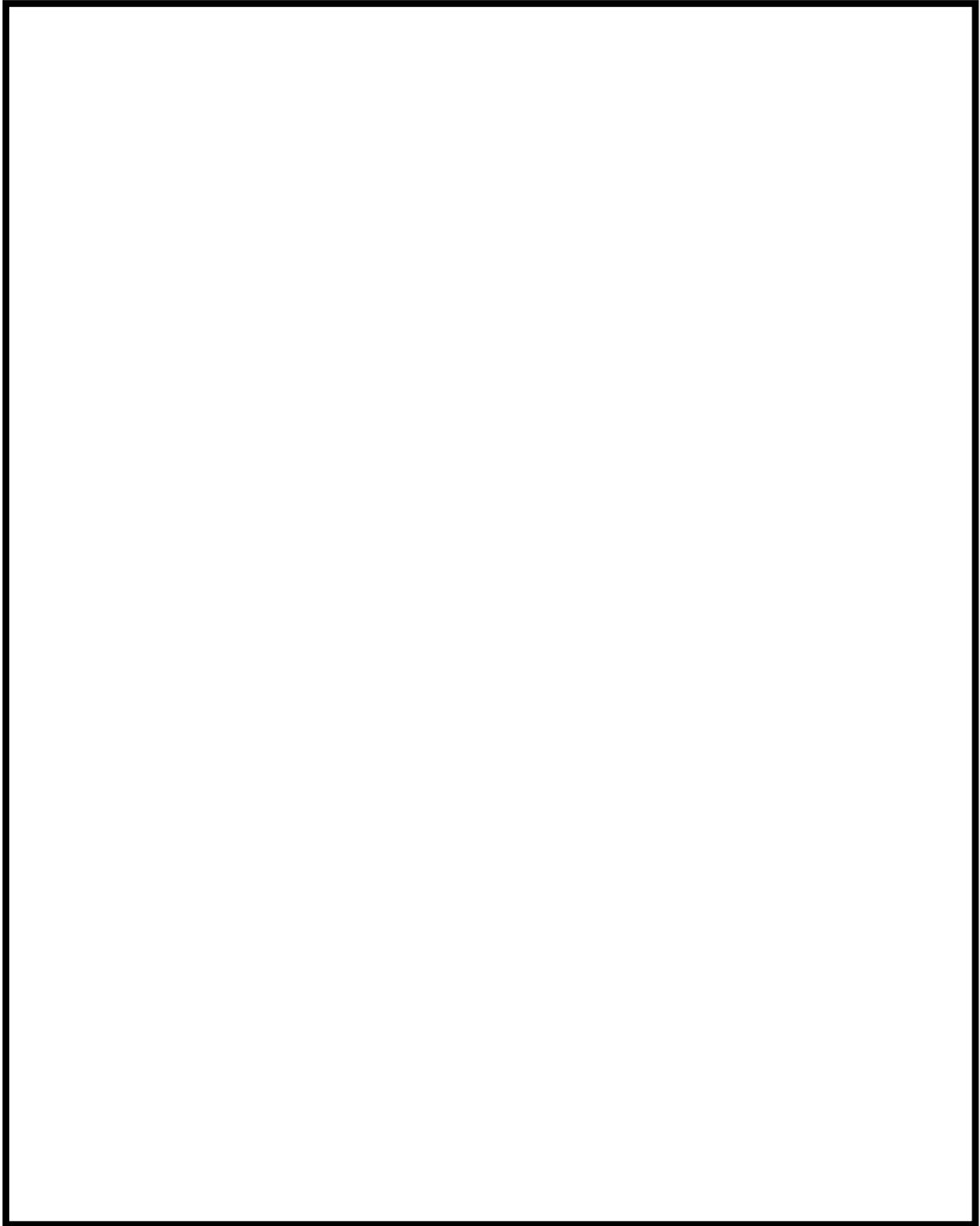


図 5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

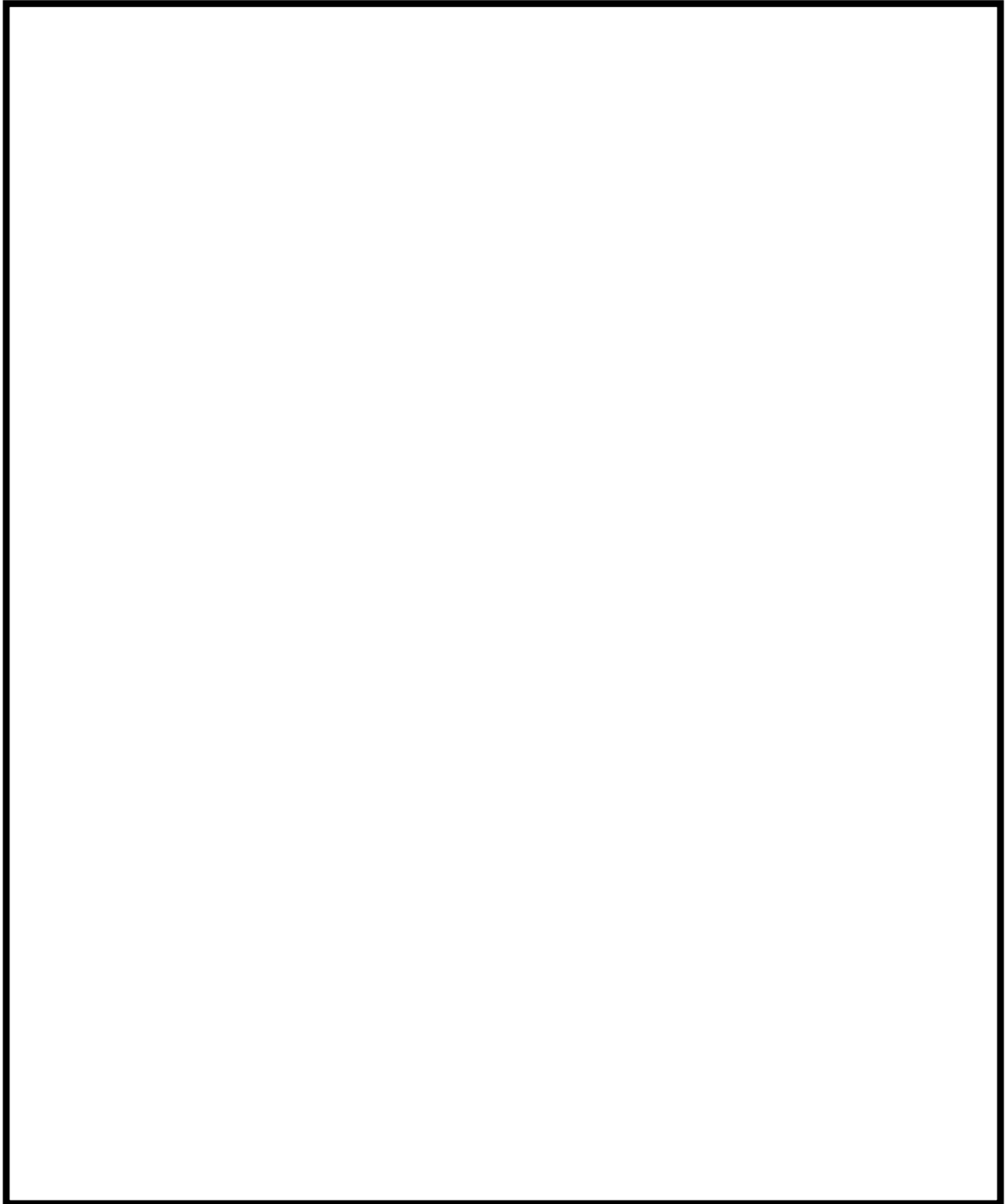


図 6 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 1 階)

2. 格納容器内水素濃度について

(1) システム構成

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

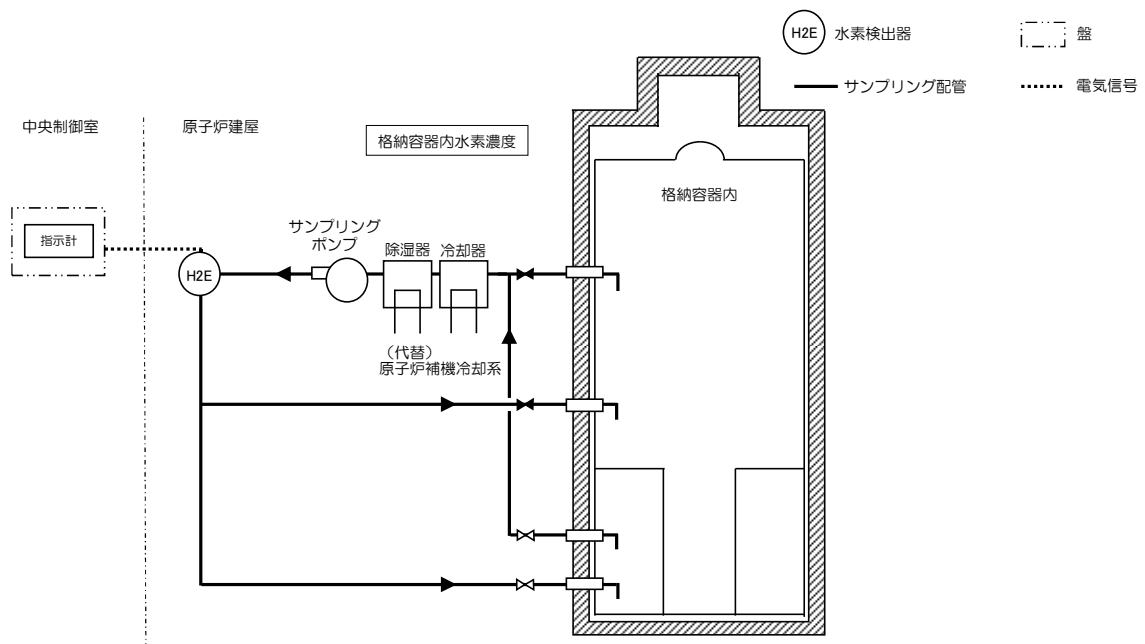
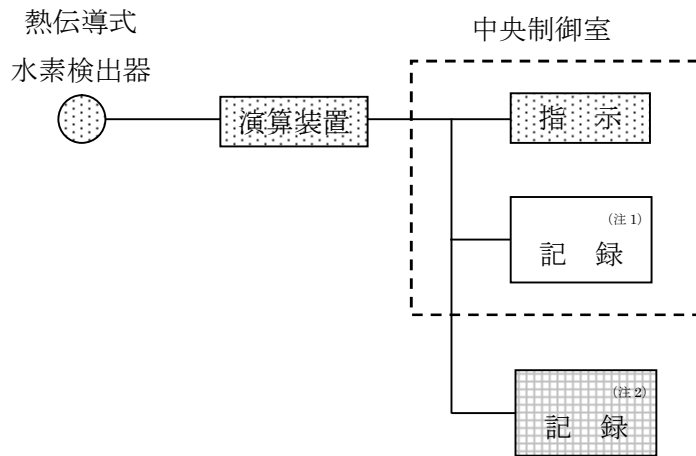


図 7 格納容器水素濃度 システム概要



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

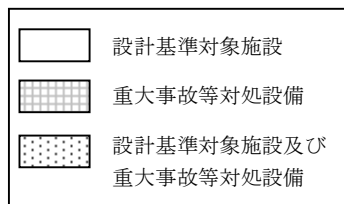


図8 格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 9 に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃ に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 9 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

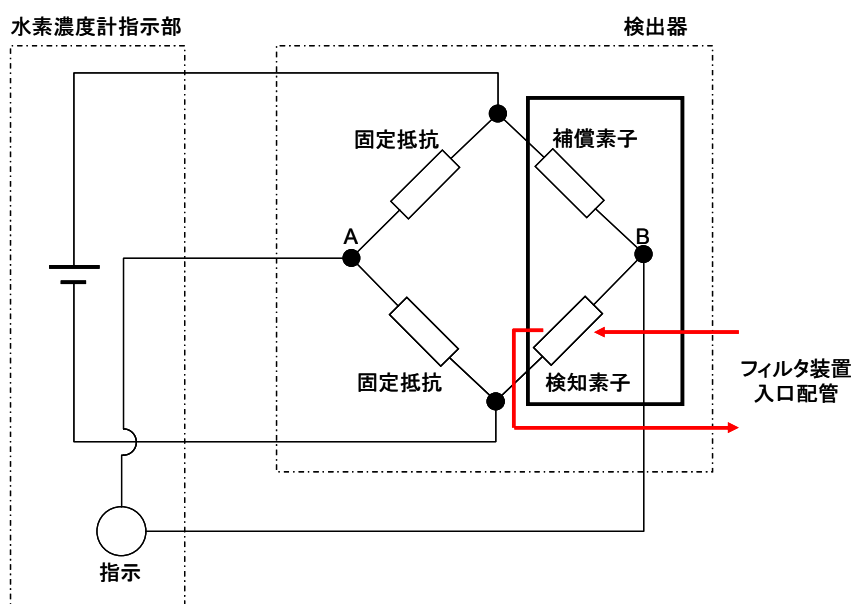


図 9 水素濃度計検出回路の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

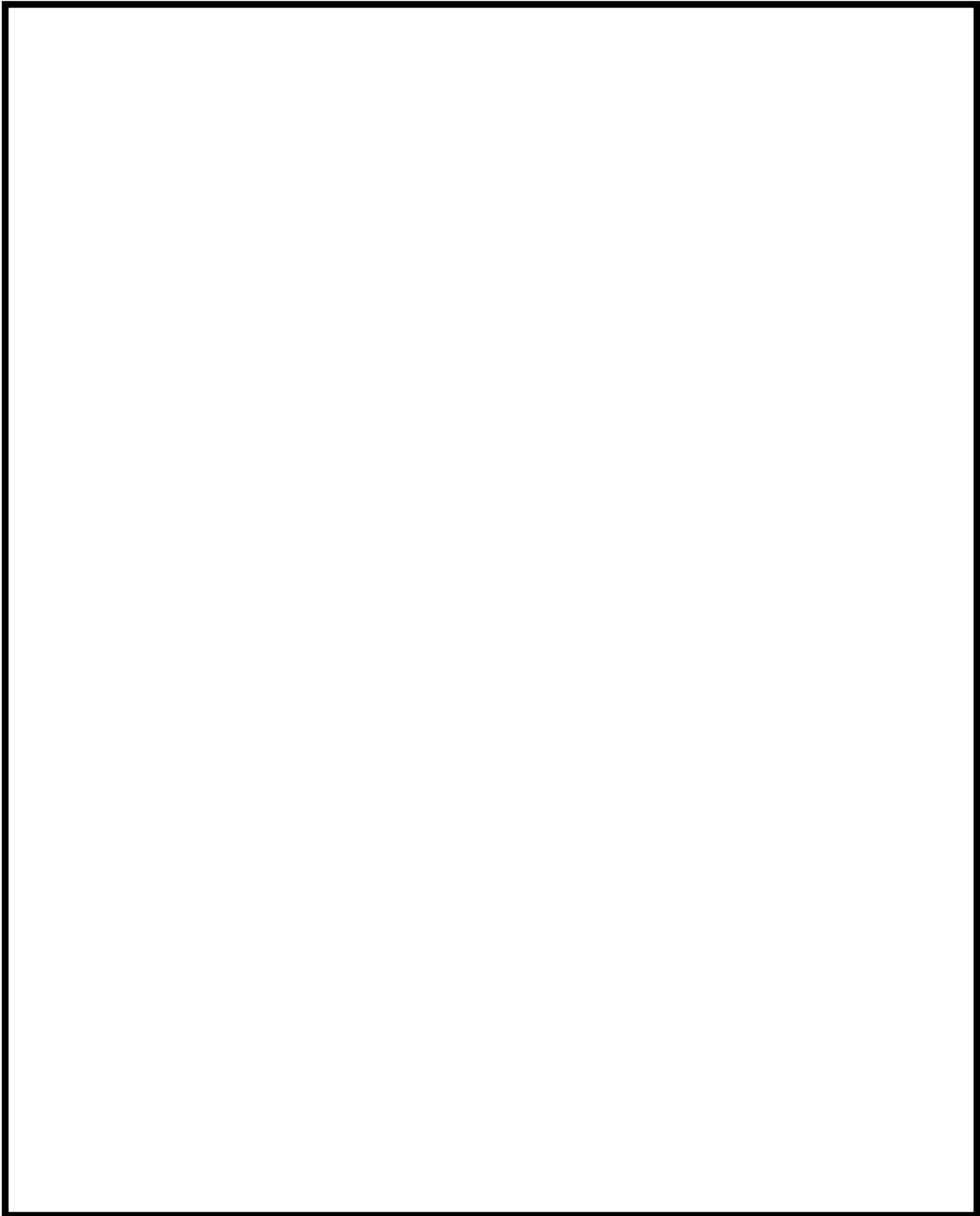


図 10 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

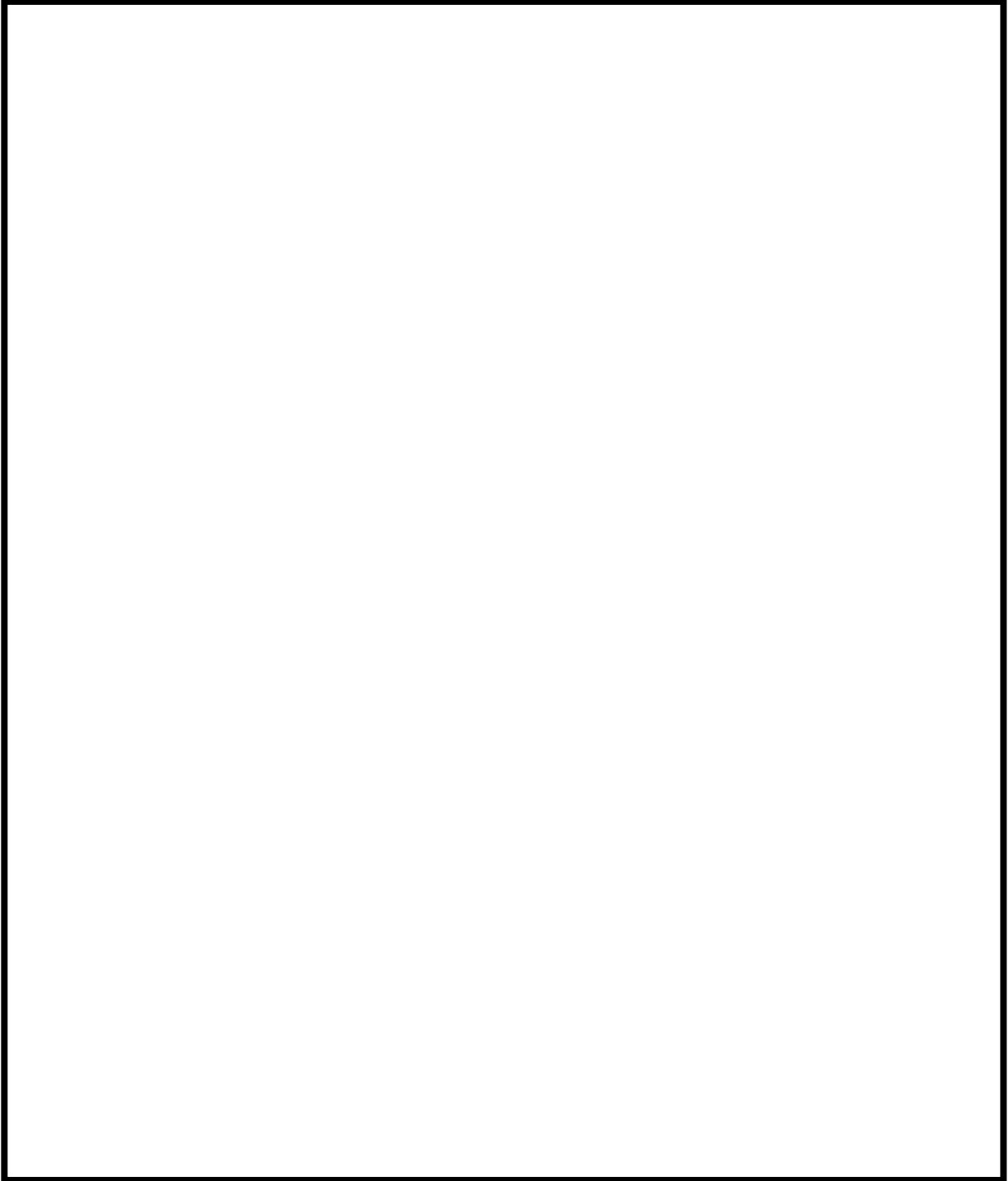


図 11 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 3 階)

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 12 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 13 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)

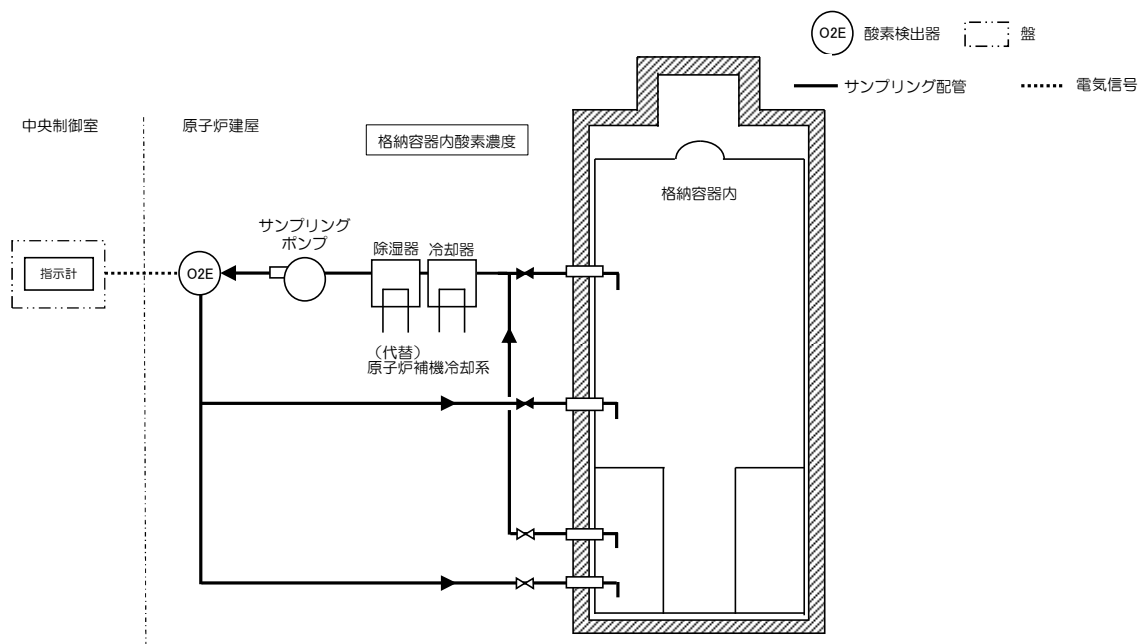


図 12 格納容器酸素濃度 システム概要

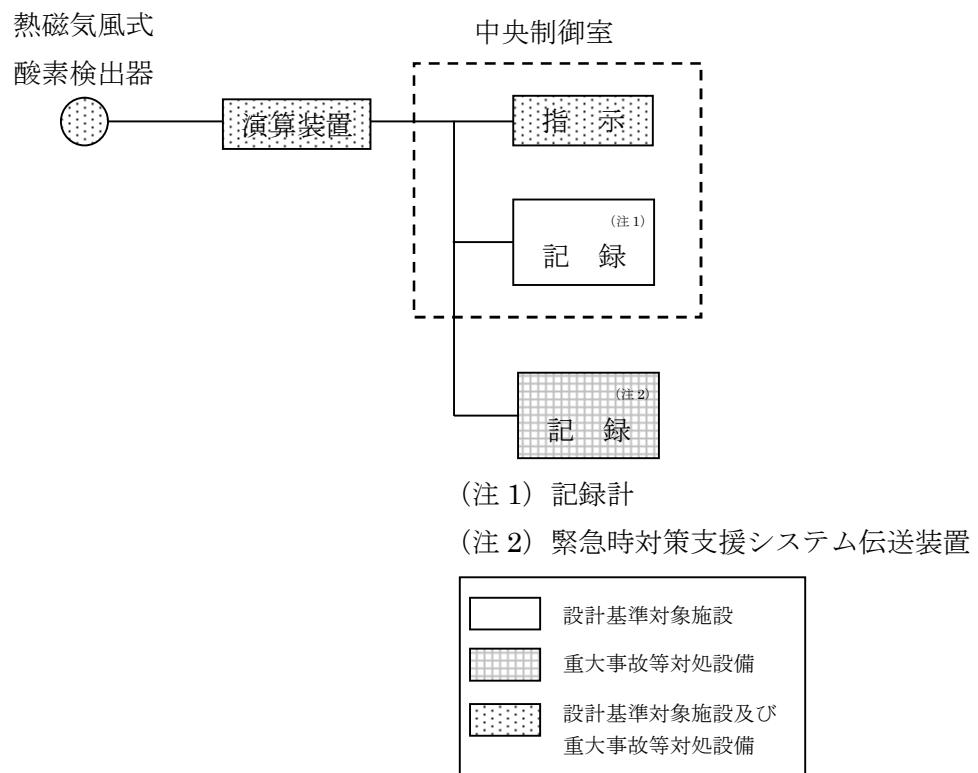


図 13 格納容器内酸素濃度の概略構成図

(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 14 に示す通り、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。

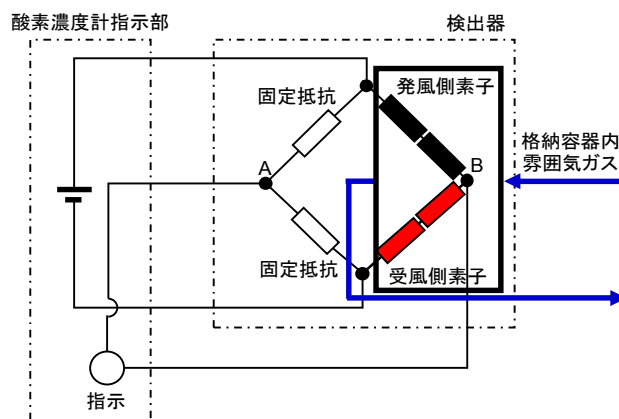


図 14 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 15 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。

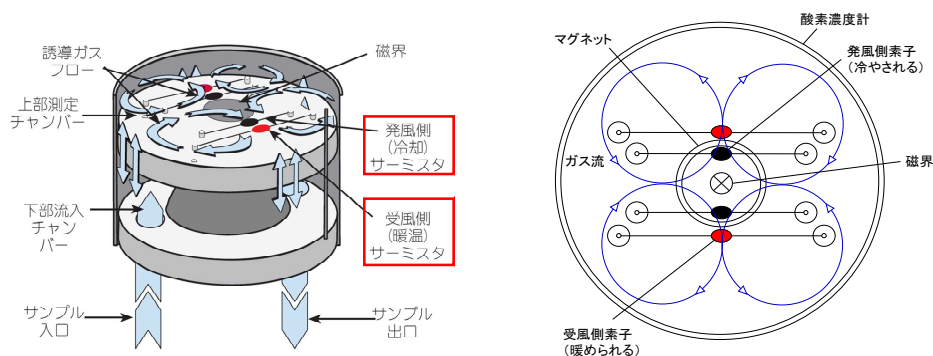


図 15 酸素含有ガスの流れ

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 14 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

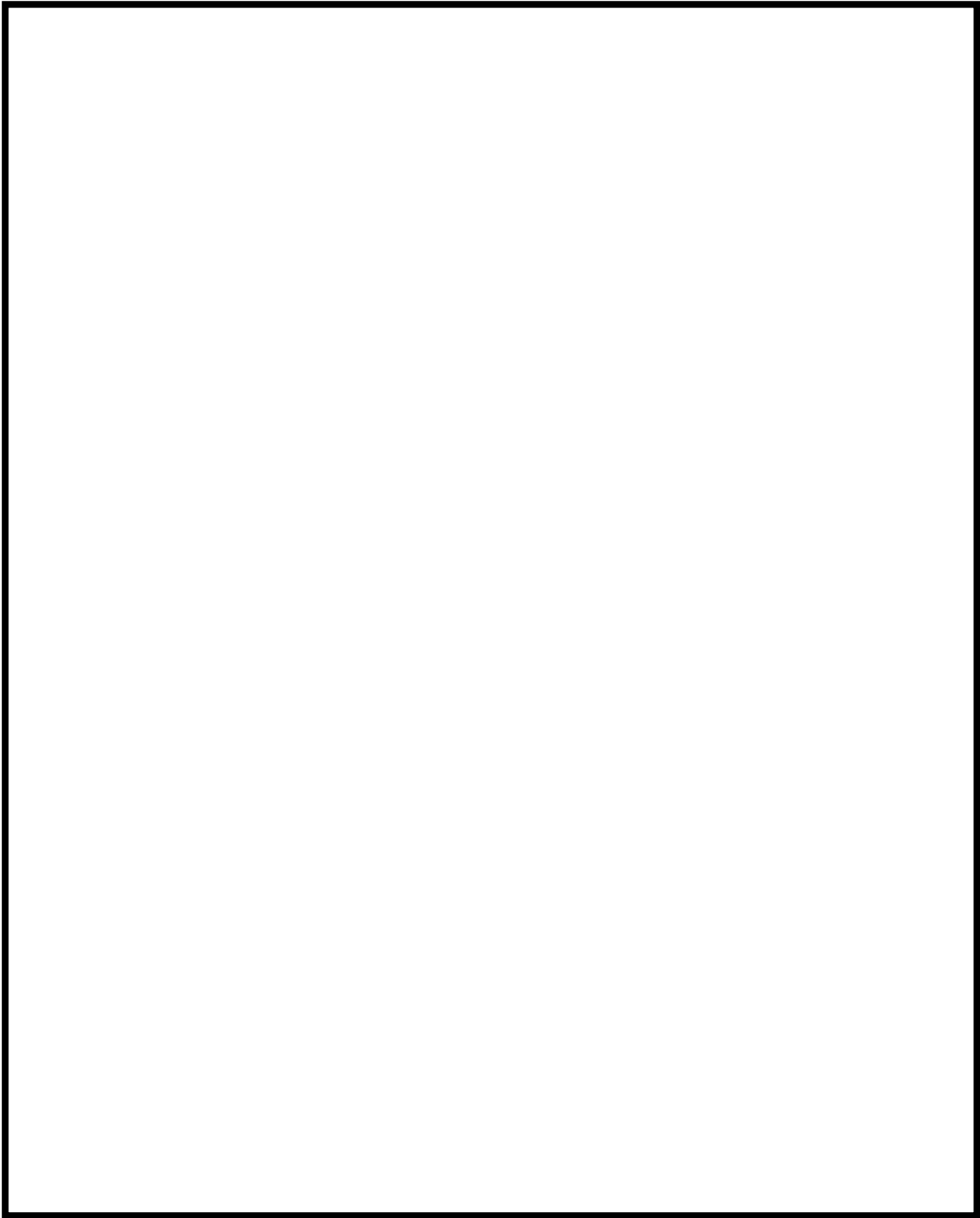


図 16 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

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。

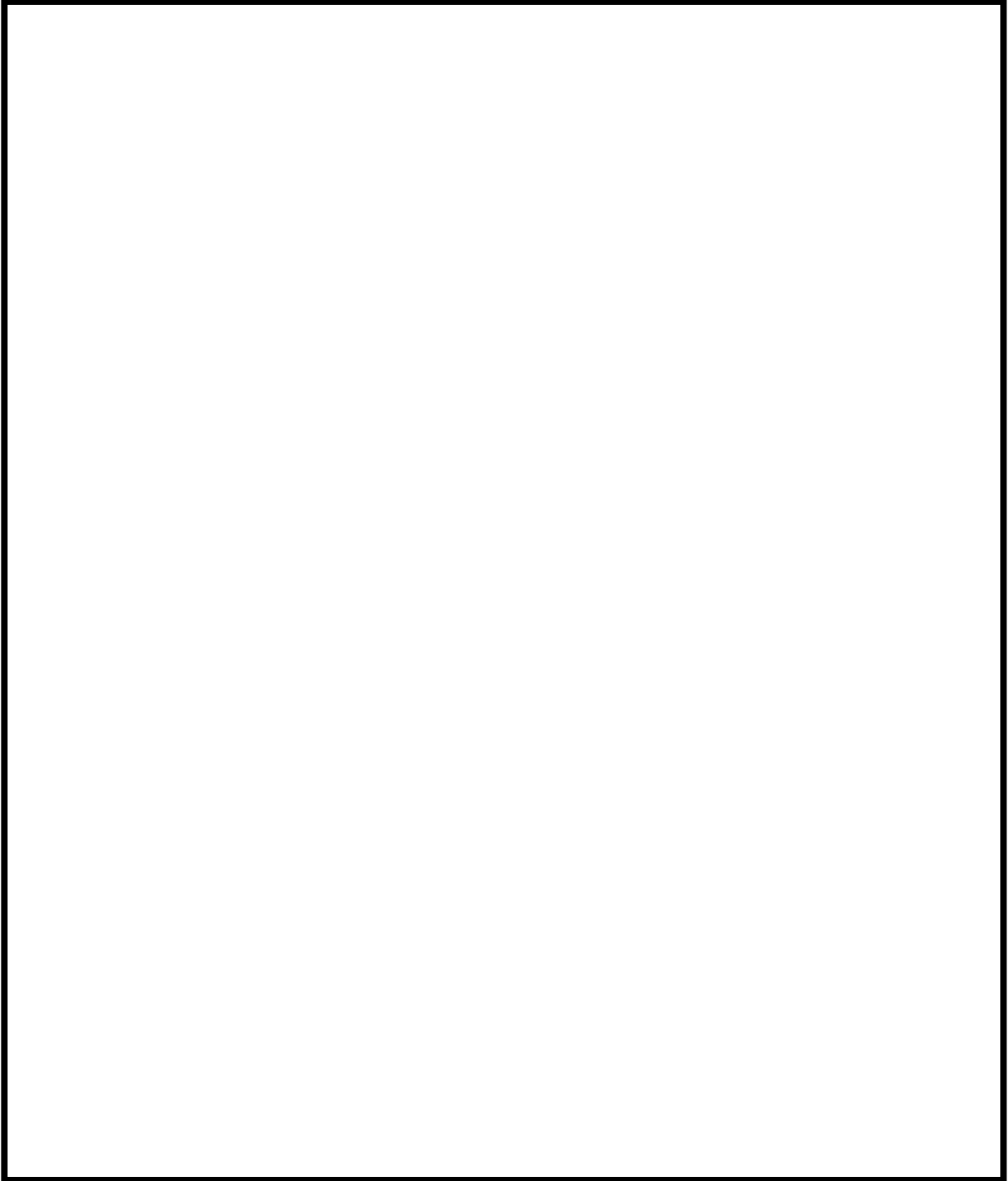


図 17 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 3 階)

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 MUWC ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することを確認する。次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量 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。

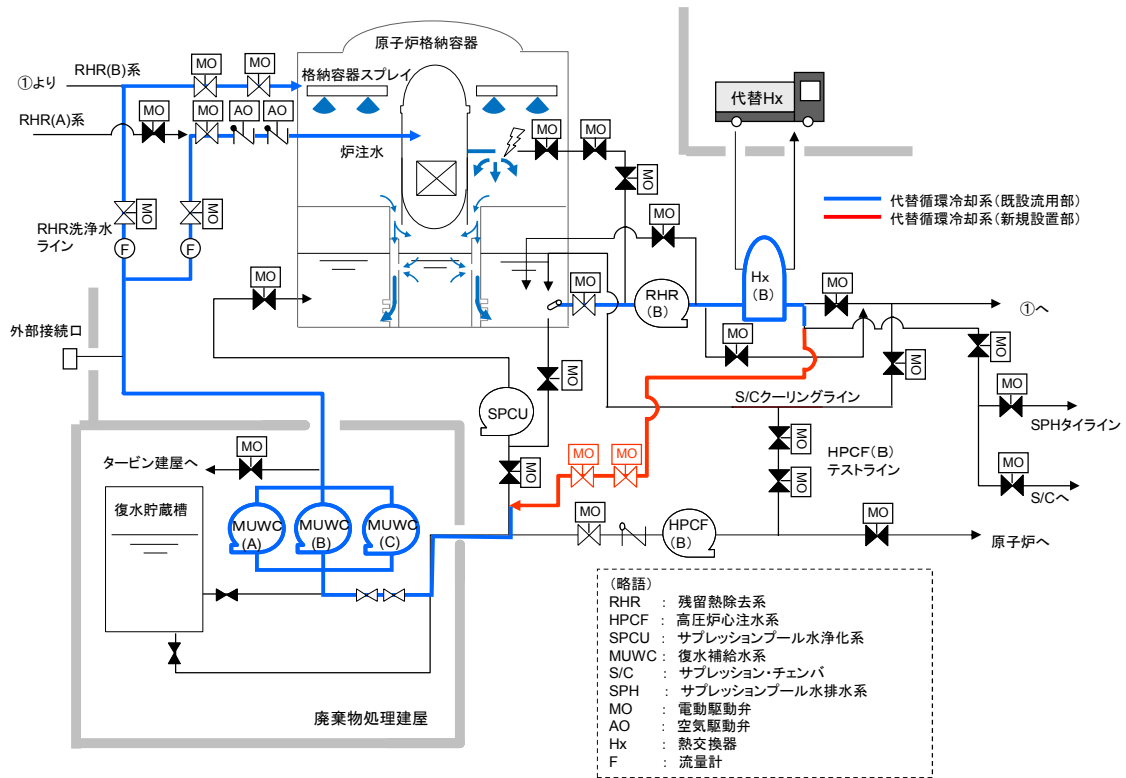


図1 代替循環冷却系 系統概要図（7号炉の例）

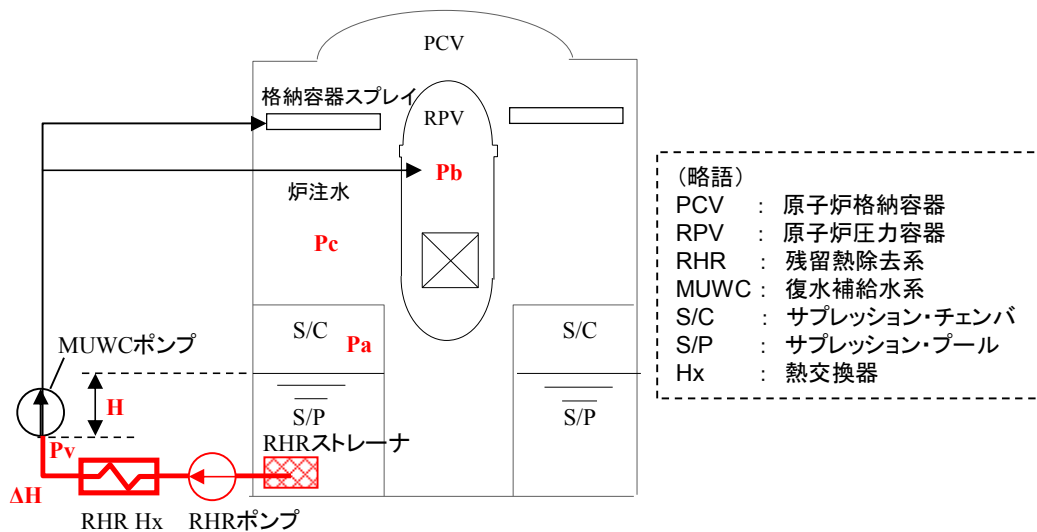


図2 NPSH 評価条件図

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 (□℃と設定*)での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m 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～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 □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 □m に余裕を見込み □m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と □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】

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

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

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。

【7 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、7 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。

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

<代替循環冷却の運転成立条件を拡張する方法について>

上記の評価結果にもある通り、代替循環冷却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 $\boxed{}$ MPa 以下、7 号炉では $\boxed{}$ MPa 以下程度になると MUWC ポンプの必要 NPSH が満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却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。従って、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

2) 圧力損失 (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。従って、格納容器内圧力・温度を監視し、格納容器内圧力・温度の時間変化に合わせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

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

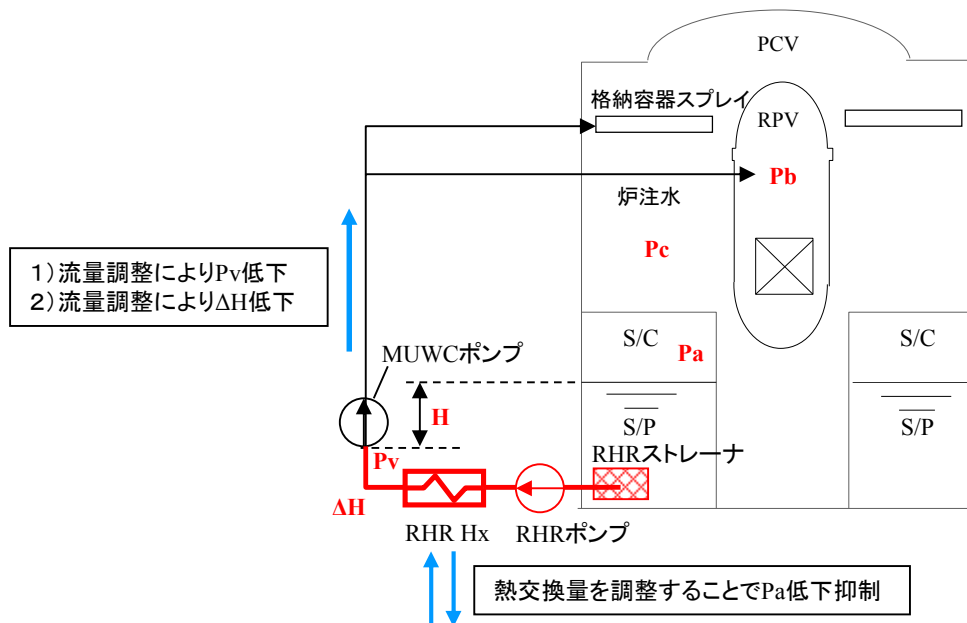


図3 運転成立条件の拡張

代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH 評価の結果（格納容器内圧力（S/C）の下限）」及び「代替循環冷却を30日間運転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、代替循環冷却システム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】

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

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

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 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、代替循環冷却の運転は長期的に継続可能と考えられる。

<代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の評価結果例>

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO」シナリオにおいて、循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図 4 に示す。

図 4 より、事故後 30 日後の格納容器内圧力 (S/C) は 0.15 MPa [gage] であるため、上記 NPSH 評価結果の $\boxed{}$ MPa 以上であり、代替循環冷却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 (150 m³/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。

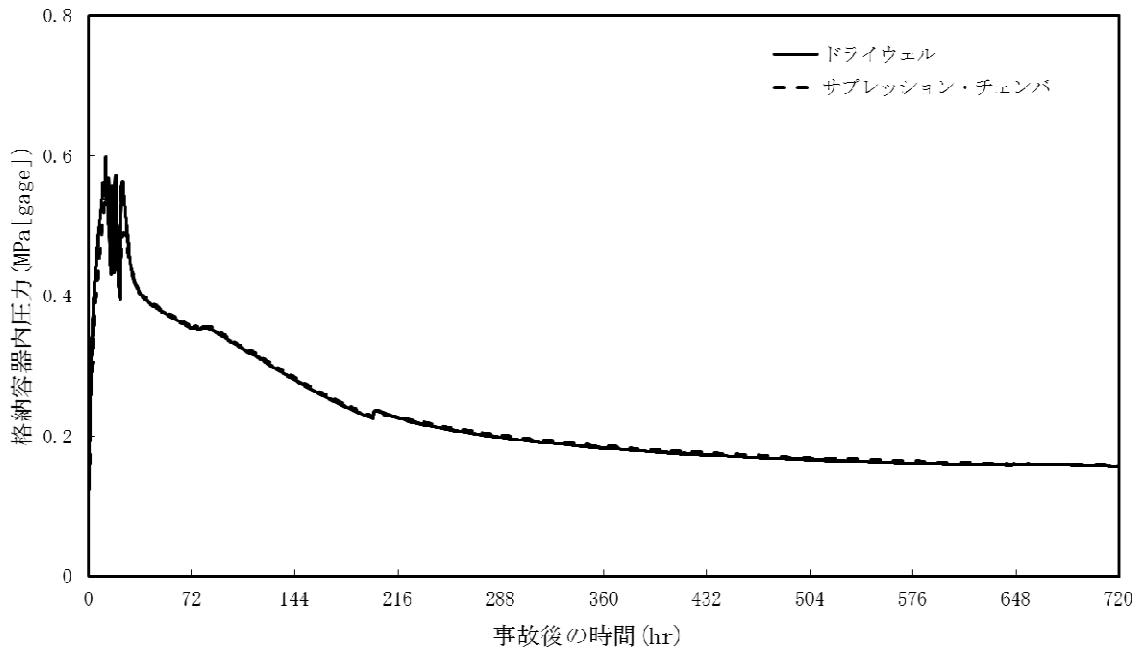


図4 格納容器圧力の推移
(循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

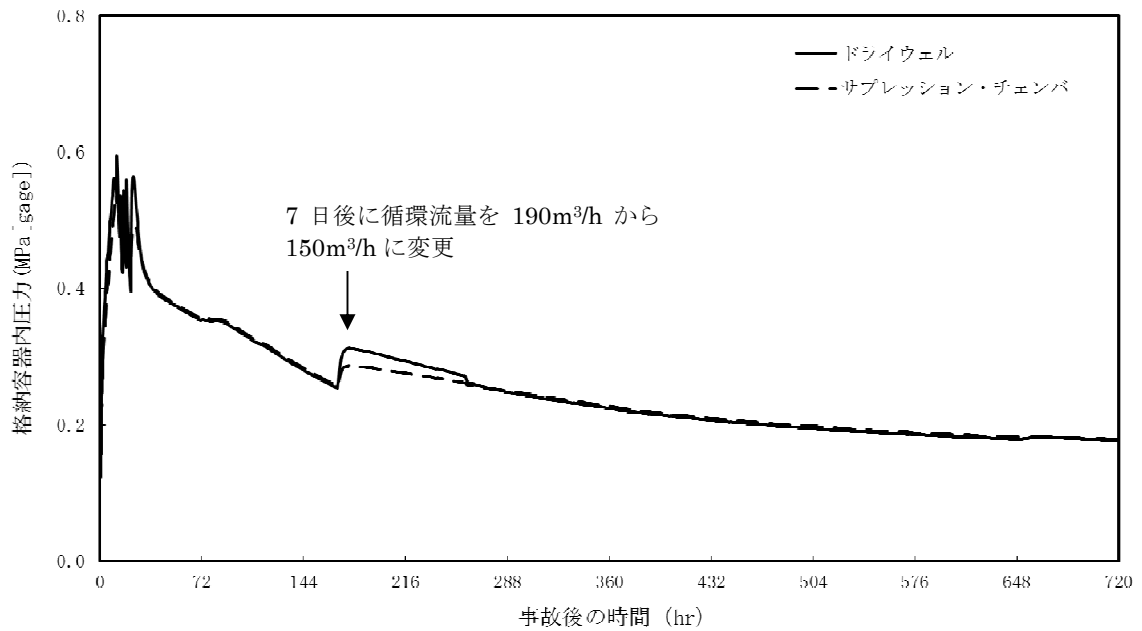


図5 格納容器圧力の推移
(7 日後より循環流量を 150 m³/h に変更し、代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

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 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」の状態に加え、流量評価として保守側となるよう、原子炉圧力が高い状態を想定して評価を行う。

評価条件は、図2及び表1の条件に、表3の条件を加えたものとする。

表3 循環流量評価条件(図2及び表1の追加条件)

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

(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁, MS : 主蒸気

※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力

【6号炉】

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

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

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

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

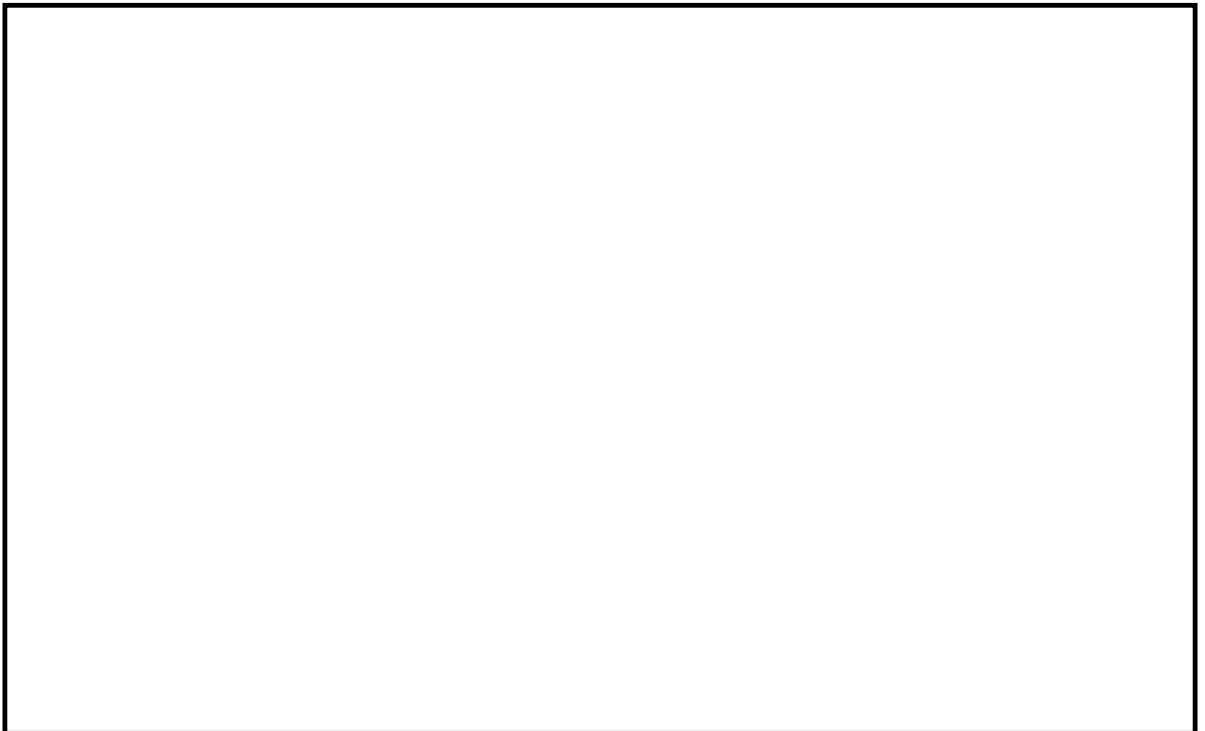


図6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

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

図7より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

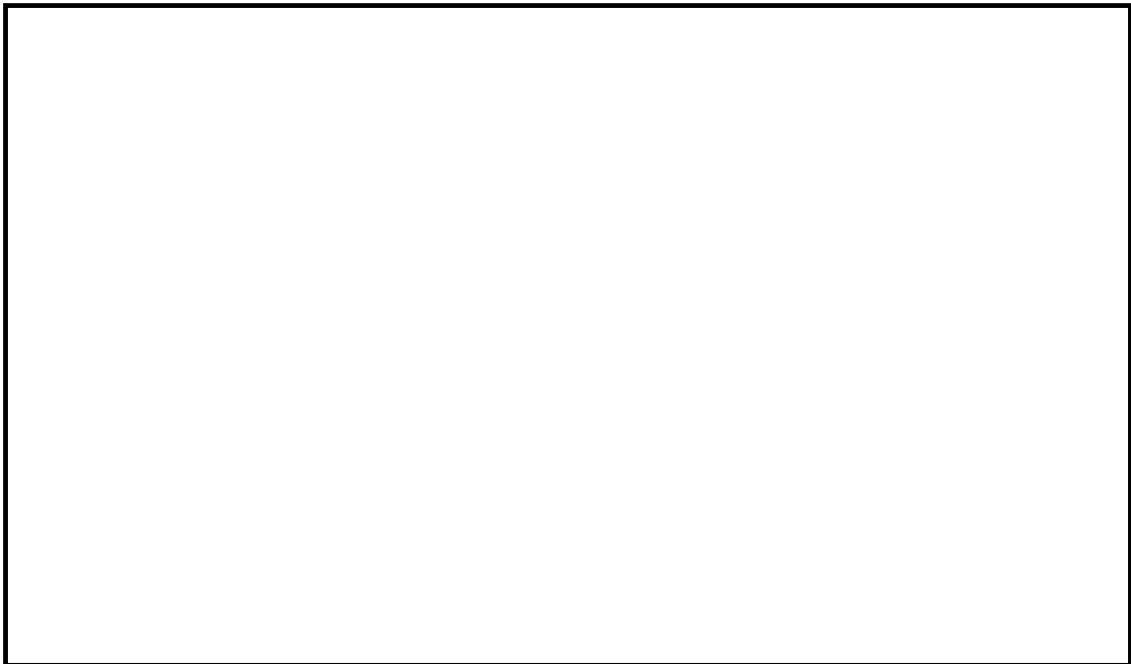


図7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）

また、原子炉に注水できず、原子炉圧力容器が破損した場合を想定した「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」シナリオ時においても、同様に、循環流量 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運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする
—	下部 D/W 水位	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [])	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [])	下部 D/W 底面 (T. M. S. L. []) に有効性評価結果の最大水位約 [] m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T. M. S. L. []) とする

【6号炉】

6号炉の MUWC ポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 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 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 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 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、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。

よって、7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。

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。

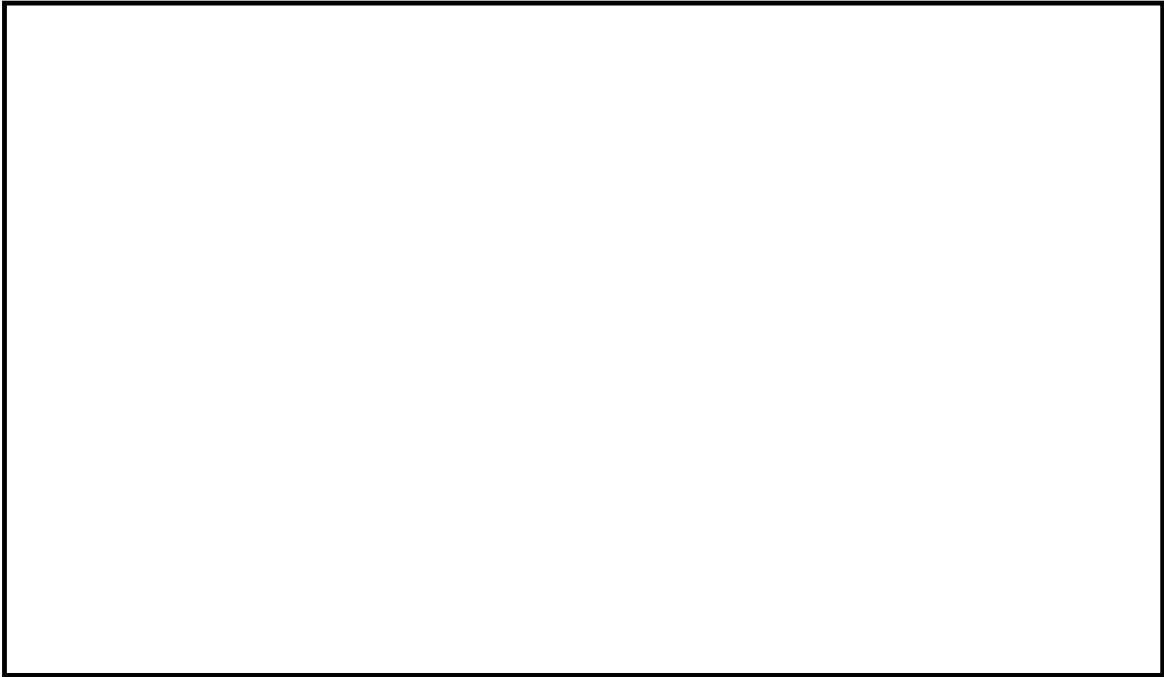


図9 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図 (7号炉) (原子炉圧力容器破損時)

③系統の閉塞防止対策

(a) 系統の閉塞評価について

代替循環冷却において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（表 4 参照）。

表 5 残留熱除去系ストレーナについて

プラント	PCV スプレイ最小流路サイズ	残留熱除去系ストレーナ孔径
6号炉		
7号炉		

よって、代替循環冷却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纏めている。

(b) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号および 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果^{*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・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、さらに代替循環冷却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、代替循環冷却を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

苛酷事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバ・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバ・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※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、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

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

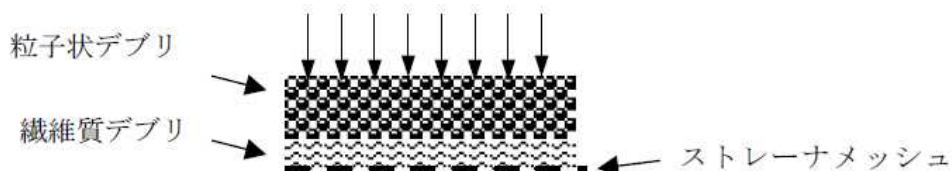


図 10 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

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。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮

定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、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ブプレッション・チェンバ・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機（H21.3）, PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s（7 号炉の例、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 RPV 破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTAL であり、代替循環冷却の水源となるサブプレッション・チェンバ・プールへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTAL へ落下し、下部ペDESTAL 床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサブプレッション・チェンバ・プールへ流入することとなる（図 11 参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTAL から巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考え

にくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

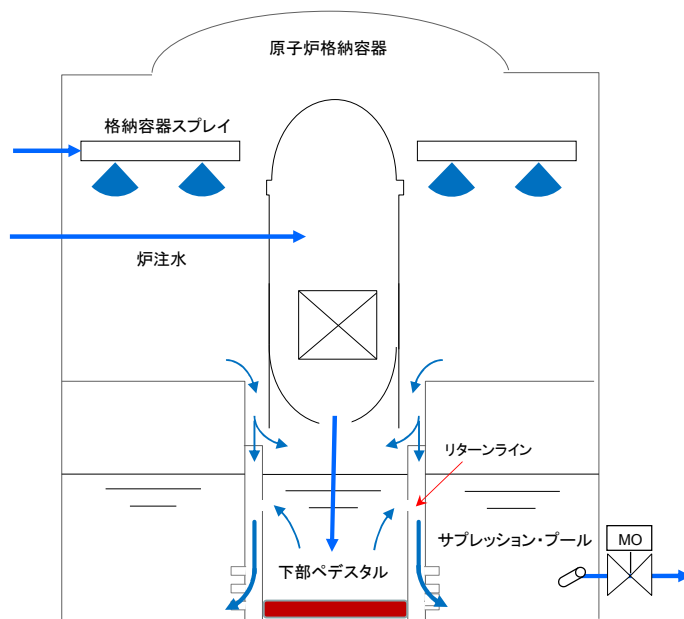


図 11 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

※ 4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図 12 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図 13 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさら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。

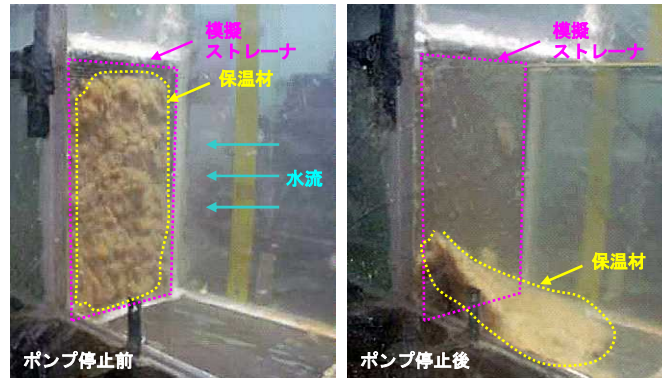


図 12 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

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



6号炉 残留熱除去系ストレーナ図

7号炉 残留熱除去系ストレーナ図

図 13 ABWRにおいて設置されているストレーナ

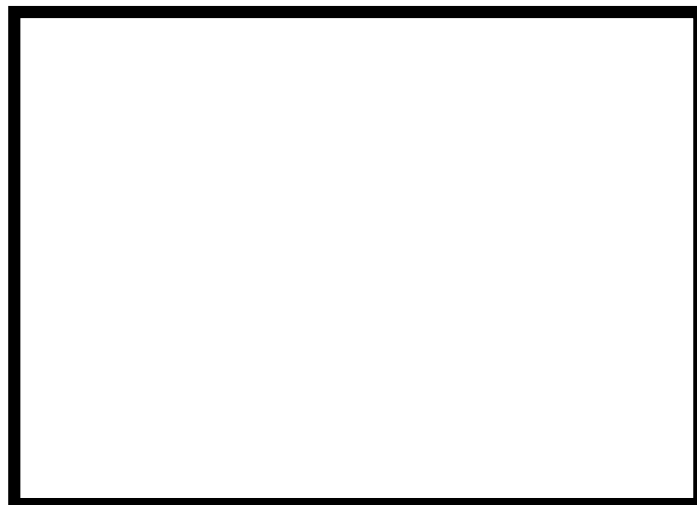


図 14 6号炉残留熱除去系 (B) ストレーナ (据付状態)

(c) 閉塞時の逆洗操作について

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

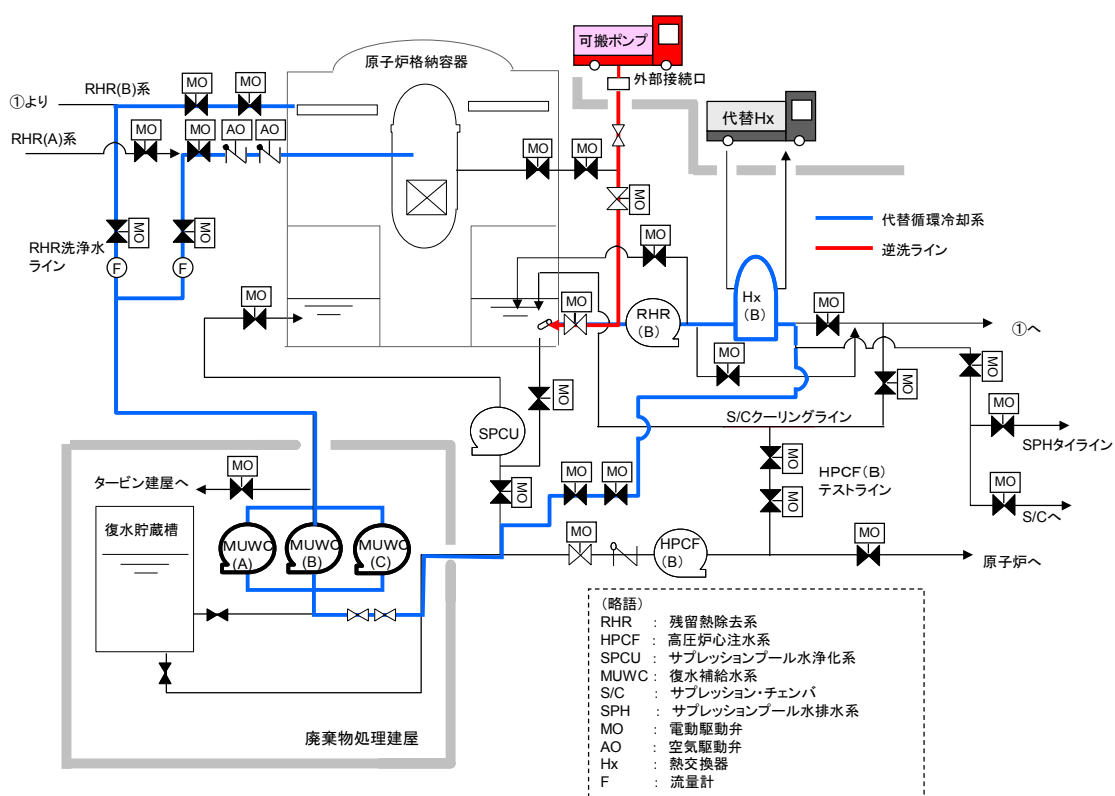


図 15 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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

重大事故発生時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである、格納容器過圧・過温破損（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO）シナリオが対象となる。

「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり、代替循環冷却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}のうち初期（例：3 日後）における適切な地震力との組合せ評価
- ② 事故後の運転状態 V(L)のうち長期（例：60 日後）における適切な地震力との組合せ評価

を行うこととなる。

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

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

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

(2) 放射線による影響

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

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

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

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

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及び、ハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境に

において劣化の影響はなく、また、ニトリルゴムや EPDM についても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるニトリルゴムや EPDM では影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している EPDM については、当社での社内試験により影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるヨウ素濃度（約 450mg/m^3 ）よりも高濃度のヨウ素環境下（約 10000mg/m^3 ）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、ヨウ素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

3. まとめ

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

以上

代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について

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

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

- 中央制御室運転員の場合

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

- 現場操作運転員の場合

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

事故発生約1時間後から、緊急時対策要員による準備作業を開始することを想定した場合、現場操作運転員の作業は「約10時間後」に終了し、緊急時対策要員による準備作業は「約11時間後」に終了することになる。

ただし、緊急時対策要員による準備作業は、継続した訓練により大幅に短縮しており、至近では「約6.5時間」という訓練結果が出ている。現場操作運転員による準備作業も代替循環冷却運転準備の「2名」を追加して「4名」対応することで、作業時間を短縮させることができる。さらに、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合においては、運転員の応援も期待することができるため、さらに作業時間の短縮が期待できる。

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

以上

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																										備考
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 28 30 32 34																										
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																												
常設代替交流電源設備による交流電源回復	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 炉心冠水確認 約11時間 低圧代替注水 停止 約11時間 代替循環冷却運転 開始									
常設代替交流電源設備による交流電源回復 格納容器薬品注入操作 中央制御室圧力調整 中央制御室待避室の準備操作 低圧代替注水系（常設）準備操作	-	-	4人 C, D E, F	4人 c, d e, f	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	交流電源回復操作等約4時間後まで現場要員として「4名」必要	原子炉格納容器薬品注入操作完了後、代替原子炉補機冷却系準備操作を「2名」で開始する運転員「2名」を追加して、計「4名」で対応することで作業時間を短縮することが可能								
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	300分	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ								
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人) ↓	(3人) ↓		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	10時間	・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	適宜実施							
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人 ↓	5人 ↓		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	この時間内に実施	・消防車による原子炉への注水準備 （消防車移動、ホース敷設（防火水槽から消防車、消防車から接続口）、ホース接続）								
代替循環冷却運転（系統構成1） 準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	30分	この時間内に実施	・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ （代替注水系に影響の無い箇所）							
代替循環冷却運転（系統構成2） 準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	30分 60分	・復水移送ポンプ停止 中央制御室ラインアップ	代替原子炉補機冷却系準備操作とは異なる運転員「2名」にて対応							
代替循環冷却運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	5分	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ （復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニフロー弁）								
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器的状態監視	継続実施							
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	適宜実施	・低圧注水系 注入弁操作	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。 外部注水管の隔離弁は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ開する（代替循環冷却運転時のバウンダリ確保のため）							
格納容器頂部注水（解析上考慮せず）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		・可搬型代替注水ポンプによる格納容器頂部注水	注水量および上部ドライウェル温度変化により格納容器頂部注水を調整する	要員を確保して対応する						
	-	-	-	-	2人	2人		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		・消防車による格納容器頂部への注水準備 （消防車移動、ホース敷設（防火水槽から消防車、消防車から接続口）、ホース接続） ・消防車による格納容器頂部への補給	適宜実施							

図1 代替循環冷却運転開始が評価より早まる場合の要員と作業項目

系統が高線量となった場合の影響について

代替循環冷却の運転に伴い、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
- ・代替循環冷却が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却時に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	代替循環冷却の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋等での手動弁の操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの操作が必要であるが、弁操作は運転開始前の実施であり、熱交換器ユニット操作は屋外作業であり、格納容器ベント操作前であるため、アクセス及び操作への放射線による影響はない。(24～26 頁参照)
		復水移送ポンプの起動	運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。(24～26 頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は、中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26 頁参照)
		流量調整	代替循環冷却運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26 頁参照)
		その他操作	その他の作業として、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業があるが、これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため、放射線による大きな影響はない。(24～26 頁参照)

(次頁へ続く)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却が機能喪失した場合に必要な操作	<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は、代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。(26 頁参照)</p>
	格納容器ベント	<p>格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は二次格納施設外であっても、代替循環冷却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、必要に応じて遮へい体設置等の放射線防護対策を施す。(26～29 頁参照)</p>
	代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）	<p>代替循環冷却運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低い残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下 3 階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下 2 階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要があるが、7号炉の上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて移動式遮へい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うえでアクセスすることとしている。(30～32 頁参照)</p>
機器	シール材（配管、弁、ポンプ、熱交換器）	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却の系統機能確保可能な設計とする。(46 頁参照)
	電動機（弁、ポンプ）	
	ケーブル	
	計器	

代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、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。

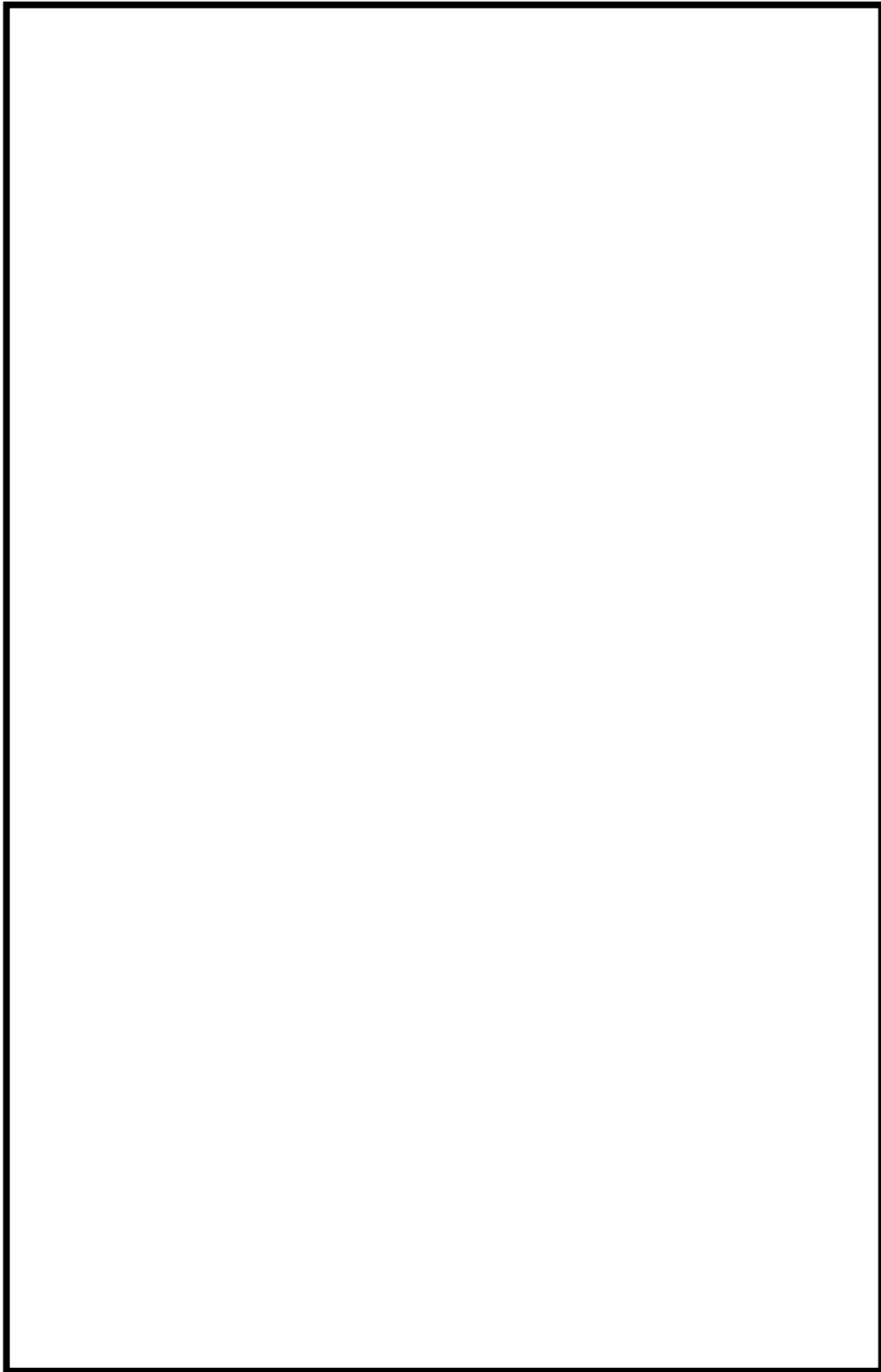


図 1 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

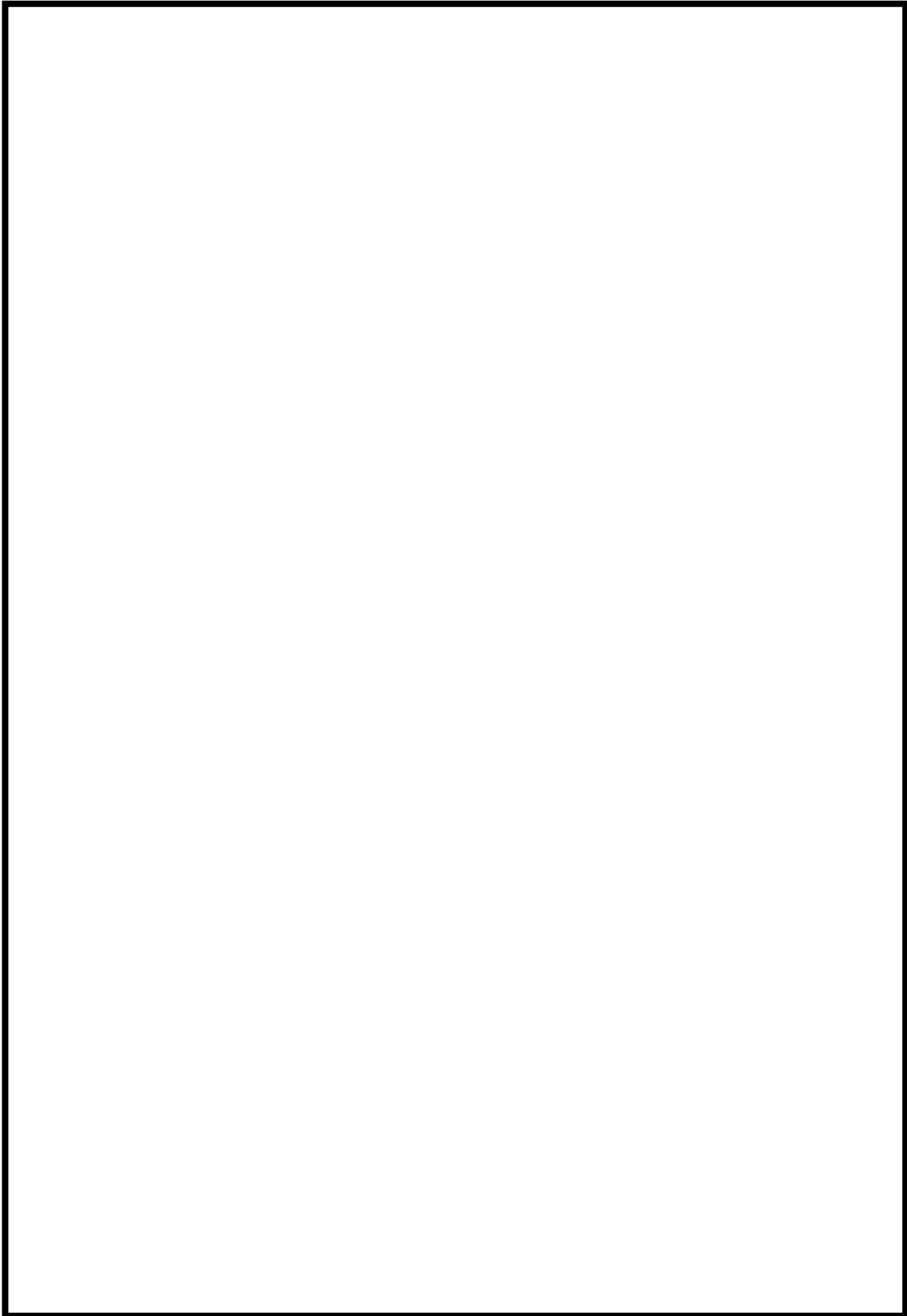


図 2 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

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	C U W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	D/W HCW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	C U W 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	C R D 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	M U W C 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	T/B 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	S P C U 系 C S P 側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	R w/B 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	C R D 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	FP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	RCIC系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC封水ライン
20	P13-F058	RHR(B)系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	RHR(A)(C)系系統洗浄用復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク(B)積算流量計入口弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	SPCU系MUWC封水弁	SPCUを用いたSFP注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	HPCF(B)系系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-F001B	HPCF系CSP側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
26	E22-F030	HPACポンプ吸込弁	HPAC吸込みライン(水源)
27	E51-F001	RCIC系CSP側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
28	E22-F001C	HPCF系CSP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
01	P13-F087	MUWC CUW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
02	P13-F721	HUWC復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
04	P13-F105	MUWC 蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
05	P13-F110	MUWC R/B運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
06	P13-F722	HUWC復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
07	P13-M0-F029	MUWC T/B負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
08	G51-M0-F010	S P C U C S P側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
09	P13-F021	MUWC CRD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	MUWC CUW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	MUWC CUW逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	閉止不可理由
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	MUWC R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	MUWC 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	MUWC 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	MUWC-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	MUWC-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-F001B	HPCF CSP 側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	HPCF HPAC 冷却水ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-F001	RCIC CSP 側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-F001C	HPCF CSP 側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	MUWC R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。

別添資料－ 3

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を
防止するための設備について

第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 2.1 概要
 - 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について
 - 2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について
 - 添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて
 - 添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について
 - 添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響
 - 添付 4 PAR の検査・点検について
 - 添付 5 水素処理容量に関する説明について
 - 添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

 - 2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について
 - 添付 7 オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について
 - 添付 8 原子炉建屋内における成層化について
 - 添付 9 格納容器頂部注水系の効果を検討した水素挙動について
 - 添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価

 - 2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について
 - 添付 11 国内容器試験について
 - 添付 12 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について
 - 添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

 - 2.3 水素濃度監視設備について
 - 2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について
 - 添付 14 原子炉建屋水素濃度の適用性について

2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

2.5 参照文献

参考資料 1 福島第一原子力発電所 1 号機現地調査状況

参考資料 2 PAR による再結合反応の律速段階について

参考資料 3 GOTHIC コードについて

< 概 要 >

1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。
2. において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。

表 1-1 設置許可基準規則第 53 条，技術基準規則第 68 条 要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則

技術基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

1.2 適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。

水素濃度制御設備としては、原子炉建屋運転床（以下、オペレーティングフロアという。）に静的触媒式水素再結合器（以下、PAR という。）を設置し、重大事故等発生時に原子炉格納容器（以下、格納容器という。）から原子炉建屋内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。また、PAR は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。なお、PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。

水素濃度監視設備としては、原子炉建屋内に水素濃度計を設置し、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお、当該水素濃度計については、代替電源設備から給電可能な設計とする。

これらの設備に加え、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として、格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系は、重大事故等発生時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

2.1 概要

福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は、第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム－水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと、第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素が原子炉建屋に漏えいしてしまったこと、第三に原子炉建屋に漏えいした水素に対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため、水素爆発防止のためには、これら3つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。

第一の課題である大量の水素発生の防止については、炉心損傷を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、設計基準事故対処設備に加えて、重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために、高圧注水機能の強化、原子炉減圧機能の強化、低圧注水機能の強化、格納容器冷却機能の強化等を行い、炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。

第二の課題である大量の水素の原子炉建屋への漏えいの防止については、上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお、炉心の著しい損傷が発生した場合に備え、格納容器の破損を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系、改良EPDM製シール材、格納容器頂部注水系、格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により、原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、あるいは原子炉建屋を経由せず大気に水素を排出する。

第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素に対する対応手段の確保については、格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお、格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから、事故時に格納容器内で発生した水素が原子炉建屋内に漏えいした場合に備え、原子炉建屋内において水素を処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉は、水素濃度制御設備としてPARをオペレーティングフロアに設置する。この対策により、漏えいした水素と空気中の酸素を再結合させ、水素爆発リスクを低減する。

なお、格納容器からの異常な漏えいが発生し、大量の水素が原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも、PARは効力を発揮し、水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を延長し、設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることから、更なる水素爆発リスクの低減を図ることが出来る。このようにして確保した時間の中で、例えば、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うことで、原子炉建屋の水素濃度も低減させることが可能である。

以上、第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより、福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2-1 に整理する。

本章では、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち、設置許可基準規則第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。

最初に第三の課題に対する対策である PAR に関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。

また、原子炉建屋の水素濃度を監視するために、原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。

さらに、第二の課題に対する自主対策である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系について」で示す。格納容器頂部注水系は、重大事故等発生時に格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが、一方で格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良 E P D M 製シール材に変更する対策も施しており、閉じ込め機能を強化している。従って、格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが、シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり、水素漏えい抑制対策として効果的である。

【第一の課題に対する対策】

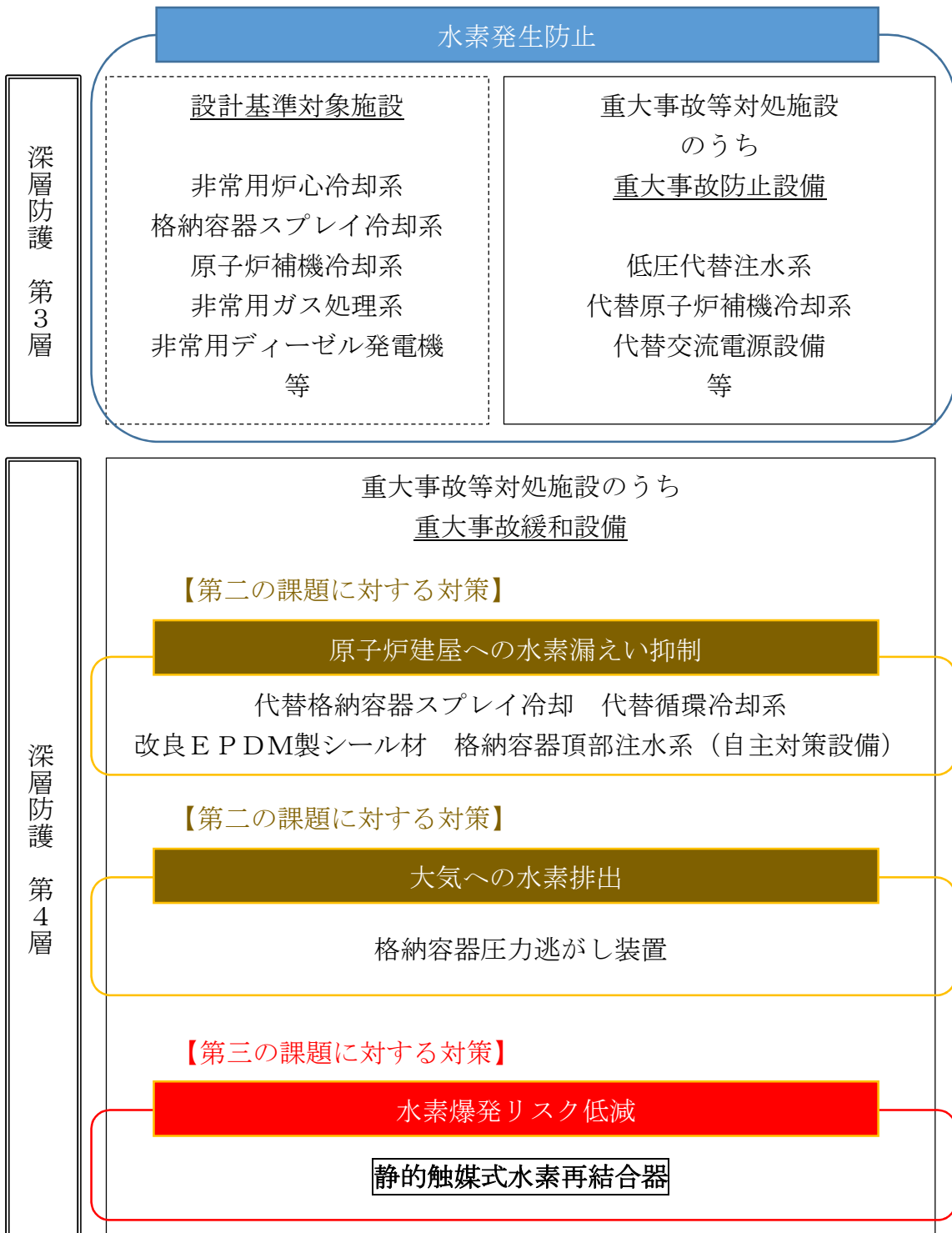


図 2-1 水素対策の観点で整理した深層防護第3層・第4層設備

2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係でオペレーティングフロアまで上昇し、オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋内に蓄積し、オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として、オペレーティングフロアに、水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。

(1) PAR について

静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり、触媒反応を用いて可燃性ガス（水素，酸素）を再結合させて、雰囲気を可燃限界以下に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり、電源及び起動操作は必要とせず、水素，酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PAR は、概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており、PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については、国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお、NIS 社が製造する PAR は、国際的な性能試験、さまざまな国の性能試験をパスしており、欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。

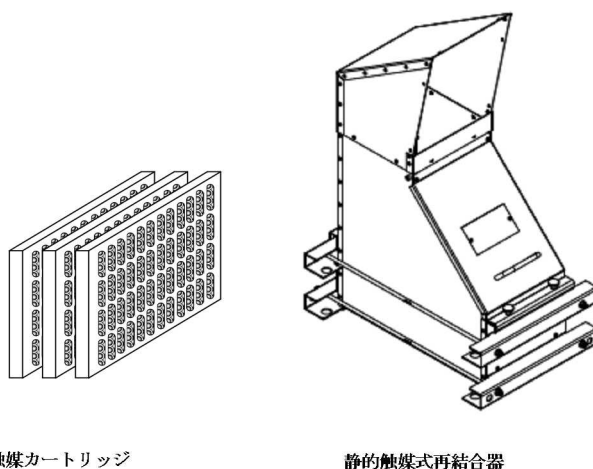


図 2-2 静的触媒式水素再結合器 (PAR) の概要図



図 2-3 PAR-11 写真

表 2-1 NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

(2) PAR ハウジング

PAR のハウジングは図 2-4 に構造を示しているが、箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており、以下の機能を持っている。

- 触媒カートリッジを内部に設置すること。
- ガスを誘導すること。

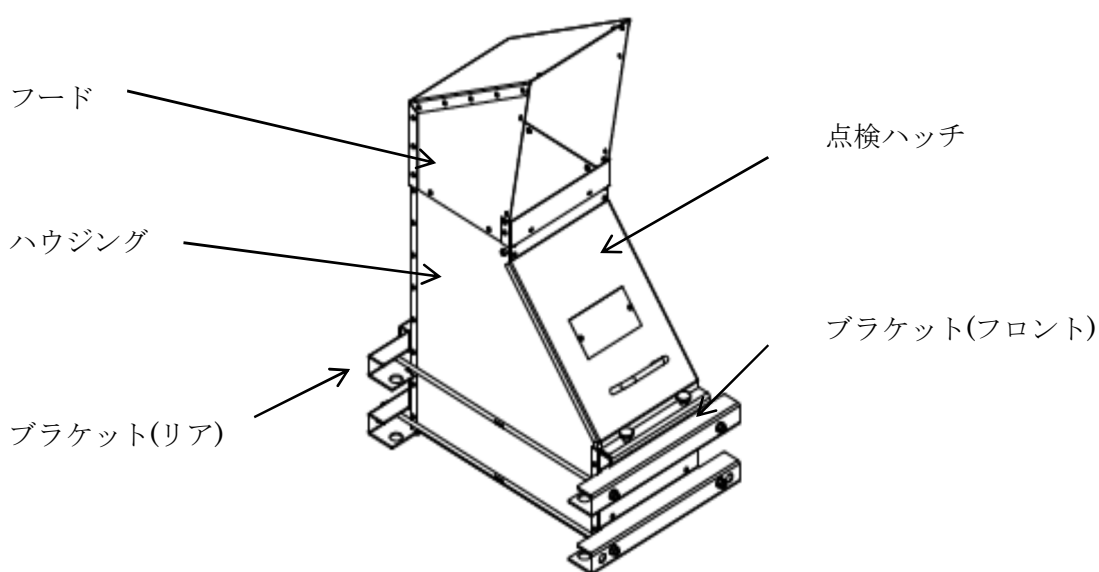


図 2-4 PAR ハウジングの構造

PAR ハウジングは、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。

ハウジング前面の点検ハッチは、触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外、取付を容易にするものであり、通常運転時は、点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。

ハウジングに固定されているブラケットは、PAR 本体を設置する構造物、又は支持架台に固定するために用いられる。

ハウジング上部に設置されるフードは、PAR の上部に位置する構築物に、水素処理を行った PAR 出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために、ガス流れ方向を変える役割をもつ。

(2) 触媒

NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり、基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが、基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており、直径約 4mm の球状の形をしている。また、疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素、酸素が触媒に接触し易くする構造になっている。

また、球状に触媒が存在するため、水素と酸素が触れる表面積が大きいことが特徴であり、よう素等の被毒物質が流入した際に、球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は、PAR の水素処理容量に合わせて調整され、触媒カートリッジに充填される。

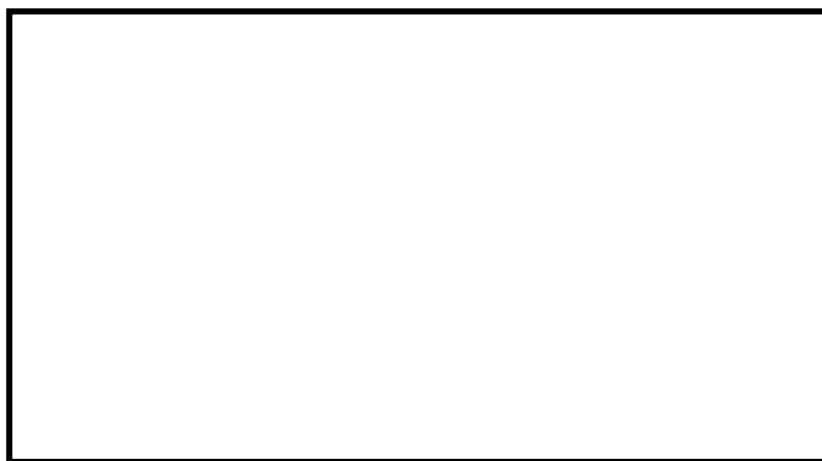


図 2-5 触媒の概要図

(3) 触媒カートリッジ

触媒カートリッジは、図 2-2 で示す形状をしており、カートリッジ内部に触媒を充填しており、オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている。この触媒カートリッジには、PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数、適切な間隔で PAR ハウジング内に取り付けることで PAR は完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が、1 台あたりの水素処理容量が多いが、その分サイズも大きくなる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ（図 2-2 参照）を採用している。

(4) PAR の主要仕様

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR(PAR-11 タイプ)を採用しており、表 2-2 で主要仕様を示す。

表 2-2 主要仕様 (PAR-11 タイプ 1 台)

静的触媒式水素再結合器	
種 類	触媒反応式
水素処理容量 (添付 5 に詳細記載)	0.25kg/h/個以上 (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°C)
最高使用温度	300°C
ハウジング	
材 料	ハウジング
	ブラケット
寸 法	高 さ
	幅
	奥 行
質 量	
触媒カートリッジ	
材 料	外装パーツ
	リベット等小物部 品
寸 法	幅
	高 さ
	厚 さ
質 量	触媒カートリッジ全質量
	触媒材質の充填質量
カートリッジ枚数	11 枚
触媒の材料	
基盤材	酸化アルミニウム
触媒材質	パラジウム
表面積	
形 状	球状
直 径	
充填密度	

2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について

2.2.1.1 基本設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋に水素ガスが漏えいした際に、原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが、重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても、オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを PAR の設計における必要条件としている。これは、炉心損傷に伴う水素発生が想定される重大事故のシナリオの中で、格納容器圧力・温度が高い値で推移し、かつその状態が格納容器ベントを実施する約 38 時間後まで継続することから、格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。

この必要条件を満たした上で、当社は、さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して、PAR の基本設計方針を以下の通り定める。

(1) PAR による水素処理容量について (PAR の必要台数について)

下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素が漏えいする事象で、オペレーティングフロアの水素、酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち、この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め、事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し、必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り、PAR 設計条件は有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温破損シナリオ）で想定する格納容器漏えい率、水素発生量、水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており、原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。

表 2-3 PAR 設計条件（水素漏えい）

No	項目	設計条件	(参考) 格納容器過圧・過温破損シナリオ
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日 : AEC 式 (2Pd 時)
2	水素発生量	AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当の水素発生量 : 約 1600kg	約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量)
3	水素漏えい終了時間 (格納容器ベント)	— (格納容器ベントなし)	約 38 時間後

① 格納容器漏えい率 (10%/日) について

重大事故等発生時で格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率を AEC (Atomic Energy Commission) の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが、重大事故等発生時には、格納容器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下, 2Pd) を超えないよう運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時におけるガス組成 (水素濃度包絡条件, 水素 33vol%: 窒素 21vol%: 水蒸気 46vol%) を踏まえると AEC の式から約 1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから、これに余裕を見て、10%/日と設定する。

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

L0 : 設計漏えい率

Pt : 事故時の格納容器圧力

Pb : 設計圧力

Pa : 格納容器外の圧力

Rt : 事故時の気体定数* (* 事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる)

Rb : 空気の気体定数

Tt : 事故時の格納容器内温度

Tb : 設計格納容器内温度

② 水素発生量 (AFC 100%) について

重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素の量は、表 2-3 の通り約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、水素発生の主要因であるジルコニウム-水反応に着目し、余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウム-水反応は 900℃以上で活発になることから、加熱源である燃料有効部の被覆管全て (AFC 100%) が反応すると仮定することで、保守的な水素発生量を評価することが可能である。

この場合の水素発生量は、表 2-3 の通り約 1600kg であり、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素の量と比較して保守的な設定となっていることが確認できる。

なお、これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は、重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち、格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。

水素燃焼シナリオの評価においては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合（水素発生量約 2700kg）と MAAP コードによる評価結果（水素発生量約 600kg）を比較し、格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ、水素燃焼の観点から厳しい評価結果となる MAAP コードによる評価結果を用いている。

いずれのケースも格納容器は健全であることから、格納容器漏えい率は、格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が 2Pd に到達したと仮定し、かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素に置き換わったと仮定した場合の約 1.5%/日を下回る。

以上から、水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量は PAR 設計条件である約 1600kg（AFC100%相当の水素発生量であり、全炉心内のジルコニウム量の約 45%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 2700kg となる場合もあるが、格納容器漏えい率は PAR 設計条件の方が 6 倍以上（約 1.5%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため、最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は、PAR 設計条件の方が多くなる。従って、PAR 設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。

(2) PAR の設置場所について

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係でオペレーティングフロアまで上昇し、オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても、格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋内に蓄積し、オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている（参考資料 1 参照）。この事故知見を踏まえて、PAR は水素が最も蓄積されると想定されるオペレーティングフロアに設置する。

2.2.1.2 設計仕様

PAR の基本設計方針に基づき、設計仕様は以下の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。

表 2-4 PAR 設計仕様

項目	6 号炉	7 号炉
水素処理容量 (PAR 1 個あたり)	0.250 kg/h/個	0.250 kg/h/個
PAR 必要台数 (設置台数)	54 台以上 (56 台)	54 台以上 (56 台)

(1) 水素処理容量 (PAR 1 個あたり) の設定根拠

① PAR の基本性能評価式

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることを示している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^{-5} Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

スケールファクターSF について、当社は PAR-11 タイプを採用するため、PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、PARの水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H_2}

水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。

・圧力 P

重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。

・温度 T

保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1個あたりの水素処理容量は、0.250 kg/h/個 (水素濃度 4vol%, 大気圧=1.01325 bar, 温度 100°C=373.15K) となる。

(2) 個数の設定根拠

①実機設計における性能評価式

実機設計 (PARの個数を踏まえた設計) においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に格納容器内に存在するガス状水素による PARの性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \quad \dots\dots\dots (式 2)$$

DR : 水素処理容量 (kg/h/個)

A : 定数

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁻⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクター

$F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクター (-)

F_{lowO_2} : 低酸素ファクター (-)

1) 必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素の発生量：約 1600 kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率：10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクター $F_{inhibit}=0.5$ （保守的にPCV内設置例での知見に基づき設定した値）
- ・ 水素処理量 = 0.250 kg/h/個 × 0.5
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg × 10 %/日) / (24 h/日) / 0.125 kg/h/個
= 53.3 個

これより、PARの必要台数は54台以上を設置台数とする。なお、実際のPAR設置台数は、余裕を見込み6号炉に56台、7号炉に56台設置する。

2) 原子炉建屋が可燃限界以下になることの確認

基本設計方針が、「格納容器から原子炉建屋内に水素が漏えいする事象で、オペレーティングフロアの水素、酸素濃度が可燃性限界以下となる水素処理機能を有すること」であるため、PARの個数が上記算定結果の54個において、オペレーティングフロアが可燃限界以下であることの確認を次の通り実施する。

① 評価方法

原子炉建屋（オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図2-6に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして、質量、エネルギーバランスにより、水素濃度、温度の時間変化を評価する。

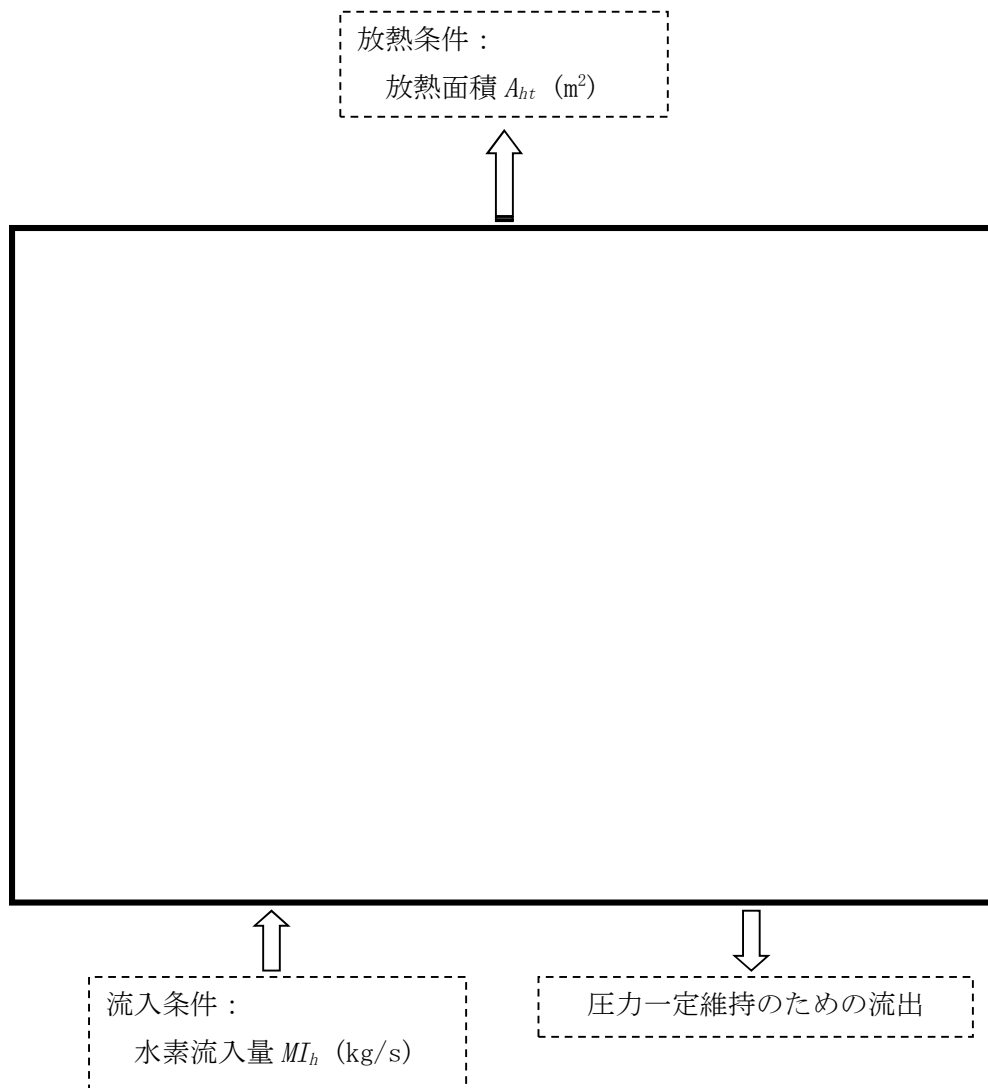


図 2-6 原子炉建屋（オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル

②評価条件

- ・機能が要求される状態

重大事故時等で炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により、炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。従って、格納容器の健全性が維持されることにより、原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率（0.4%/day）に維持されることになる。しかしながら、本設備の機能が要求される状態としては、重大事故時で不測の事態を考慮し、格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%/day）の状態の水素ガスが原子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

PAR については以下の条件で評価する。

・水素処理容量： 0.250 kg/h/個

・個 数： 54

本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。

表 2-5 評価条件

分類	項目	単位	条件
PCV 条件	PCV 容積	m ³	13310
	想定 PCV 漏えい率	%/day	10
PCV 内雰囲気条件 (固定)	圧力	kPa	721
	温度	°C	200
	水素濃度	vol%	33
	酸素濃度	vol%	0
	窒素濃度	vol%	21
	水蒸気濃度	vol%	46
建屋条件 (初期条件)	空間容積 (評価範囲)	m ³	42500
	初期温度	°C	40
	初期圧力	Pa	101325
	初期酸素濃度	vol%	19.47
	初期窒素濃度	vol%	73.24
	初期水蒸気濃度	vol%	7.29
	放熱条件	外気温	°C
放熱面積		m ²	5200
熱通過率		W/m ² /K	1.36
PAR 条件	起動水素濃度	vol%	1.5
	起動酸素濃度	vol%	2.5
	反応阻害物質ファクター	-	0.5

③評価結果

図 2-7 に原子炉建屋 (オペレーティングフロア) 雰囲気の水素濃度の時間変化, 図 2-8 に雰囲気温度の時間変化, 及び図 2-9 に原子炉建屋 (オペレーティングフロア) からのガスの流出量の時間変化を示す。

PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが, 外気への放熱とのバランスにより, 雰囲気温度は一時的に約 42°C の一定値に近づく。PCV から漏えいする水素により, 原子炉建屋 (オペレーティングフロア) 雰囲気の

水素濃度は上昇するが、約8時間後に1.5vol%に到達すると、静的触媒式水素再結合器による水素の再結合処理が開始し、水素の再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建屋（オペレーティングフロア）からのガスの流出量は、雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが、雰囲気温度が一定値に近づくとともに、PCVからのガスの漏えい量の約0.04kg/sに近づくと結果となっている。

PCVからの漏えいエネルギー、水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより、雰囲気温度は最終的に約71°Cの一定値に近づく。一方、PCVからの水素の漏えい量、水素の再結合処理量、及び原子炉建屋（オペレーティングフロア）からの水素の流出量のバランスにより、雰囲気の水素濃度は最終的に約3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。

以上より、静的触媒式水素再結合器54台の設置により、本評価条件において原子炉建屋（オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減でき、原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。

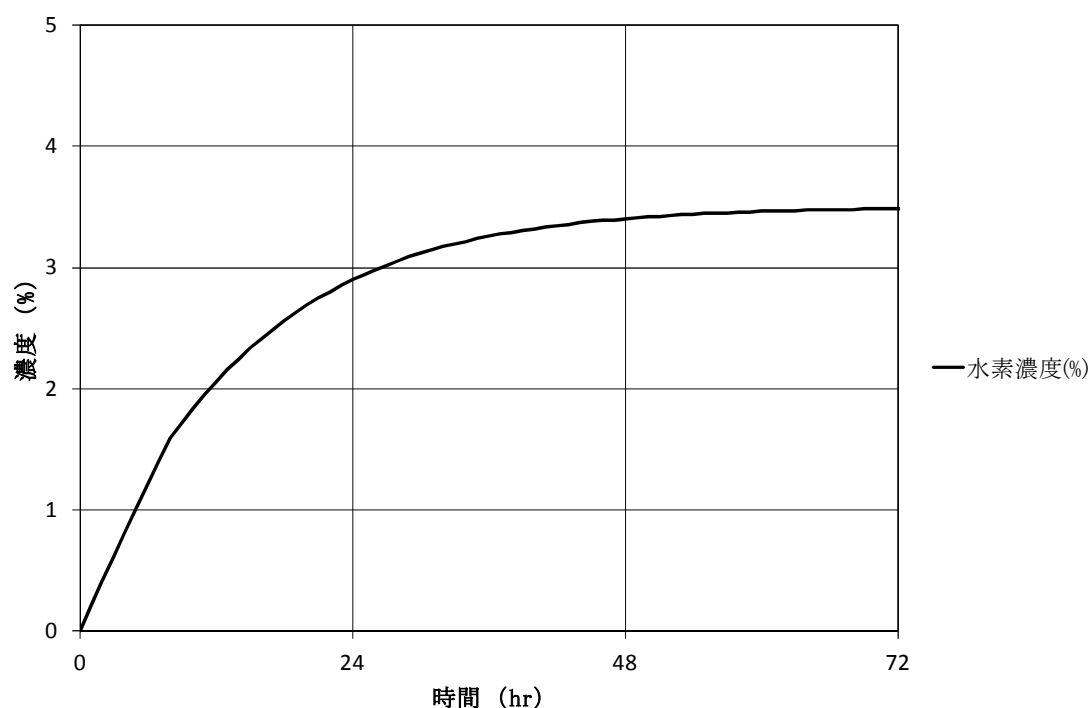


図 2-7 原子炉建屋（オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化



図 2-8 原子炉建屋（オペレーティングフロア）温度の時間変化



図 2-9 原子炉建屋（オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化

(3) PAR の設置位置について

PAR は水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。従って、オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで、オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし攪拌され、水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては、オペレーティングフロアの壁面に配置しても、中央に配置しても自然対流による攪拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また、この攪拌効果を高めるために、PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく、なるべく上下方向 2 段に分けることが事前評価で確認できている。よって、PAR の設置位置は、PAR 取付作業性も考慮し、オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし、設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。

(4) PAR 設置の設計フロー

以上のことから、PAR の個数を設定し、現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが、最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して、「空間水素濃度に偏りが無いこと」、「可燃限界以下となること」を確認する。確認の結果、性能要求が満足できない場合は、PAR の配置変更、台数の再検討を行い、再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。

図 2-10 で示す「4. 台数・配置決定」は、「2.2.1.2 (2) 個数の設定根拠」で示す通りオペレーティングフロアが可燃限界以下になる PAR 必要台数を決定し、「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」で示す通り、PAR による気流の攪拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら、この時点ではオペレーティングフロアを 1 点のモデルとした簡易評価結果による台数、配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし、流動解析により空間「空間水素濃度に偏りは無いか」、「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し、「4. 台数・配置決定」の仮決定結果が妥当であるかを示し、最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については、「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析で示す。

これらの検討の結果、最終決定した 6 号炉の PAR 配置を図 2-11、7 号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。

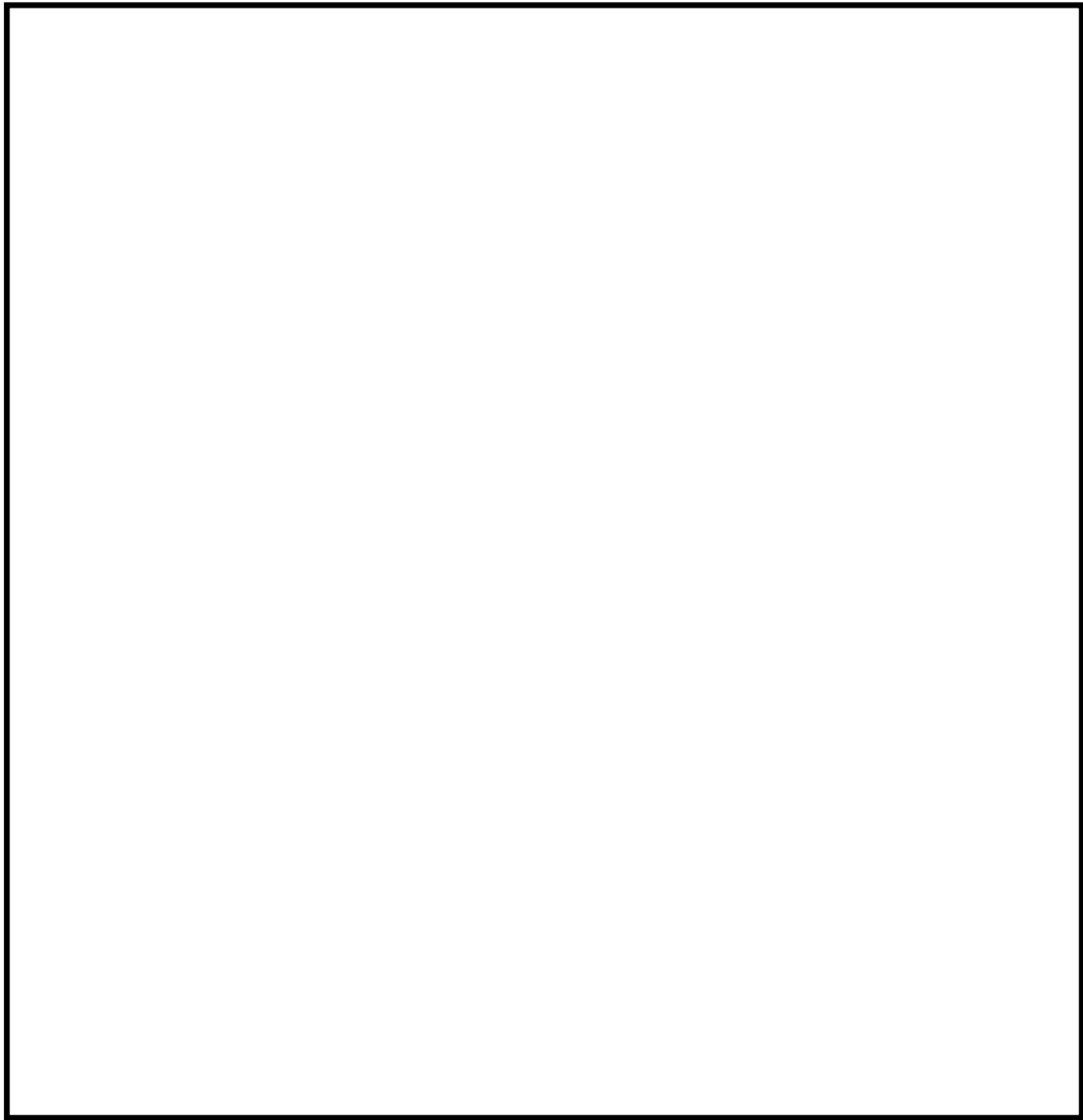


図 2-10 PAR 設置の設計フロー

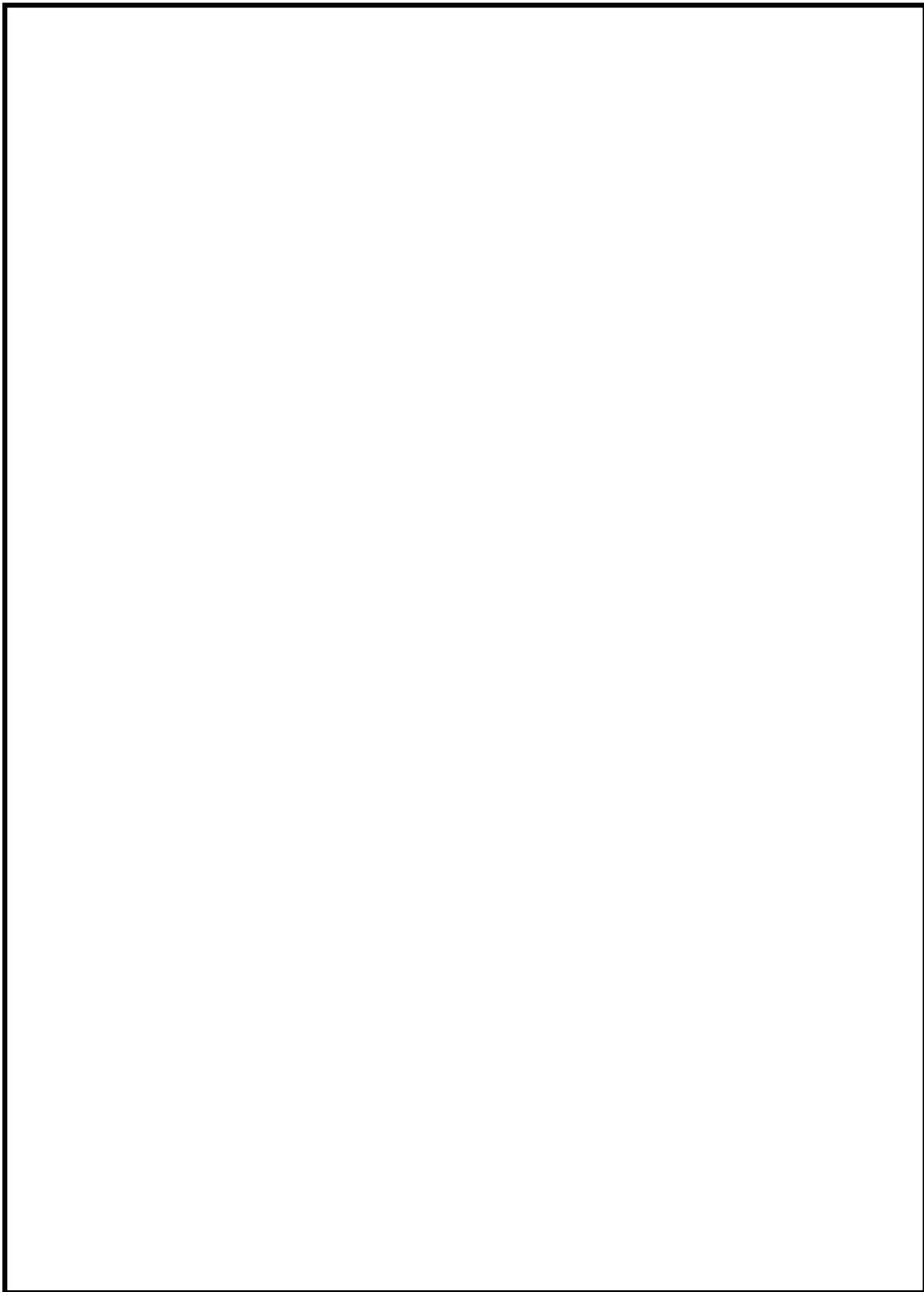


図 2-11 6号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

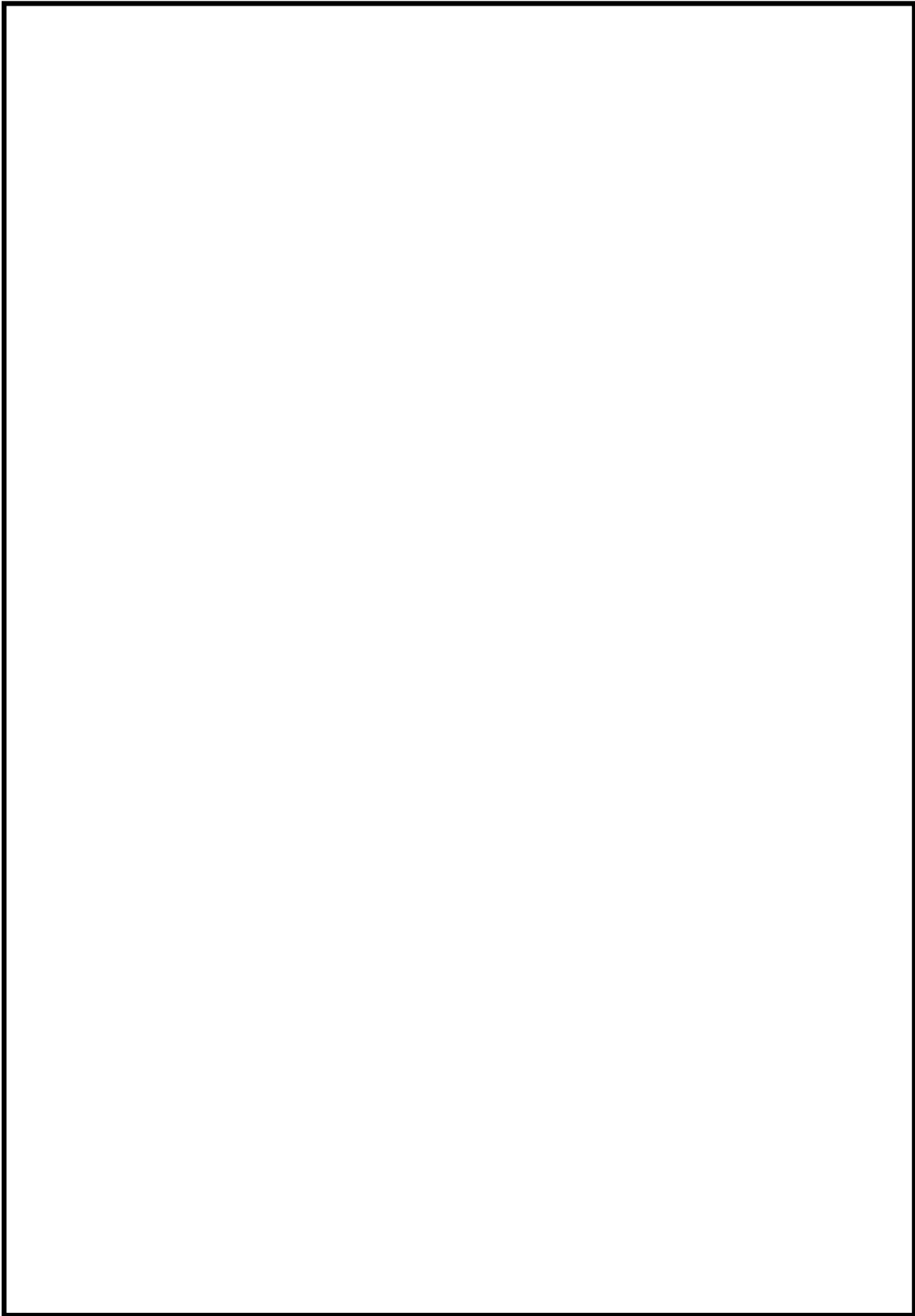


図 2-12 7号炉 PAR 配置 (①設置高さ, ②台数)

浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて

浜岡原子力発電所4号機及び5号機で気体廃棄物処理系（以下、OG系という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが、推定原因として、製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンが存在が挙げられており、2つの要因が重畳した結果、OG系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し、PARの触媒は、製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから、浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器で発生したような、触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

以下に、浜岡原子力発電所で起きた事象概要、推定原因、PAR触媒への対応の必要性について示す。

1. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の概要

(1) 浜岡原子力発電所5号機の事象（平成20年11月5日発生）

調整運転開始後にOG系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され、同系統内の希ガスホールドアップ塔A塔にて温度上昇が確認されたため、原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し、調整運転を再開し、出力一定保持していたところ、OG系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止した。

(2) 浜岡原子力発電所4号機の事象（平成21年5月5日発生）

調整運転開始後、出力一定保持していたところ、OG系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値2vol%）が点灯し、水素濃度が可燃限界（4vol%）を超えたため、原子炉を手動停止した。

2. 浜岡原子力発電所OG系水素濃度上昇事象の推定原因

水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して、以下の二つの要因が確認された。

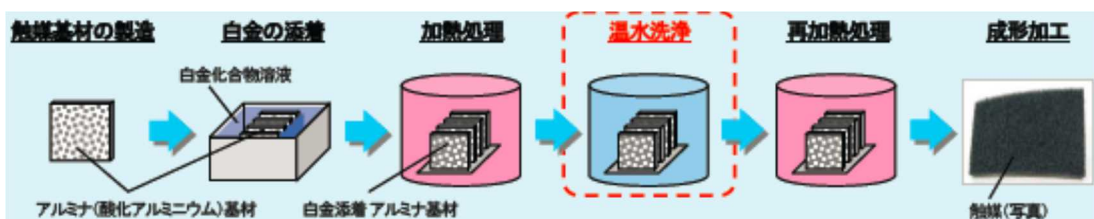
(1) 触媒の特性に起因する性能低下

排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図(添付1-1)※に示す。平成8年以降、触媒の製造工程の一部を変更しており（原子力発電所向けのみに、触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について、温水洗浄の時間を長くした）、それにより触媒のアルミナ（酸化アルミニウム； Al_2O_3 ）基材の結晶形態に変化が生じ、ベーマイト（水和アルミニウム酸化物； $AlO(OH)$ または $Al_2O_3 \cdot H_2O$ ）となる割合が多くなっていることが認められた。また、ベーマイトが多い触媒は、プラントの運転に伴い、アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図(添付1-2)※）。

(2) 触媒性能阻害物質による性能低下

実機から取り出した触媒の成分を分析した結果、触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果、4号機においては平成18年の低圧タービン点検で、5号機においては平成19年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

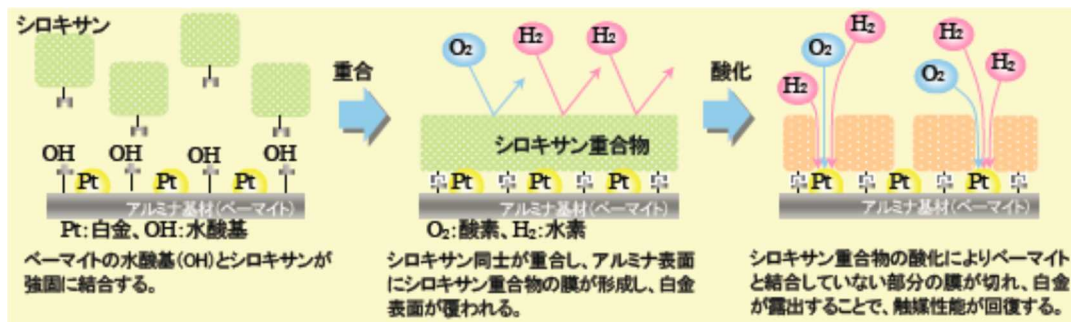
また、ベーマイトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや、触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し、膜が切れ、白金の活性表面積が増加するため、触媒の性能が回復することも確認された（図(添付1-3)※）。



図(添付1-1) 排ガス再結合器触媒の概略製造工程



図(添付1-2) ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ



図(添付1-3) シロキサンによる触媒表面の変化状況 (イメージ)

※ 図(添付1-1～3)は参照文献(a)より引用。

3. PAR触媒への対応の必要性について

浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は, アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳した結果発生した。このことから, 2つの原因のうちどちらか1つの原因が該当しなければ, 同様の事象は起きないと考えられ, 以下の確認結果から, 浜岡原子力発電所4号機, 5号機OG系排ガス再結合器で発生したような, 触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。

(1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所4号機, 5号機で使用されているOG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒を比較した表を表(添付1-1)に示す。触媒の種類は, セラミック触媒と金属触媒で異なっており, 触媒貴金属も異なる。OG系排ガス再結合器で使用されている触媒は, ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し, PARの触媒は, 球状アルミナを担体として使用しており, 形状も異なる。ただし, 触媒の担体であるアルミナについては, 両者共に γ アルミナを使用している。

表(添付1-1) PARとOG系排ガス再結合器触媒の比較

項目	PAR	OG系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γ アルミナ	γ アルミナ (ベーマイト含む)
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

浜岡原子力発電所0G系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において、触媒の特性に起因する性能低下として、以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

- ・ベーマイトを多く含む触媒については、使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により、触媒性能が低下しやすい
- ・ベーマイトが多く含まれた要因は、触媒の製造プロセスにおいて、温水洗浄の時間を長くしていた

浜岡原子力発電所0G系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表(添付1-2)に示す。0G系排ガス再結合器の触媒は、製造プロセスにおいて、応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄を施しており、この温水洗浄の時間を長くしたために、ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では、応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく、PARの触媒に関しても、温水洗浄の工程は無い。

このため、製造段階において、PARの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表(添付1-2) 触媒の製造プロセスの比較

触媒	製造プロセス
0G系排ガス再結合器	
PAR	

(3) 触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から、PARの触媒について、アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが、過去に、NIS社製PARの触媒に対して①X線回折(XRD)分析、②熱重量分析を実施し、成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果、PARの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず、アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

(4) シロキサンの影響について

浜岡原子力発電所4号機、5号機OG系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして、有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン(有機ケイ素化合物の一つ)の存在が報告されている。現在、シロキサンの使用は原則禁止しているものの、過去に弁や機器等の点検で使用されていることがわかっている。成分分析の結果より、PARの触媒については、ベーマイトが検出されなかったため、アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という2つの原因が重畳せず、同様の事象が発生することは無いと考えるが、過去に、シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。

試験は、密閉空間内でPAR触媒をシロキサン試薬に曝露し、曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより、水素処理性能への影響を確認しており、シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことからPAR触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について

1. はじめに

PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に、その考え方について示す。

2. 最高使用温度の考え方

最高使用温度は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、設置許可基準規則）において次のように定義されている。

第二条 2 項 三十九

「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物はその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。

設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置する。当社としては、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、オペレーティングフロアを可燃限界以下に抑えることを設計方針としており、水素濃度を 4vol%以下に抑制することが、静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。

よって、静的触媒式水素再結合器は、水素濃度によって温度が異なることが判っているため、主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol%における温度を最高使用温度と定義する。

3. 最高使用温度 300℃の設定理由

静的触媒式水素再結合器の設置位置はオペレーティングフロアであるため、雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として、ハウジング、取付ボルトの強度を評価するために、最高使用温度として 300℃を設定している。

最高使用温度 300℃の設定については、Sandia National Laboratory (SNL) における試験（参照文献(b)）及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献(e), (f), (g)）を参照している。

3.1 SNL 試験

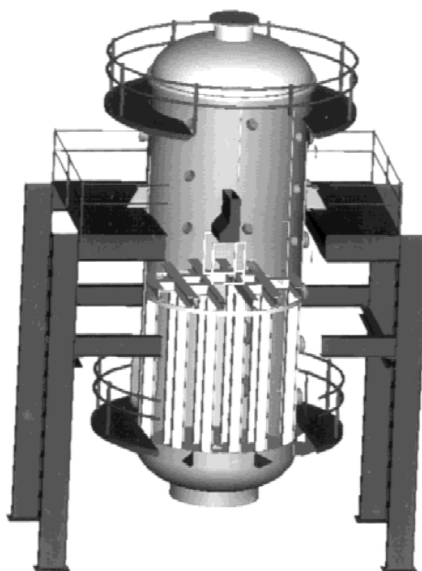
(1) 試験概要

NIS 社製 PAR (PAR-11) を用いた SNL 試験の試験装置概要は図 (添付 2-1~2), 試験に用いた PAR を図 (添付 2-3) に示す。



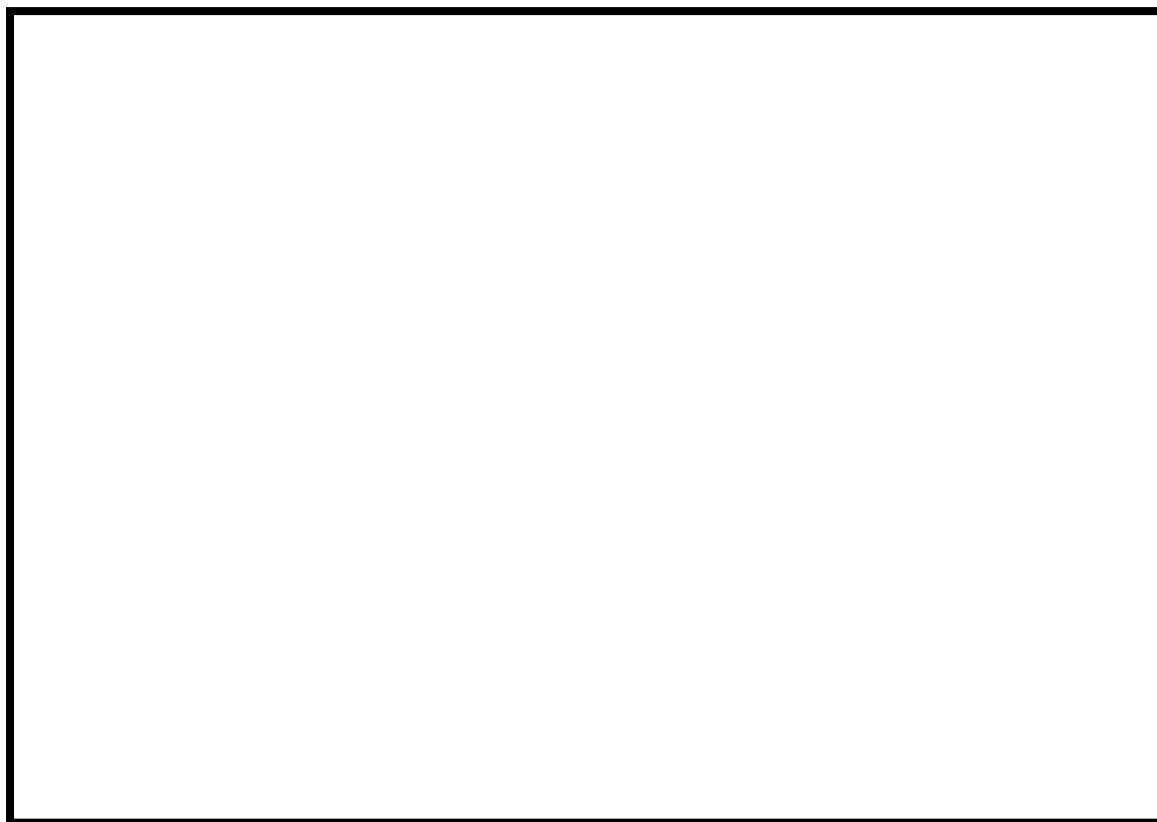
図(添付 2-1) The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-2) PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋



図(添付 2-3) SNL で行われた試験用 PAR 概要

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

本試験は、試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差 ΔT の関係を示している。この結果を参照すると、水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として、当社のオペレーティングフロアの雰囲気最大を 100℃と想定したとしても、水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と、ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ、最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。



図(添付 2-4) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

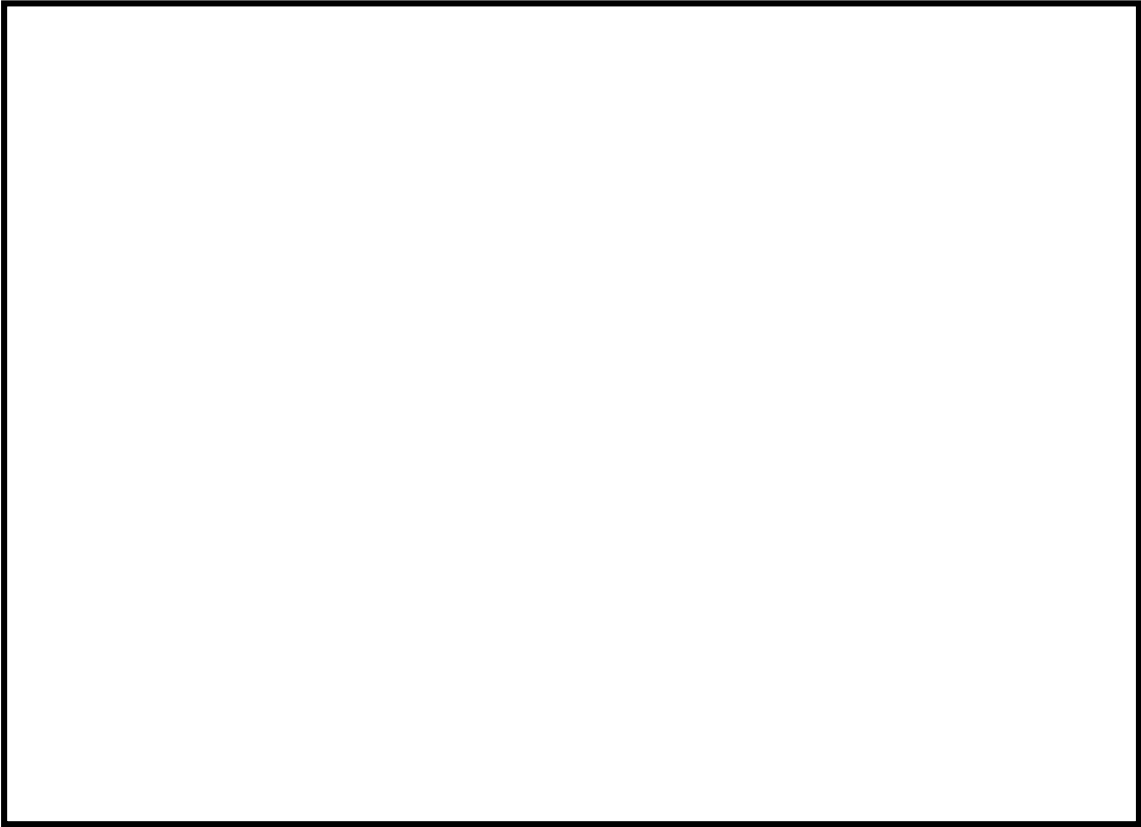
3.2 THAI 試験

(1) 試験概要

THAI 試験装置を図(添付 2-5), 試験に使用された PAR を図(添付 2-6), 試験条件を表(添付 2-1)に示す。

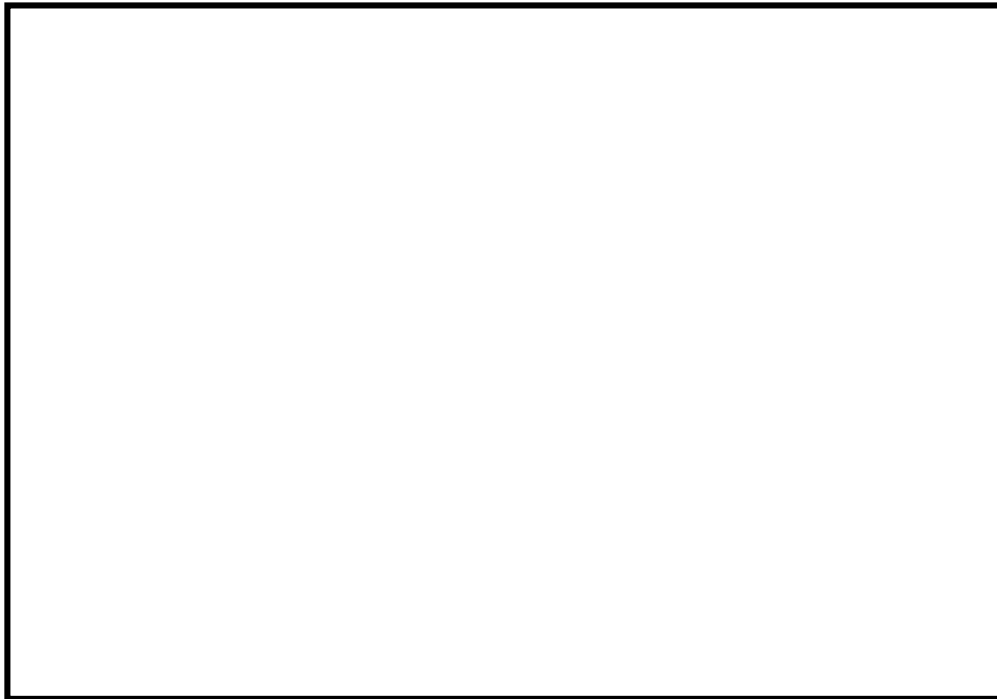
表(添付 2-1) : THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度



図(添付 2-5) THAI 試験装置

※参照文献(e)より抜粋

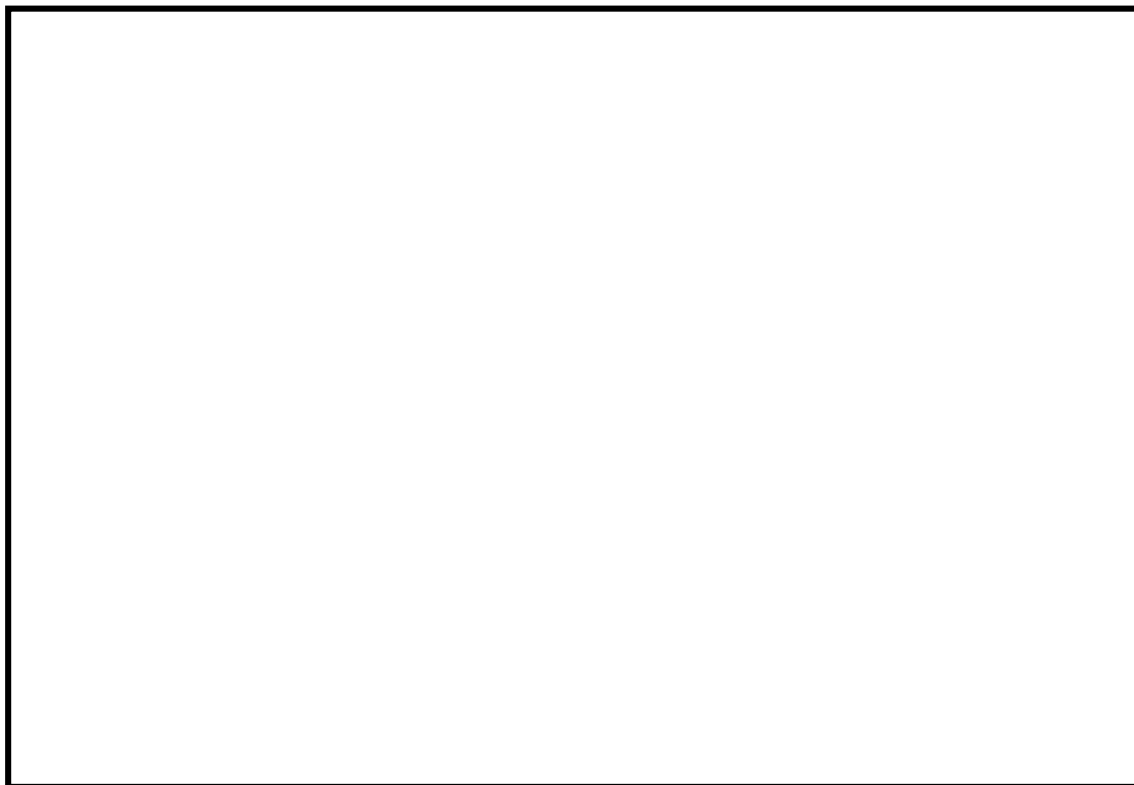


図(添付 2-6) 試験に使用した NIS PAR

※参照文献(e)より抜粋

(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性

水素濃度一定状態での PAR 内部温度, ガス温度の時系列変化が THAI 試験 (HR-15) にて得られている。試験結果を図(添付 2-7)に示す。

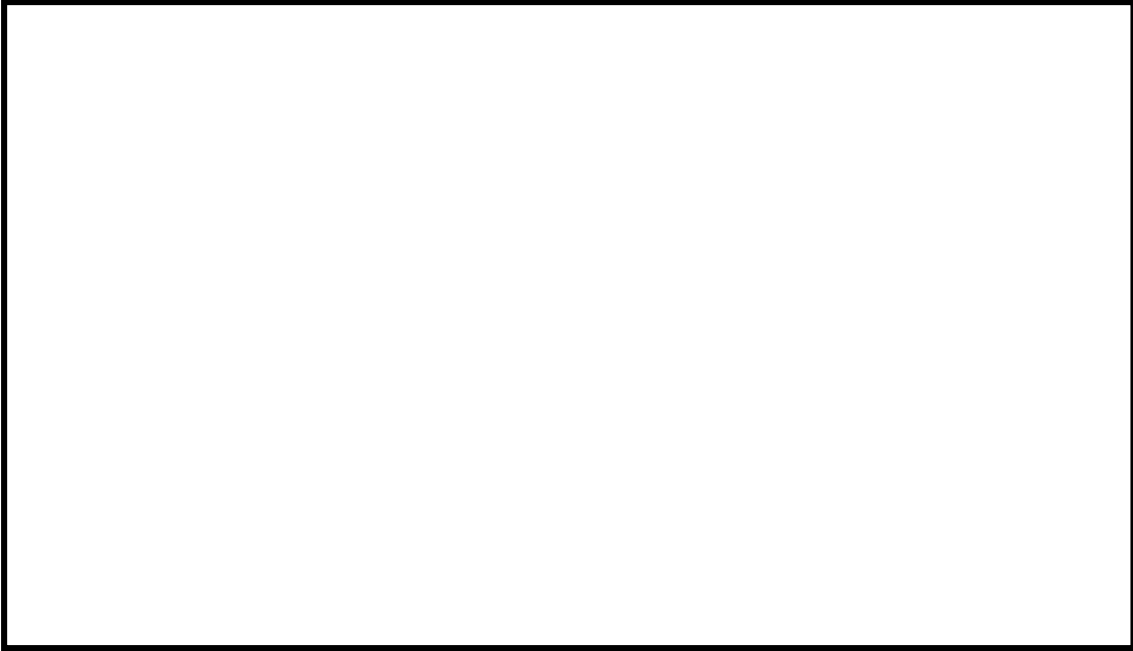


図(添付 2-7) HR-15 PAR 内部温度, ガス温度の時系列変化

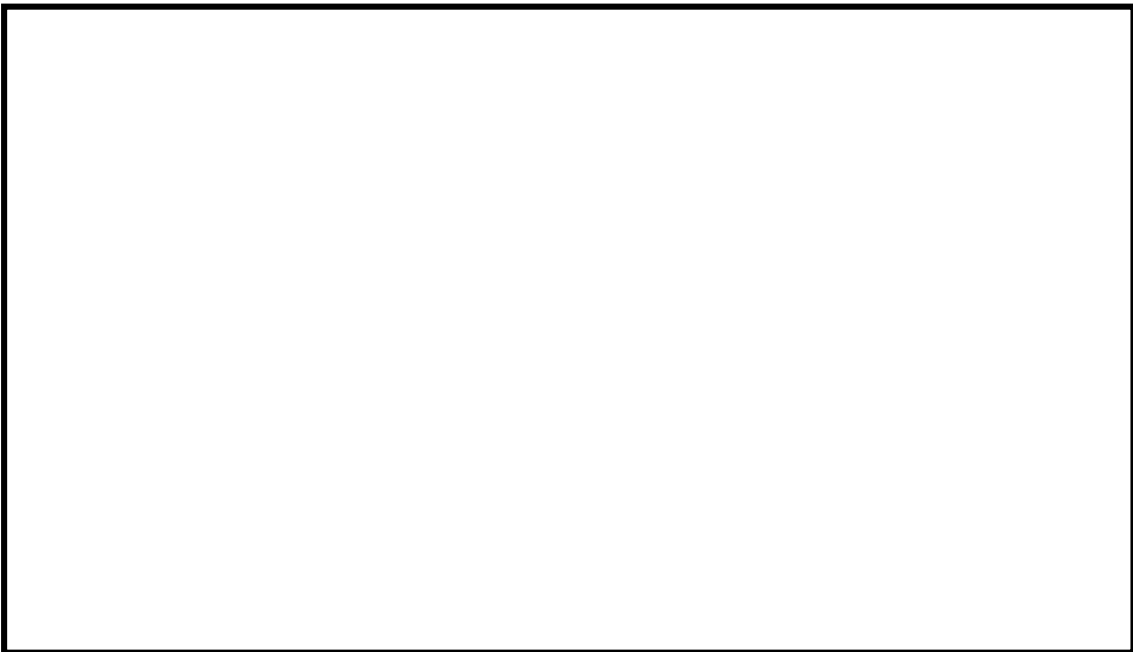
※参考文献(e)より抜粋

図(添付 2-7)において 115~130 分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが, このとき PAR 内部温度, ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの, ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また, 水素濃度上昇時には反応熱が増加するが, 各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ, 水素濃度低下時には反応熱は低下するが, 各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。

次に, 直接, 筐体の温度を計測している THAI 試験結果 (HR-40) を図(添付 2-8), 図(添付 2-9)に示す。図(添付 2-8)が水素注入量と水素濃度の時系列, 図(添付 2-9)が筐体温度の時系列をあらわしている。



図(添付 2-8) HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列
※参考文献(g)より抜粋



図(添付 2-9) HR-40 筐体温度の時系列
※参考文献(g)より抜粋

図より、106分から126分までの約20分間は、水素濃度は常時4vol%を超えているが、126分時点での水素濃度低下時の水素濃度4vol%における筐体温度は約295℃であり、最高使用温度300℃に対して低い値である。よって、HR-15及びHR-40の試験結果を踏まえると、水素濃度4vol%一定状態での筐体温度は295℃よりも低いと考えられる。また、本試験においてはPAR入口温度が柏崎刈羽原子力発電所のオペフロ環境条件である100℃よりも高い(*1)ことも考慮すると、最高使用温度が保守的であることが確認できる。

*1：126分時のPAR入口温度



PAR 製作誤差による処理能力への影響

PAR は水素と酸素が触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため、水素処理性能は、内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能、及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は、開発段階から様々な試験によって確認されているが、現在の PAR の製造メーカーでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。従って、表(添付 3-1)に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり、様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理能力は確保できると考える。

表(添付 3-1) PAR 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法, 配置	・カートリッジ寸法, 配置が設計通りであることを確認（*）
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上, 触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径, 触媒表面積, 材料成分の確認
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

* : PAR の開発時から、触媒カートリッジの高さ及び、触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表(添付 3-1)で示すカートリッジ寸法, 配置及びハウジング形状については、設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

表(添付 3-2) PAR 製造上の管理値

	対象	項目	管理値
1	触媒単体	触媒直径	
		触媒表面積	
		材料確認	
2	触媒カートリッ ジ	外観	
		総触媒重量 (1 枚)	
		触媒の反応性	

よって、上記に示す品質管理を行うことで、製造誤差を考慮しても、PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。

触媒については、製造メーカーが表(添付 3-2)で示す品質管理を行い、これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については、設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径、表面積、材料成分で確認するとともに、触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。

また、触媒量が適切に充填されていることが確認できても、その触媒の製作環境、保管環境により、触媒の酸化(パラジウムの酸化)による機能低下、触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため、触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで、触媒製造 1 ロット分につき 1 枚以上*を、専用試験装置にかけて水素と酸素の再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し、触媒活性を確認する品質管理を行っている。専用試験装置は図(添付 4-1)、図(添付 4-2)で示す通りであり、触媒カートリッジに水素(3.0vol%)を流し、実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」または「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり、仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2H_2+O_2 \rightarrow 2H_2O$ の発熱反応が生じない、あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって、本試験を工場製作の最終段階で実施することにより、触媒活性の健全性を確認することができる。

そして、工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために、PAR 使用開始前に触媒活性の確認を、図(添付 4-1)、図(添付 4-2)に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素(1.3vol%)を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率(NIS 社に

よる推奨判定値：10℃/20分もしくは20℃/30分)を計測することで、性能低下の有無を確認する。なお、工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度3.0vol%にて試験を行うが、PAR使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため、国内の一般的な水素ボンベ(水素濃度1.3vol%)を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり、水素処理能力が低い(触媒温度上昇が低い)状態で試験を行うことになるが、判定基準は保守的に水素濃度3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。

また、使用開始後について、PARを設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり、触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸や塩のようなその他の化学的薬剤もなく、温度は室温であり、PARに機械的荷重をかけることもないので、雰囲気環境は触媒にとって良好であり、雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら、事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために、定期的に図(添付4-1)、図(添付4-2)に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法はPAR使用開始前の試験と同様に、触媒カートリッジを検査装置内にセット後、水素(1.3vol%)を含む試験ガスを供給し、再結合反応による温度上昇率(NIS社による推奨判定値：10℃/20分もしくは20℃/30分)を計測することで、性能低下の有無を確認する。

※抜き取り率に対する考え方について

工場における触媒性能試験は、触媒製造1ロット分につき1枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は、

プロセスである。これらのプロセスは触媒粒1バッチにつき1プロセスで製造される。この製造方法は、触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり、触媒製造メーカーによる検査、証明書で品質確認された触媒粒は、同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。

また、触媒カートリッジを製造する際は、同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し、触媒カートリッジ1枚ずつに充填していくことから、同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため、触媒性能試験は触媒製造1ロット分につき1枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお、PAR使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

PAR の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することによりPAR性能の維持管理を行うことが可能である。

(1) PARの性能確保に必要な確認項目

PARの水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することでPAR性能を維持管理できると考える。表(添付4-1)にPARの性能確保に必要な確認項目と確認方法を示す。

表(添付4-1) PARの性能確保に必要な確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	・触媒製造時の品質管理 ・触媒の劣化	・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

(2) 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図(添付 4-1)，系統概略図を図(添付 4-2)に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素を含む試験ガスを流量 1500l/h 供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，PAR 製造メーカーの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計通りであることを確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。



図(添付 4-1) 検査装置外観



図(添付 4-2) 検査装置系統概略図

水素処理容量に関する説明について

主要仕様である水素処理容量 0.250kg/h/個（水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃）は, PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において, PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に, PAR により水素処理できる能力を示している。よって, その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から, PAR 1 個あたり 0.250kg/h で水素処理できる能力があることを示している。

この値は, NIS 社製 PAR の性能評価式 (式 1) に水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100℃及びスケールファクター11/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り, 水素処理容量は水素濃度, 圧力, 温度により変動するため, 主要仕様として記載する容量は, 以下の理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。

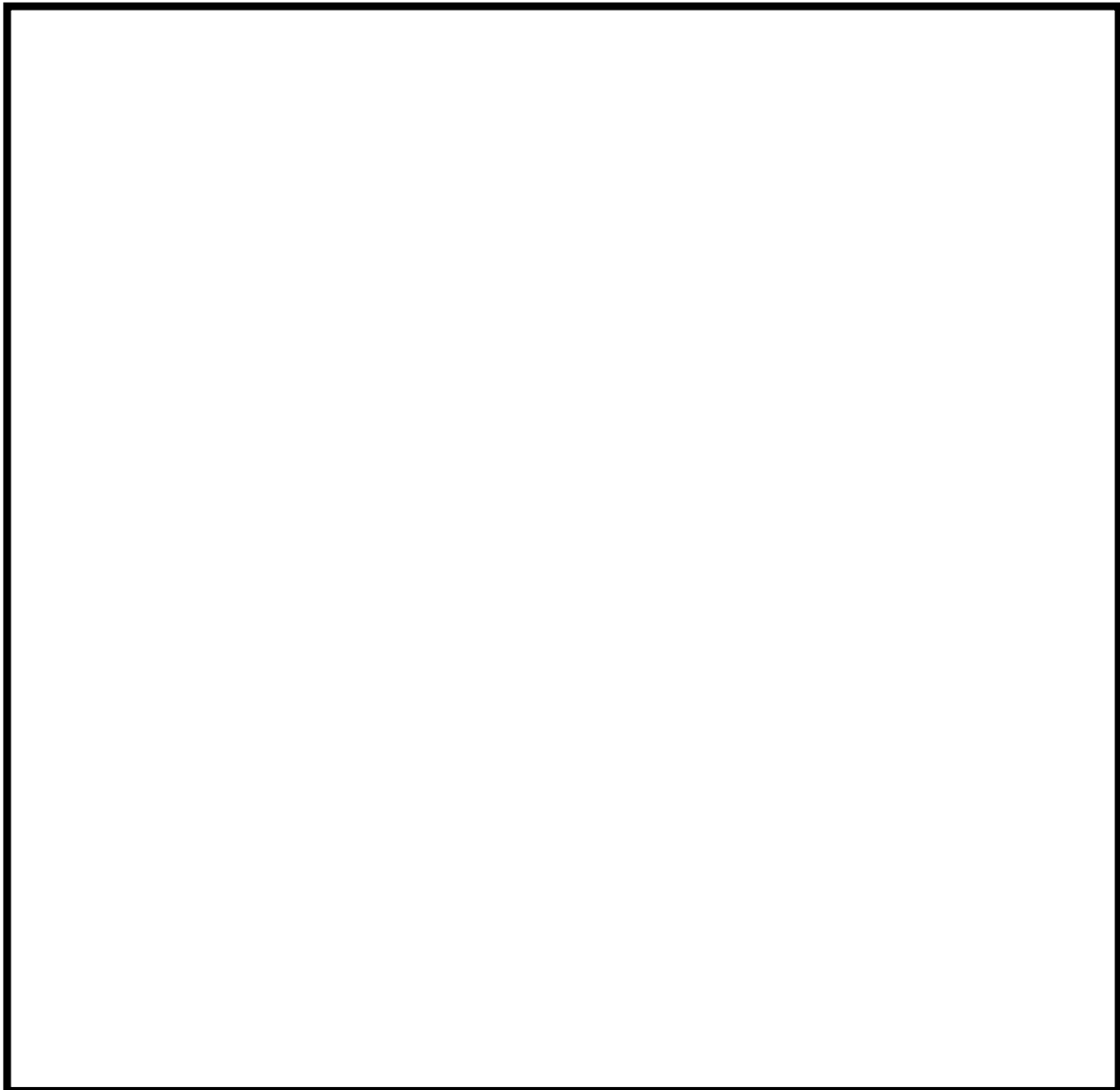
$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
 A : 定数
 C_{H2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
 P : 圧力 (10⁻⁵Pa)
 T : 温度 (K)
 SF : スケールファクター

表 (添付 5-1) 容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度 (CH ₂)	4vol%	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため, 水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定
圧力 (P)	大気圧 (1.01325 bar)	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが, 保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。
温度 (T)	100℃ (373.15 K)	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ, 保守的に 100℃ (373.15K) とする。

なお、式1で示す性能評価式は、NRCによるSNL試験で妥当性が確認されているものである。SNL試験の試験装置概要を図(添付5-1)に示しているが、PAR入口水素濃度とPAR出口水素濃度を測定しており、その水素濃度差から水素処理容量(kg/h/個)を試験データとして得ている。これら試験データをもとに、式1で示す性能評価式の妥当性が確認されている。



図(添付5-1) SNLで行われた試験の計測位置<基本式入力値>

PAR 周辺機器に対する悪影響防止について

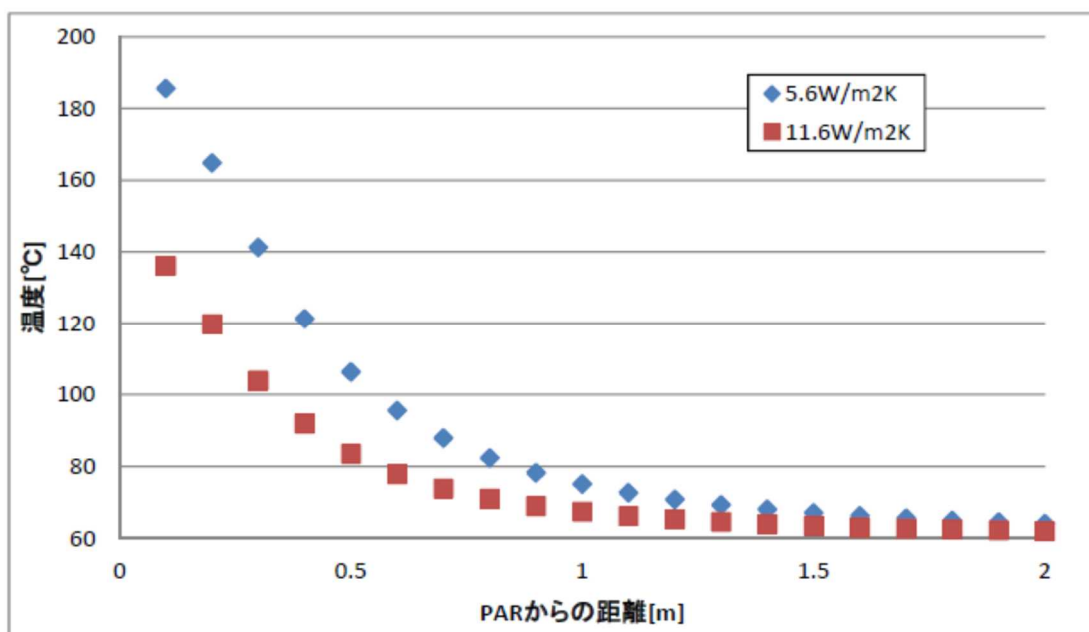
PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

① PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PAR ハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を図（添付 6-1）に示す。

温度は、オペレーティングフロアの対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率 h は、ユルゲスの式より気流速度 $v \leq 5\text{m/s}$ の場合には $h=5.6+4.0v$ で示される。オペレーティングフロアの気流速度は、図 2-32 で示す流速ベクトル（最大値 0.58m/s）を踏まえて、 $v=0 \sim 1.5\text{m/s}$ と仮定しユルゲスの式に代入すると、 $h=5.6 \sim 11.6 \text{ W/m}^2\text{K}$ となる。従って対流熱伝達率は $5.6\text{W/m}^2\text{K}$ 及び $11.6\text{W/m}^2\text{K}$ の 2 ケースで評価を行った。

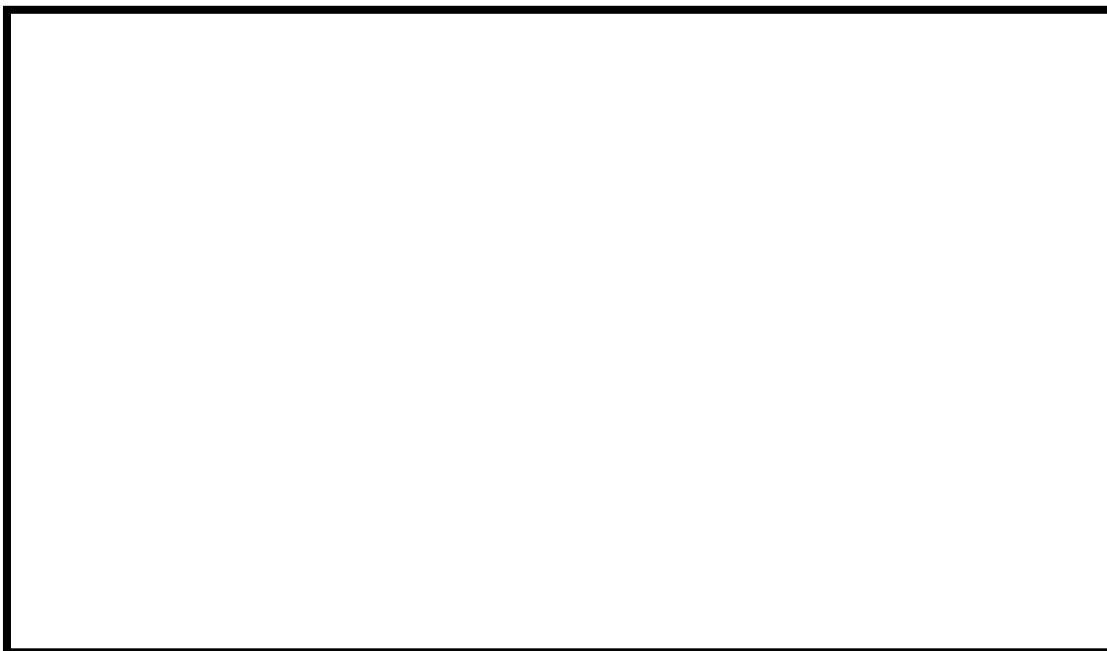
評価の結果から、周囲機器の温度が 100℃となるのは、対流熱伝達率が $5.6\text{W/m}^2\text{K}$ の場合は 0.55m、対流熱伝達率が $11.6\text{W/m}^2\text{K}$ の場合は 0.33m であり、PAR より 1m 離すことで熱影響は 80℃以下となる。



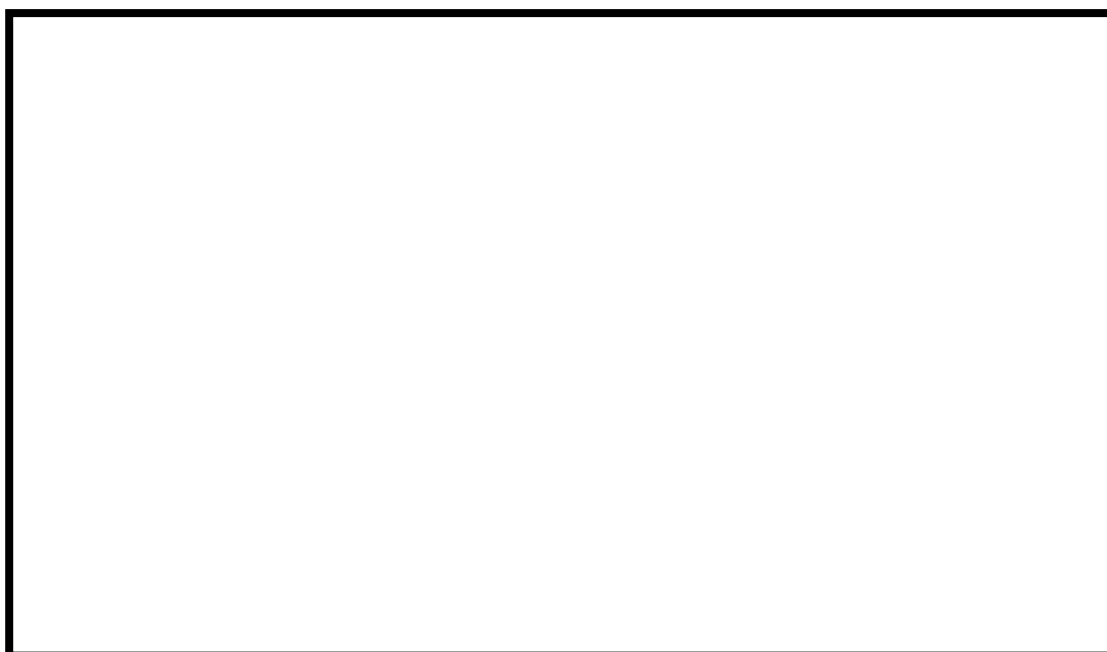
図（添付 6-1） PAR 熱輻射による温度影響と距離の関係について

② PAR 排気ガスによる熱影響評価

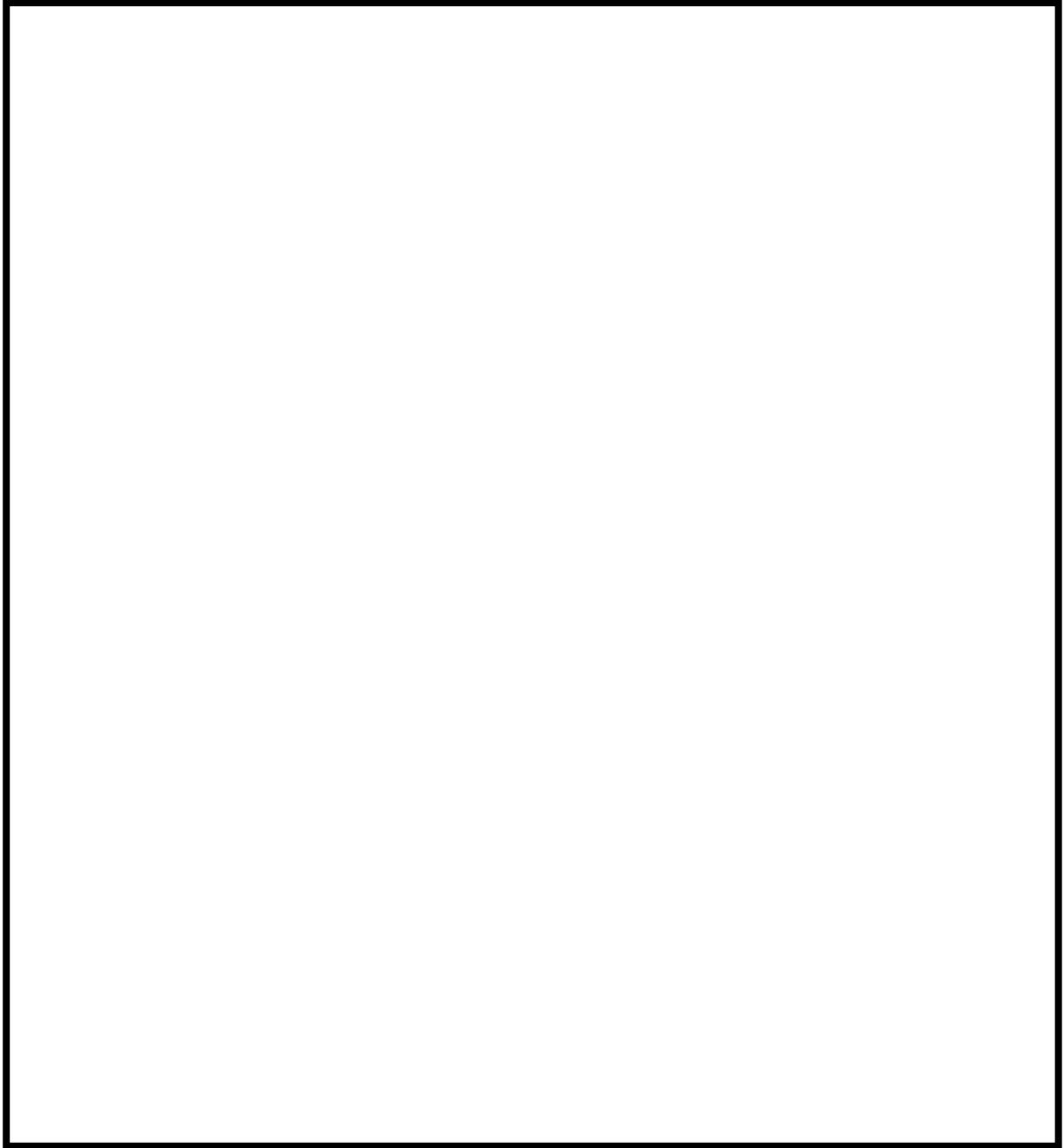
PAR の排気口については、再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。排気口からの距離に対する排気温度変化として、THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。図（添付 6-2）に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回、温度データを参考とする条件として、図（添付 6-3～5）の青枠で示す測定点を選択する。



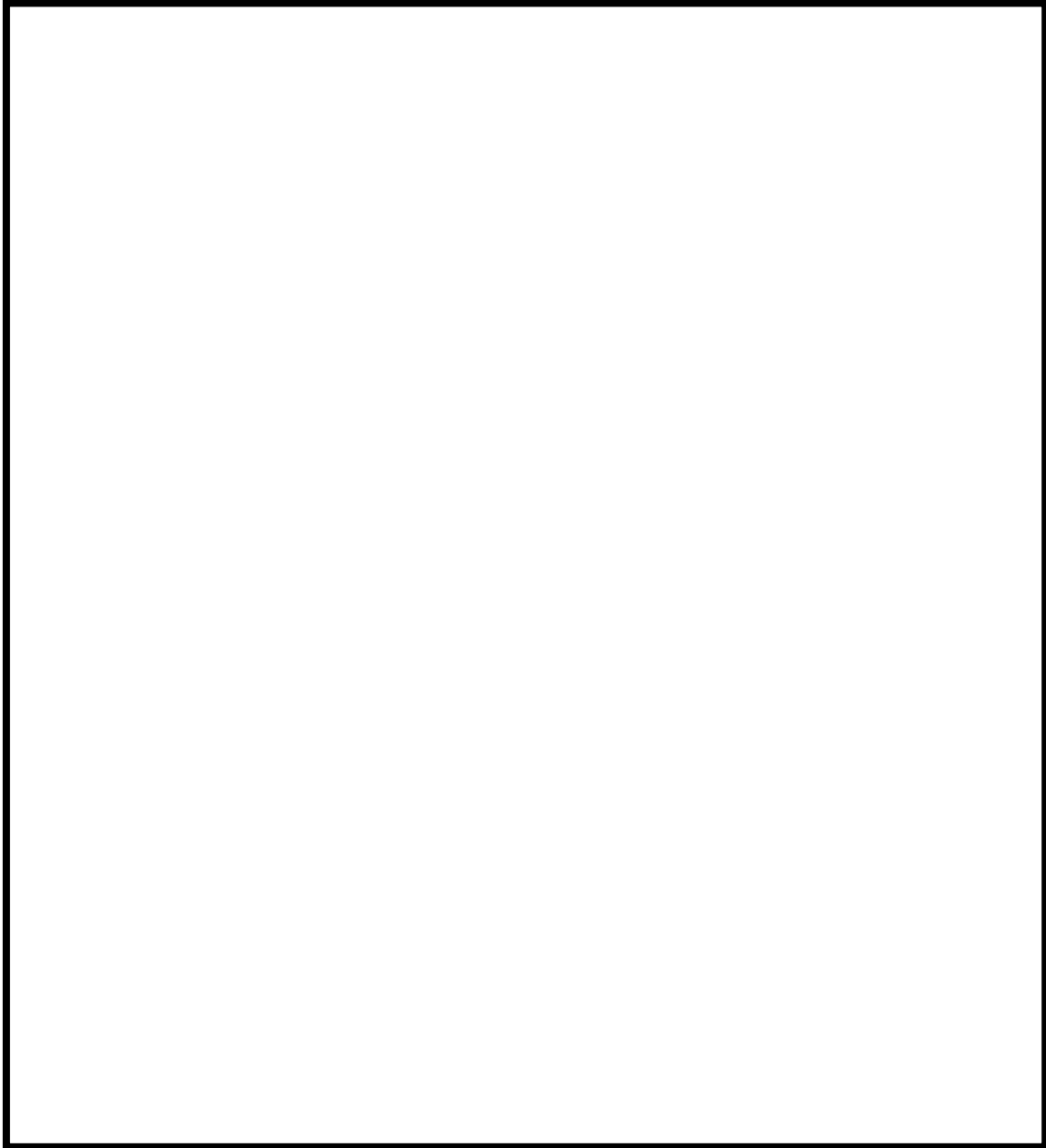
図（添付 6-2） HR-40 テスト時の水素濃度



図（添付 6-3） THAI 試験温度測定点（その 1）

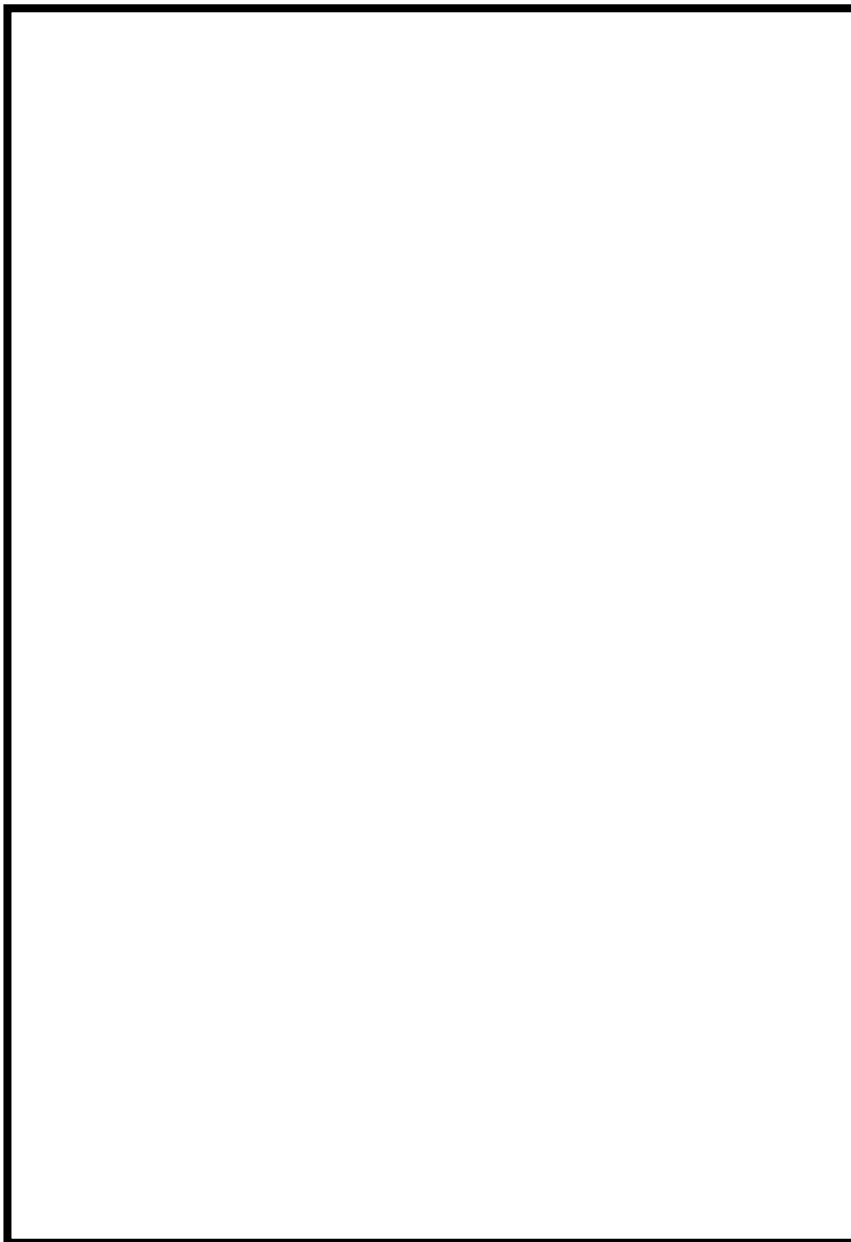


図（添付 6-4） THAI 試験温度測定点（その 2）



図（添付 6-5） THAI 試験温度測定点（その 3）

表（添付 6-1） HR-40 テストにおける水素濃度 4vol% の場合の各点の測定温度



表（添付 6-1）より，126.4 分の場合についてみると，ハウジング上部の測定点 364（チムニー出口からの距離約 985mm）において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点（360, 831, 833）の温度もほぼ同様の温度になっており，チムニー出口温度（811, 812）が 290℃程度であることを考慮すると，排気口から 1m 程度離れば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所オペレーティングフロアにおける条件は異なるため，一概に同様の温度低下となるとは言えないが，オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると，PAR 排気口から数メートル離れば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。

上記①，②の結果から，PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

<PAR 周辺機器への熱影響防止の方針>

- PAR 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- PAR 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

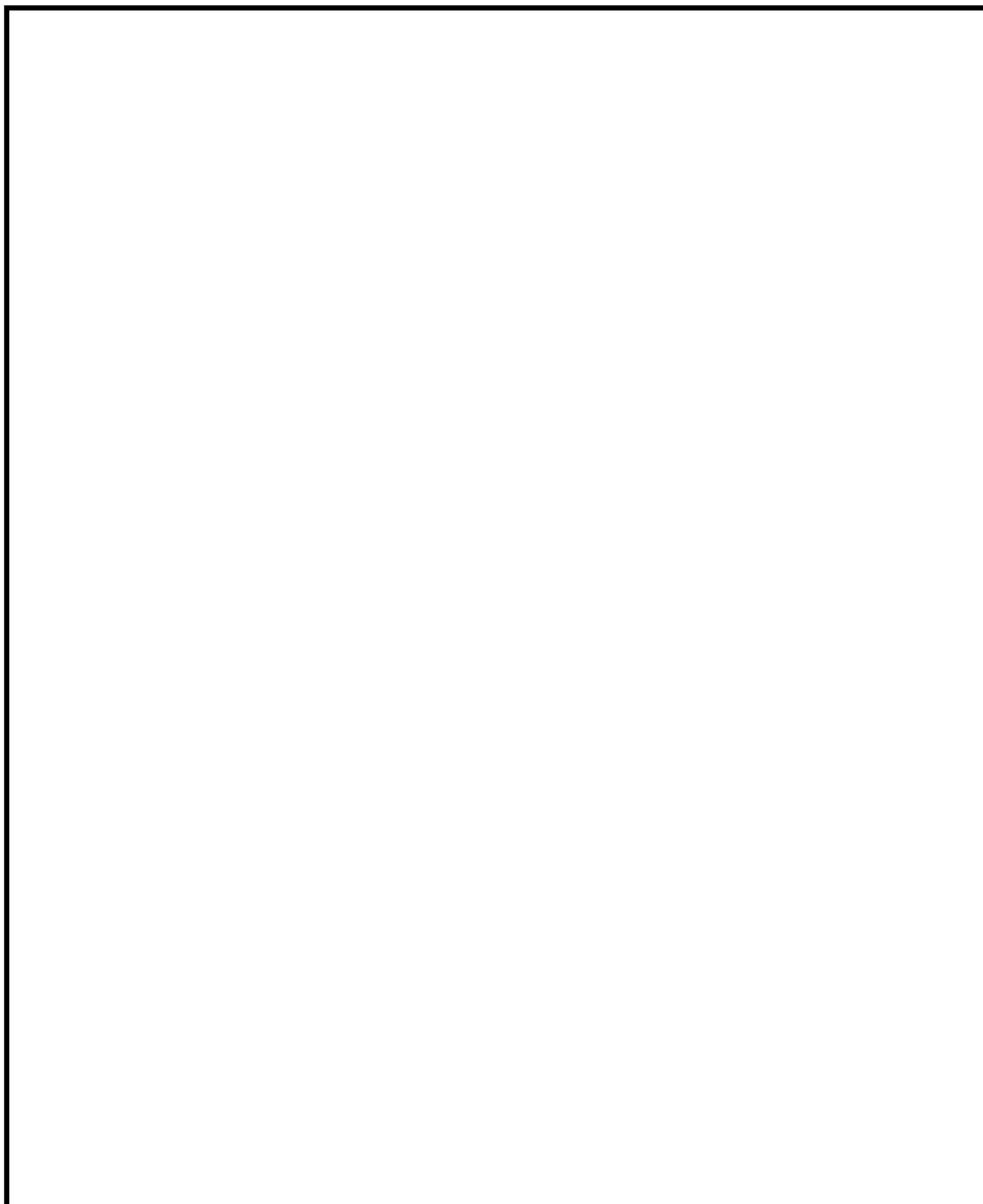
以上の方針から，オペレーティングフロアに設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，オペレーティングフロア天井付近に設置しており，PAR 設置位置から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について

2.2.1 に基づき設置した PAR の効果について、7 号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。

2.2.2.1 解析コード，解析モデル

解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC (Ver. 7. 2a) を使用する。



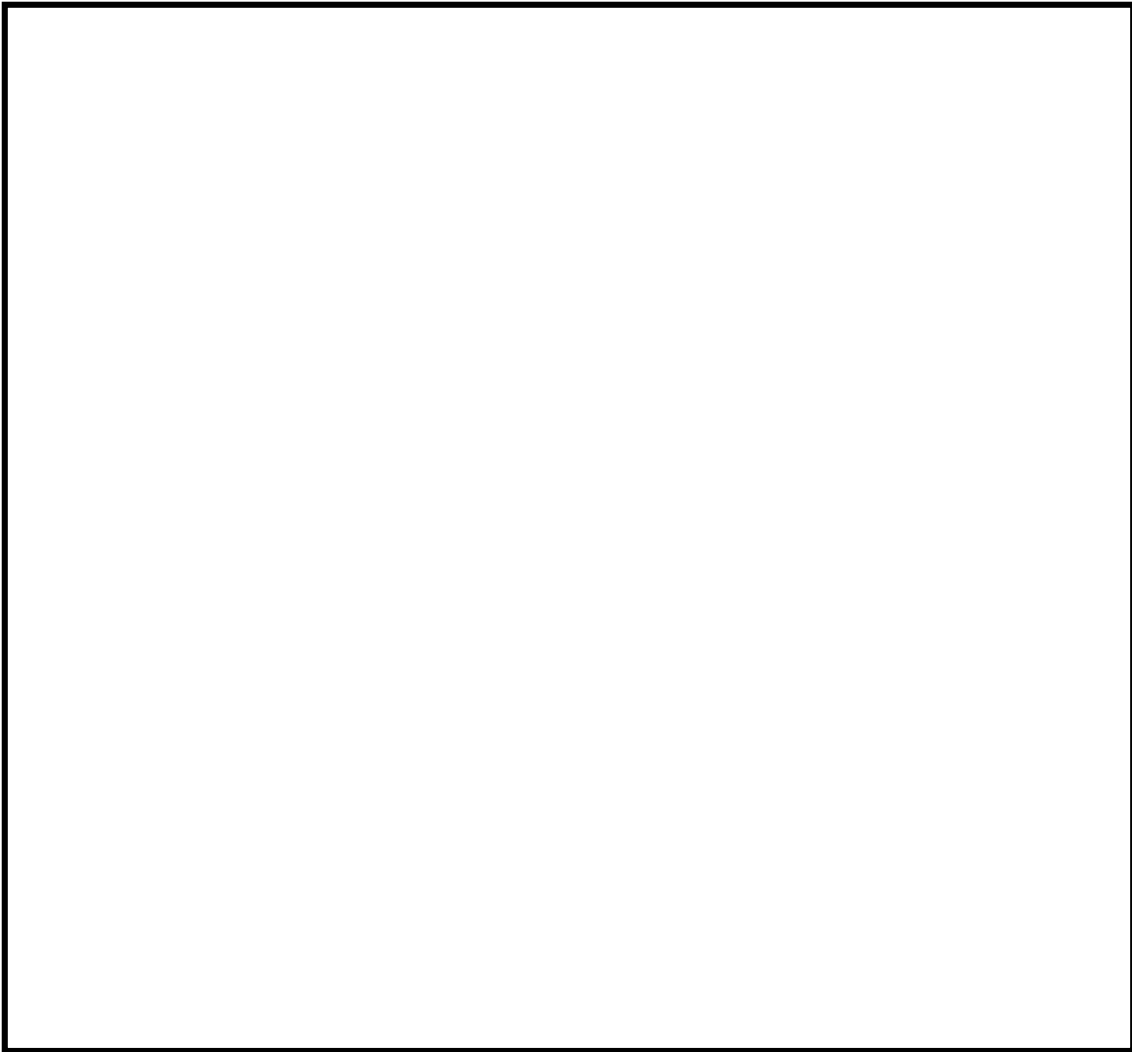


図 2-13 7号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル

表 2-6 格納容器内ガス漏えい想定箇所

漏えいフロア	漏えい箇所
4 階	トップヘッドフランジ
2 階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウエル所員用エアロック
	ISI 用ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウエル所員用エアロック

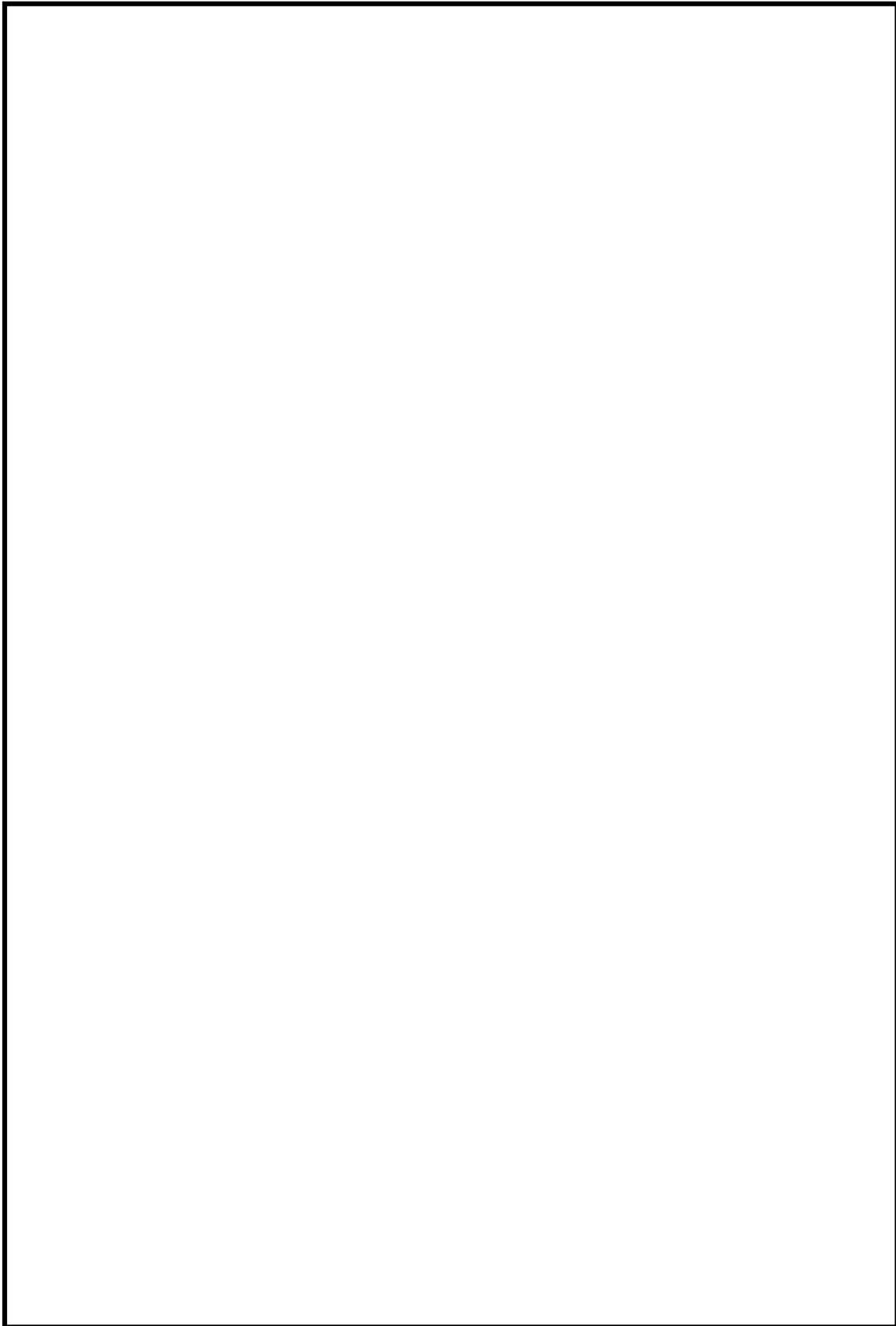


図 2-14 7号炉オペレーティングフロアのサブボリューム分割イメージ

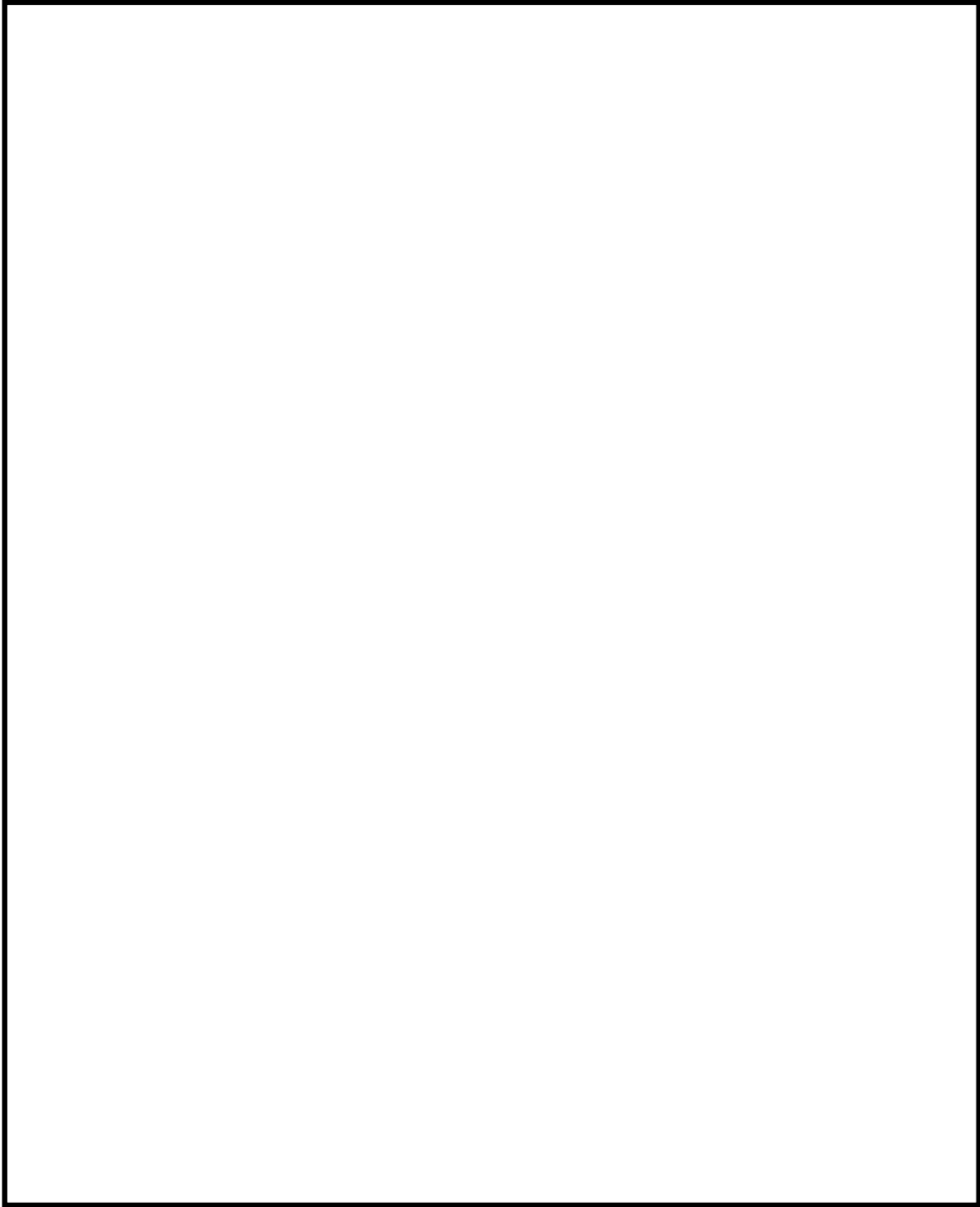


図 2-15 7号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

2.2.2.2 解析条件

(1) PCV 漏えい条件

PCV から原子炉建屋への漏えい条件として、「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」、「②設計条件」、「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

① 有効性評価代表シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破損防止対策の有効性評価（ベント時刻変更後）の MAAP 解析結果である図 2-16、図 2-17、図 2-18（図中でのベント時刻の包絡条件は 48 時間）から決定した。

圧力は、PCV ベント想定時刻（38 時間）までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）、PCV ベント想定以降は、格納容器最高使用圧力×0.5（155kPa[g]）を想定する。

温度は、PCV ベント想定時刻までは、格納容器限界温度（200℃）、PCV ベント想定時刻以降は、格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。

ガス組成について、PCV ベント想定時刻までは、保守的に②設計条件と同じとし、PCV ベント想定時刻以降は、PCV 内は全て蒸気と仮定し、蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

PCV ベント想定時刻までの格納容器漏えい率は、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値に対し、マージンを加えて 1.5%/day とする。PCV ベント想定時刻以降は、AEC の式より算出した 0.5%/day とする。

② 設計条件

PCV からの漏えい条件を表 2-8 に示す。PCV ベントは想定せず、また、PCV 漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。

③ 循環冷却シナリオ包絡条件

PCV からの漏えい条件を表 2-9 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた

除熱を考慮した場合の MAAP 解析結果である図 2-19, 図 2-20, 図 2-21, 図 2-22 から決定した。

圧力は, 24 時間までは格納容器限界圧力 (620kPa[g]) とし, その後は段階的に 465kPa[g], 格納容器最高使用圧力 310kPa[g] と低下することを想定する。

温度は, 84 時間までは格納容器限界温度 (200℃) とし, その後は格納容器最高使用温度 (171℃) に低下することを想定する。

ガス組成については, 水素濃度を MAAP 結果包絡値で一定とし, 窒素濃度を事象発生前の全量が PCV 内に残っていると仮定して算出し, 残りを全て水蒸気とする。

格納容器漏えい率は, 上記の圧力, 温度, ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.5%/day (0~24 時間), 1.0%/day (24~84 時間), 0.75%/day (84 時間以降) とする。

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所として, 4 階 (オペレーティングフロア) のみから漏えいする条件と, 4 階, 2 階, 地下 1 階, 地下 2 階の各フロアから表 2-10 に示す割合で漏えいする条件の 2 条件とする。表 2-10 で示す割合とは, リークポテンシャルであるフランジ部, エアロックの開口部周長の割合を示している。これら 2 条件の全漏えい量は同じとする。

表 2-7 PCV からの漏えい条件（有効性評価代表シナリオ包絡条件）

項目	解析条件	
	ベント想定時刻(38h)まで	ベント想定時刻以降
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	155 kPa[g] (0.5 Pd)
温度	200 °C	171 °C
水蒸気分率	46 %	100 %
水素分率	33 %	0 %
窒素分率	21 %	0 %
格納容器漏えい率	1.5 %/day (1.0 %/day)	0.5 %/day (0.5 %/day)

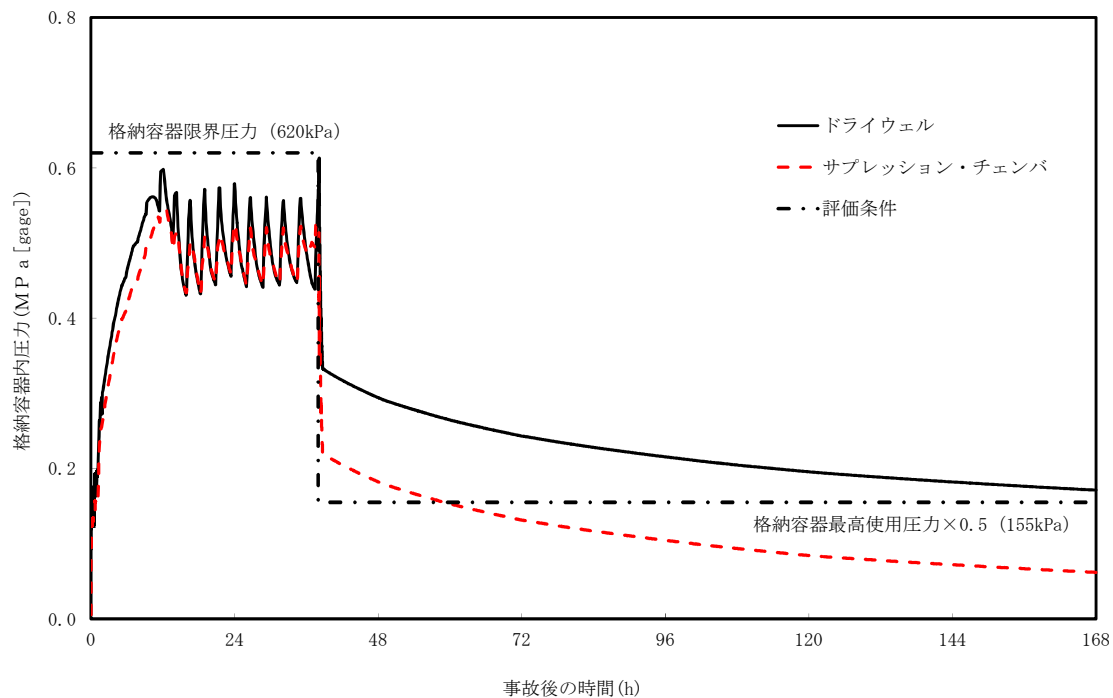


図 2-16 PCV 圧力（格納容器過圧・過温シナリオ）

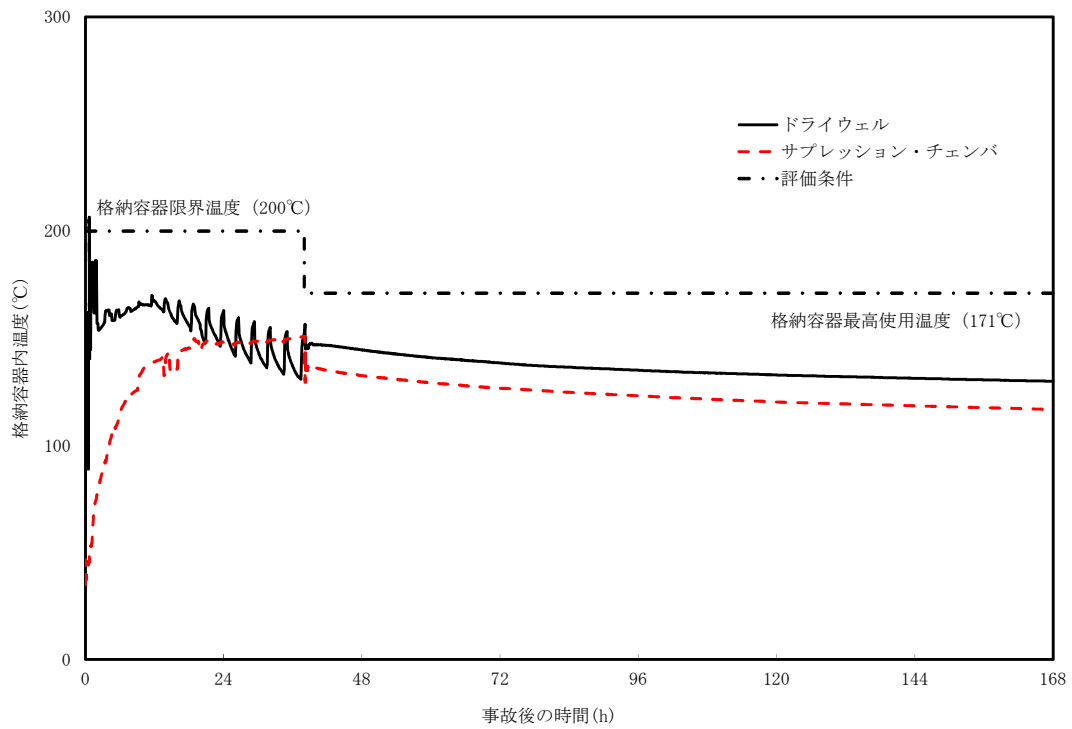


図 2-17 PCV 温度 (格納容器過圧・過温シナリオ)

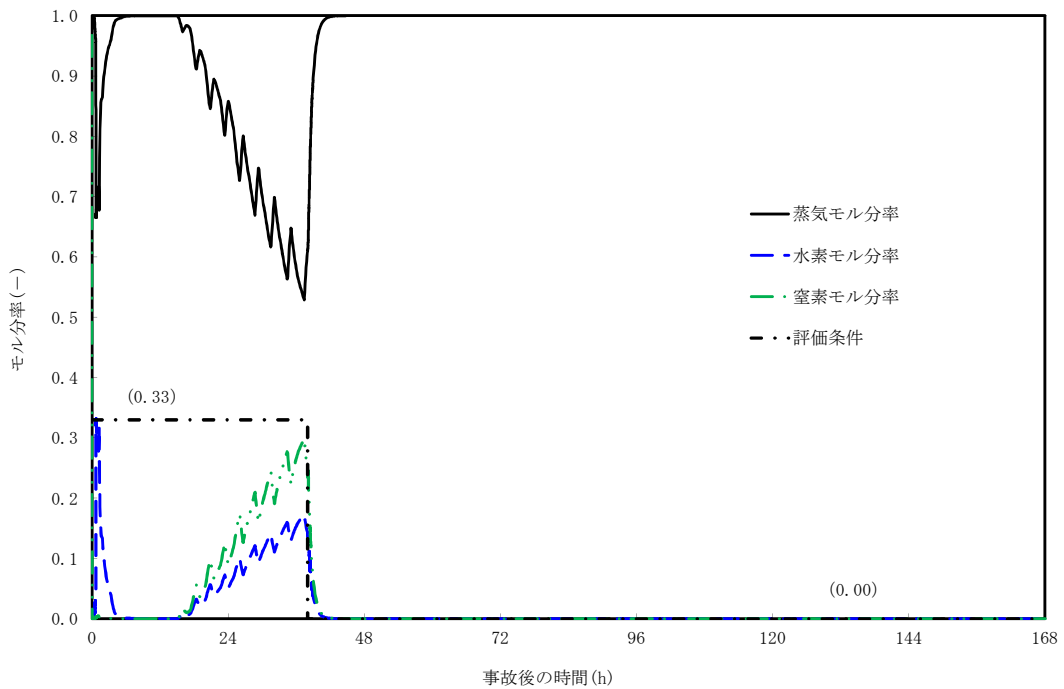


図 2-18 PCV ガス組成 (格納容器過圧・過温シナリオ)

表 2-8 PCV からの漏えい条件 (設計条件)

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

表 2-9 PCV からの漏えい条件 (循環冷却シナリオ包絡条件)

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

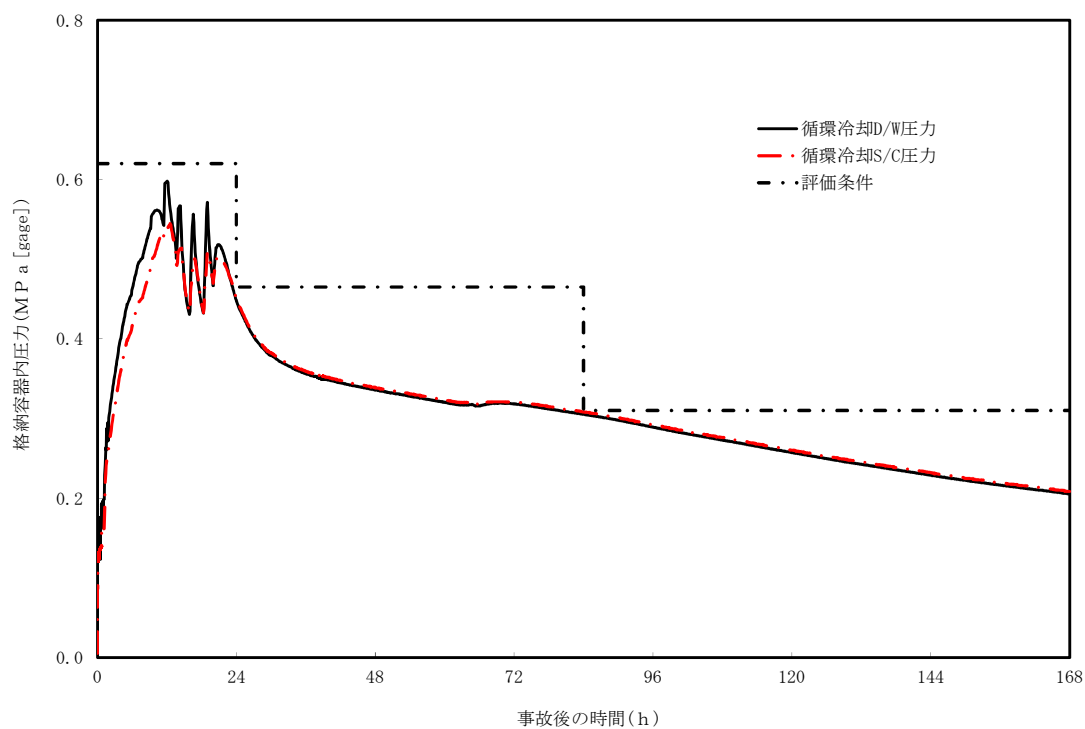


図 2-19 PCV 圧力 (循環冷却シナリオ)

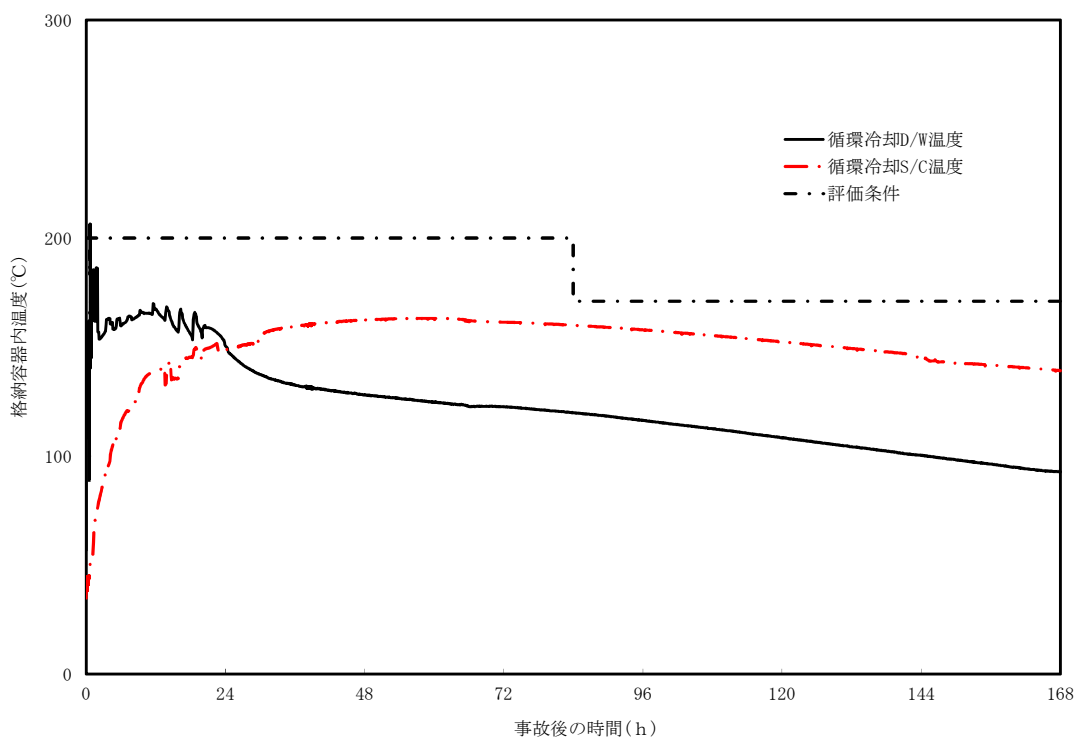


図 2-20 PCV 温度 (循環冷却シナリオ)

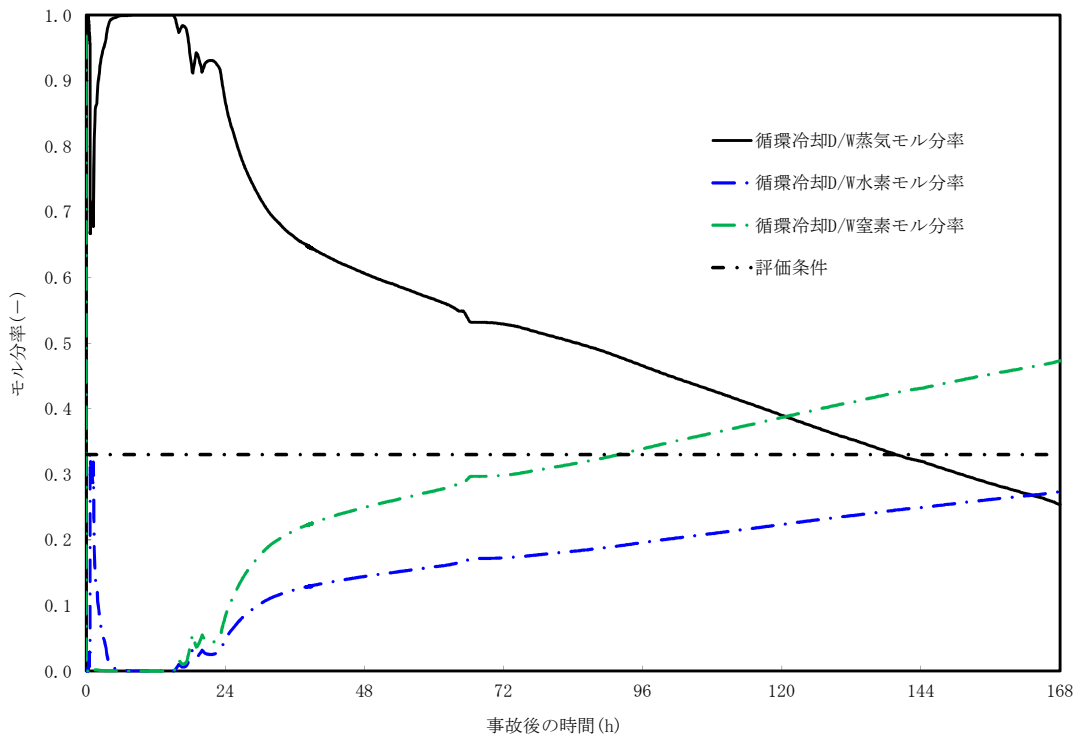


図 2-21 PCV (D/W) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

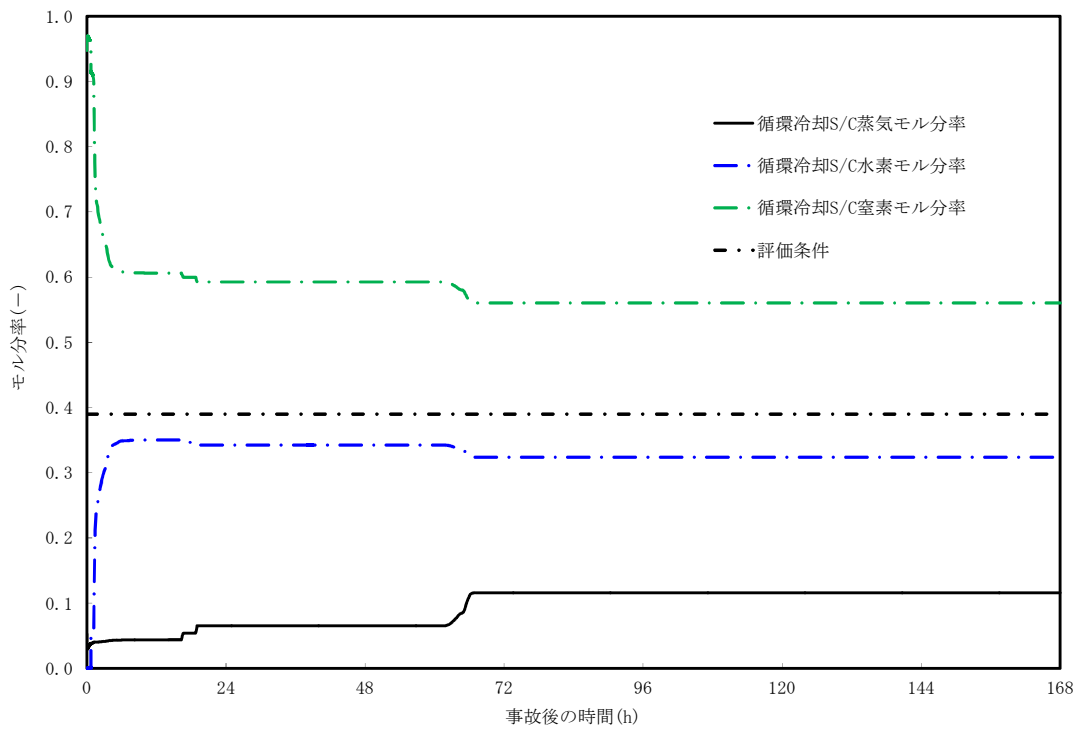


図 2-22 PCV (S/C) ガス組成 (循環冷却シナリオ)

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]※1	周長割合※2	漏えい量割合※3
4F	PCV 主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI 用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C 出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

※1 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他は、漏えい箇所の口径[mm]から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。

※2 周長割合=漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。

※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。「MAAP 包絡」の漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

(3) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h/個) A : 定数 <input type="text"/> CH2 : PAR 入口水素濃度 (vol%) P : 圧力 (10 ⁻⁵ Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクター	—
	(2)反応阻害 ファクターF _{inhibit}	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素 ファクターF _{lowO2}	低酸素ファクターは以下の通りとする。ただし 1 以上の場合は全て 1, 0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}} \right) - 0.026$ CO ₂ : 酸素濃度 (vol%)	—
	(4)起動水素濃度 CH2on	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%※とする。感度解析のため 1.0vol%の条件でも実施する。	1.5vol% または 1.0vol%
	(5)起動酸素濃度 CO2on	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数 (1 ノード)	56 個 : 実際の設置個数	56 個
3	PAR 設置位置	サブボリューム分割モデルに使用。 PAR 取付位置図より該当するノード内に設置する。	—




※時間遅れ (保守的な条件) を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合、この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり、起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素の処理が開始するものと考えれば、水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし、水素濃度変化は水素の漏えい量と PAR の処理量がバランスする濃度に向かって漸近してゆくため、反応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは、反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので、当初は処理量が増加する側に働くが、吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため、時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので、反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。

(4) その他解析条件

表 2-12 に原子炉建屋の条件，圧力境界条件，流出条件，及び放熱条件を示す。

表 2-12 解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧条件 40℃ 相対湿度 70%の空気 4 階 : 36100m ³ 3 階 : 3400m ³ 2 階 : 2200m ³ 1 階 : 3900m ³ 地下 1 階 : 1200m ³ 地下 2 階 : 7100m ³ 地下 3 階 : 6100m ³ 4 階-3 階 : 44.5m ² 3 階-2 階 : 60.6m ² 2 階-1 階 : 57.5m ² 1 階-地下 1 階 : 11.02m ² 地下 1 階-地下 2 階 : 7.25m ² 地下 2 階-地下 3 階 : 4.05m ²	オペレーティングフロア (4 階) の容積は，低減率 0.85 とする。(躯体分，機器配管分を差し引いた値) オペレーティングフロア以外の容積は，二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出 原子炉建屋のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	4 階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床 - 壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面 - 外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 :  mm 上部壁 :  mm 天井 :  mm 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 514.8m ² 上部壁 : 2281.6m ² 天井 : 2360.16m ²	コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定

2.2.2.3 解析結果

2.2.2.2 で示した解析条件の組み合わせから、表 2-13 に示す 4 ケースを選定し、解析を行った。なお、ケース 1 については、感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%とした場合の解析も実施した。

表 2-13 解析ケース

	ケース 1 (漏えい箇所として オペフロのみを想 定)	ケース 2 (漏えい箇所として オペフロと下層階を 想定)	ケース 3 設計裕度の確認	ケース 4 代替循環冷却ライ ン使用時の影響確 認
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル			
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)		シナリオレス (保守的評価)	循環冷却シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	オペフロのみ	オペフロ+下層階	オペフロのみ	オペフロ+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	1.5%/day (AEC 式:約 1.0%)	10%/day	1.5%/day
PAR 反応開始濃度	1.0vol% & 1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%	1.5vol%

これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。

ケース 1 : 2.2.1.1 において PAR の設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。

ケース 2 : ケース 1 と同様のシナリオにおいて、オペレーティングフロアのみ PAR を設置することが妥当であることを確認する。

ケース 3 : ケース 1・2 のシナリオを超え、PAR の設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから、格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。

ケース 4 : 新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。

(1) ケース 1-1

有効性評価代表シナリオ（格納容器過圧・過温シナリオ）における PAR の効果を確認するため、漏えい箇所をオペレーティングフロア（4階）のみとして、より多くの水素が PAR 設置エリアに直接到達する条件とした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-23、図 2-24 に示す。

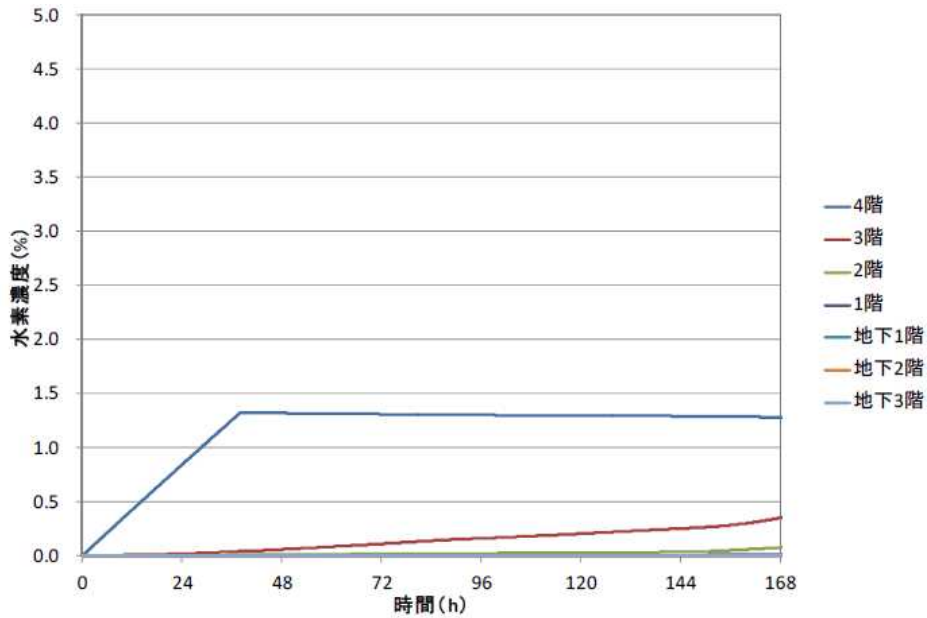


図 2-23 ケース 1-1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

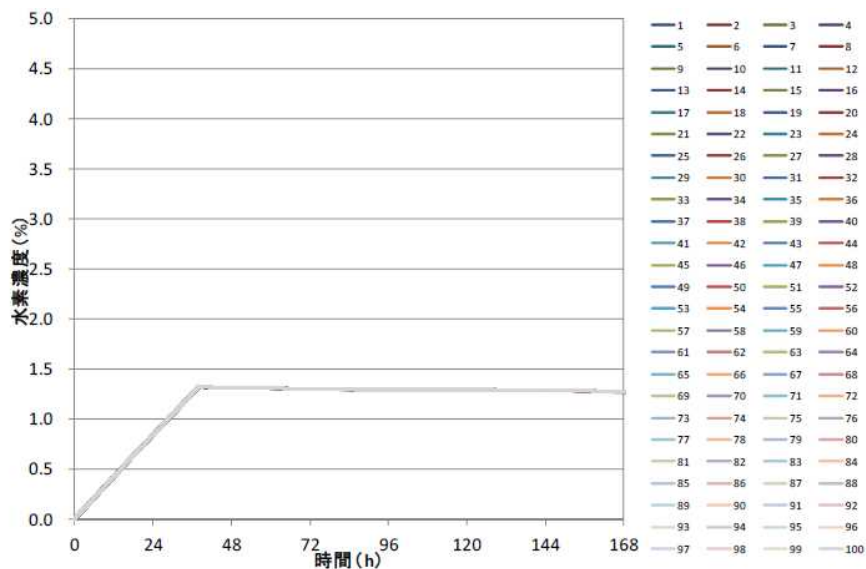


図 2-24 ケース 1-1 水素濃度の時間変化（オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

本ケースにおいては、水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため、PAR が起動しないまま事象収束となった。

(2) ケース 1-2

ケース 1-1 において PAR が起動しなかったことから，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-25，図 2-26 に示す。

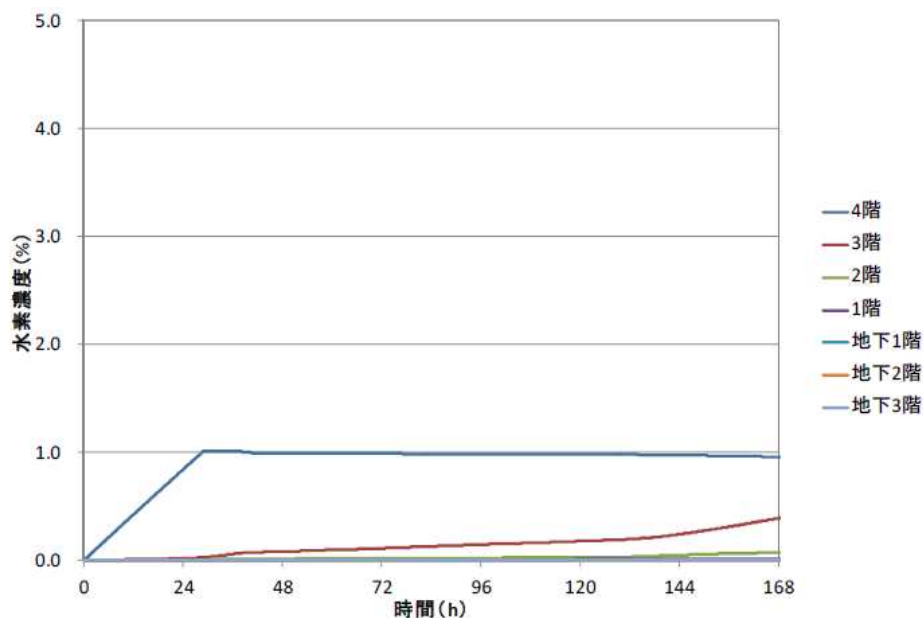


図 2-25 ケース 1-2 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

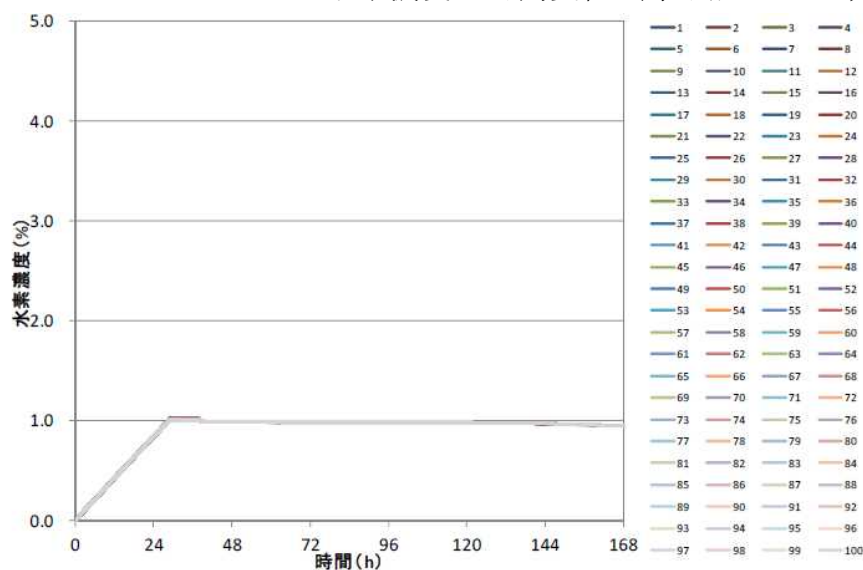


図 2-26 ケース 1-2 水素濃度の時間変化 (オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

本ケースにおいては，水素濃度が 1.0vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

(3) ケース 2

下層階にて水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、ケース 1-1 において漏えい箇所をオペレーティングフロア（4 階）及び下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-27，図 2-28 に示す。

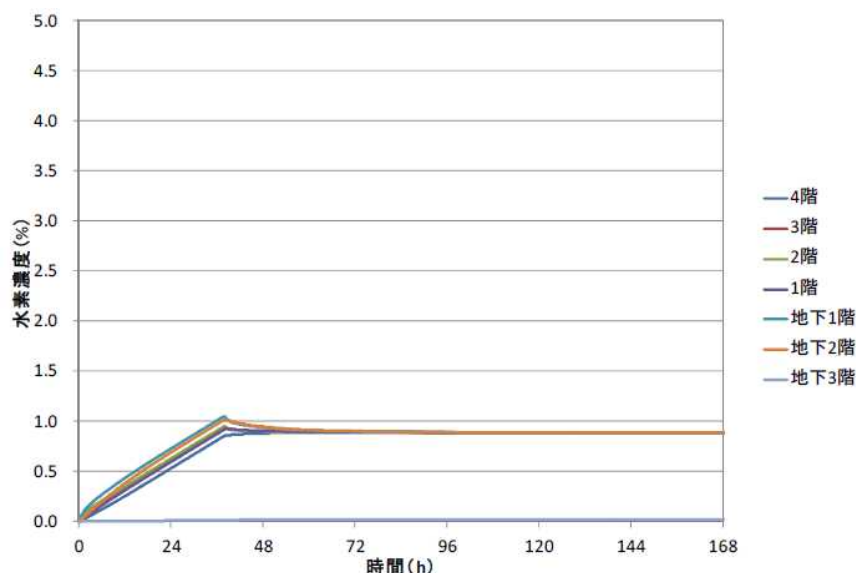


図 2-27 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

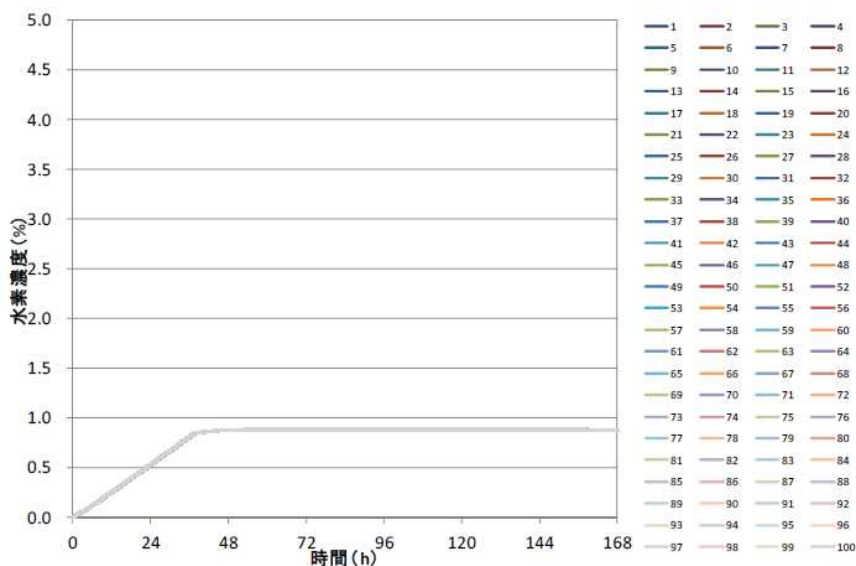


図 2-28 ケース 2 水素濃度の時間変化（オペレーティングフロア）
（サブボリューム別）

図 2-28 から，下層階にて水素が漏えいした場合においても，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

なお、本解析においてはオペレーティングフロア以外の階を1ノードとして設定しているが、下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても、当該区画は通路部またはオペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていることを確認しており、時間遅れは発生しうるものの、本解析と同様の挙動を示すものとする。

(4) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアであるオペレーティングフロア（4 階）のみから漏えいするとして、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29、図 2-30 に示す。

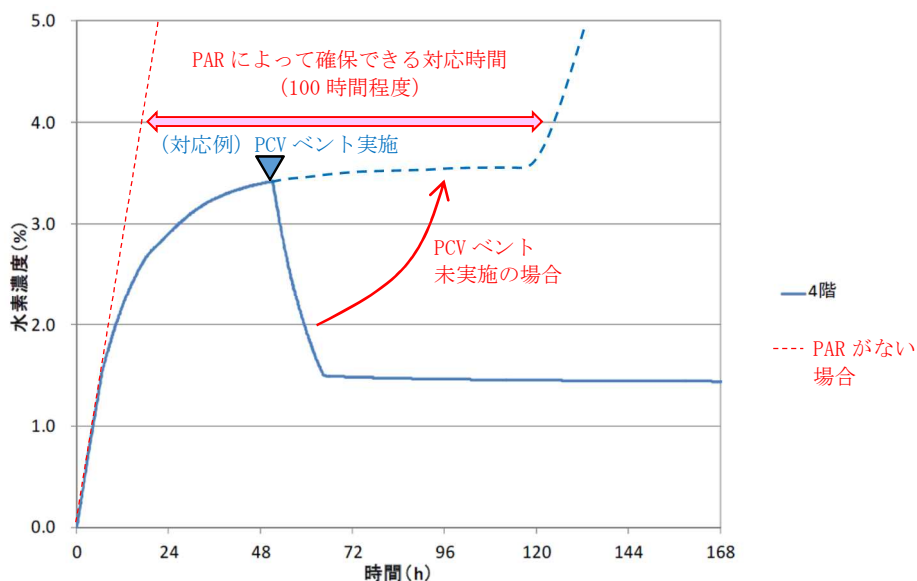


図 2-29 ケース 3 水素濃度の時間変化（オペレーティングフロア）

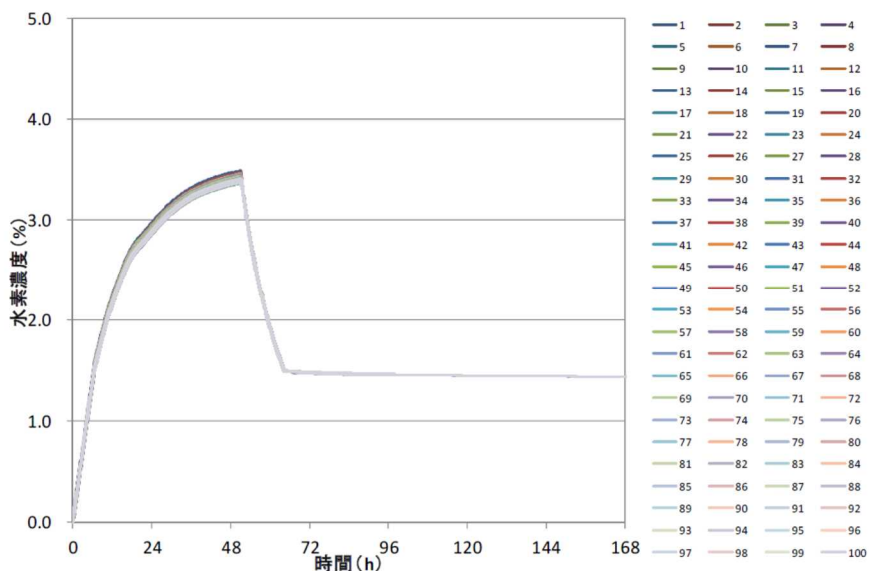


図 2-30 ケース 3 水素濃度の時間変化（オペレーティングフロア）
（格納容器ベント実施ケース，サブボリューム別）

図 2-29, 図 2-30 から, 設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し, 原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され, 可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また, 図 2-29 に示したとおり, PAR の設置によって水素濃度が 4vol% に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから, 設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保することも確認できた。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため, 例えば, この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで, 水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-31 に示す。

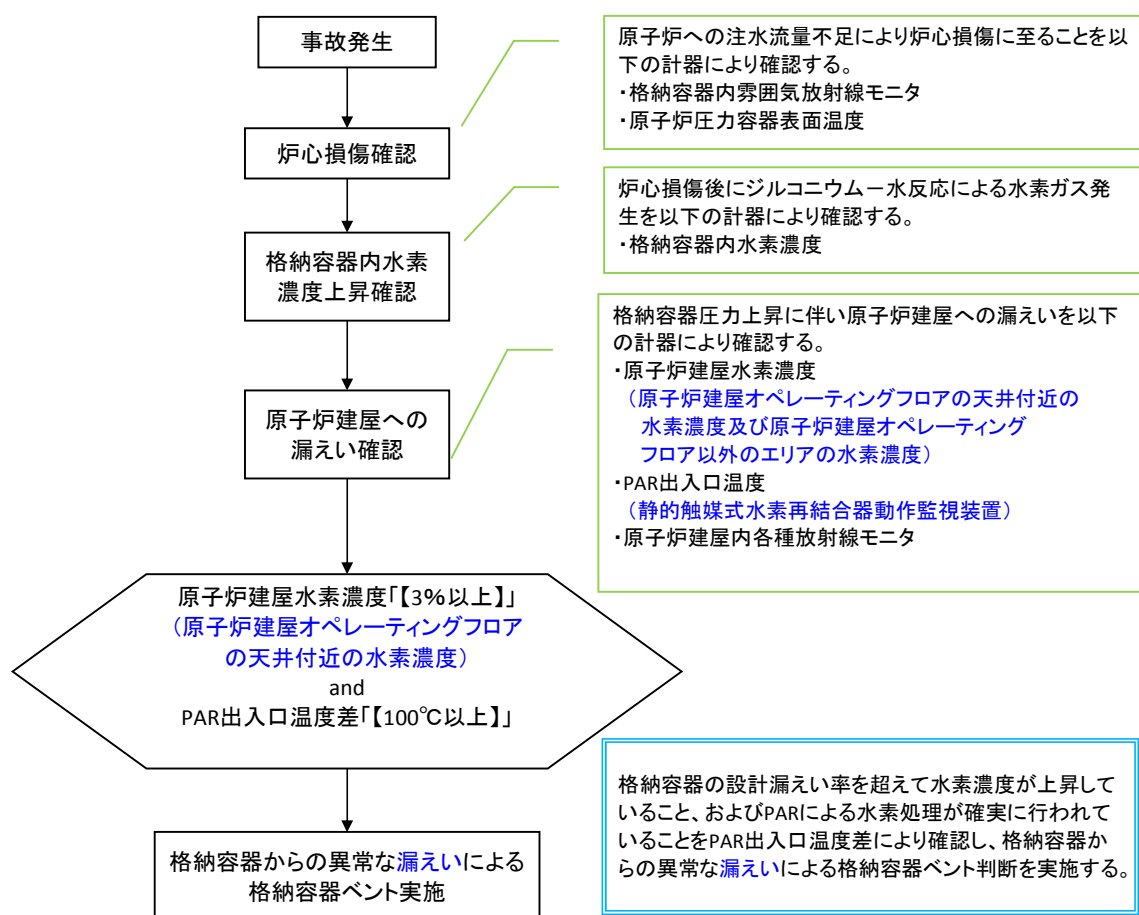


図 2-31 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

なお, 図 2-29 の格納容器ベント未実施ケースにおいて, 事象発生後 120 時間程度からオペレーティングフロアで水素濃度の上昇が発生しているが, これは大量に発生した水素を処理し続けた結果, 酸素が欠乏したことにより,

PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。

また、本ケースにおいては、オペレーティングフロア内全域で水素が攪拌され、フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため、流速ベクトルを評価した。解析結果を図 2-32 に示す。

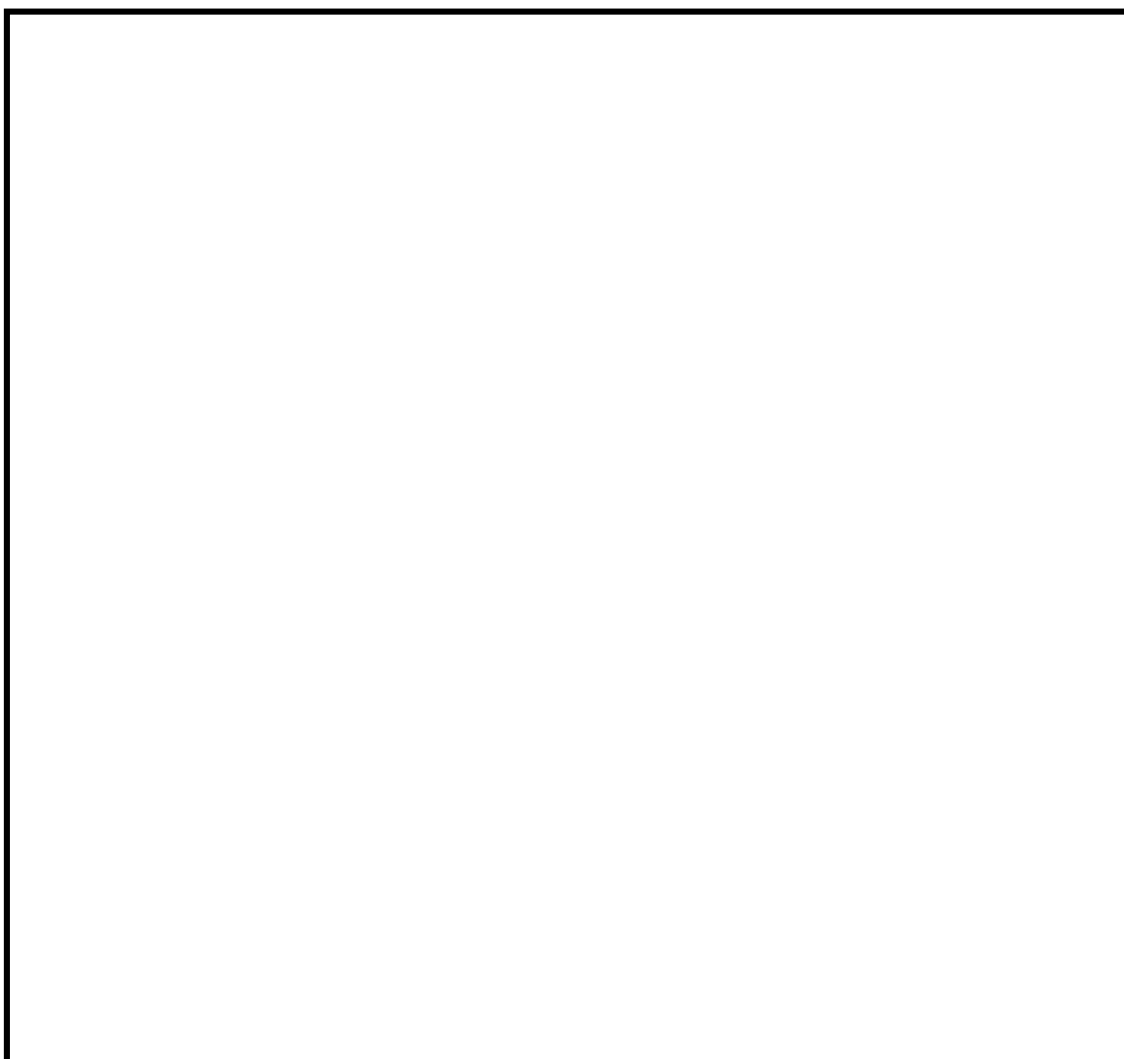


図 2-32 ケース 3 オペレーティングフロア流速ベクトル

図 2-32 から、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認できた。

(5) ケース 4

代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため、ケース 2 の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33, 図 2-34 に示す。

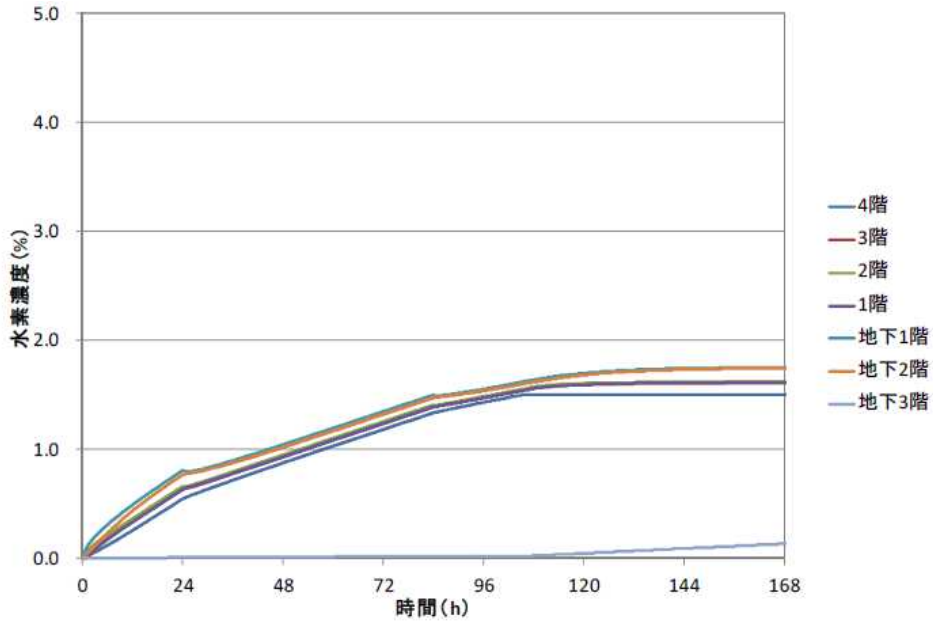


図 2-33 ケース 4 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

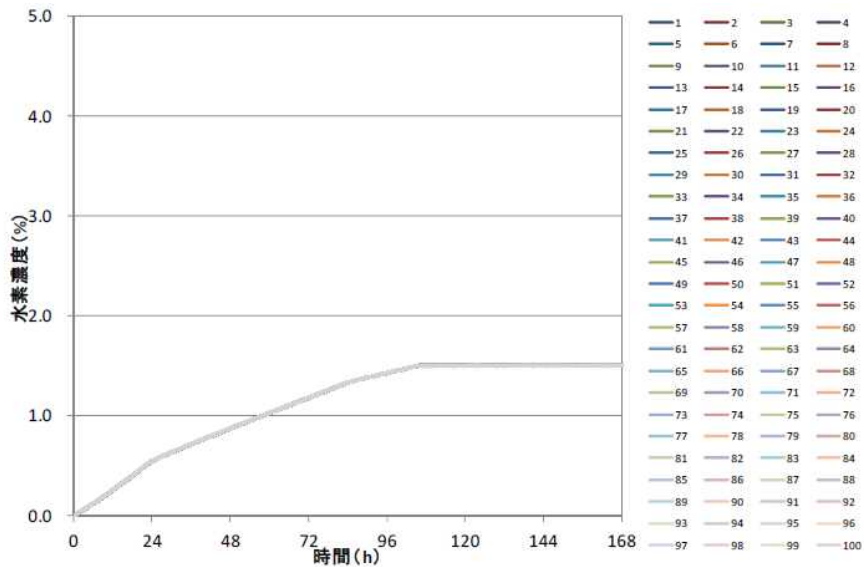


図 2-34 ケース 4 水素濃度の時間変化 (オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

本ケースにおいても、水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。

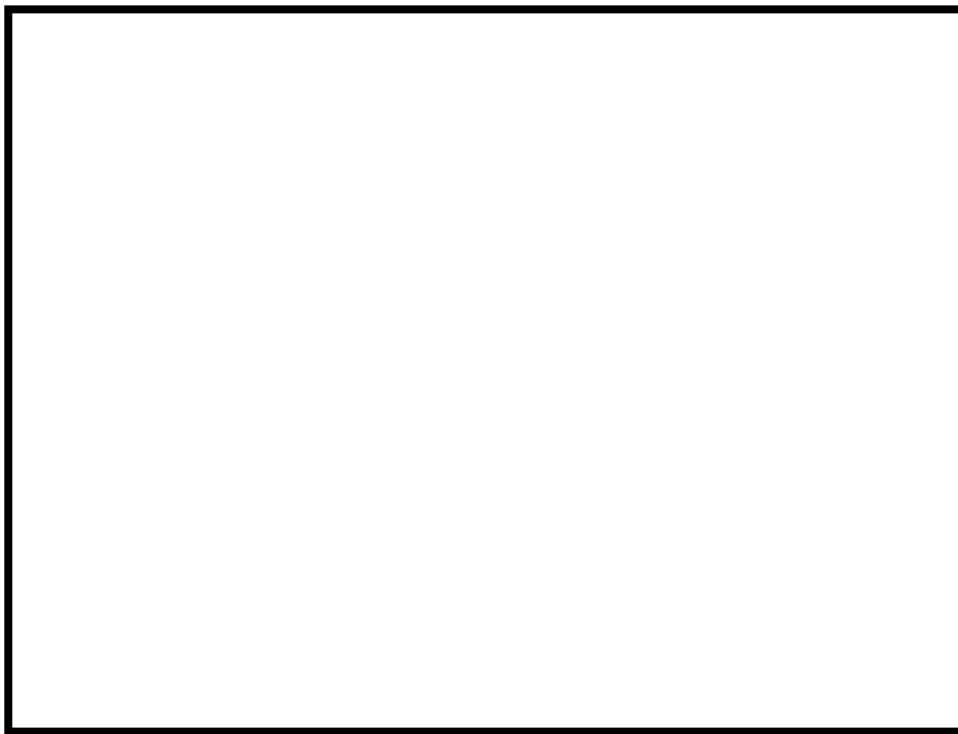
オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは、4分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で6号炉のハッチカバーの外観を図(添付7-1)、構造を図(添付7-3)に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作、緩めることで閉動作する構造であり、開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお、今後は地震動によるワイヤーの切断、ストッパーピンの破断がおきた場合においても、オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるよう、ハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図(添付7-2)に示しているが、詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。

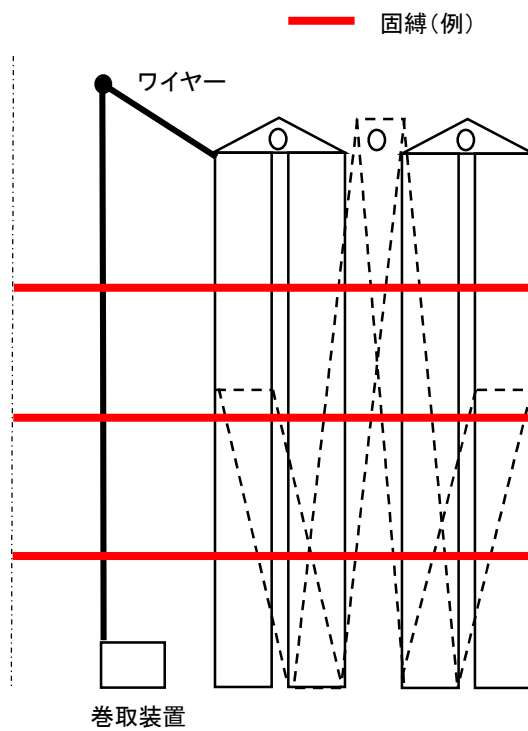
なお、オペレーティングフロア大物搬入口ハッチは「実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則」別表第一で示す「7 原子炉格納施設」の「工事計画の認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから、工事計画手続きの対象設備には該当しない。ただし、オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については、工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。

＜オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針＞

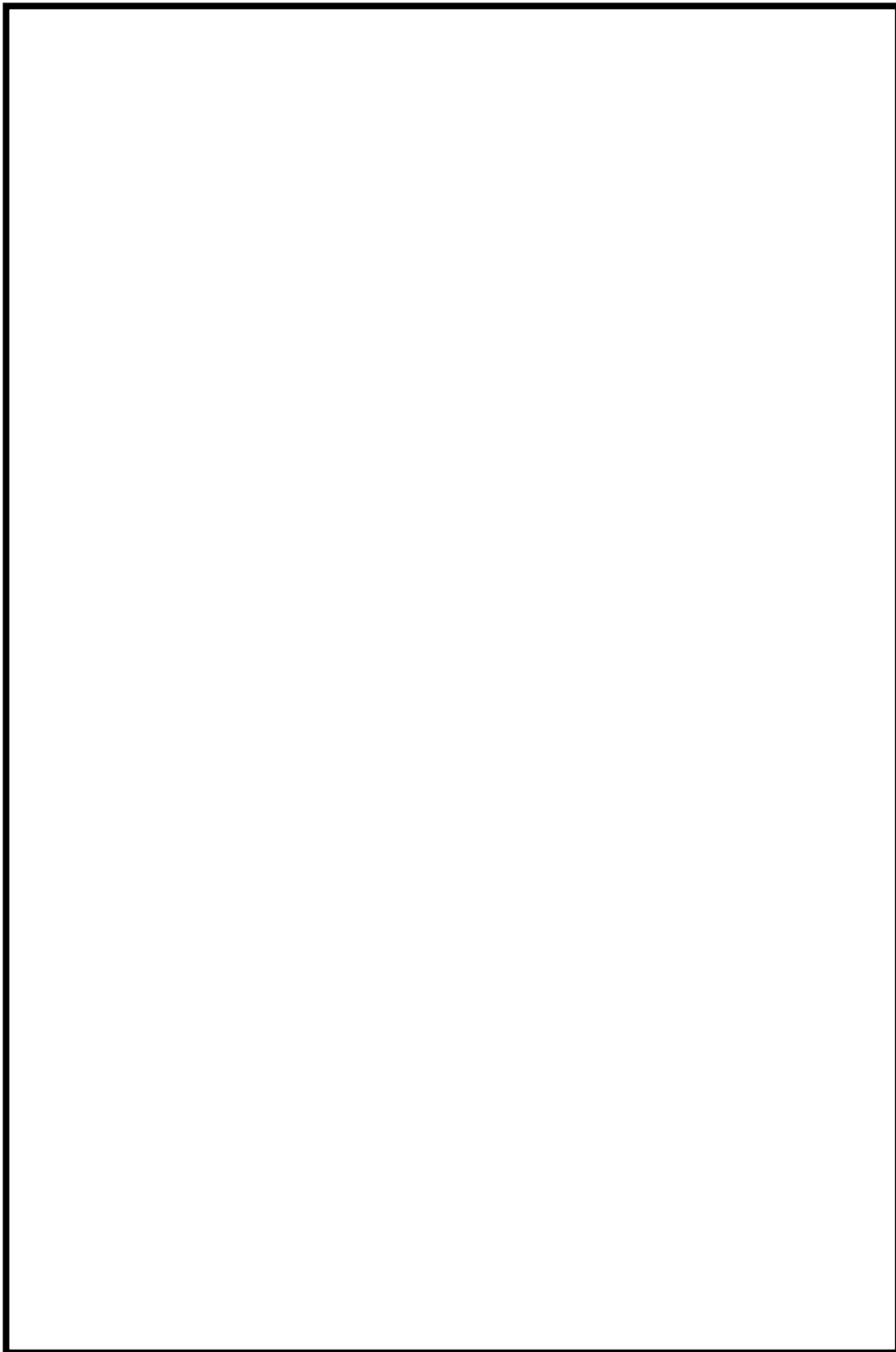
重大事故時に原子炉格納容器から漏えいした水素をオペレーティングフロアに導くために、通常運転時はオペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお、地震によりハッチが閉動作することを防止するため、地震力を受けても開状態を維持できるものとし、必要に応じてハッチカバーの固縛、あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。



図(添付7-1) ハッチカバー外観



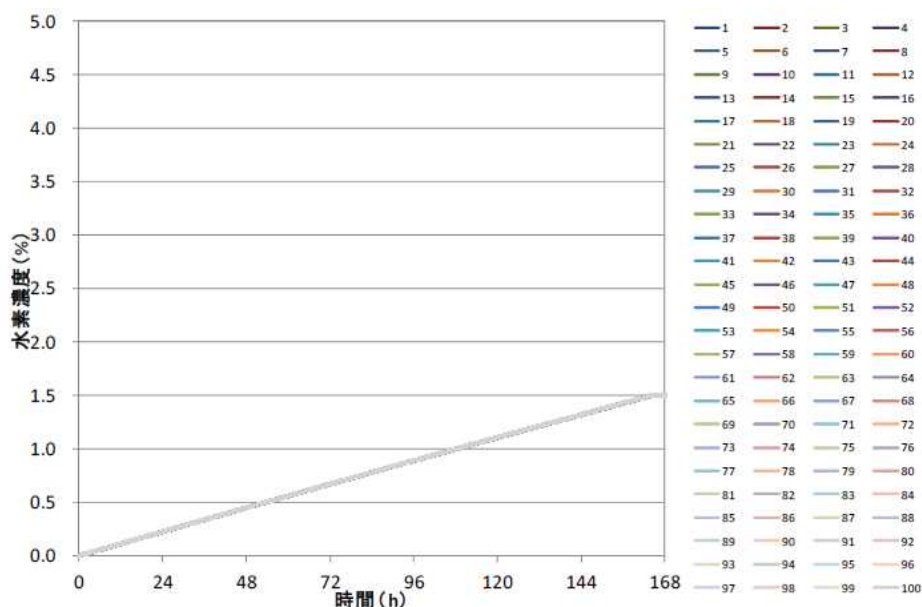
図(添付7-2) ハッチカバー固縛例水素処理容量に関する説明について



図(添付7-3) ハッチカババー構造図

原子炉建屋内における成層化について

2.2.2.3 (4) において、PAR による水素処理によって上昇流が発生し、オペレーティングフロア内全域が攪拌されることを確認しているが、格納容器からの漏えい量が小さい場合に PAR 起動前の対流が発生せず、オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため、格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day (一定) とした場合の評価を GOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3 (4) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 8-1)に示す。



図(添付 8-1) 水素濃度の時間変化 (オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

図(添付 8-1)から、PAR 起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから、オペレーティングフロア内の対流は、漏えいガスの運動に起因した流動ではなく、高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。

従って、格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し、成層化は起こらないと考える。

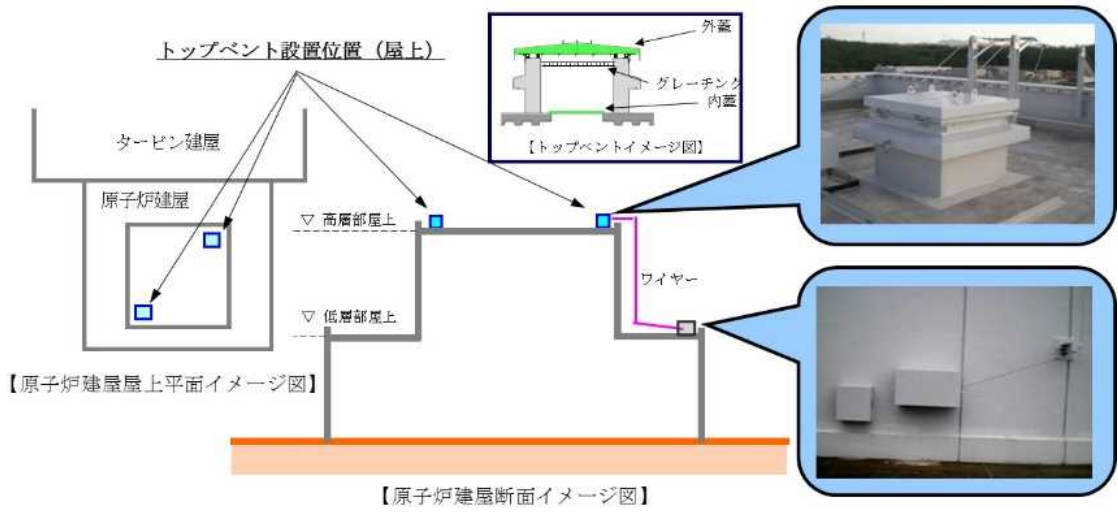
それでもなお、仮に成層化が発生してしまった場合には、PARを設置していないオペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから、水素濃度監視設備及びPAR動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がPAR起動確認濃度1.5vol%を上回っているにも関わらず、PAR動作監視装置にてPARの動作を確認できない場合には、天井部付近の水素がPAR設置位置まで到達していないこととなるため、成層化が発生している可能性があるとして判断できる。

成層化が発生している可能性があるとして判断した場合の対応としては、水素発生源を断つための格納容器ベント操作、外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋1階外扉の開放操作、水素を排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図(添付8-2)参照）の開放操作が挙げられる。

格納容器ベント操作については、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（310kPa[g]）・最高使用温度（171℃）を上回っており、かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で、格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから、遅滞なく準備を実施し、成層化が発生している可能性があるとして判断した段階においては速やかに行うこととなる。

一方、外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については、原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから、水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ、各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。

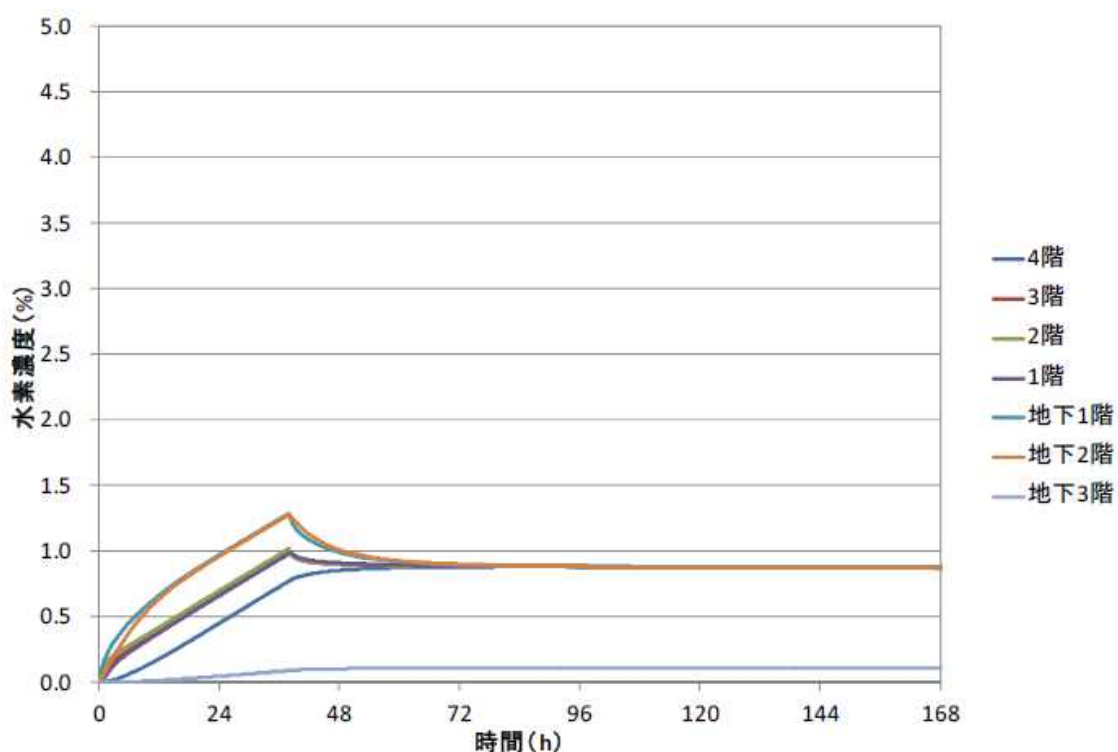
なお、非常用ガス処理系による換気は、水素を排出できるという点では有用であるが、系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから、可能な限り使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約500℃になることは考えられないが、福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では、不燃限界濃度を超える水素が存在する環境であったと想定され、機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用、静電気の放電、電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系は、オペレーティングフロア吸込口付近の水素濃度監視及び当該水素濃度による起動/停止判断手順といった水素爆発防止措置をとっておらず、電動の動的機器であるファンを用いることから、上述の通り、成層化対応中の水素爆発のリスクがあると判断している。



図(添付 8-2) 原子炉建屋トップベント

格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

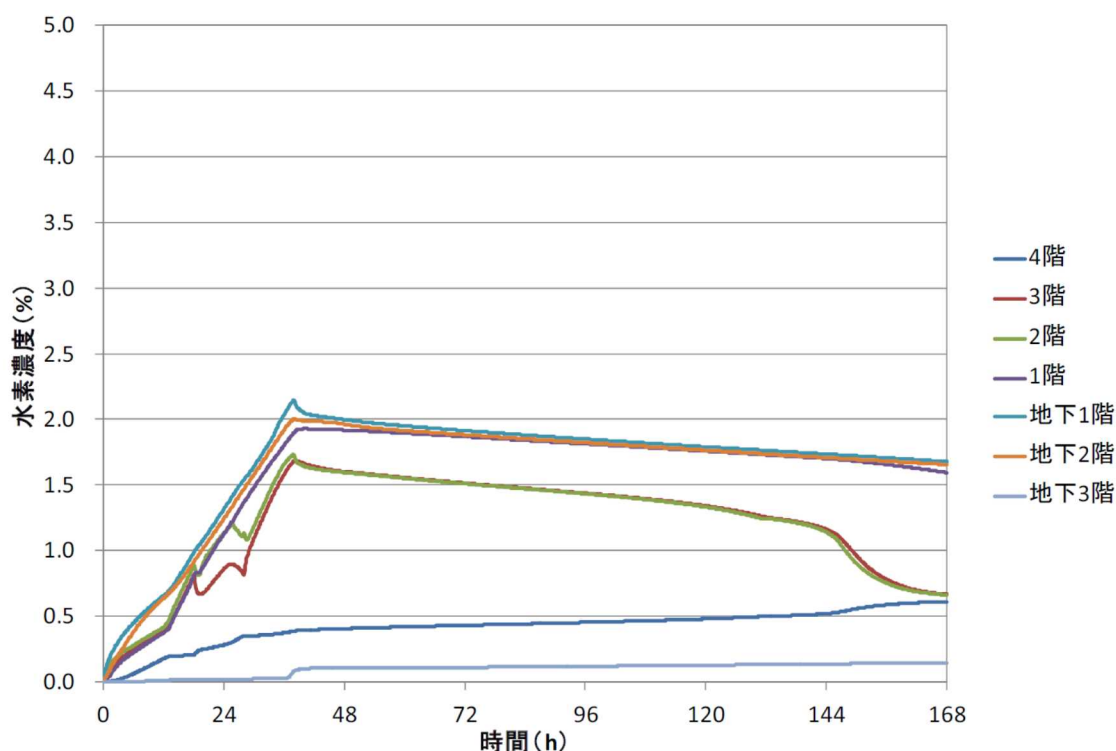
2.2.2.3 (3) において、下層階にて水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが、2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等によりオペレーティングフロアに直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階（2階，地下1階，地下2階）のみとし、PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価をGOTHICにて実施した。漏えい箇所以外の条件は2.2.2.3 (3) と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付 9-1)に示す。



図(添付 9-1) 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

図(添付 9-1)から、下層階のみから水素が漏えいした場合においても、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され、オペレーティングフロア（4階）まで水素が到達することを確認できた。

さらに、格納容器頂部注水系の効果により、ウェルに溜まった水が蒸発し、オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため、格納容器頂部注水系の機能を期待できる12時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し、オペレーティングフロア（4階）に水蒸気が流入するとした場合の評価をGOTHICにて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図(添付9-1)に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図(添付9-2)に示す。



図(添付9-2) 水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域，原子炉ウェル蒸発）

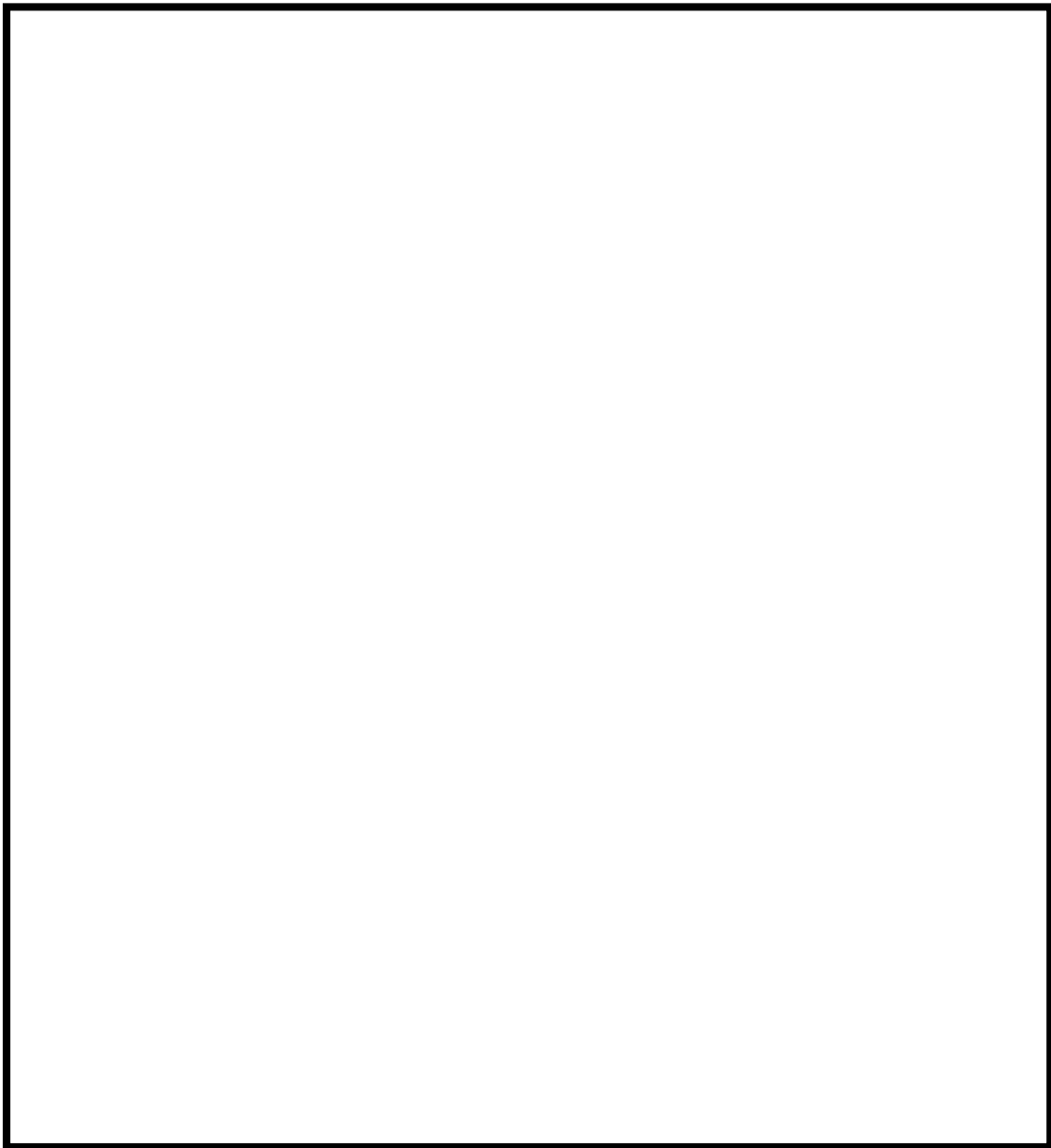
図(添付9-2)から、原子炉ウェルの水が蒸発して水蒸気の追加流入が発生した場合においては、オペレーティングフロア（4階）への水素流入は緩やかになるものの、大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋3階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって、可燃限界に至ることはないことを確認できた。

ただし、上述の通りオペレーティングフロア（4階）への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため、自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については、この効果を加味して改善していく予定である。

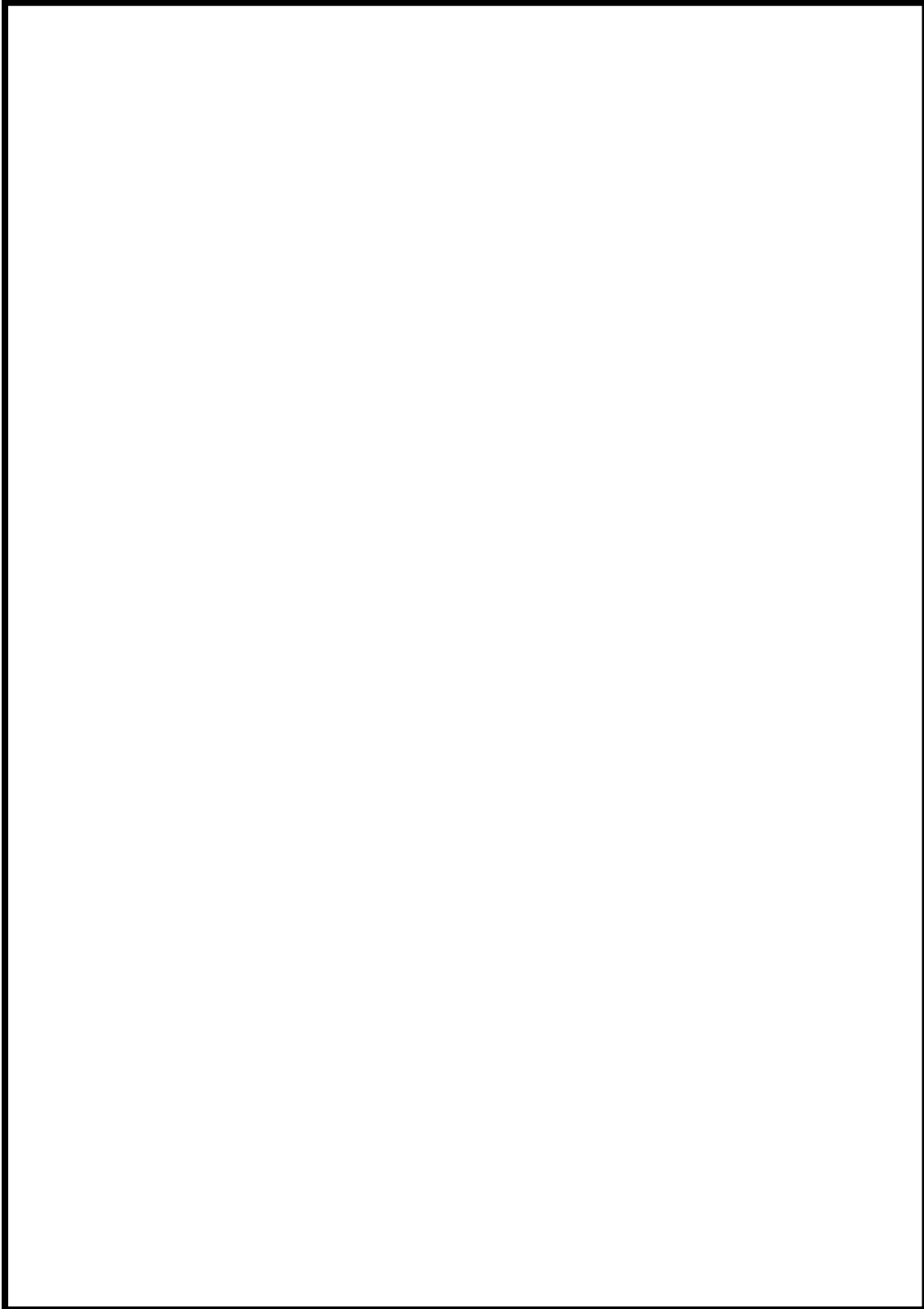
6号炉のGOTHIC解析による水素濃度評価

1. 解析コード, 解析モデル

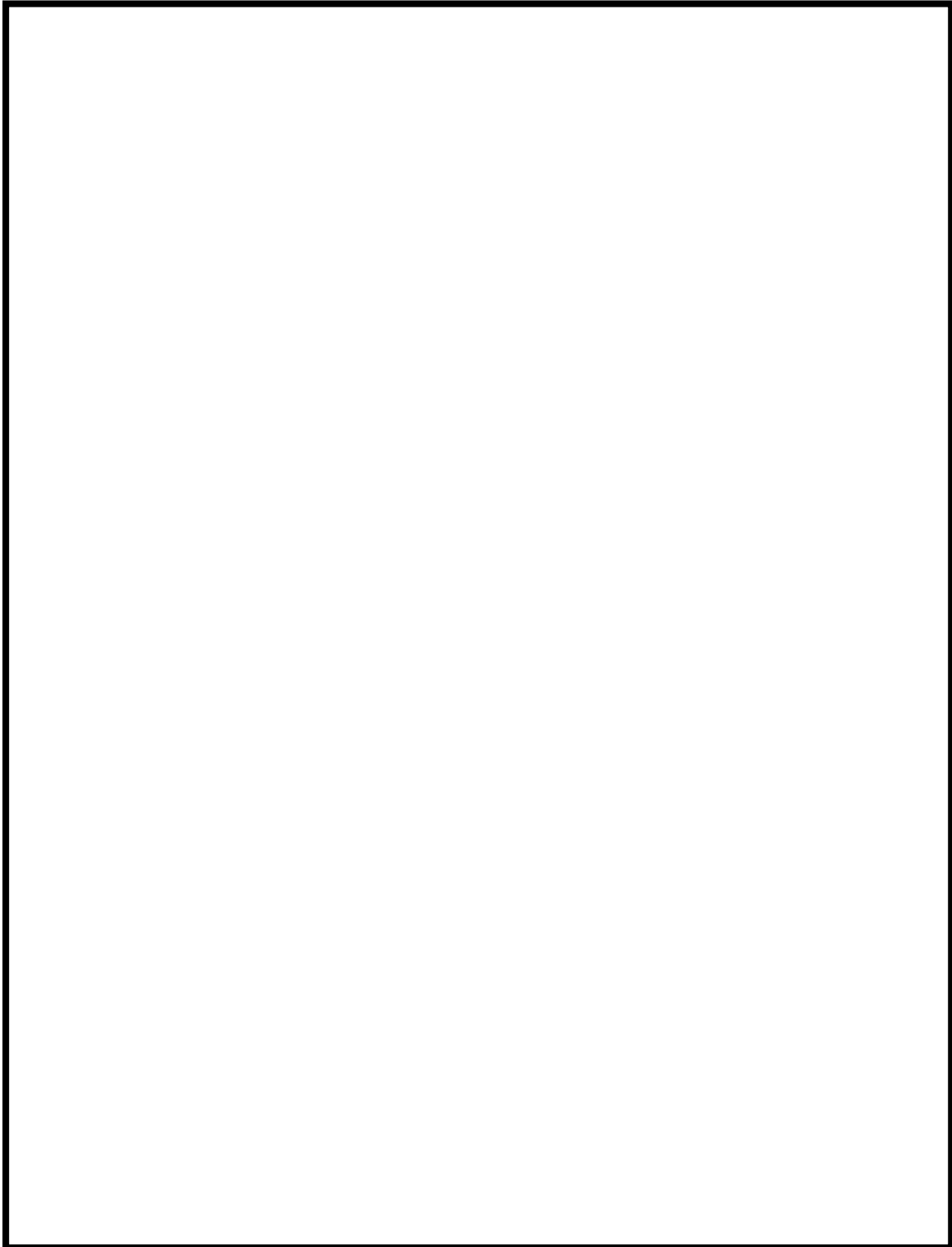
解析コードは, 汎用熱流動解析コードGOTHIC (Ver. 7.2a) を使用する。解析モデルの基本的な考えは7号炉と同じであり, 6号炉の建屋寸法, PAR配置を考慮して図(添付10-1)で示すモデルで解析を実施した。



図(添付10-1) 6号炉原子炉建屋のGOTHIC解析モデル



図（添付 10-2） 6号炉オペレーティングフロアのサブボリューム分割



図（添付 10-3） 6号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係

2. 解析条件, 解析ケース

解析条件については, 6号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き, 「2.2.2.2 解析条件」で示す7号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。

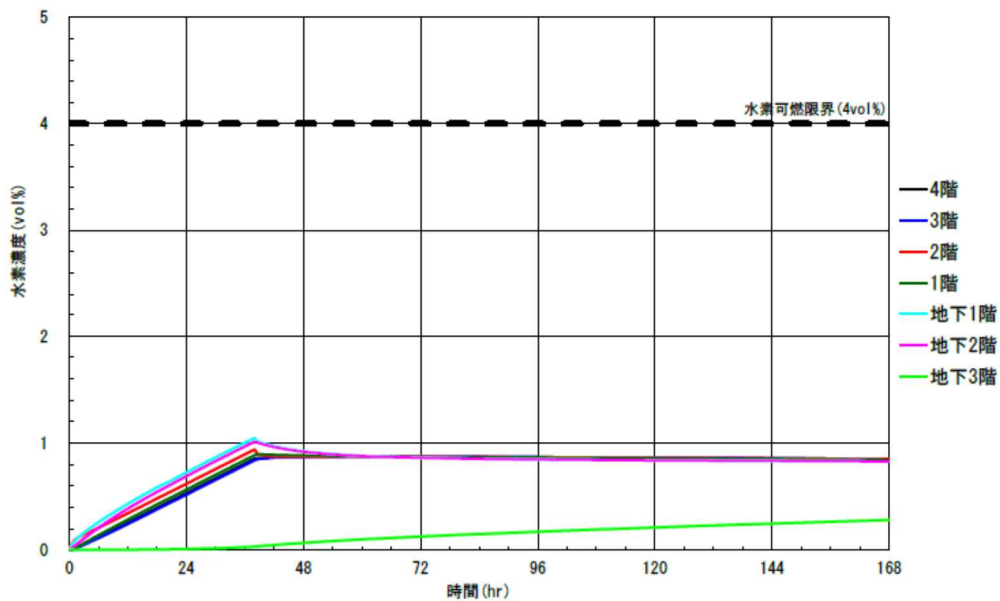
解析ケースについては, 「2.2.2.3 解析結果」の表2-13で示す7号炉のケースのうち, 「ケース2 (漏えい箇所としてオペフロと下層階を想定)」と同じケースについて解析を実施する。表(添付10-1)に6号炉の解析ケースを示す。

表(添付10-1) 解析ケース

解析ケース	漏えい箇所としてオペフロと下層階を想定
モデル	原子炉建屋 全階を模擬したモデル
シナリオ	有効性評価シナリオ (PCV 過圧・過温)
漏えい箇所	オペフロ+下層階
格納容器漏えい率	1.5%/day (AEC式: 約1.0%)
PAR 反応開始濃度	1.5vol%

3. 解析結果

6号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図(添付10-4), オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図(添付10-5)に示す。



図(添付10-4) 6号炉の水素濃度の時間変化(原子炉建屋全域)

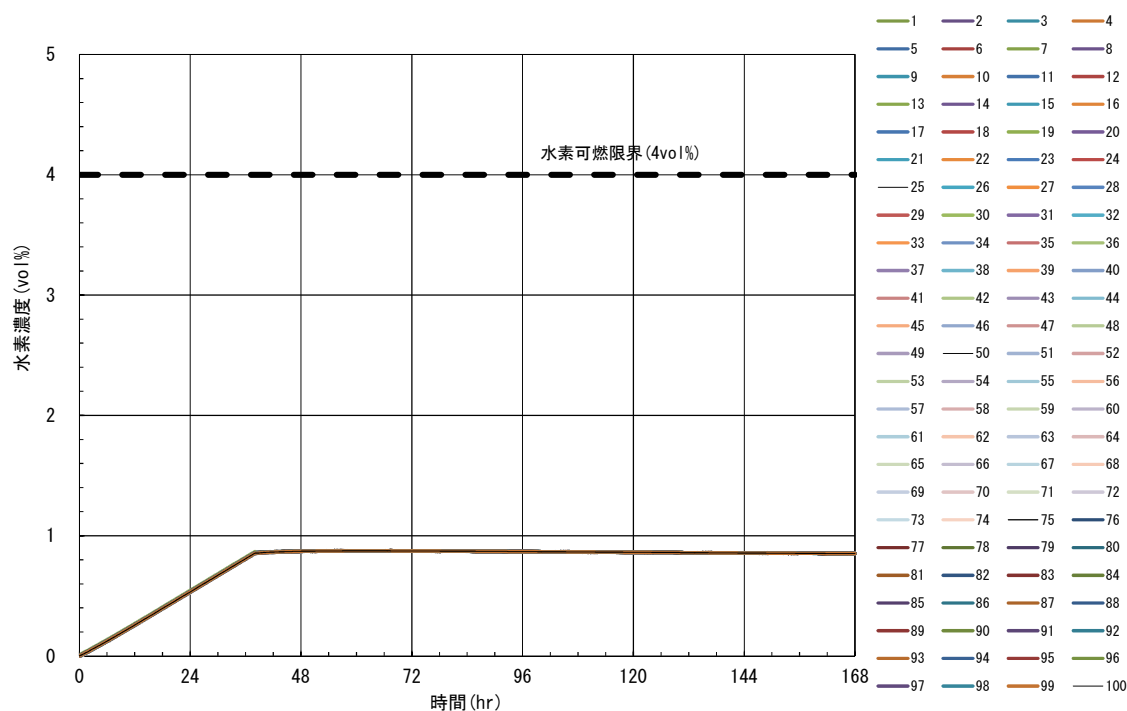


図 (添付 10-5) 6号炉の水素濃度の時間変化 (オペレーティングフロア)
(サブボリューム別)

図 (添付 10-5) から, 7号炉と同様に, 下層階にて水素が漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。

2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について

本章では、PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「(1) PAR の水素低減性能試験について」と、PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「(2) PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し、既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。

(1) PAR の水素低減性能試験について

PAR の性能確認は、国際的な実証試験においても行われており、NRC による Sandia National Laboratory (SNL) における試験ではメーカーの小型 PAR について試験を行い、性能確認が行われている (参照文献(b))。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と、NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで、性能評価式の妥当性を示す。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$

DR	: 水素処理容量 (kg/h/個)
A	: 定数 <input type="text"/>
C_{H_2}	: PAR 入口水素濃度 (vol%)
P	: 圧力 (10^{-5} Pa)
T	: 温度 (K)
SF	: スケールファクター

① 試験装置概要

SNL で行われた PAR の水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図 2-35、試験装置内の PAR 配置を図 2-36 に示す。本試験では PAR-88 (PAR 1 基に付き 88 枚の触媒カートリッジ) の 1/2 スケール (PAR-44), 1/4 スケール (PAR-22), 1/8 スケール (PAR-11) の PAR を使用して試験している。当社が設置する PAR は PAR-11 であることから、1/8 スケールの試験装置を参照する。

なお、本試験では高さ 500mm の煙突 (チムニ) が取り付けられた PAR を用いて試験を実施している。



図 2-35 The Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

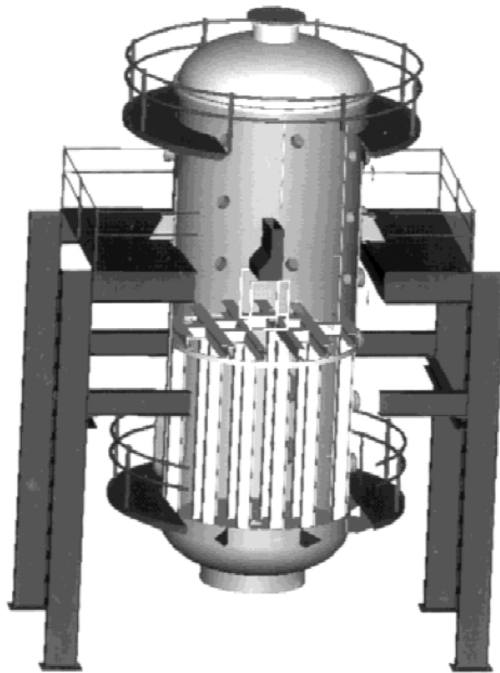


図 2-36 PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献(b)より抜粋

② 試験条件及び結果

PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37, 38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6 (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

従って、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-14 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-4	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-5	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-6	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

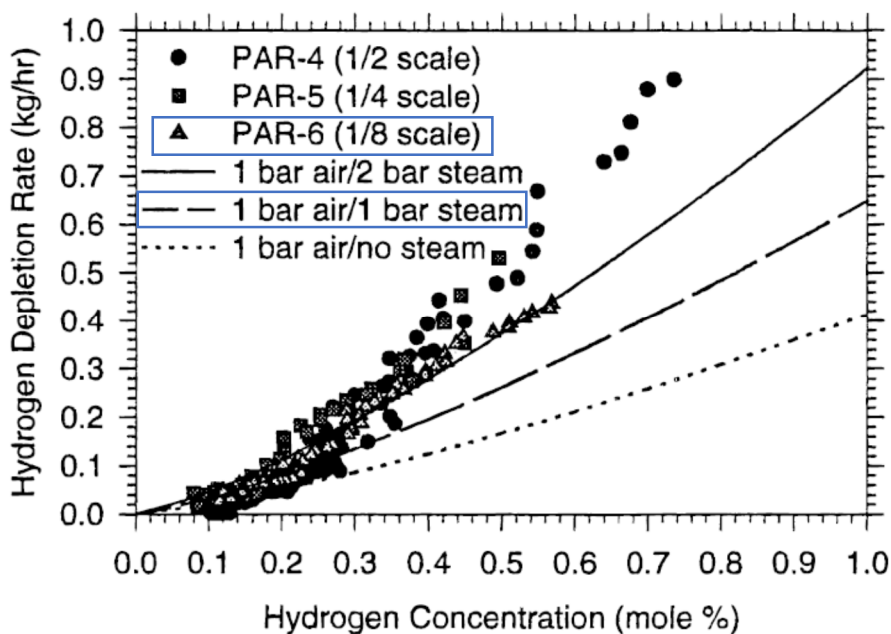


図 2-37 SNL で行われた試験結果 (低水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋

図 2-38 は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-15 の通りであり、当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R (1/8 scale)」を参照する。試験結果は、スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している (1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また、性能評価式により得られた結果が図中にあるが、試験条件は「1bar 空気, 1bar 蒸気」であることから、「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると、試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。

従って、性能評価式は保守的であることが確認できる。

表 2-15 試験雰囲気

試験	スケール	雰囲気
PAR-8R	1/8	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-12	1/4	1 bar 空気, 1 bar 蒸気
PAR-13	1/2	1 bar 空気, 1 bar 蒸気

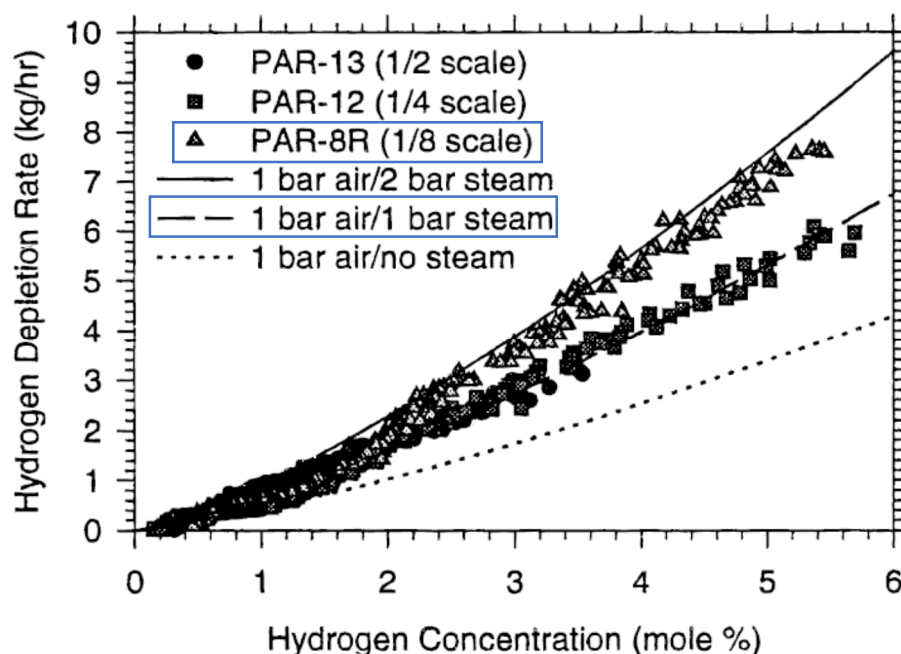


図 2-38 SNL で行われた試験結果 (高水素濃度)

※参照文献(b)より抜粋

③ チムニの影響について

水素低減性能試験において、PARにチムニ(煙突)を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ500mmの煙突が取り付けられた場合、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500mmの煙突が取り付けられた場合は1.15程度、高さ1000mmの煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。

SNLで行われた試験では、高さ500mmの煙突が取り付けられたPARで水素低減性能試験を実施している。当社のPARは煙突が取り付けられていないため、図2-37、図2-38で示す水素処理容量(kg/h)を $1/1.15$ することで当社PARの構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。

水素濃度4vol%時に着目すると、チムニの影響を考慮しても、当社の水素処理容量である0.25kg/hよりも十分大きな値であることから、当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。

(2) PARの触媒性能低下要因の影響について

PARで用いるPd-Al₃O₃(パラジウム-アルミナ担持)触媒の触媒性能が低下する要因として、触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや、水が考えられる。ハロゲンについては、炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素に着目し、被毒による影響をBattelle Model Containmentの試験(参照文献(c))により確認する。

また、水については、事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに、水蒸気環境となるため、水蒸気による性能影響をSNLの試験(参照文献(b))及びTHAI試験(参照文献(e),(f))により確認する。

① よう素による性能影響確認

NIS 社製 PAR のよう素による影響は, Battelle Model Containment の試験 (参照文献(c)) で過去に示されている。試験装置概要を図 2-39 に示しているが, 容器内 (10m³) に設置した PAR の下から, 3g のよう素をすべて気化させ, よう素の影響を確認する試験を実施している。

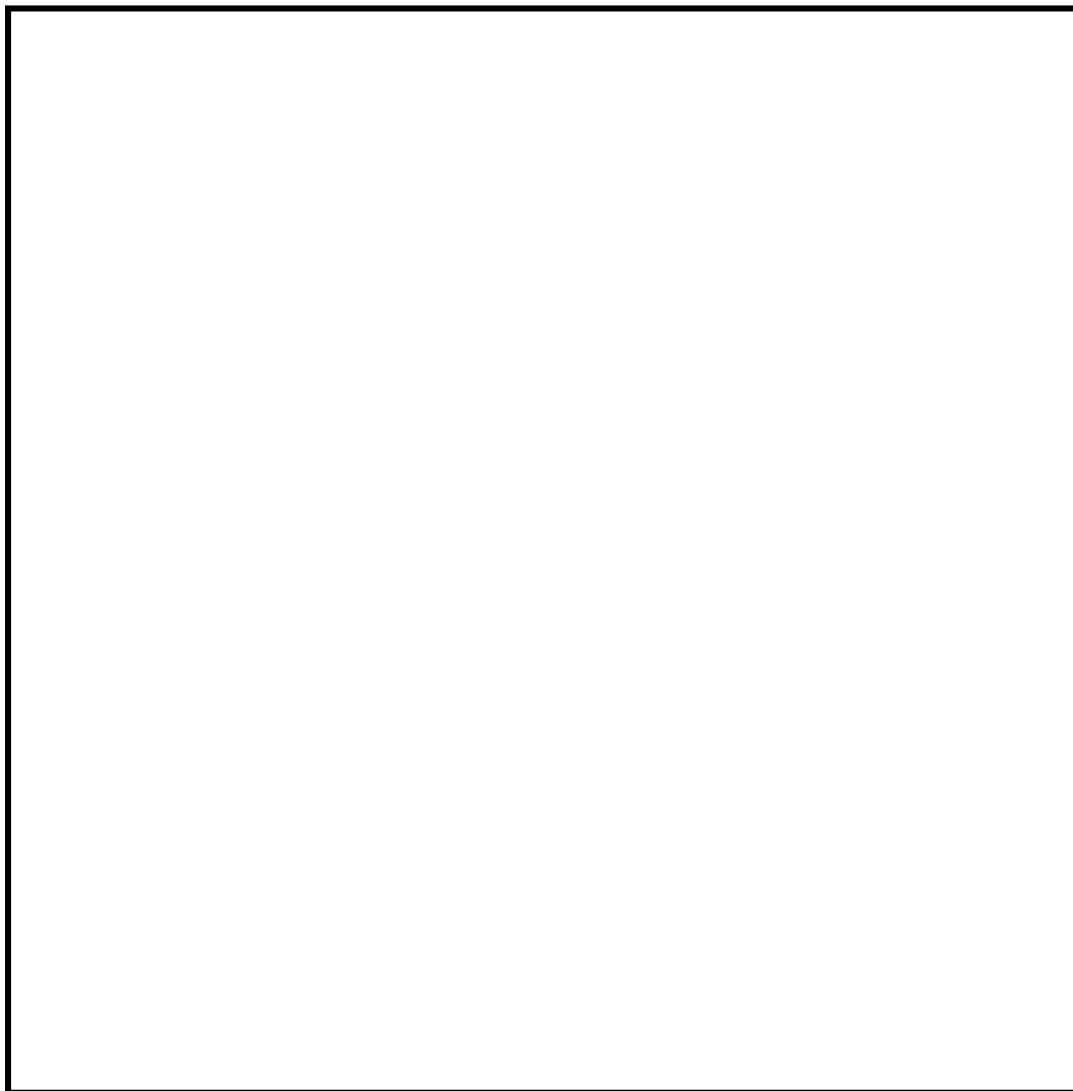


図 2-39 Battelle Model Containment 試験装置概要

※参照文献(c)より抜粋

試験条件は表 2-16, 試験結果は図 2-40 に示しており, よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお, 図中には比較対象として, よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると, 平均よう素濃度 0.3g/m³ の環境においても, NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないことが言える。なお, 本試験装置は NIS 社

製 PAR による試験結果であり、本試験装置と PAR-11 (柏崎刈羽 6/7 号機納入品) ではスケーリングファクターは異なるが、スケーリングファクターがいくつであっても、PAR 内の流速は一律であり、触媒カートリッジ一枚あたりのよう素に晒される量は同じであることから、スケーリングファクターとよう素による被毒量に関係はなく、本試験結果は PAR-11 に対しても適用可能と考える。

表 2-16 Battelle Model Containment 試験条件



図 2-40 Battelle Model Containment 試験結果

※参考文献(c)より抜粋

次に、6号炉及び7号炉において、重大事故時に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表 2-17 に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ、 $68.92\text{mg}/\text{m}^3$ となり、Battelle Model Containment 試験条件である $300\text{mg}/\text{m}^3$ 以下

のよう素濃度であることから、性能低下は25%以上低下しないものと考えられる。6号炉及び7号炉のPAR設置台数は、性能阻害ファクターにより性能低下が50%あるものと想定し、台数が決められている。よって、これらの結果から、よう素による性能低下は想定されるものの、PAR台数に余裕を見込んでいることから、原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。

表 2-17 原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件

No	項目	単位	無機よう素	有機よう素	備考
①	初期インベントリー	kg	29.1		
②	PCV放出率	-	100%		
③	無機よう素割合	-	91%	4%	
④	DF	-	20	1	
⑤	建物放出量	kg	1.3241	1.1640	PCV内よう素が全量建物放出される保守的想定
⑥	建物容積	m ³	36100		オペフロ容積
⑦	建物内各よう素濃度	mg/m ³	36.677	32.244	
⑧	建物内全よう素濃度	mg/m ³	68.92		

本試験は、表 2-16 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度、圧力の影響について示す。

触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。従って、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図 2-41 参照）。圧力と水蒸気濃度はパラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通り有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はないと考えられる。

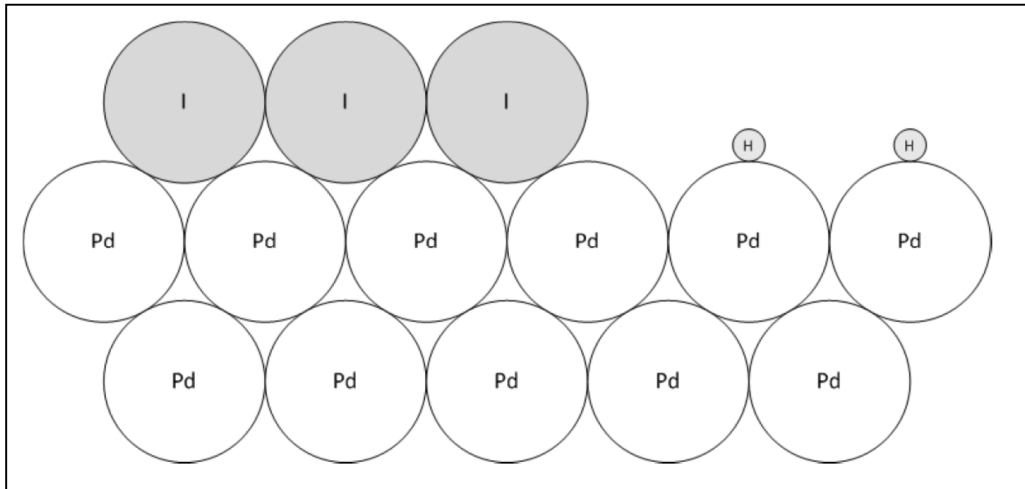


図 2-41 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究（参照文献(d)）より確認されている（図 2-42 参照）。これは温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考える。



図 2-42 再結合効率と温度の関係

※参照文献(d)より抜粋

PAR は再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上

配慮されている。よって、被毒されていない部分は再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果で示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。

② 水蒸気濃度の PAR 性能への影響

NRC による SNL における試験では、PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。空気と水蒸気が約 50% ずつの環境下にて 0~6vol% 水素濃度の水素を注入した場合において、PAR は性能を発揮することが確認されており、水蒸気濃度 50% 以下であれば性能に影響は見られない。



Fig. 5. The Surtsey vessel.

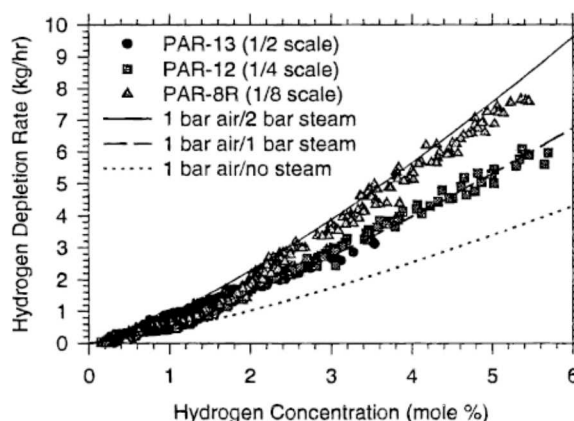


Fig. 10. Normalized depletion rate at high hydrogen concentrations.

図 2-43 : SNL で行われた試験結果

※参照文献(b)より抜粋

なお、重大事故時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋に漏えいした場合のオペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図 2-44 に示す。評価結果から PAR 設置位置における水蒸気濃度は 20% 以下であり、PAR 性能は水蒸気濃度 50% 以下では影響が見られない試験結果からも、水蒸気による影響は問題ないと考えられる。

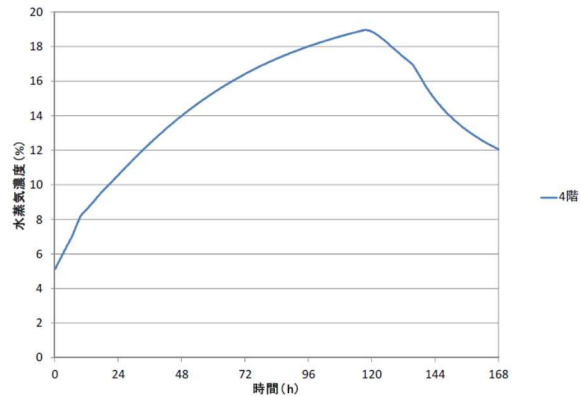


図 2-44 オペレーティングフロア水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

また、重大事故発生時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済み燃料プール温度が上昇し、大量の水蒸気が発生した場合についても、触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また、水蒸気濃度が大幅に高まると、オペレーティングフロアは水蒸気に満たされ PAR が作動しない環境になるとともに、可燃限界未満となる。

なお、水蒸気濃度が高まる前に PAR の作動が始まっている場合は、触媒温度が高くなるため、水蒸気の付着を防ぐことができるため、PAR 性能への影響はないと考えている。

③水素再結合反応開始の遅れの影響について

水素再結合反応の開始については OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献 (e), (f), (g)）を用いて影響を確認する。THAI 試験装置を図 2-45～47 に示す。

THAI Project で行われた試験においては、次の 6 つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。

表 2-18 : THAI Project での試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

これらの結果から、概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。

一方で、PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として、水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。従って、解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが、その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界以下に抑えることができている。よって、水素再結合反応開始の遅れの影響について、問題ないと考えている。

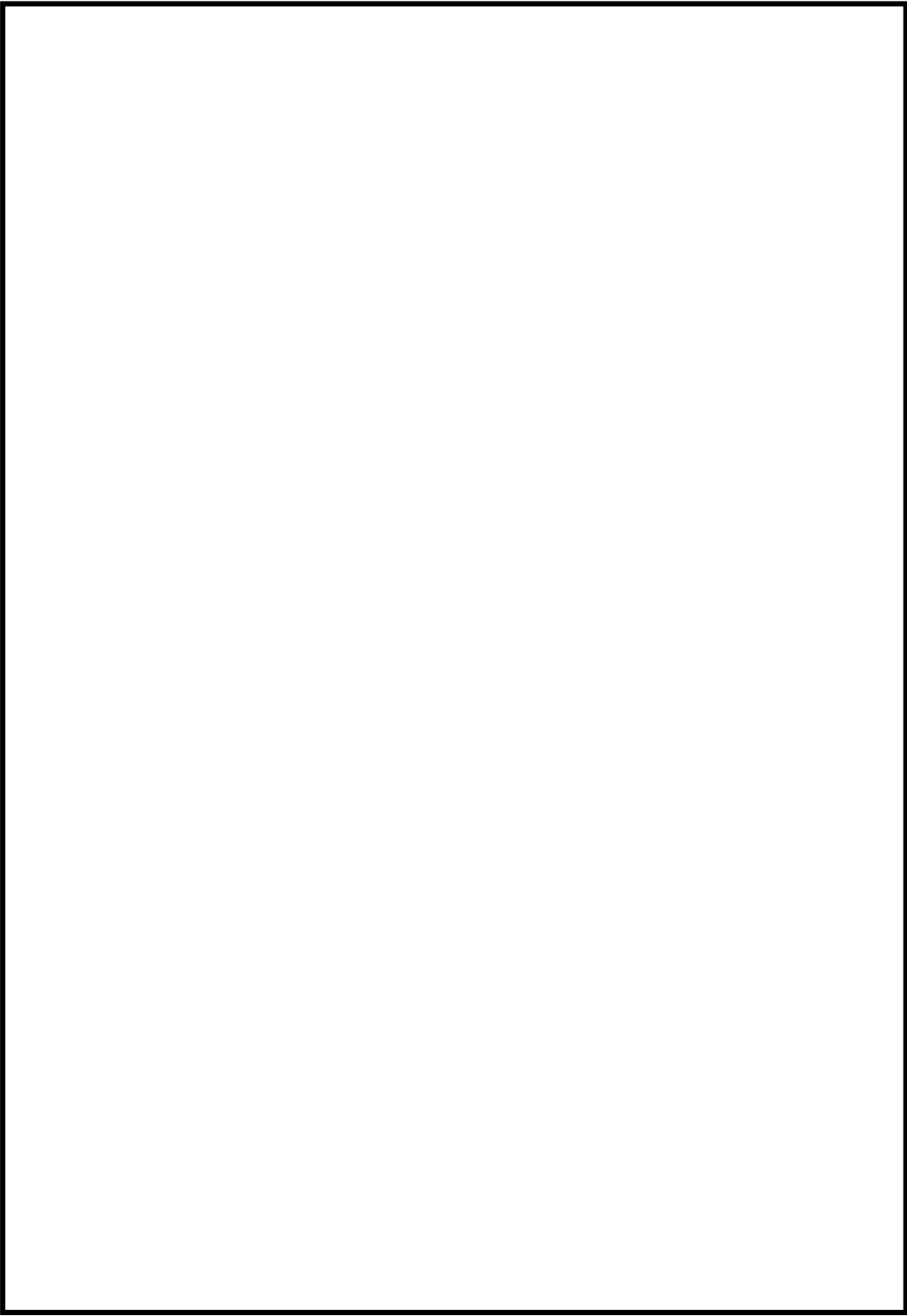


図 2-45 THAI test vessel

※参考文献(e)より抜粋

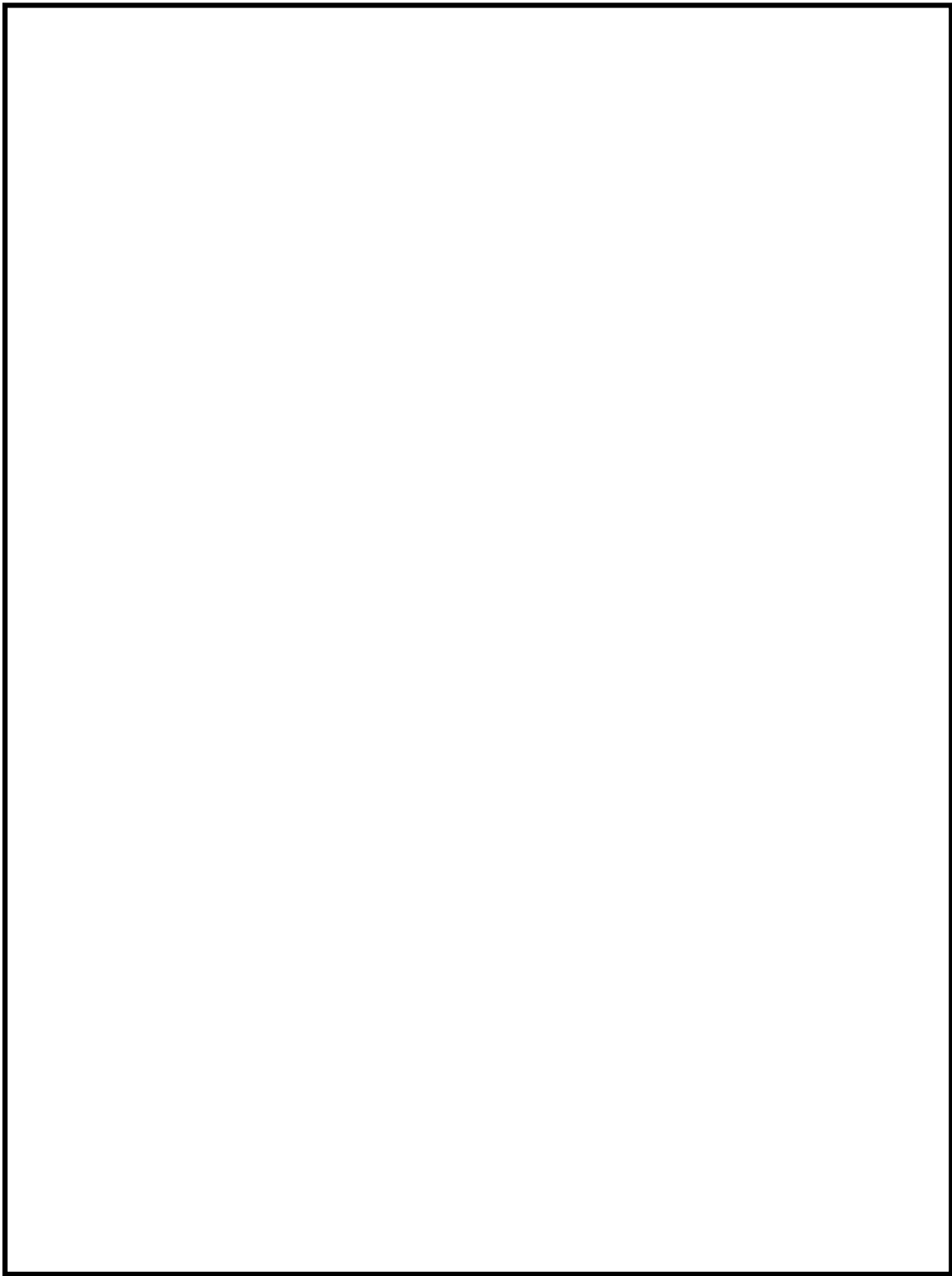


図 2-46 HR test vessel configuration with NIS PAR

※参考文献(e)より抜粋

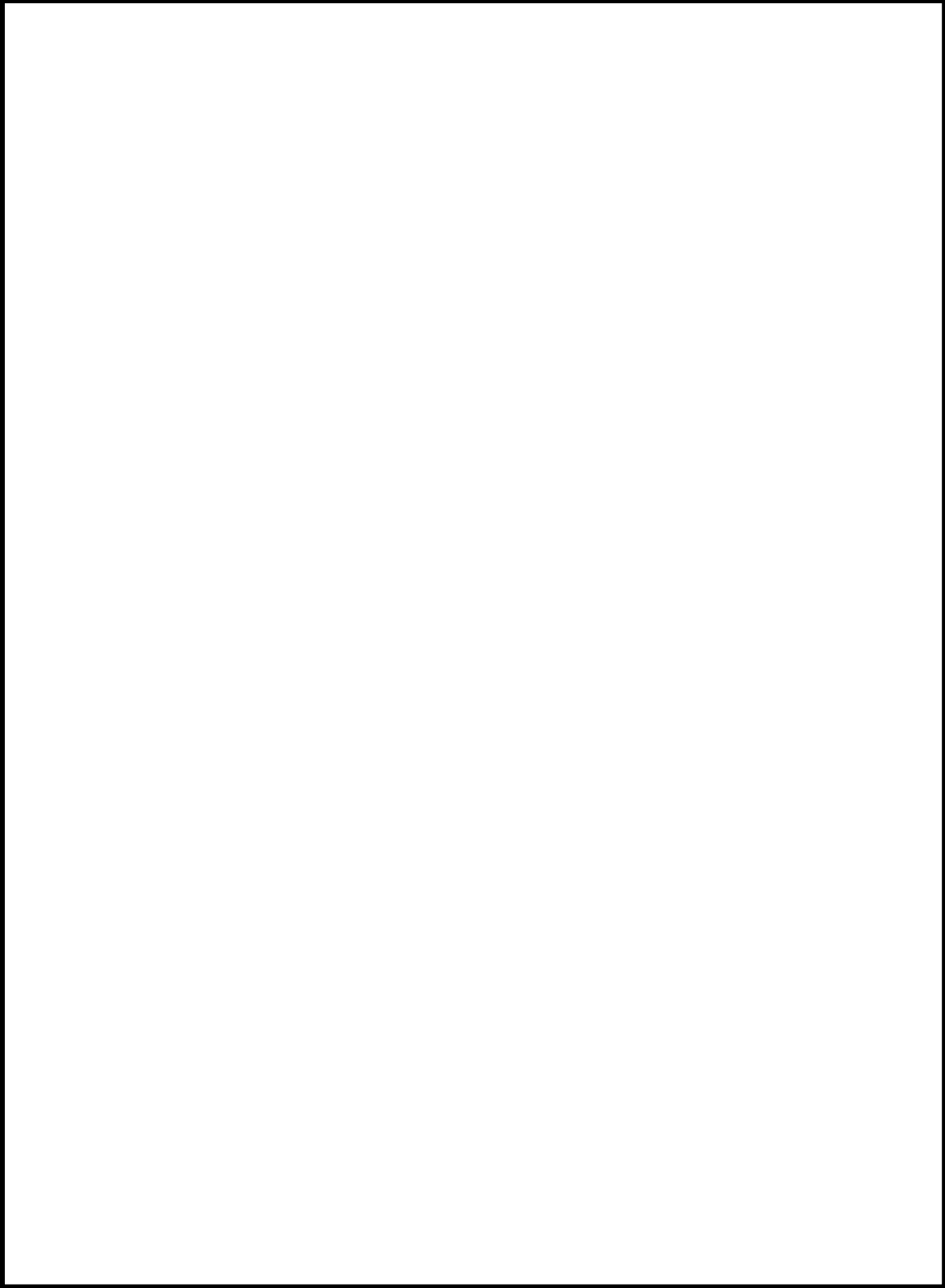


図 2-47 : NIS PAR instrumentation
※参考文献(e)より抜粋

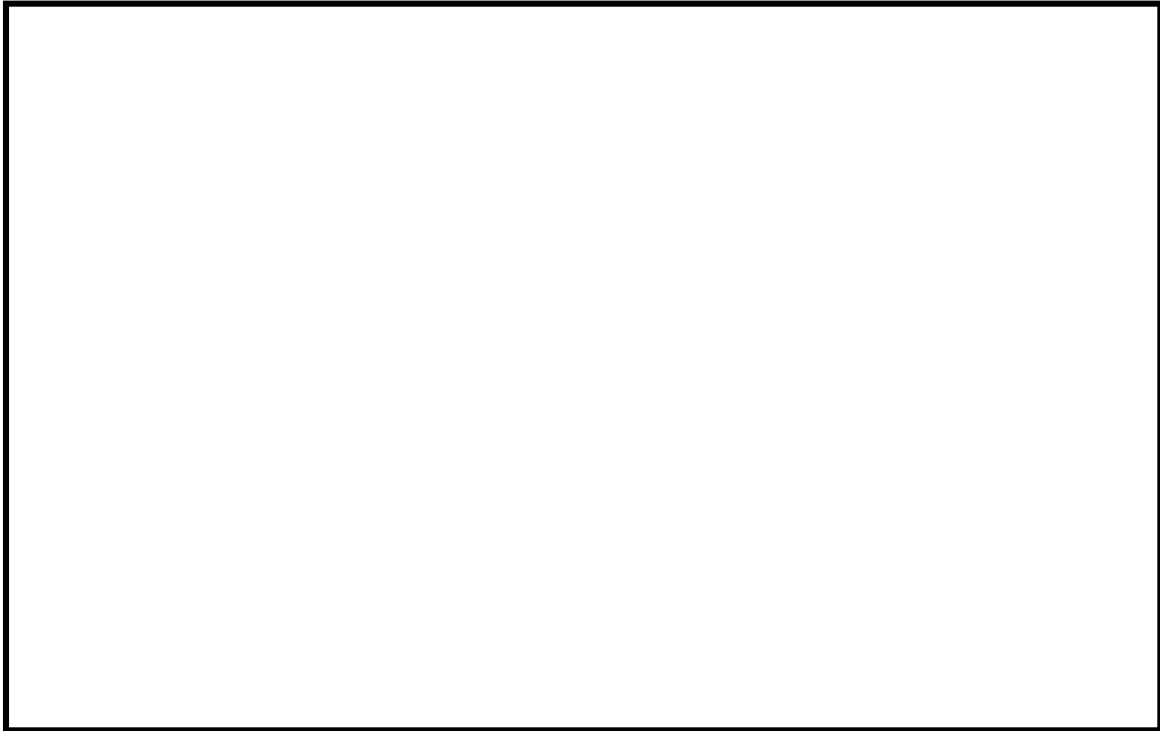


図 2-48 THAI HR-14: Recombiner temperatures
※参考文献(e)より抜粋

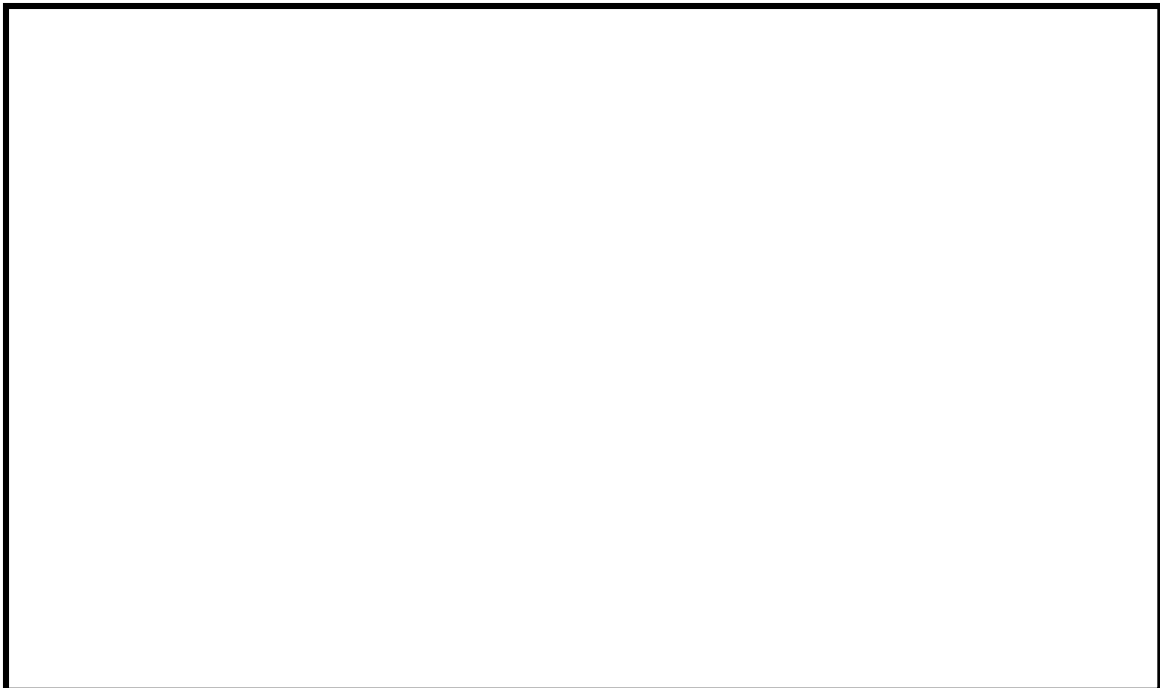


図 2-49 THAI HR-14: Recombiner temperatures
※参考文献(e)より抜粋

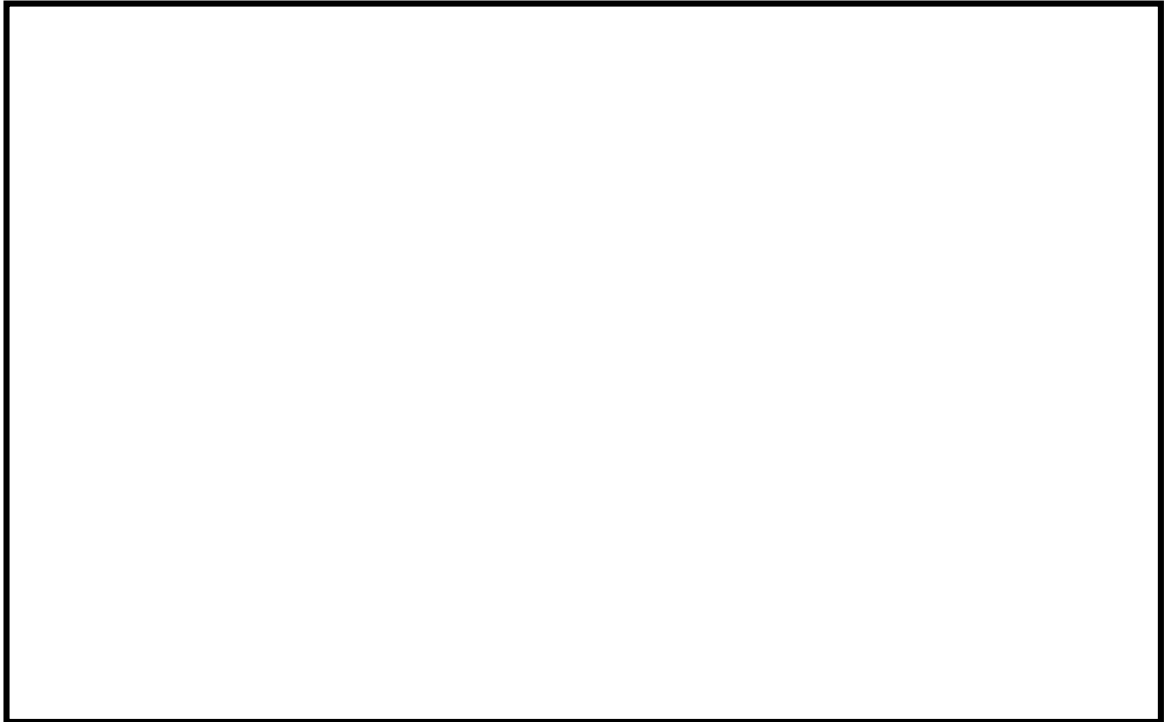


図 2-50 THAI HR-14: Hydrogen concentrations(“wet”) in PAR inlet and outlet
※参照文献(e)より抜粋



図 2-51 THAI HR-14: Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel
※参照文献(e)より抜粋

国内容器試験について

平成 11 年 1 月から平成 13 年 5 月までの期間で電力共通研究「触媒式 FCS 再結合装置適用性研究 (PHASE2)」が実施された。この研究において、水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして、縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており (参照文献 (h))、その試験装置、試験条件等を以下にまとめた。

1. 試験装置

図 (添付 11-1) に容器試験装置の外観を、図 (添付 11-2) に系統図を示す。試験装置は、試験容器、ガス注入系、ガス供給設備、ガス分析系、真空排気装置等から構成されている。図 (添付 11-3) に試験容器を示す。試験容器は、内径 1.5[m]、内高 3.5[m]、容積 5.76[m³]であり、内部に図 (添付 11-4) に示す PAR を設置している。PAR 内部には、高さ 20[cm] × 幅 20[cm] × 厚さ 1[cm] の触媒カートリッジ 5 枚が格納されている。

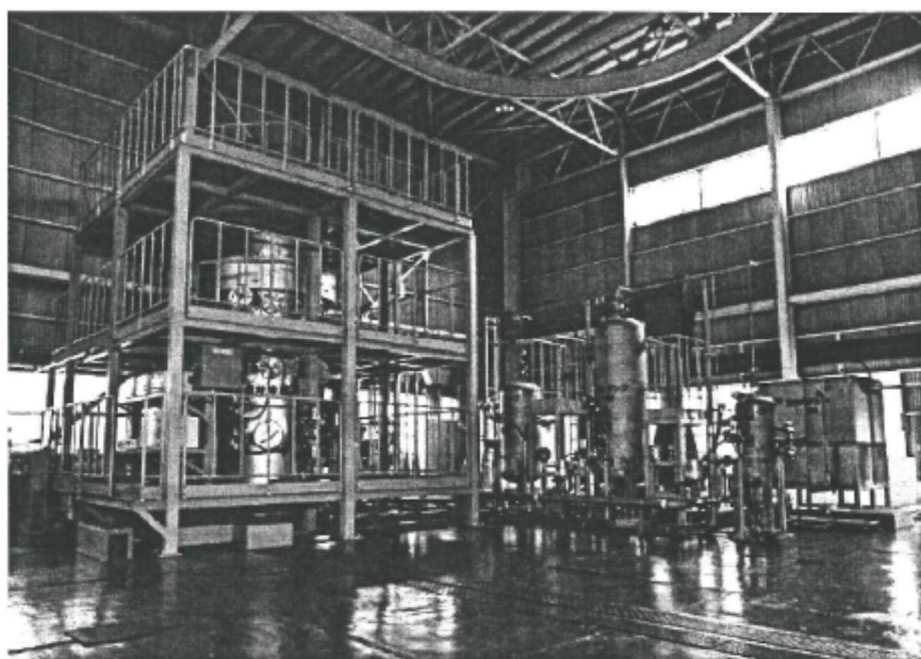
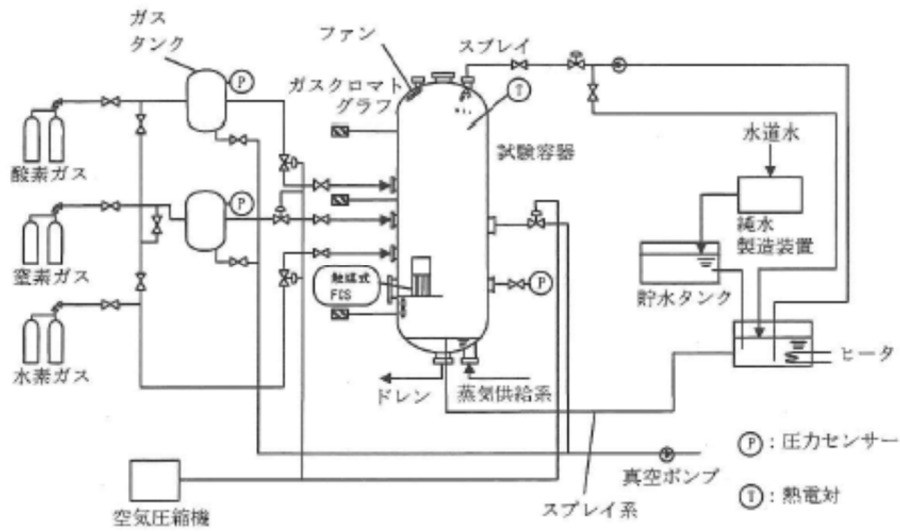


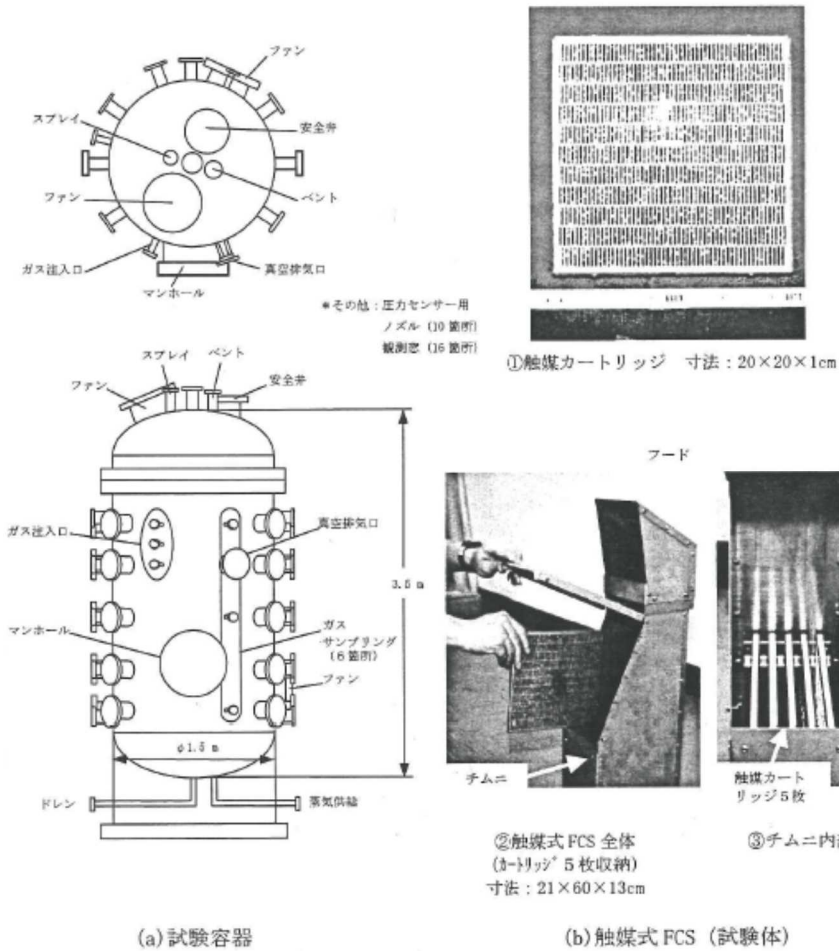
図 (添付 11-1) 試験装置外観

※参照文献 (h) より抜粋



図(添付11-2) 試験装置系統図

※参照文献(h)より抜粋



図(添付11-3) 試験容器

※参照文献(h)より抜粋

図(添付11-4) PAR (試験体)

ここで、本試験にて用いている試験PARとPAR-11（柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉で採用），PAR-22，PAR-44，PAR-88の触媒カートリッジの比較を表(添付11-1)に示す。PARのスケールファクターは、触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として、NIS開発試験時に使用されたプロトタイプPARのカートリッジ枚数（88枚）に対する、使用するPARのカートリッジ枚数の比として、水素処理性能が規定できるとするものである。また、本試験にて用いている試験PARとPAR-11では、カートリッジの幅寸法が異なるが、幅寸法を変更している場合には、入口部開口面積の比で整理し、スケールファクターを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクターを使用することで、実機の縮小モデルにより、水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表(添付11-1) 触媒カートリッジの比較

PARタイプ	触媒カートリッジ			PAR-88に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88に対する入口部開口面積の比	スケールファクター
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ				
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568cm ²	1	1
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784cm ²	0.5	0.5
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892cm ²	0.25	0.25
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946cm ²	0.125	0.125
国内試験用PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190cm ²	0.0251	0.0251

2. 試験条件

本試験においては、原子炉格納容器内の条件を模擬し、スプレー流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが、表(添付11-2)にスプレー無しで実施された試験条件を示す。

表(添付11-2) 試験条件

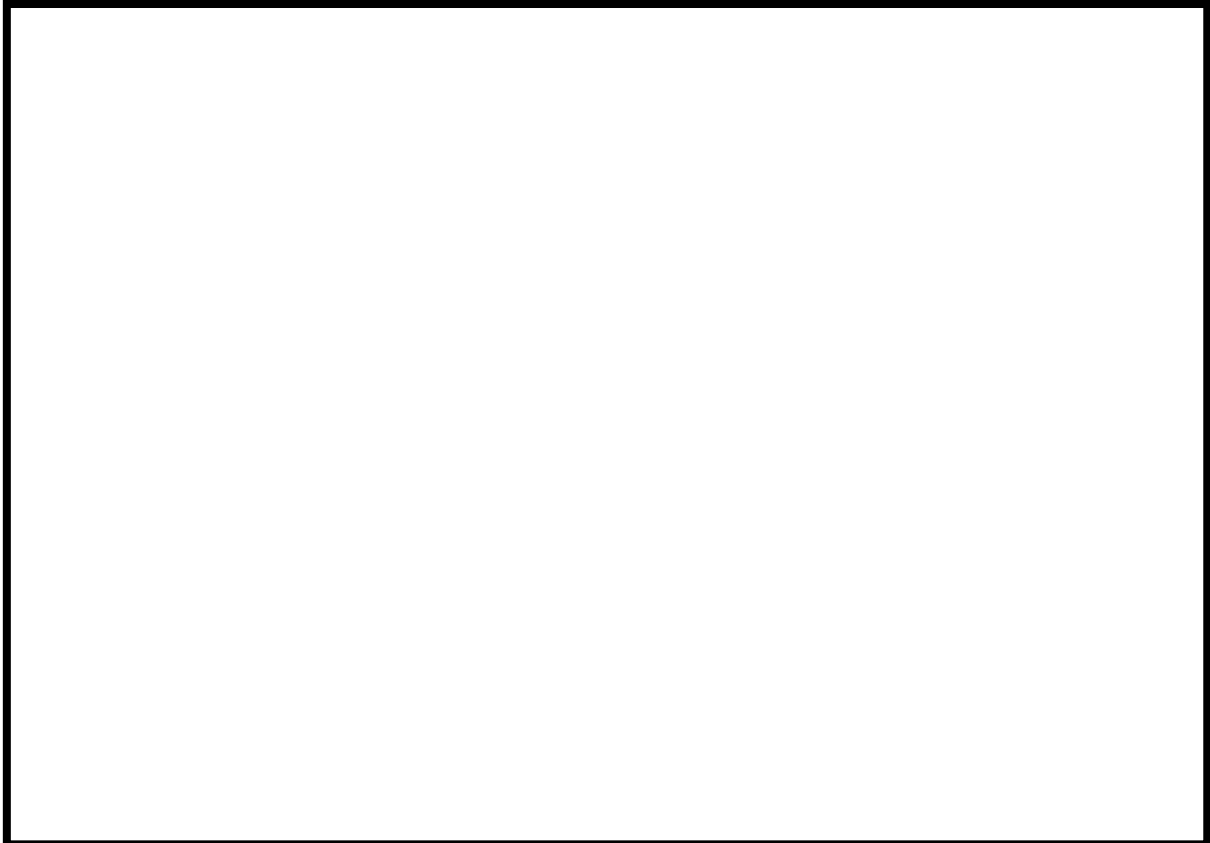
RUN No.	スプレー流量 (L/min)	水素濃度 (vol%)	酸素濃度 (vol%)	圧力 (MPa)	温度 (K)
RUN-2	—	0.5～3	3.5	0.13	333

3. 試験方法と試験手順

試験容器内を約0.13[kPa]（約1[torr]）まで減圧した後、所定の分圧になるように窒素及び酸素ガスを注入し、その後、試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に、水素を容器に注入してPARによる水素、酸素の再結合反応状態について確認する。

4. 試験結果

図(添付11-5)に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より、試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は、保守側となっていることが確認できる。



図(添付11-5) 試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較

※参考文献(h)より抜粋

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について

(1) 目的

静的触媒式水素再結合器（以下、PARという。）は、原子炉建屋内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。


PARは、触媒における再結合反応により水素を除去する設備であるので、水素濃度の上昇に従って装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図(添付12-1)、図(添付12-2)）ことから、PARに温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PARによる水素処理が行われていることを確認することができれば、事故対処時の有効な情報となると考えられる。

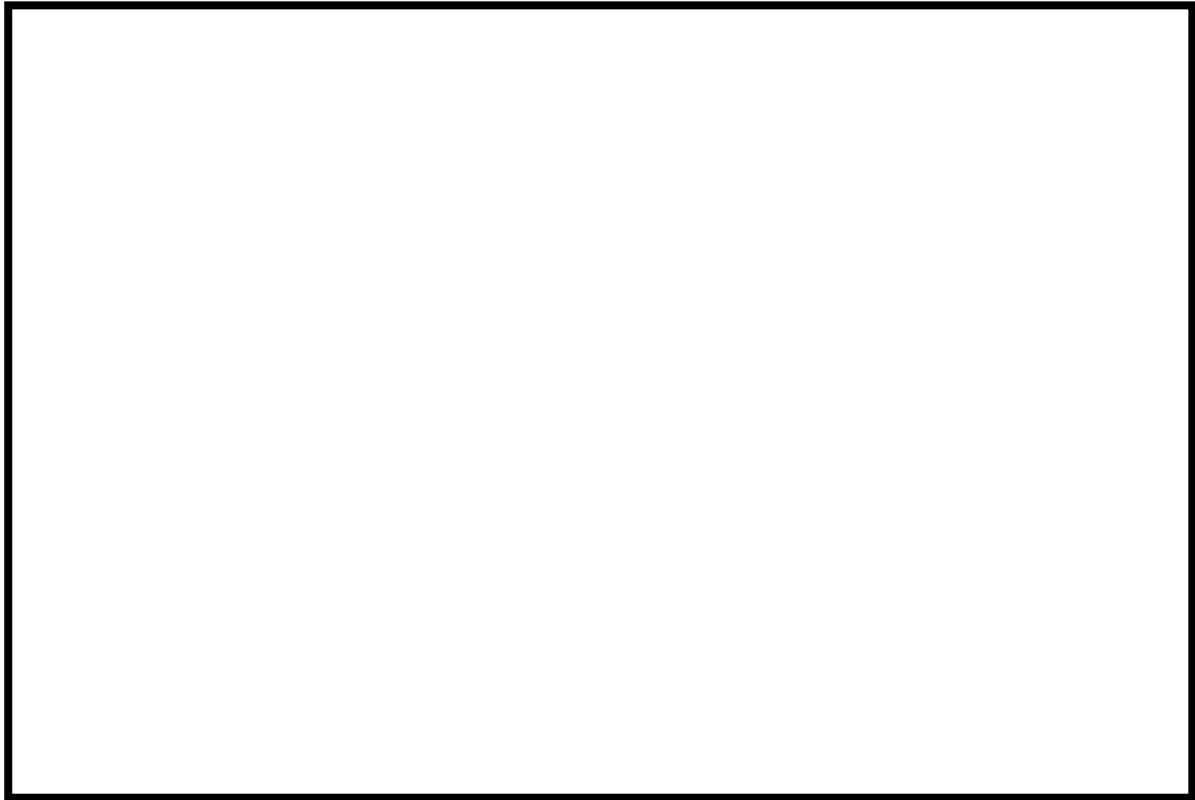
このことから、原子炉建屋内に設置されているPAR（2個）に、熱電対を入口側と出口側に取り付け、中央制御室にてPARの温度を確認できるようにし、重大事故対処時の監視情報の充実を図る。



図(添付12-1) SNLで行われた試験用PAR 概要


※参考文献(b)より抜粋

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-2) SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

※参照文献(b)より抜粋

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

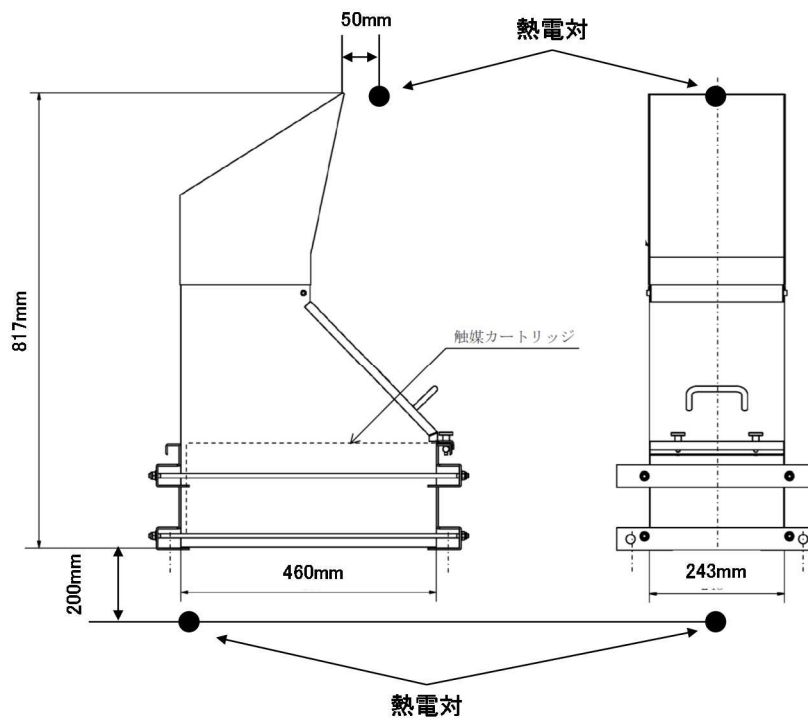
(2) 設備概要

PAR2個に対し，入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のPARの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は，PAR入口及び出口近傍に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにしている。

実験結果（図(添付12-2)）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度1.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約40K，水素濃度4.0vol%程度でPAR入口と出口のガス差温度は約170Kになっており，PARの入口側と出口側の差温度が明確であることから，PAR動作を把握することができる。

なお，PAR の入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮した PAR 動作監視方法について，PAR 実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。



図(添付12-3) PARへの熱電対取り付け位置

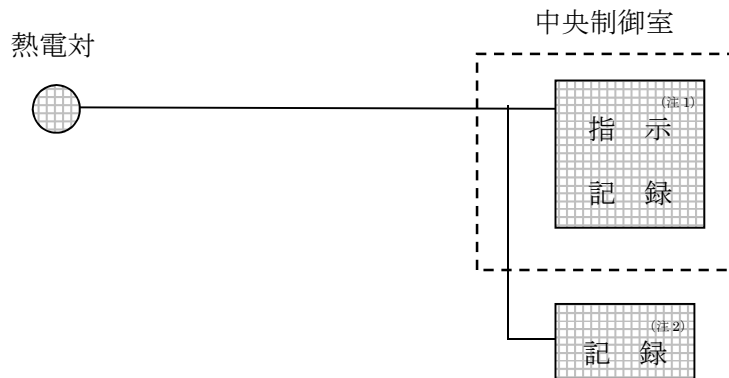
PARへの熱電対取り付け位置は、サポートとの干渉を考慮したPAR筐体付近への取り付け性、固定性、保守性等を考慮してPAR入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図(添付12-3)）。

熱電対シースは外径4.8mmであり、PARへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図(添付12-4)）。

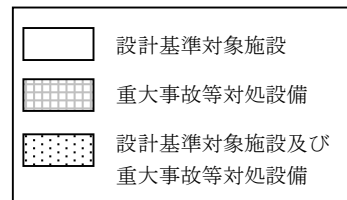
表(添付12-1) PAR入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR入口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2
PAR出口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋4階	2



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

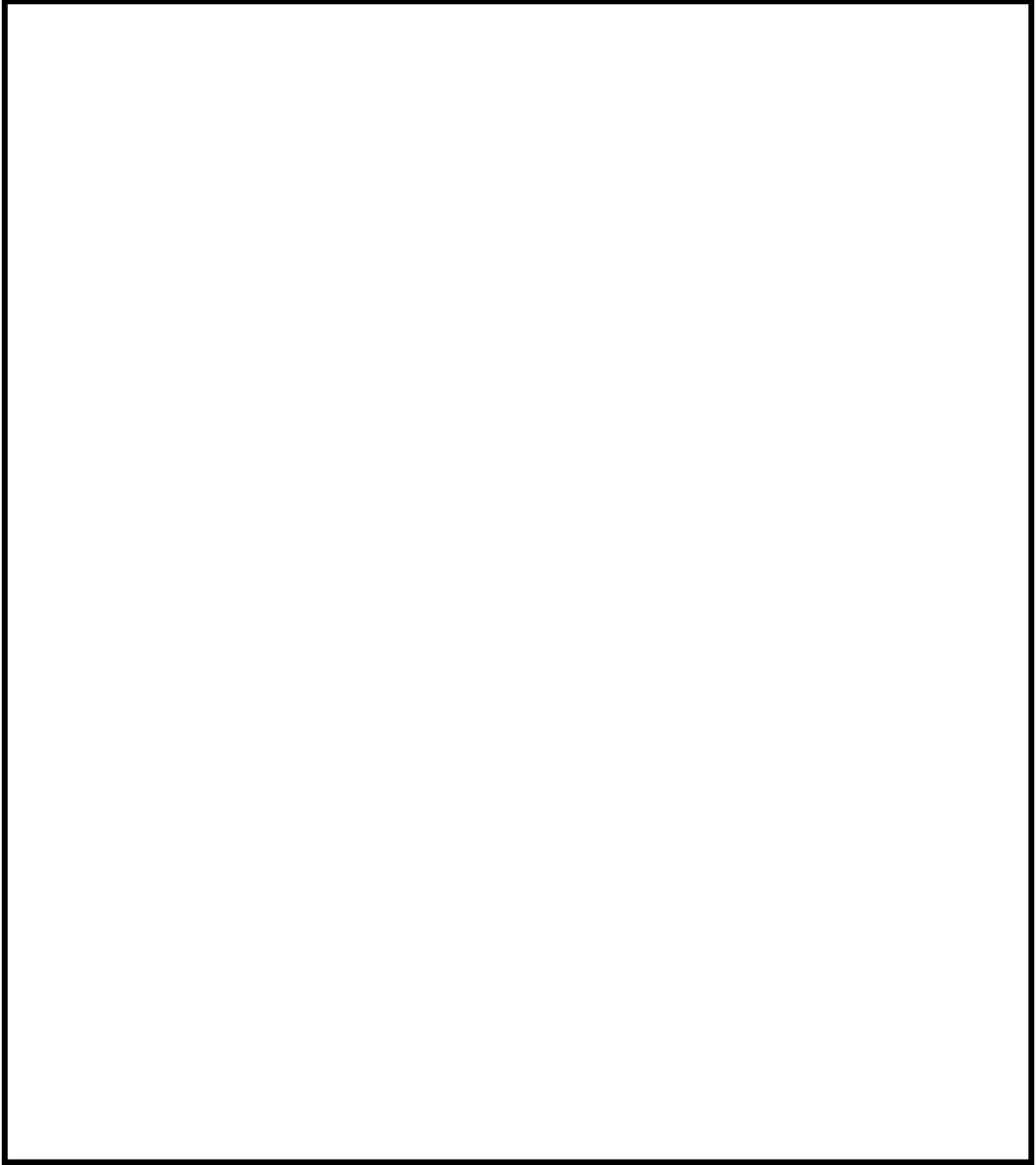


図(添付 12-4) PAR 動作監視装置の概略構成図


(3) PAR 動作監視装置の設置場所

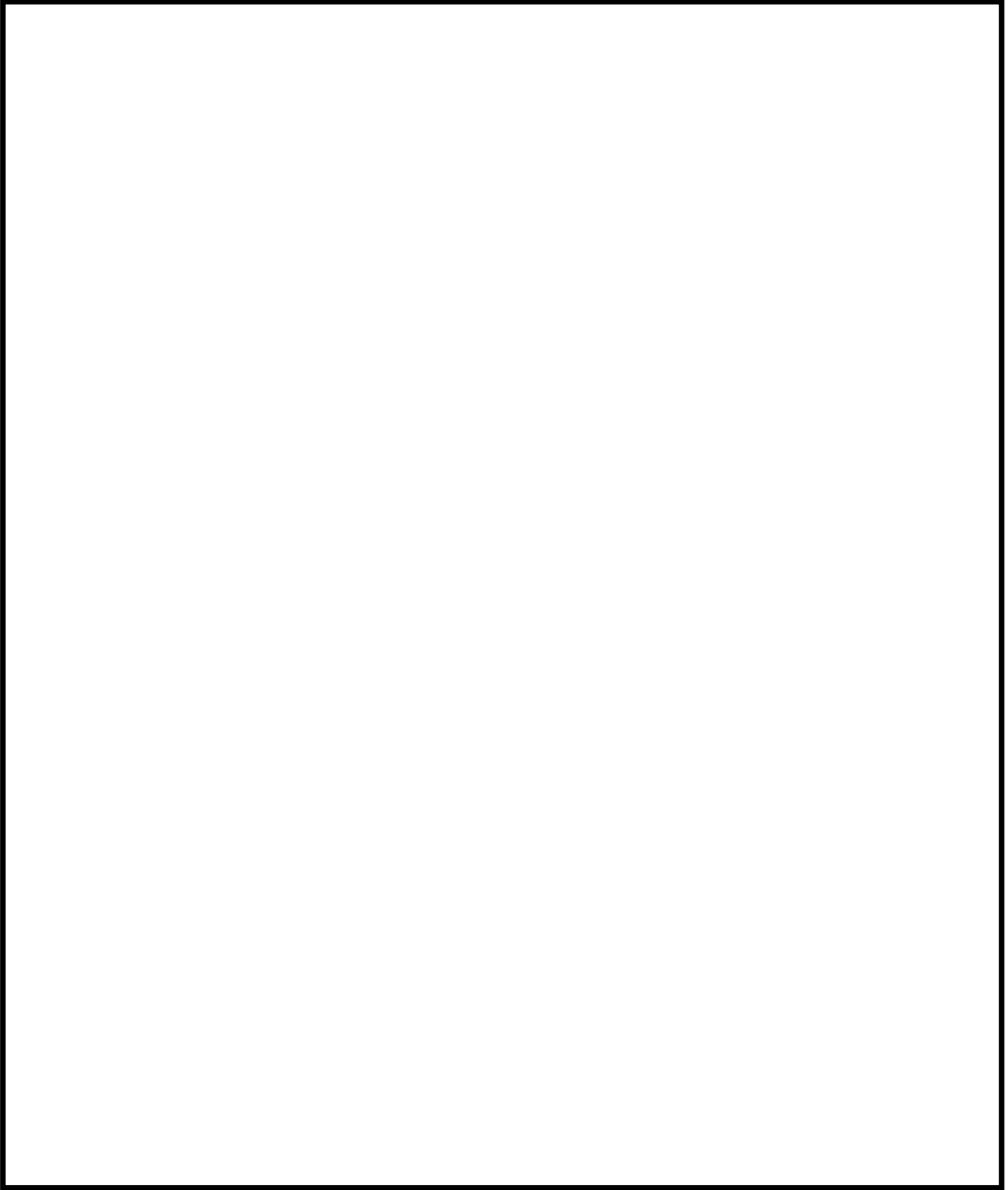
PAR は水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。従って、オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから、オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している（「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照）。

以上を考慮して、PAR動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して、オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ1台のPARに設置している。




図(添付 12-5) 機器配置図 (6号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 12-6) 機器配置図 (7号炉)

 : 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。

原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は、格納容器から漏えいした水素を処理するためにオペレーティングフロアに PAR を設置し、格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素をオペレーティングフロアで再結合処理することで、原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には、小部屋になっている箇所もあるため、そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき小部屋について

重大事故時において、格納容器から水素が漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち、重大事故時において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして、格納容器変形に伴い開口が比較的生じるトップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ、エアロックがあり、水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって、水素影響を考慮すべきトップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで、小部屋にあるものを抽出した結果、表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。

表(添付 13-1) 水素影響を考慮すべき小部屋 (6号炉及び7号炉)

漏えいフロア	漏えい箇所
2 階	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウエル所員用エアロック
	ISI ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウエル所員用エアロック

3. 小部屋のダクトについて

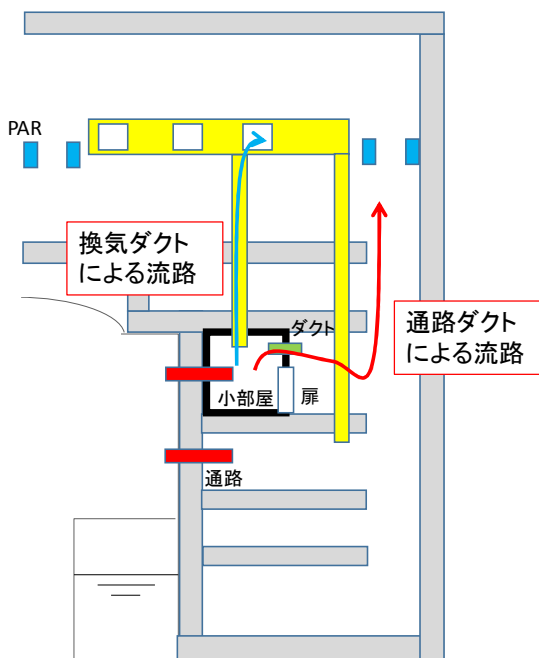
水素影響を考慮すべき小部屋について、水素がオペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には、各階の通路に繋がるダクト（以下、通路ダクトという）と、オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下、換気ダクトという）がある。

1) 通路ダクトについて

各階の通路は、各フロアに設置されたハッチにより、最地下階からオペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため、通路ダクトにより通路部に抜けた水素は、オペレーティングフロアに流れる流路があるため、オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。

2) 換気ダクトについて

換気ダクトはオペレーティングフロアに繋がるダクトであるため、小部屋の水素はオペレーティングフロアに流れる流路がある。よって、この流路を通過してオペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。



図(添付 13-1) 通路ダクト，換気ダクトによる流路のイメージ

水素影響を考慮すべき小部屋について、通路ダクト、換気ダクトの有無を整理した結果を6号炉については表(添付13-2)、7号炉については表(添付13-3)に示す。

表(添付13-2) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (6号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	無※	有	※隣部屋との境界は、気密性のない遮蔽体 隣部屋に通路ダクトあり
下部ドライウエル所員用エアロック	有	有	

表(添付13-3) 小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無 (7号炉)

貫通部	通路ダクトの有無	換気ダクトの有無	備考
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
上部ドライウエル所員用エアロック	有	有	
ISI ハッチ	有	有	
S/C 出入口	有	有	
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	有	有	
下部ドライウエル所員用エアロック	無※	有	※隣部屋に繋がるダクトあり。 隣部屋に通路ダクトあり

これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが、水素の流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから、水素の流路として考慮する。

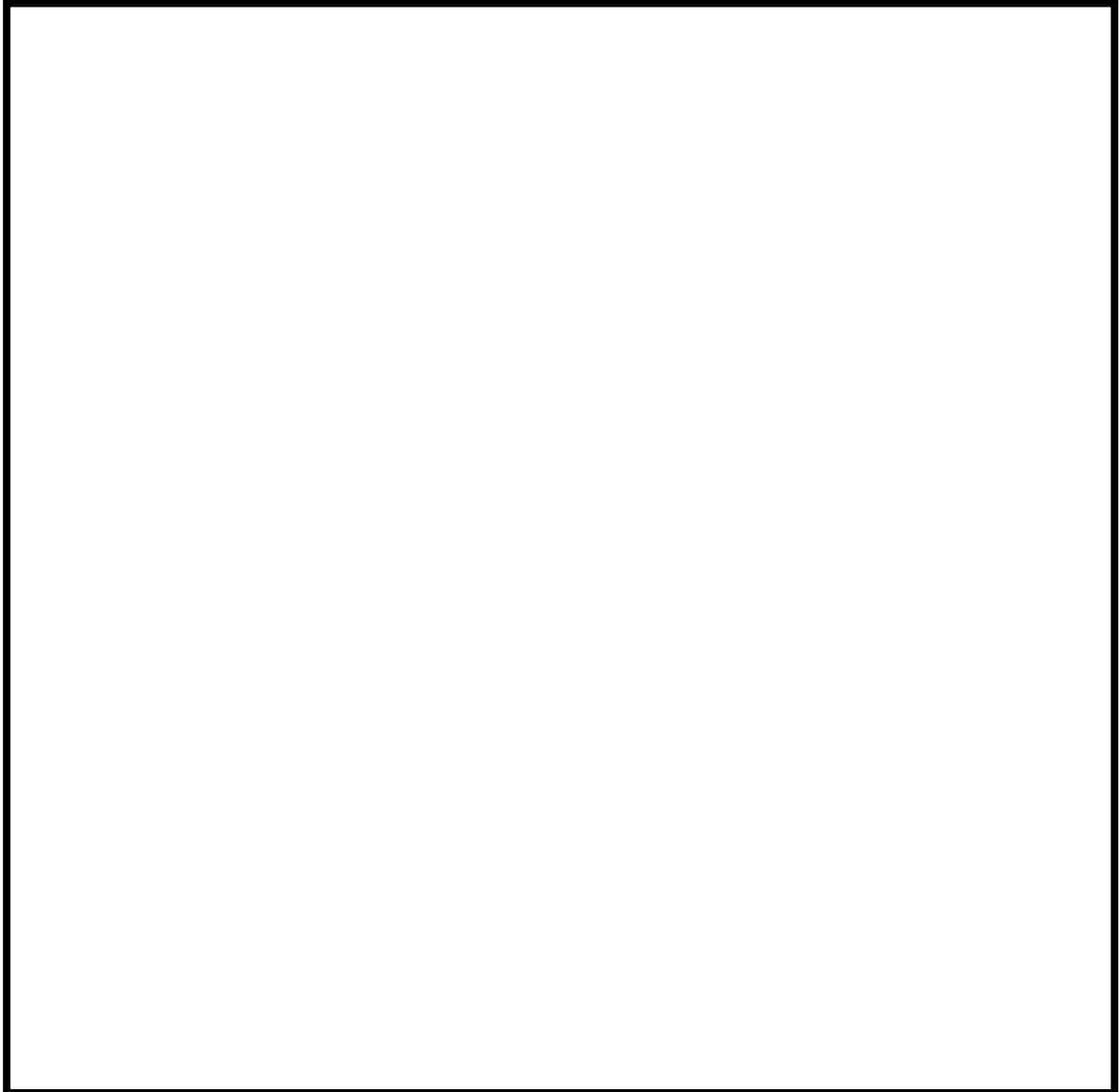
4. 小部屋の水素対策について

小部屋に漏えいした水素は、表(添付13-2)及び表(添付13-3)で示すようにオペレーティングフロアに水素が流れる流路の有無を確認し、水素影響の考慮が必要になると判断した場合は、オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し、水素濃度の上昇を抑制する。

5. 小部屋の水素濃度の評価例について

小部屋における水素影響について，換気ダクトの効果を確認するため，下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として，2.2.2同様，汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した結果を以下に示す。

解析モデルのイメージ図を図(添付 13-2)に示す。



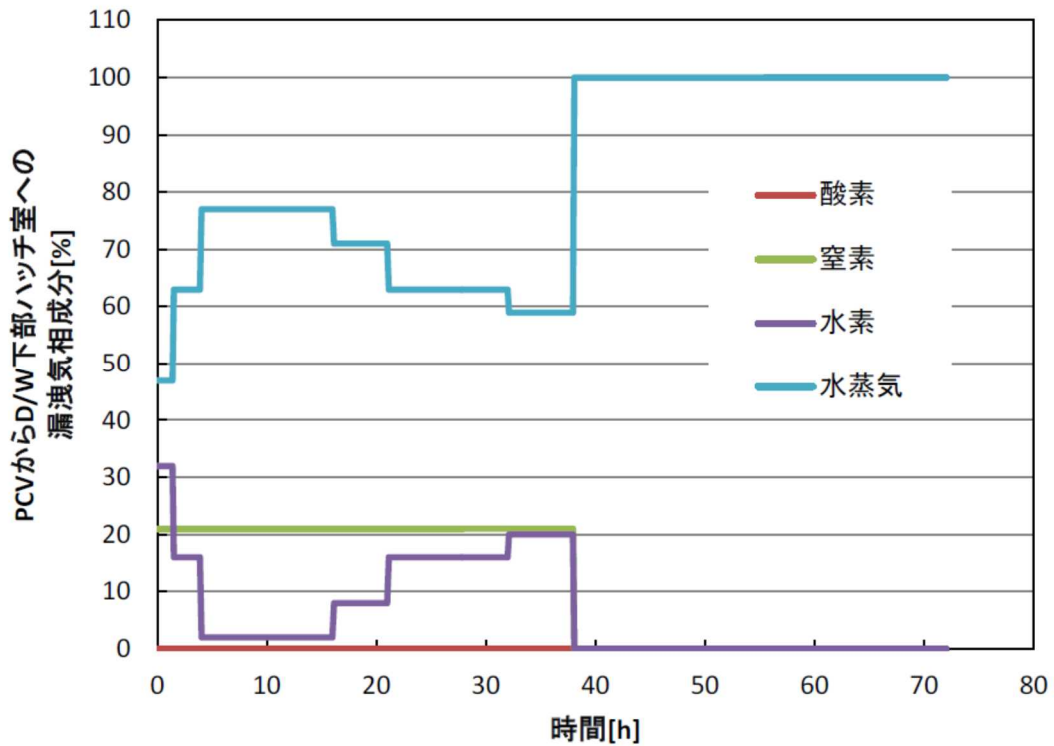
図(添付 13-2) 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室 解析モデルイメージ

格納容器から室内へのガス漏えい条件は、2.2.2.3のケース2に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「オペレーティングフロア+下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表(添付13-4)、図(添付13-3)を用い、事故後72時間までの評価を行う。なお、保守的に格納容器ベント実施(38時間)までは2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様、格納容器限界圧力(620kPa[g])、格納容器限界温度(200℃)、格納容器漏えい率1.5%/day一定とし、格納容器ベント実施後は2.2.2.2の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。

表(添付13-4) 格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

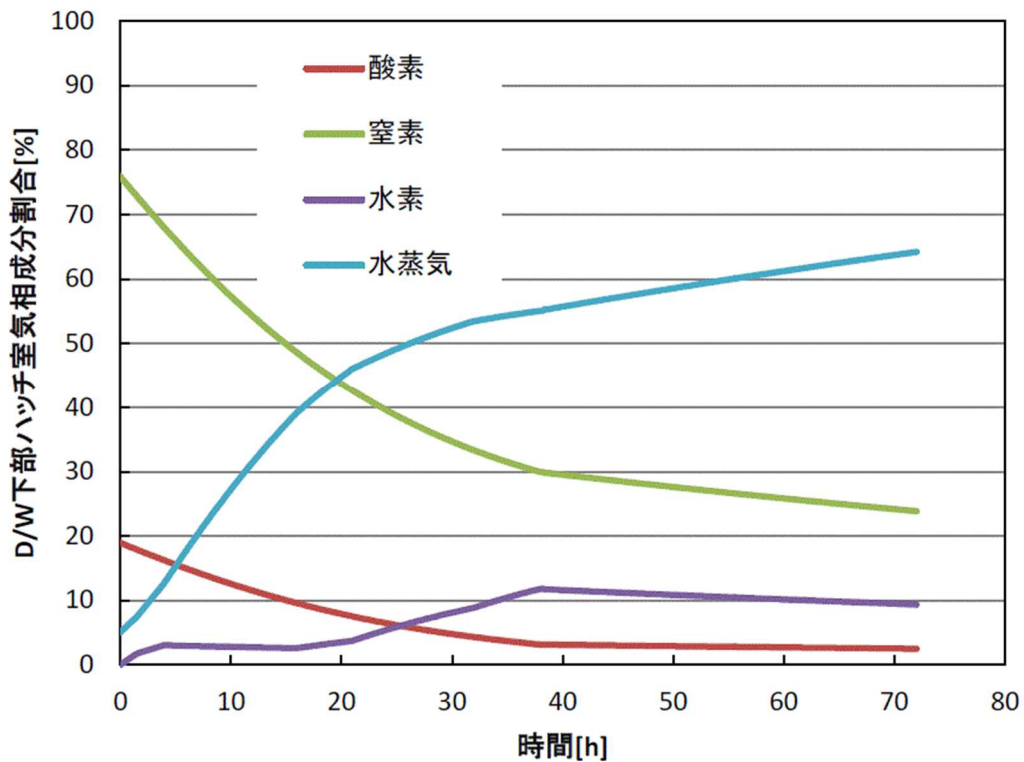
項目	解析条件			
	0～1.5時間	1.5～4時間	4～16時間	16～21時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day

項目	解析条件		
	21～32時間	32～38時間	38～72時間
圧力	620kPa[g] (2Pd)	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day



図(添付 13-3) 格納容器からハッチ室への漏えいガス成分割合 (vol%)

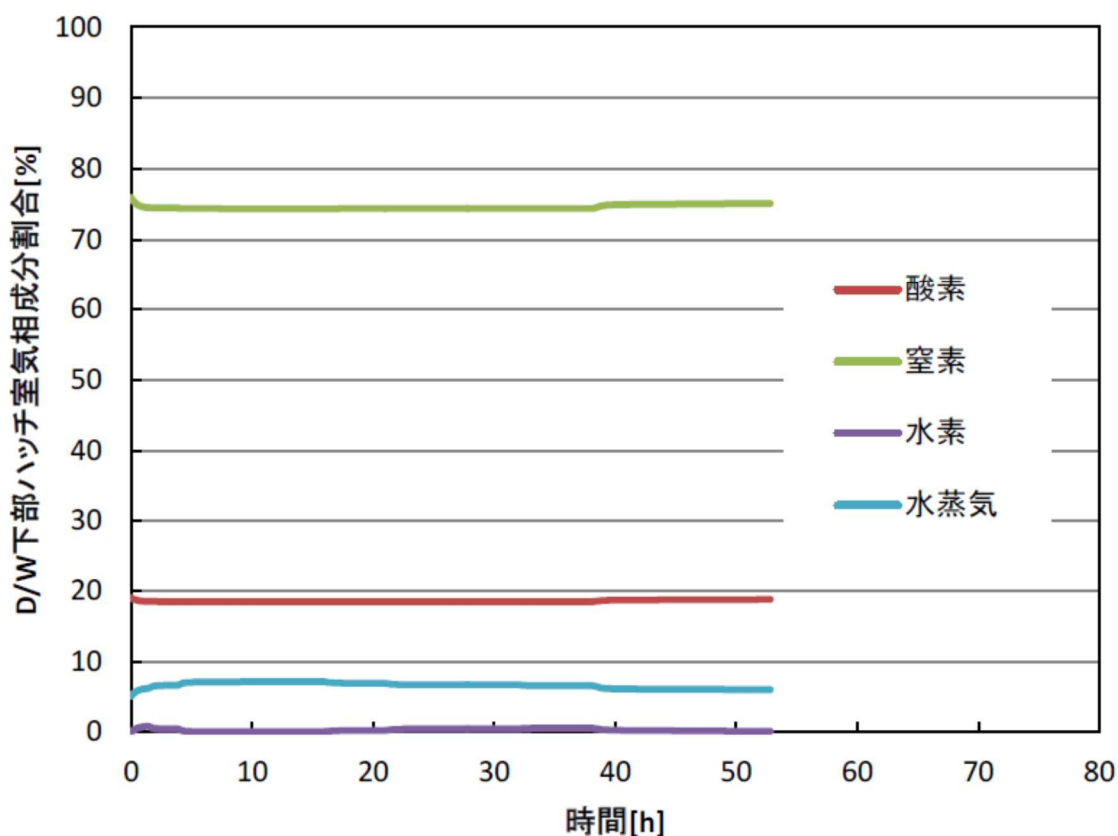
解析結果を図(添付 13-4)に示す。



図(添付 13-4) ハッチ室気相成分割合 (水素濃度最大箇所)

格納容器ベント実施前（38 時間）までは格納容器から漏れいする水蒸気・窒素・水素の混合気体によってハッチ室内の空気（窒素・酸素）が押し出され、格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏れいする水蒸気によってハッチ室内の空気（水蒸気・窒素・酸素・水素）が押し出されていることから、ハッチ室内に漏れいした水素は換気ダクトを通じて PAR を設置しているオペレーティングフロアに導かれることを確認できた。

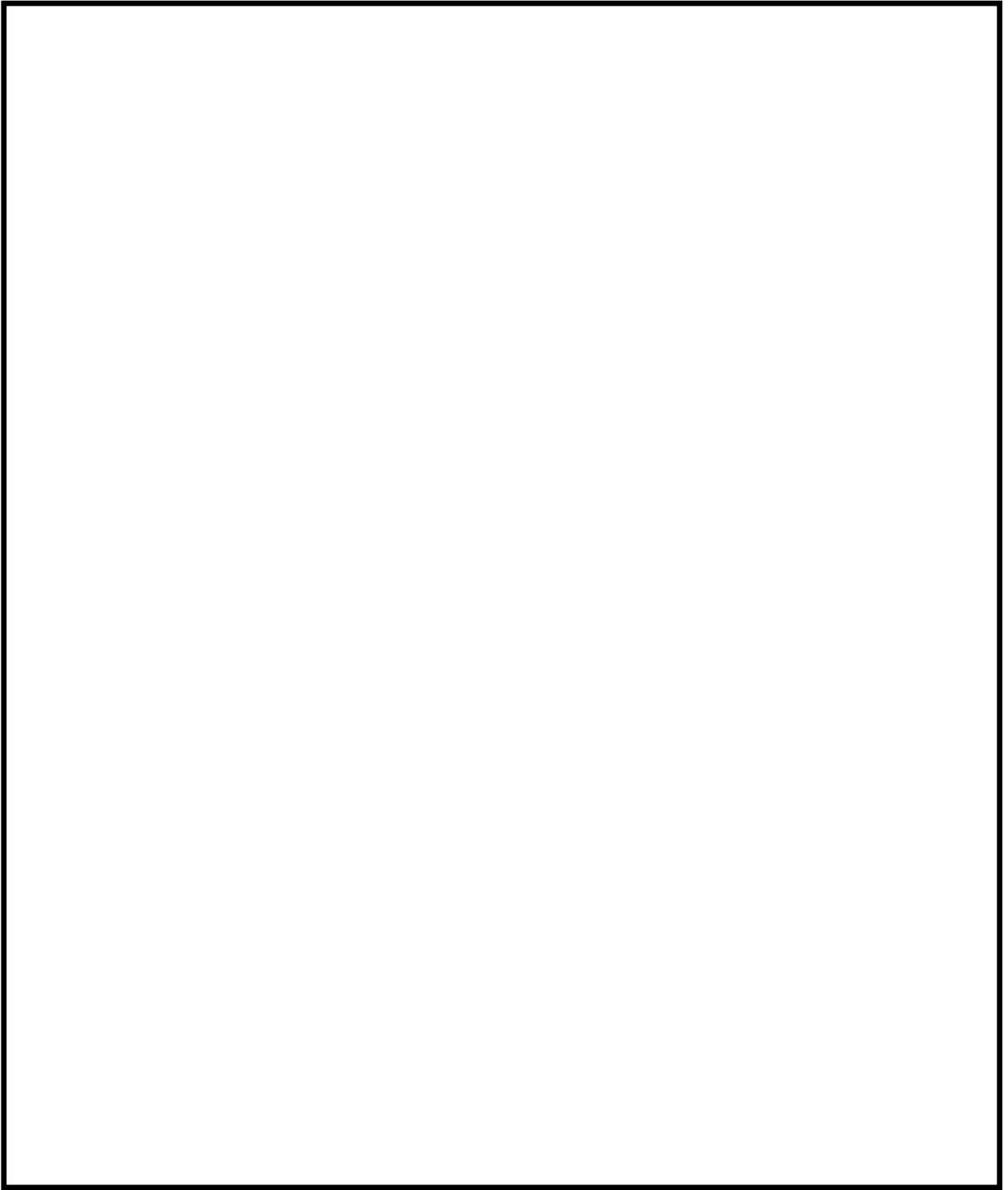
なお、下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから、この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し、その他の条件は表(添付 13-4)、図(添付 13-3)と同様とした場合の解析結果を図(添付 13-5)に示す。なお、解析時間は格納容器ベント実施（38 時間）後に静定するまでとした。




図(添付 13-5) ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所、ガス流出入条件見直し後）

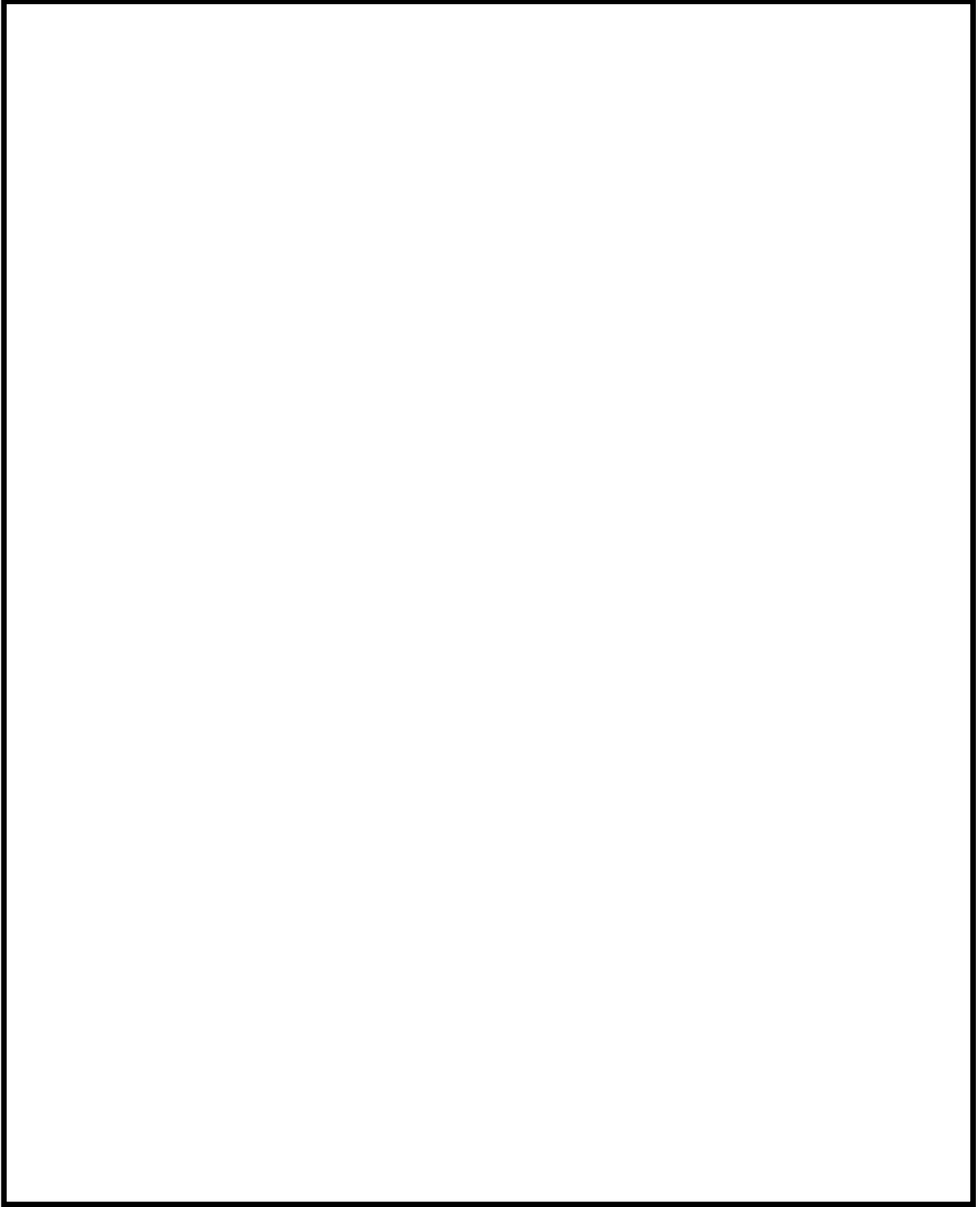
換気ダクトの効果を確認することはできないが、ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。

ただし、小部屋に漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、表(添付 13-2)及び表(添付 13-3)に示す小部屋に漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素が漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。




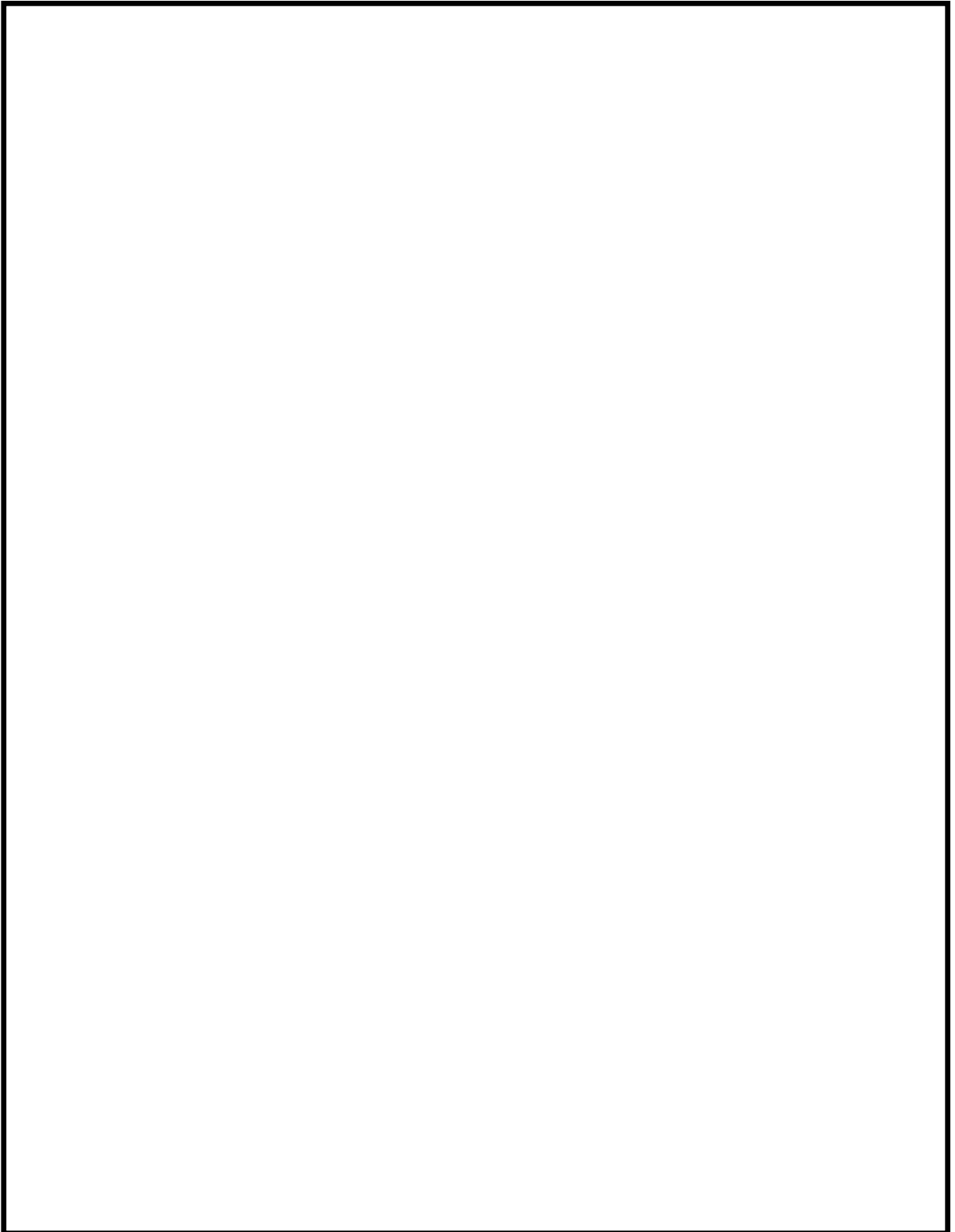
図(添付 13-6) 機器配置図 (6号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。




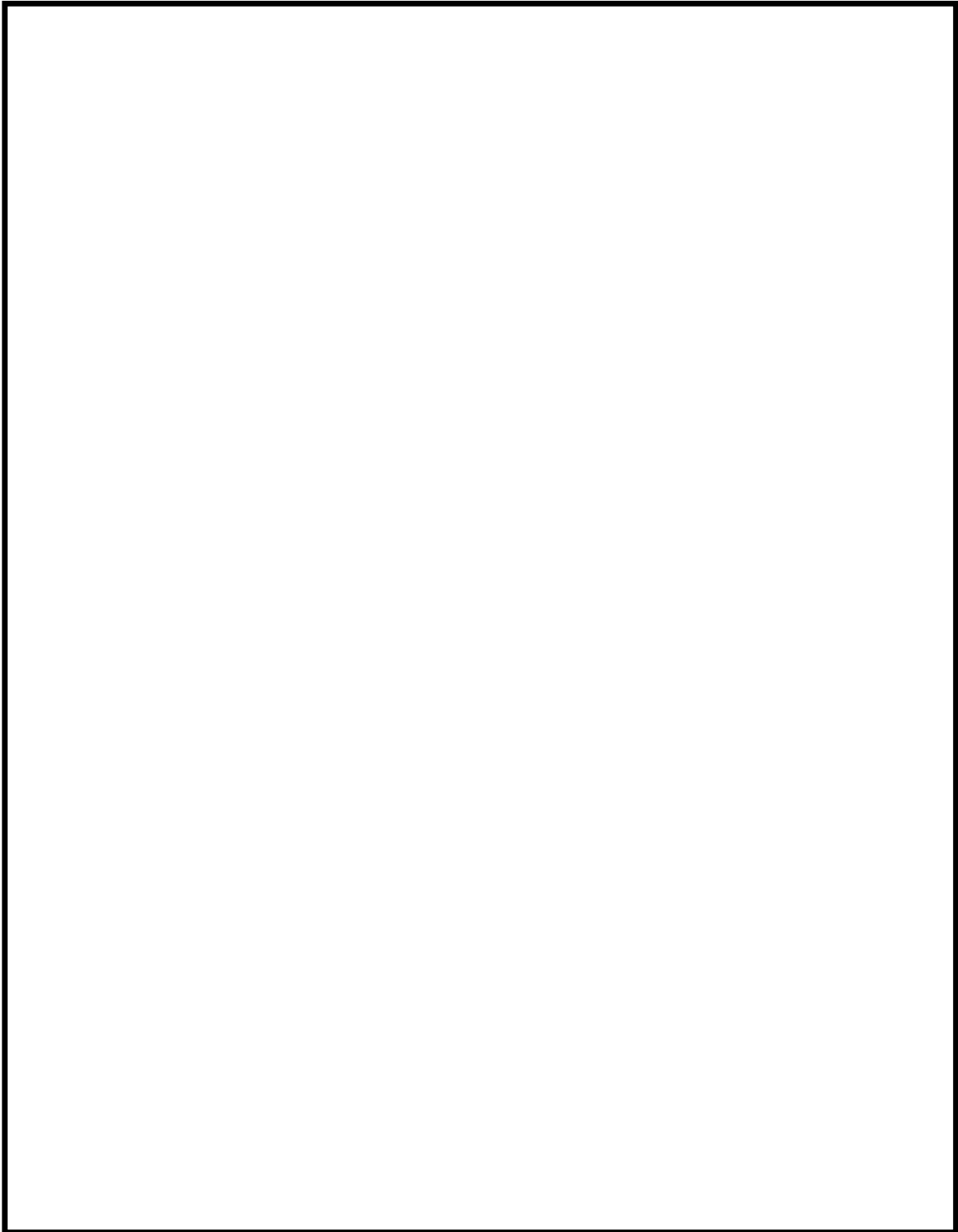
図(添付 13-7) 機器配置図 (6号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。




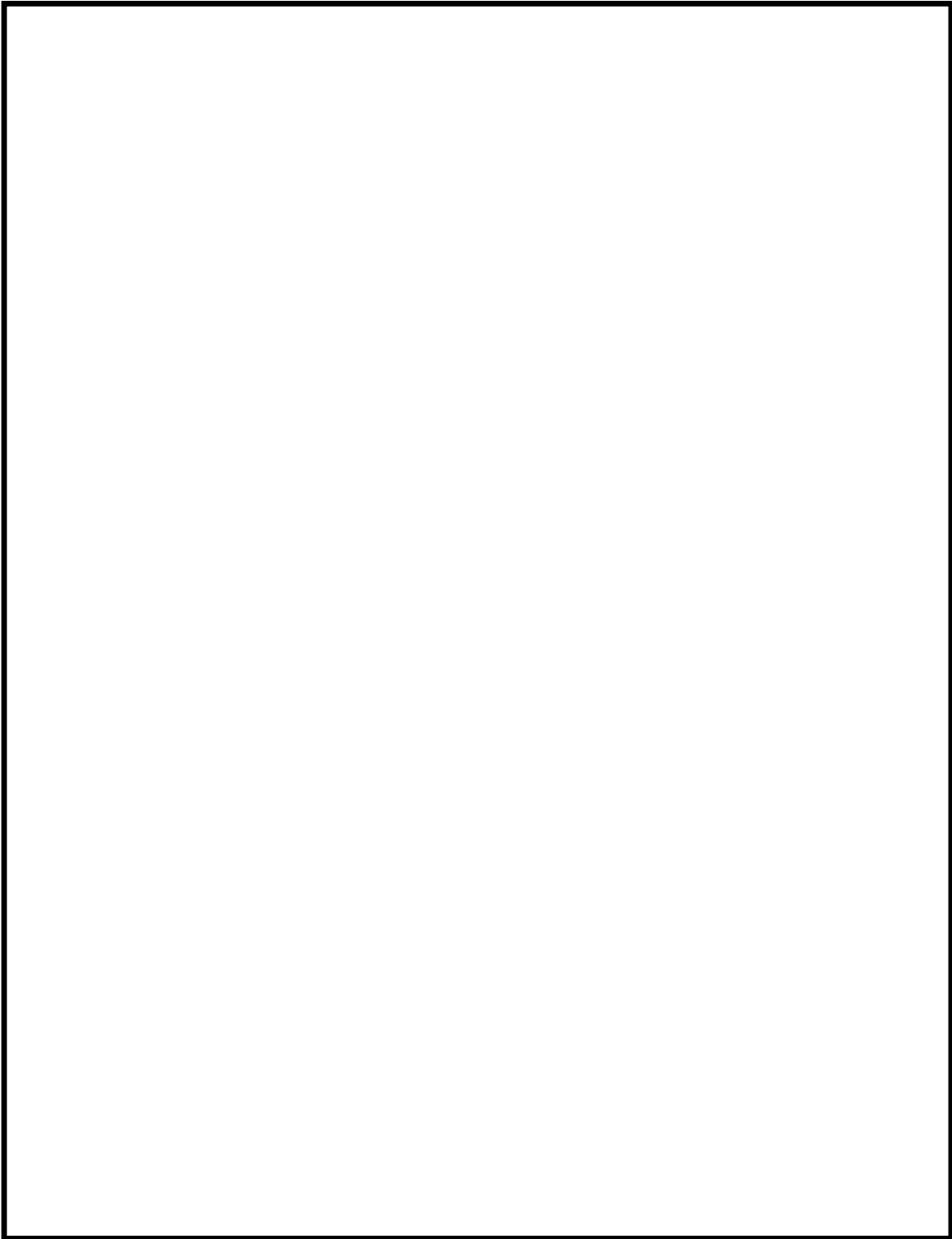
図(添付 13-8) 機器配置図 (6号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。




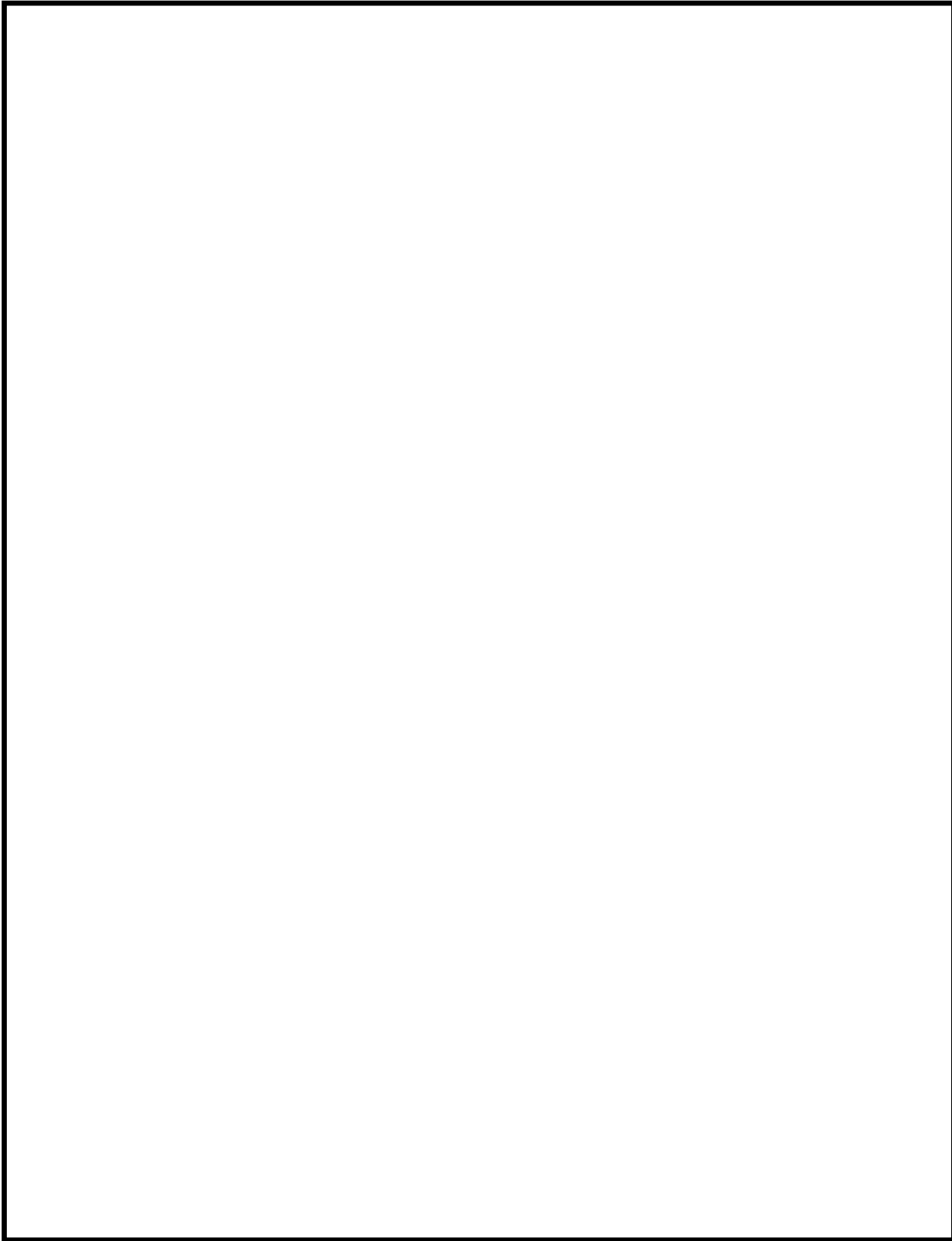
図(添付 13-9) 機器配置図 (7号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。




図(添付 13-10) 機器配置図 (7号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図(添付 13-11) 機器配置図 (7号炉)

: 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.3 水素濃度監視設備について

2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建屋水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、水-ジルコニウム反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 設備概要

a. 機器仕様

検出器：熱伝導度方式

計測範囲：水素濃度0～20vol%

個数：7

b. 配置場所

図(添付 13-6)～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り

なお、添付 13 にて記載した小部屋（図(添付 13-6)～図(添付 13-11)）に漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、小部屋に漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素が漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

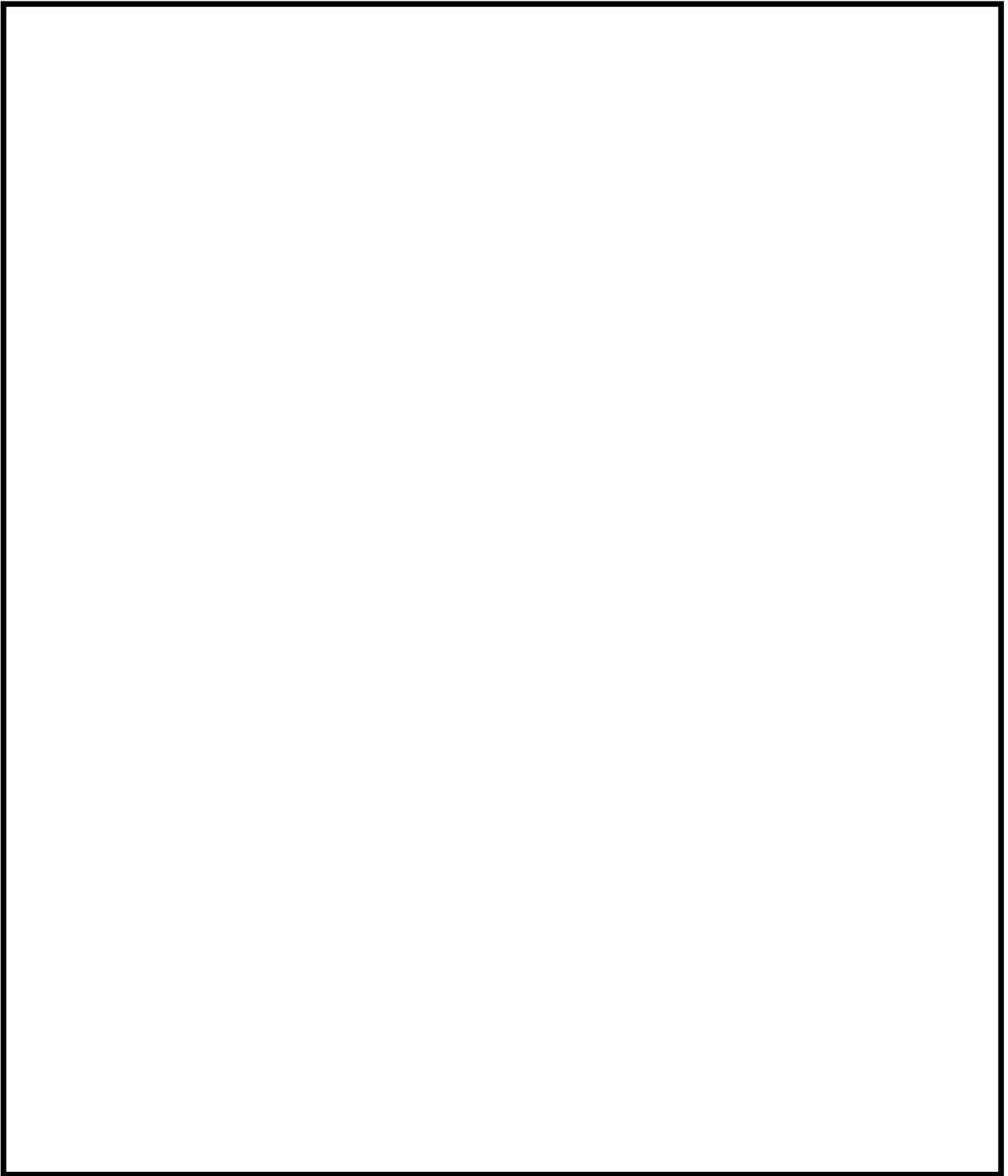


图 2-52 機器配置图 (6 号炉)

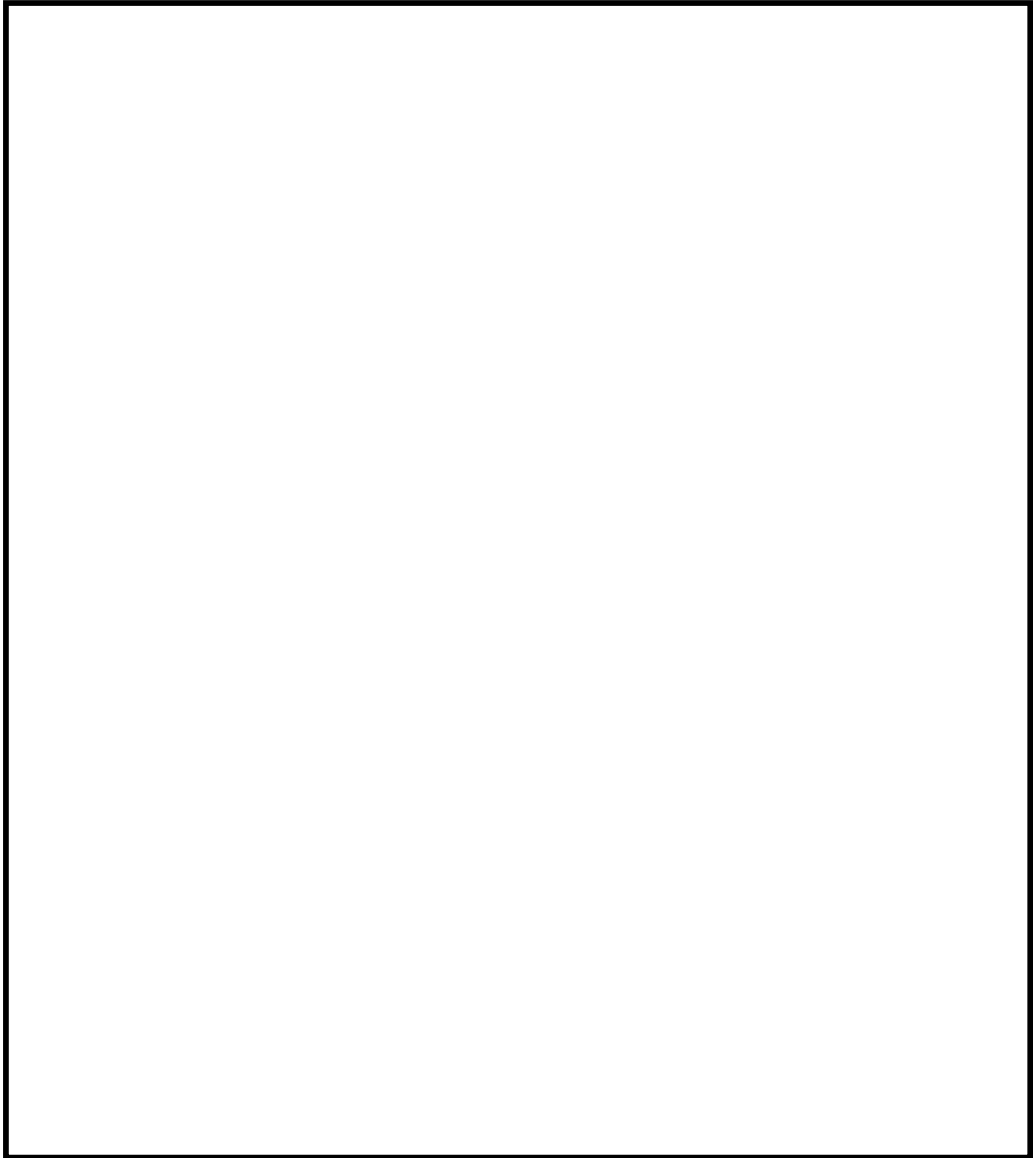



図 2-53 機器配置図 (7号炉)

 : 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

c. システム構成

原子炉建屋水素濃度は、熱伝導度方式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号は、演算器にて水素濃度信号に変換することで、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図2-54に示す。

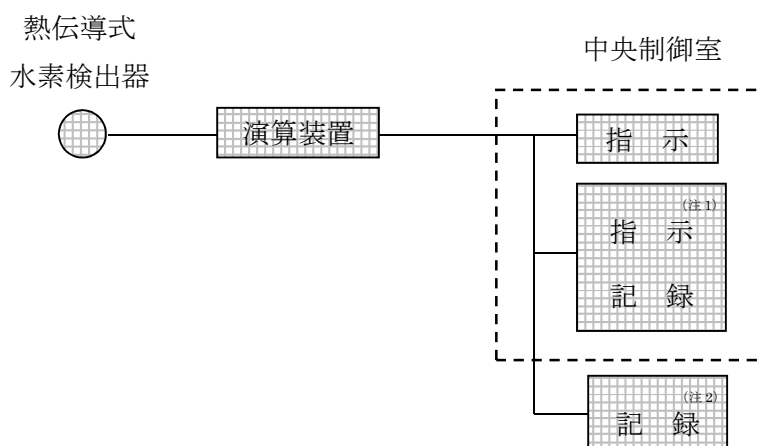
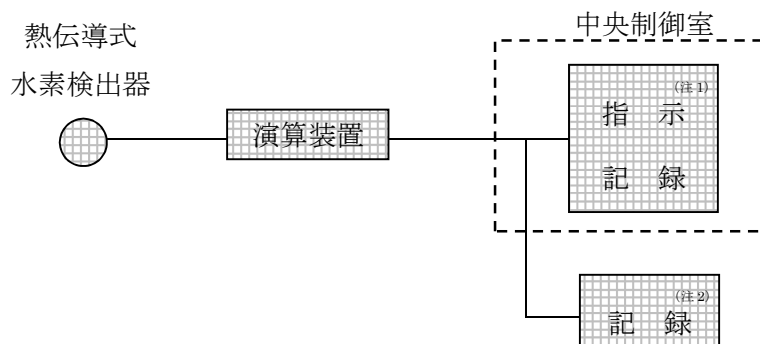


図 2-54 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

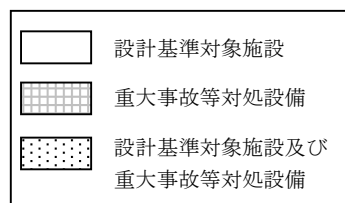


図 2-55 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 代替電源の確保

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、代替電源設備から供給可能な設計としている（図2-56, 57参照）。

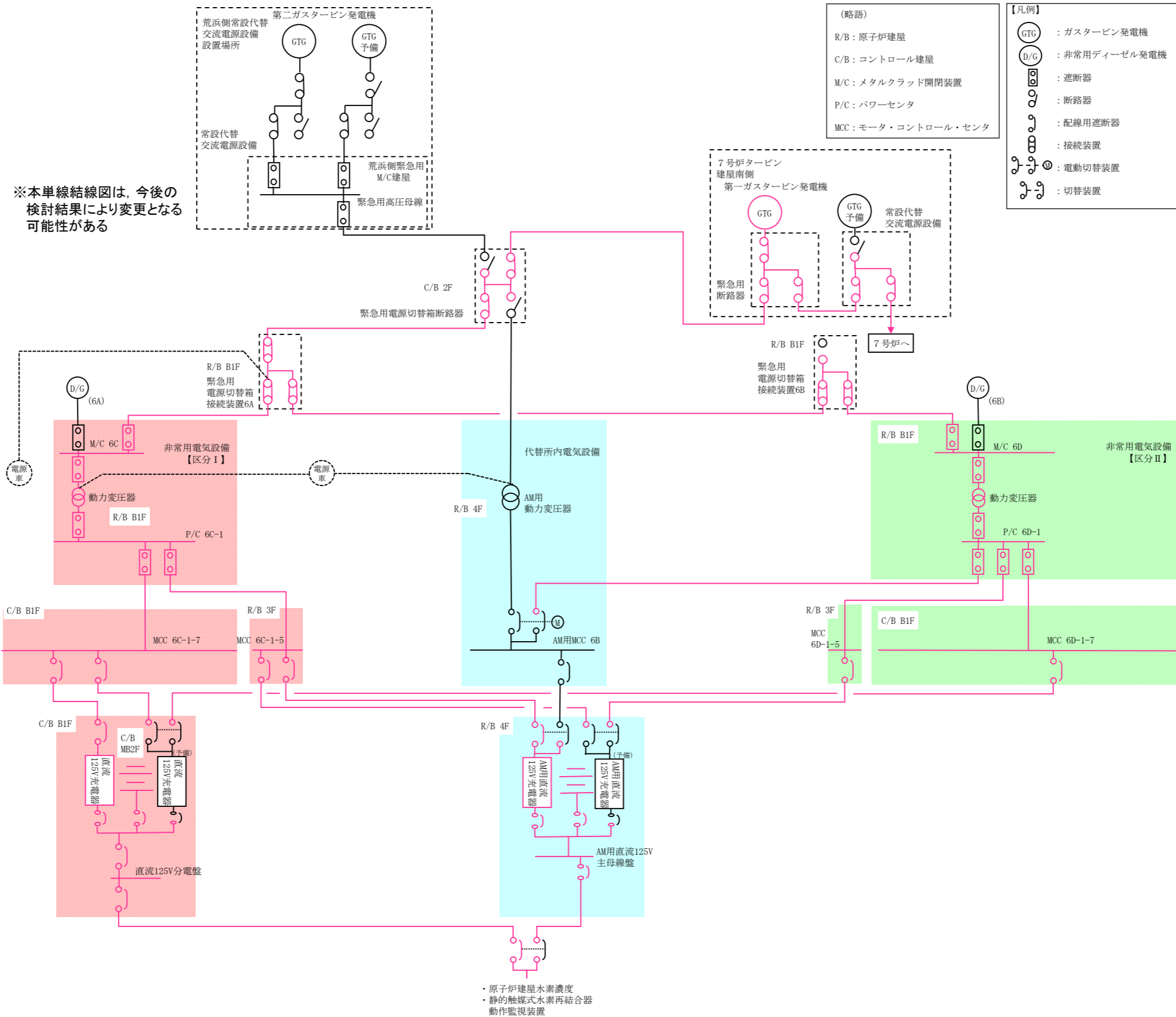


図 2-56 単線結線図 (6号炉)

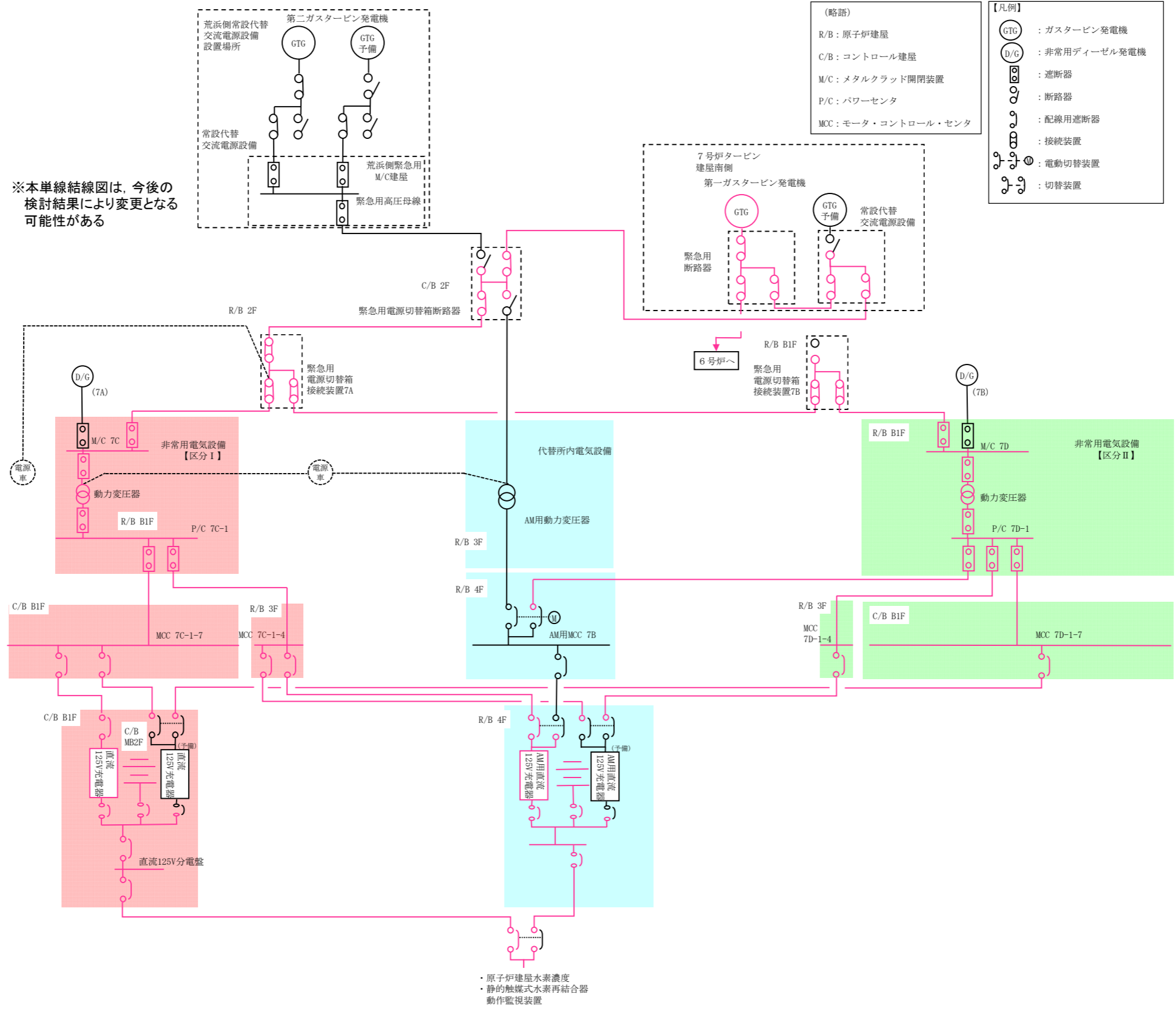


図 2-57 単線結線図 (7号炉)

原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

(1) 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、0～20vol%を計測可能な範囲とする。

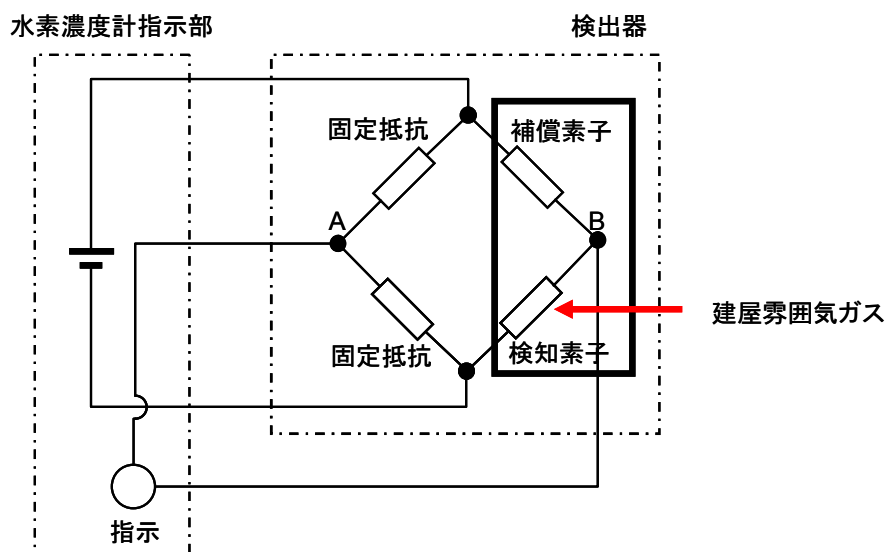
(2) 水素濃度計の測定原理

原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図(添付 14-1)に示すとおり、白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。(補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。)

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり、酸素、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ているものである。水素の熱伝導率は、約0.18 W/(m・K) at 27°Cである一方、酸素、窒素は、約0.02W/(m・K) at 27°Cと水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

なお、原子炉建屋水素濃度の計測範囲 0～20vol%において、計器仕様は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視していくことができる。



図(添付 14-1) 水素濃度計検出回路の概要図

(3) 水素濃度計の設置場所

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状況では、格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係でオペレーティングフロアまで上昇し、オペレーティングフロアに滞留することが予想される（「2.2.1.1 (2) PAR の設置場所について」参照）。また、PAR は水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。従って、オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される（「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」参照）。

以上を考慮して、水素濃度計の設置場所は、水素が最も蓄積されると想定されるオペレーティングフロアの天井付近に位置的分散して配置している。

なお、添付13にて記載した小部屋に漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するために有益な情報になることから、小部屋に漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素が漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。

(4)水素濃度計の耐環境性について

水素濃度計の設置場所（原子炉建屋4階）について、重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境（想定環境は、2.2.2.3 解析結果 ケース1，2，4を包絡する条件で設定）は表(添付14-1)の通りであり、上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。

表(添付14-1) 事故時想定環境条件と試験条件

事故時想定環境		試験条件
温度	約45℃*	□℃
相対湿度	約100%RH*	□%RH
積算放射線量	約200Gy*	□Gy

*評価値はドラフトであり、詳細評価により今後見直す可能性あり

□：枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-57 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図っている。改良EPDM製シール材は200℃蒸気が7日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

このことから、設置許可基準規則第53条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として、重大事故時に原子炉ウェルに注水し、格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として、原子炉格納容器頂部注水系を設置する。

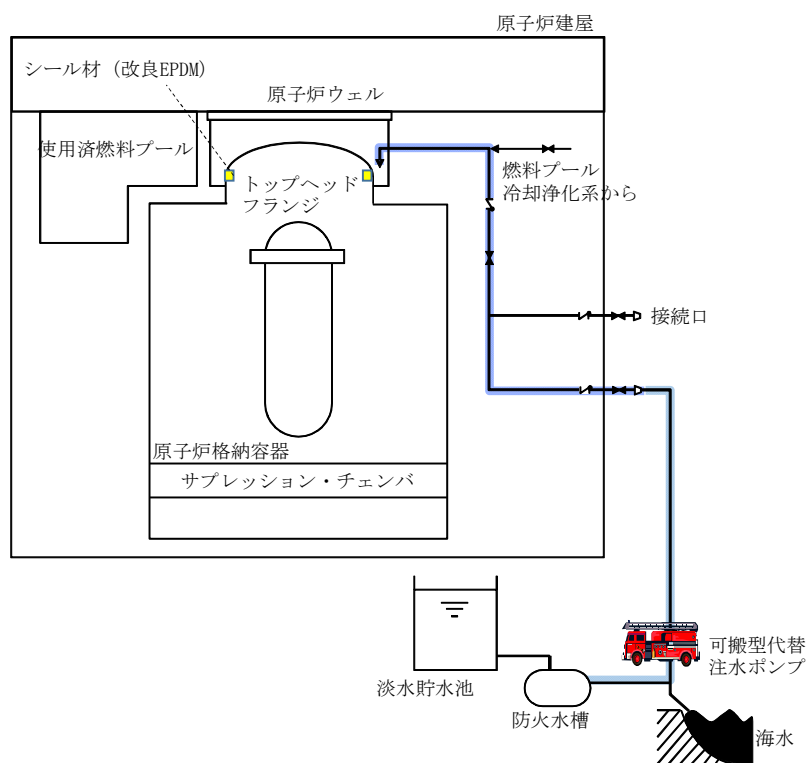


図 2-57 格納容器頂部注水系の概要図

2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、トップヘッドフランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。従って、事故時に速やかにトップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 100m³ 以上とする。これを注水開始から約 2 時間で達成できることを設計方針としており、格納容器頂部注水の系統流量は 50m³/h 以上とする。これを達成するために、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を採用する。また、可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は、位置的分散して複数設置する。

表 2-19 格納容器頂部注水系主要仕様

可搬型代替注水ポンプ	
台 数	1
容 量	120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa において) 84m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa において)

2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故時における格納容器過温・過圧事象において、トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度 (200℃) が 7 日間継続したとしても健全性が確認できる改良 EPDM 製シール材を取り付ける。よって、トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋の水素爆発防止対策の 1 つとして効果的である。

2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(評価方法)

格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

(評価結果)

格納容器頂部注水によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2-20 に示す。評価結果から、ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも、応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2-20 トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	-	-	SNM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204000	
熱膨張率	α	1/K	1.27E-05	
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし、格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ϵ	-	2.29E-03	$\epsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応力	σ	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNM439 (200℃)
設計引張応力	Su	MPa	865	SNM439 (200℃)

(まとめ)

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の延性—脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり、水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。

2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、可搬型代替注水ポンプ付属の流量計と、**ドライウェル雰囲気温度 (D/W ヘッド雰囲気温度計)** により行う。可搬型代替注水ポンプで注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで、原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に、**ドライウェル雰囲気温度 (D/W ヘッド雰囲気温度計)** の指示により格納容器トップヘッドフランジが冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

2.5 参考文献

- (a) 中部電力株式会社 2009年6月23日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所 4, 5号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」
- (b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (c) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume I and II, March 1991
- (d) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997
- (e) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009
- (f) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013
- (g) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014
- (h) 「沸騰水型原子力発電所 触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社 日立製作所 HLR-109 平成 18 年 12 月

福島第一原子力発電所1号機現地調査状況

参考資料1

➡ 原子炉建屋入域ルート

【日時】 2015年2月21日（土）
13時00分頃～14時00分頃
（4階：約30分）
【場所】 1F1号機R/B

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

原子炉圧力計
IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

(5) 北側ガレキ及び天井状況

(4) IC本体周辺

(1) ほう酸水注入 (SLC) 系状況

(2) 非常用復水器 (IC) 蒸気隔離弁

(2) IC蒸気管ベントライン

(3) 機器ハッチ周辺

IC(A)水水位計 IC(B)水水位計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

原子炉建屋4階

原子炉建屋1階

原子炉建屋2階

原子炉建屋3階

IC戻り配管及び隔離弁

吹き抜け部

IC凝縮水配管

原子炉圧力計

ほう酸水注入 (SLC) 系状況

非常用復水器 (IC) 蒸気隔離弁

IC蒸気管ベントライン

機器ハッチ周辺

IC(A)水水位計 IC(B)水水位計

IC本体北側

IC本体中央部

IC本体南側

IC入口隔離弁(A)

IC蒸気管ベントライン

原子炉建屋4階

PAR による再結合反応の律速段階について

NIS製PARの水素処理は、設計上想定している入口水素濃度0～4vol%の範囲において、拡散律速となっており、その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図1に示すTHAI試験(HR-15, HR-40, HR-41, HR-42)の結果から確認できる。図1は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが、いずれの試験においても入口水素濃度0～4%の範囲で、入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合、一般的には、ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し、水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお、HR-42の入口水素濃度6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが、これは反応速度律速遷移によるものではなく、酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして、その後、赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが、それ以後、処理速度が再上昇していることが確認できる。

また、他の試験結果と比較し、HR-42のみ傾きが大きく異なっているが、これはHR-42のみカートリッジ11枚中の6枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。

表1 THAI試験の試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度



図1 Recombination rate for tests with NIS-PAR



図2 触媒温度と再結合効率の関係 (参考)

次に、HR-40の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度-出口水素濃度]／入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図2に示す。触媒温度の上昇に対し、再結合効率に特に上昇傾向は見られず、全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。

[参照文献]

- S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42” , 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

GOTHICコードについて

1. はじめに

建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「GOTHIC」コードを用いている。「GOTHIC」コードは、米国EPR I (Electric Power Research Institute) 開発の汎用熱流動解析コードである。以下に「GOTHIC」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。

2. 本計算機コードの特徴

(1) 概要

本解析コードは、気相、液体連続相、および液体分散相（液滴）の三相について、各々、質量、運動量、エネルギーの3保存式を解く、完全三流体（9保存式）解析コードである。

各相間の質量、運動量、エネルギーの移動は構成式モデルにより取り扱われ、これにより、凝縮・沸騰現象や、液滴による気体の引き込み等、複雑な混相流現象を模擬することができる。また、特殊モデルとして、ファンや水素結合器などの機器のモデルが組み込まれており、これらの機器固有の物理現象を模擬できる。

本解析コードは、このような基本構成により、原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流体

前記のように、本解析コードは各種液体の流動、気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については、蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり、水素、窒素、酸素などガスを考慮可能である。

(3) 伝熱

各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は、(1)で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の壁面等の構造体への伝熱は、構造体をヒートシンクとしてモデル化し、これらと流体間の伝熱および構造体内部の熱伝導を考慮できる。

流体と熱構造体間の伝熱は、熱伝達モデルにより評価する。熱伝達モデルには、自然対流、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達モデルなどが組み込まれており、壁面等での蒸気の凝縮、水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。

(4) 形状モデリング

各区画を1ノードとして扱う集中定数系モデル、複数ノード（サブノード分割）として扱う分布定数系モデルがあり、解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

このうち、分布定数系モデル（サブノードモデル）は、いわゆる直交系の構造格子モデルであり、3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては、各サブノード

の体積や高さなど、また、サブノード間の流路面積や水力等価直径などの形状パラメータを設定することにより、当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに、乱流モデルおよび分子拡散モデルが組み込まれており、乱流拡散および分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また、壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより、壁面と流体との相互作用や、流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。さらに、各相間の界面を通じた質量、運動量、エネルギーの移動が考慮されている。これらにより、各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより、三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては、各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方、集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは、各相について1次元の運動量の保存式が計算され、壁面摩擦モデル、局所圧力損失モデル、各相間の界面を通じた運動量の移動などが考慮されている。また、区画と境界条件とを接続することにより、境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは1次元の流れであるが、場合によって、これらを複数設置することにより、区画間の循環流れ等も模擬することができる。

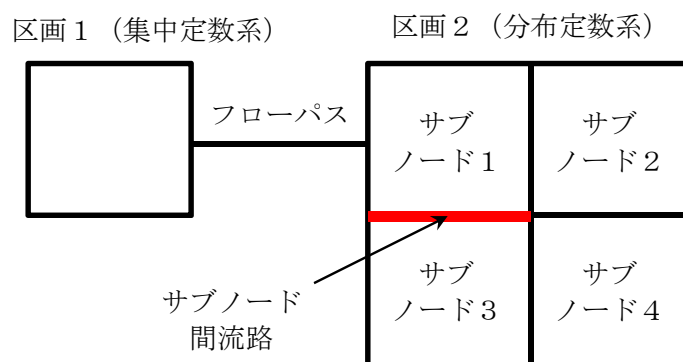


図 2-1 形状モデル例

(5) 境界条件

流量を指定する流出入口境界や、圧力を指定する圧力境界、熱流束や温度境界条件などが設定可能である。

(6) 機器モデル

ファンや水素結合器などの機器を模擬可能である。ファンモデルは、フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは、当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応および上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。



3. 本計算機コードの妥当性確認

原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため、基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象、ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導、PAR モデルに着目する。

(1) 三次元流動・濃度解析

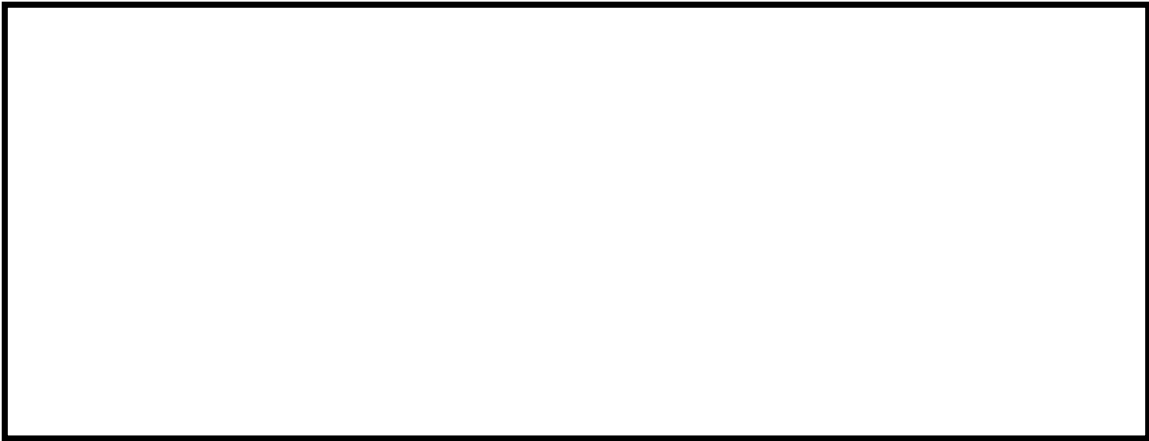
原子炉建屋内では、格納容器などから漏えいしたガスが拡散し、また、雰囲気ガスと混合する。

建屋水素対策の有効性評価では、オペレーティングフロアに対して、多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで、水素や水蒸気などガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。

ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり(図 3.1-1 参照)、表 3.1-1、図 3.1-2~4 に示す試験体系において、ガス放出の有無、放出ガス種類(水蒸気または水素の代替としてのヘリウム)やスプレイの有無などを考慮した 35 ケースの試験が行われており、雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは、水蒸気と水素の両方が放出され、かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test M-4-3 を対象に、解析の試験データとの比較を行った。

Test M-4-3 試験条件は以下の通りである。

- | | | |
|----------------|------------------------|---|
| 1. 初期圧力 | : 101 [kPa(abs)] | ・ |
| 2. 初期温度 | : 28 [°C] | |
| 3. 破断流量の蒸気成分 | : 0.33 [kg/s] (30分で停止) | |
| 4. 破断流量のヘリウム成分 | : 0.03 [kg/s] (30分で停止) | |
| 5. 破断位置 | : 図 3.1-3 参照 | |
| 6. スプレイ | : なし | |



以上より，PCV リークによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建屋内水素流動解析に本コードを適用するのは妥当である。

表 3.1-1 NUPEC 試験体系の内部区画(出典：[1] Table3-2)

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム, 蒸気放出位置)
9	CV 冷却材 ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C, D
13	一般部(上部) A, B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

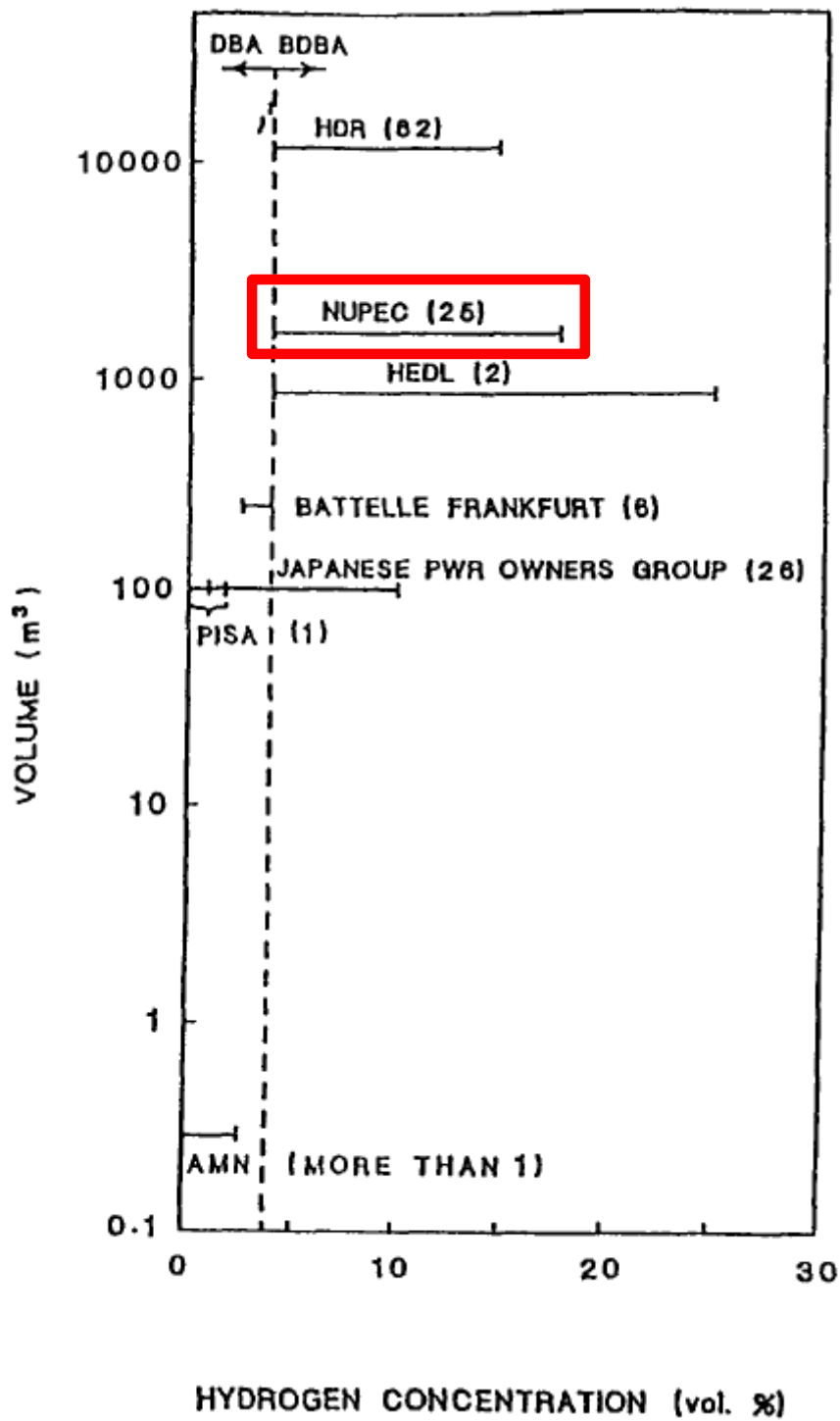


図 3.1-1 水素濃度の範囲と試験スケール(出典：[1] Fig. 3-1)

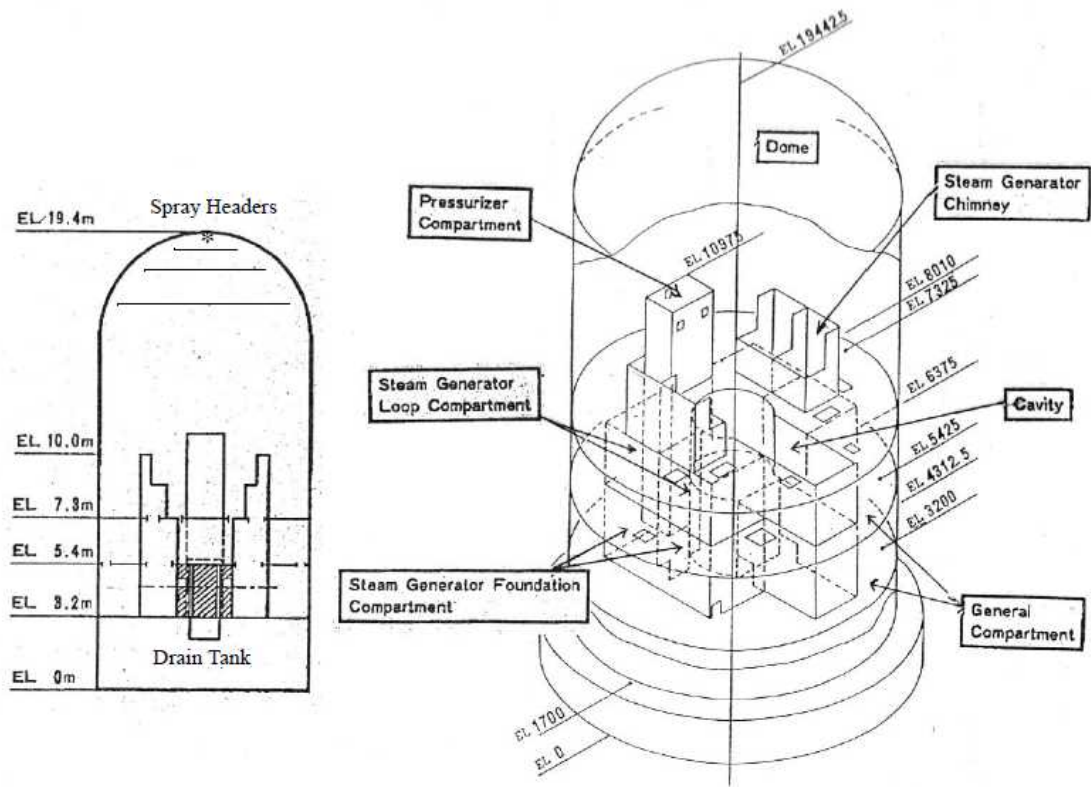


図 3.1-2 NUPEC 試験体系の概要(出典：[2] Fig.16-1)

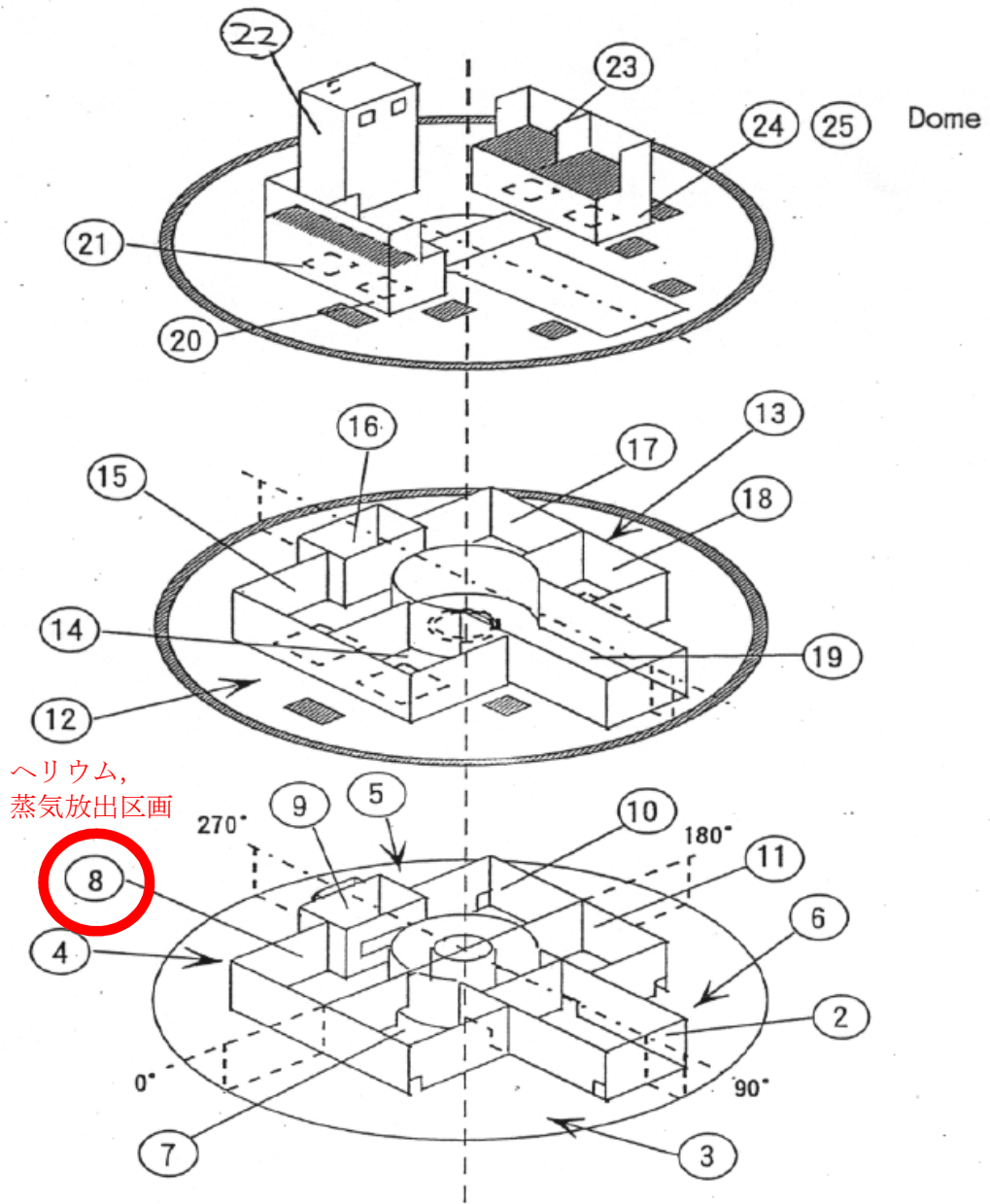


図 3.1-3 NUPEC 試験体系における区画と開口部(出典：[2] Fig.16-2)

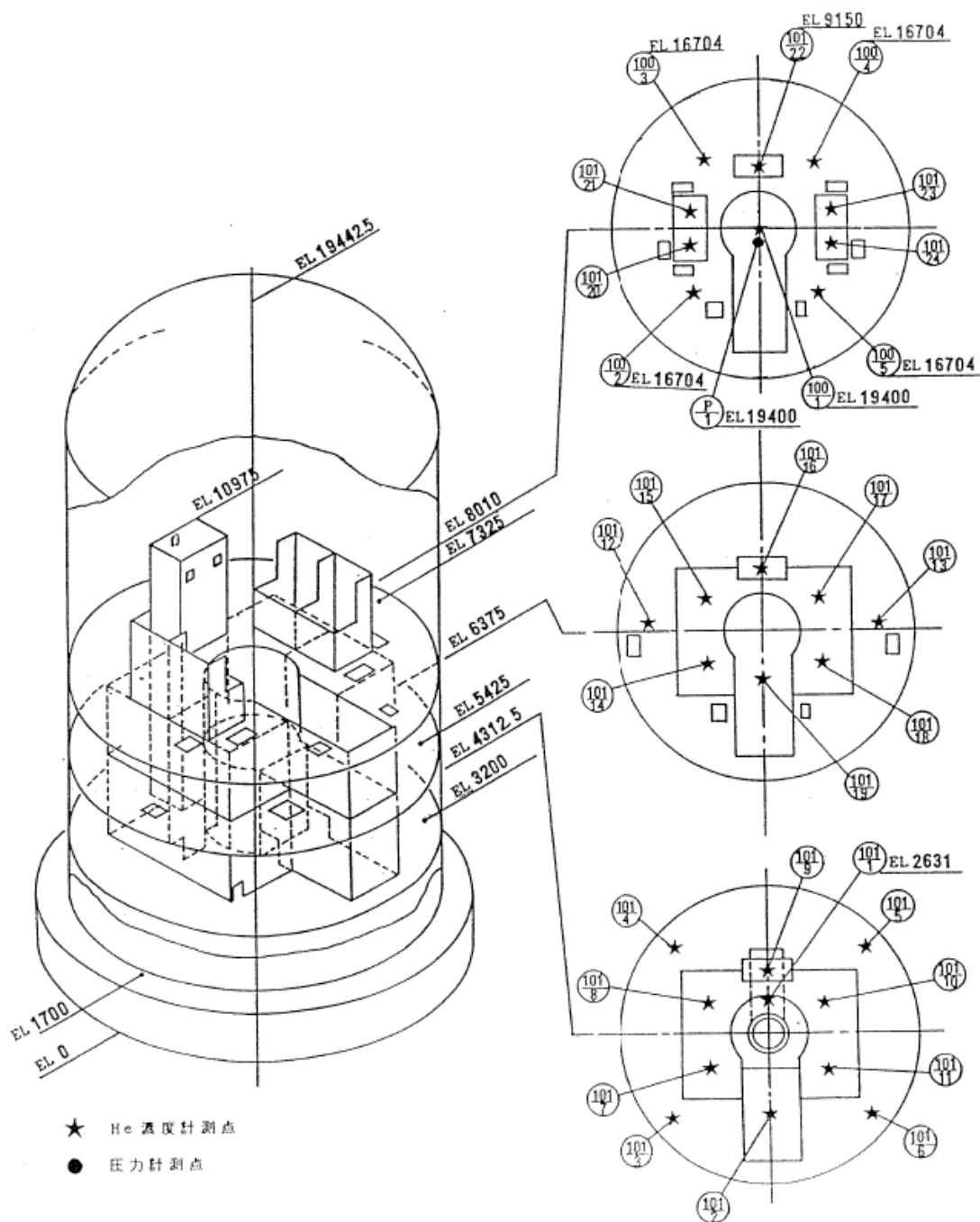
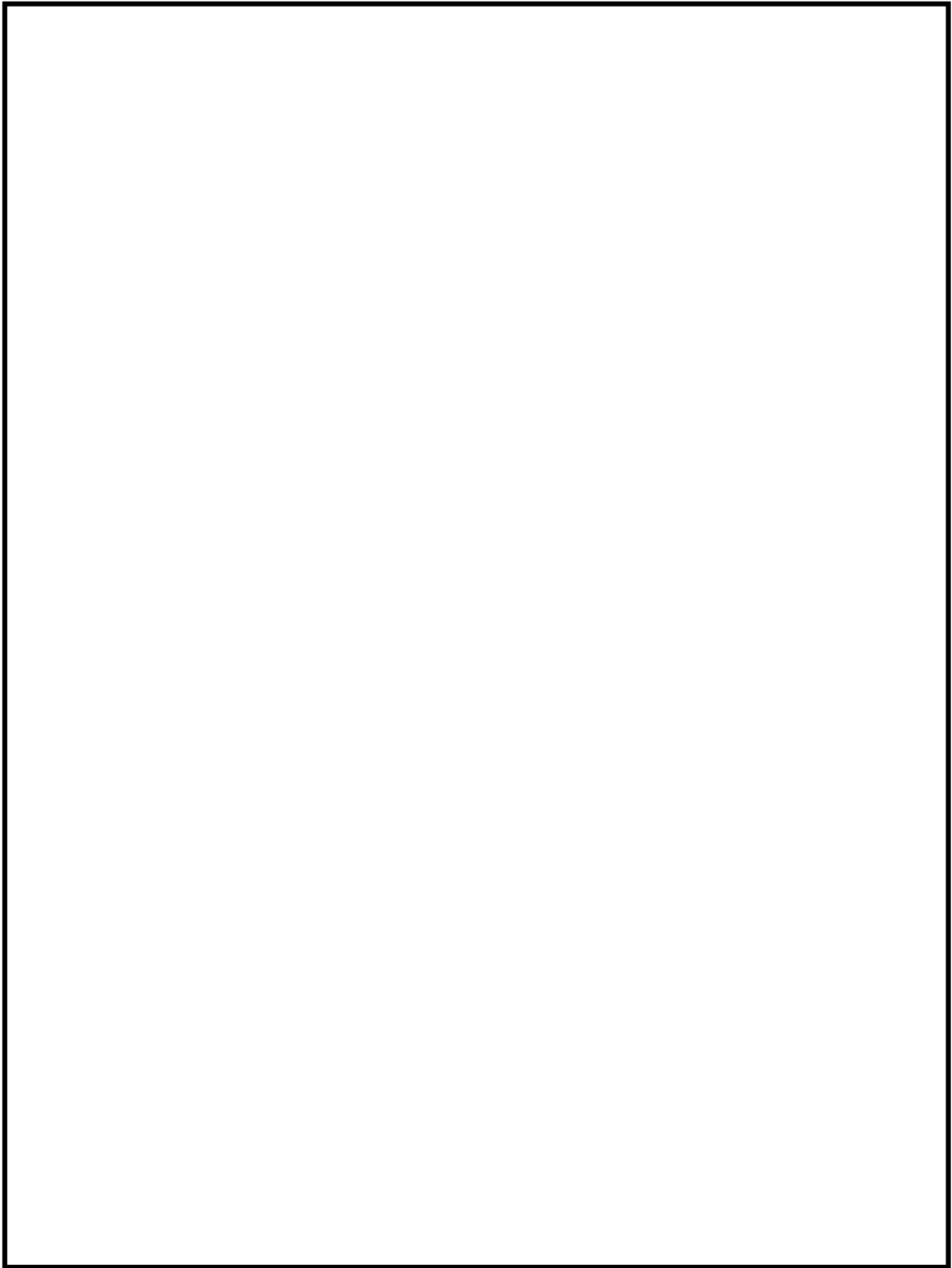
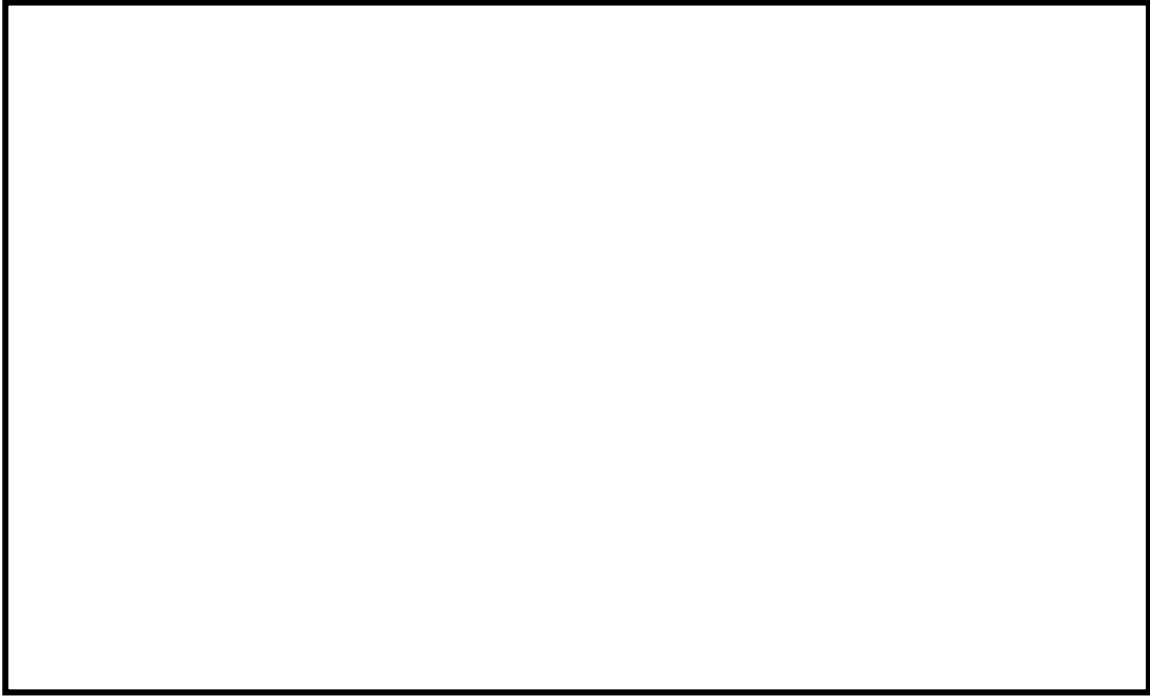
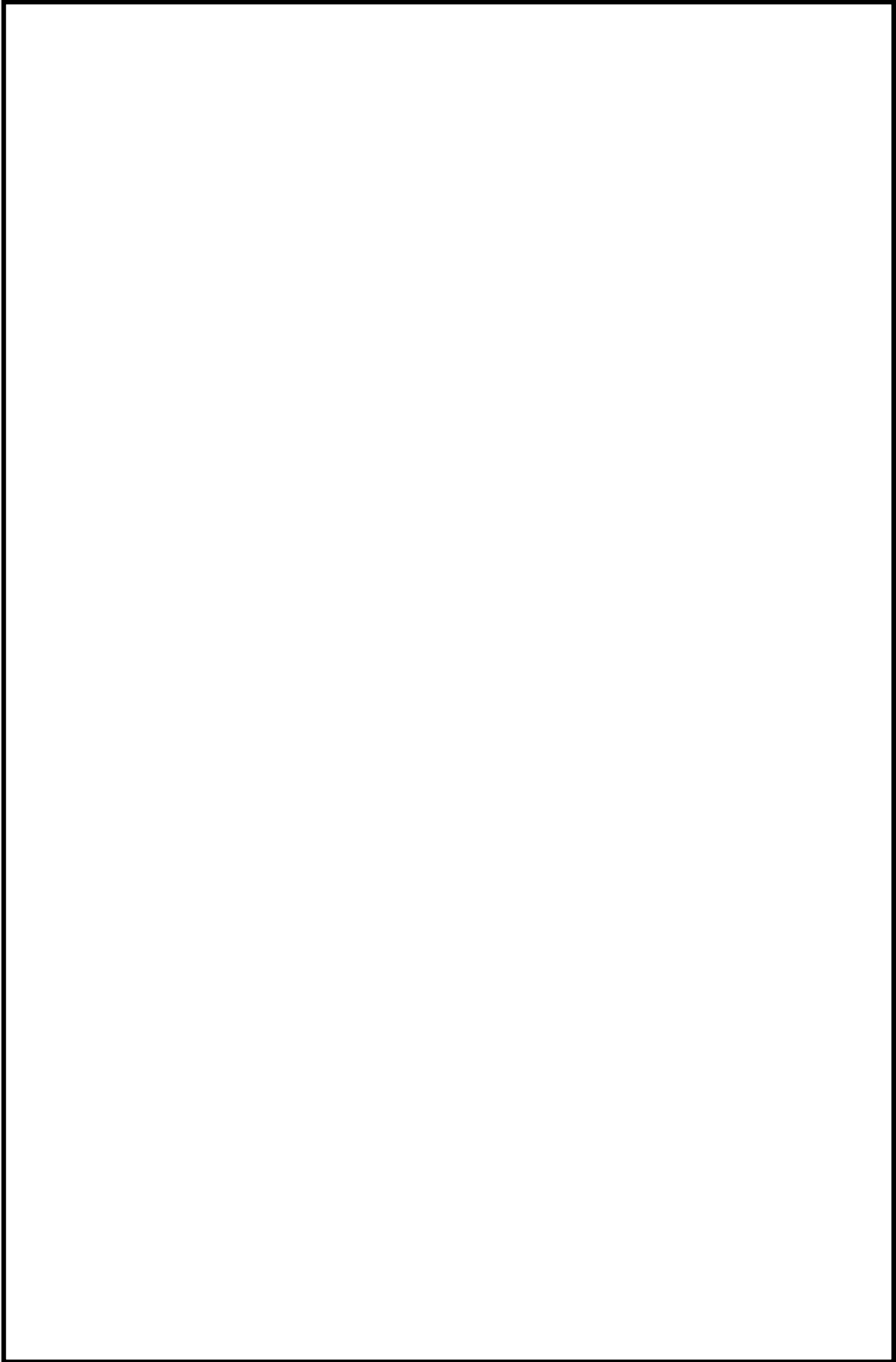
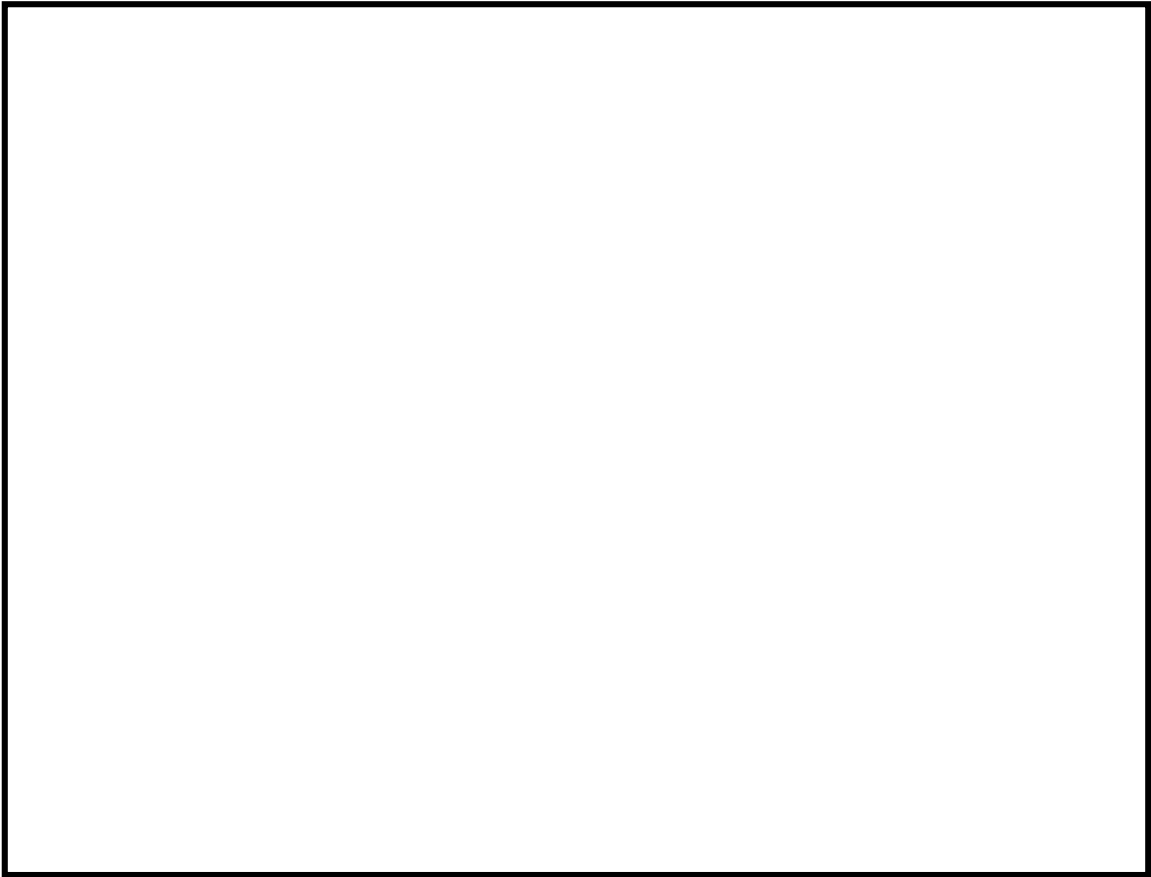


図 3.1-4 NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度および圧力の計測点
(出典：[3] 図 3.1.4)









(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮

格納容器などからの漏えいに含まれる高温の水蒸気は、壁面との熱伝達により凝縮される。

建屋水素対策の有効性評価に用いた凝縮熱伝達モデルとして、GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル (Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer) を使用した。本モデルは、液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである (図 3.2-1)。

本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は、内田、ウィスコンシン大学や Debhi MIT などで行われたものであり、試験パラメータは以下の通り広範囲である。



図より、ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており、原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから、本モデルを適用するのは妥当である。



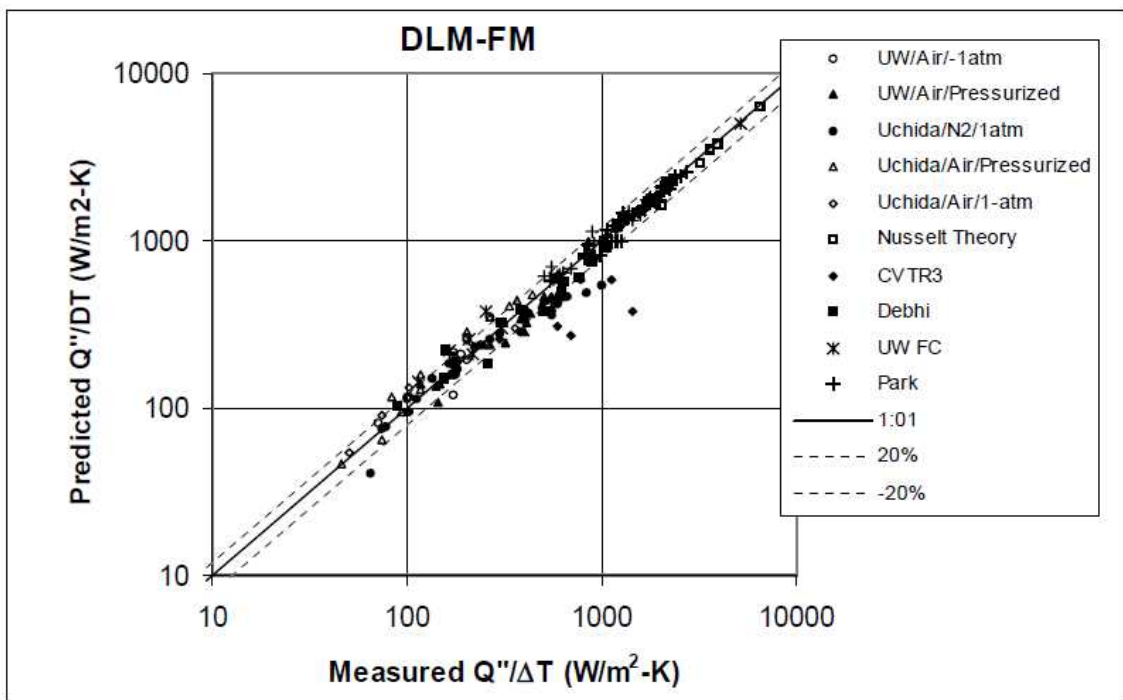
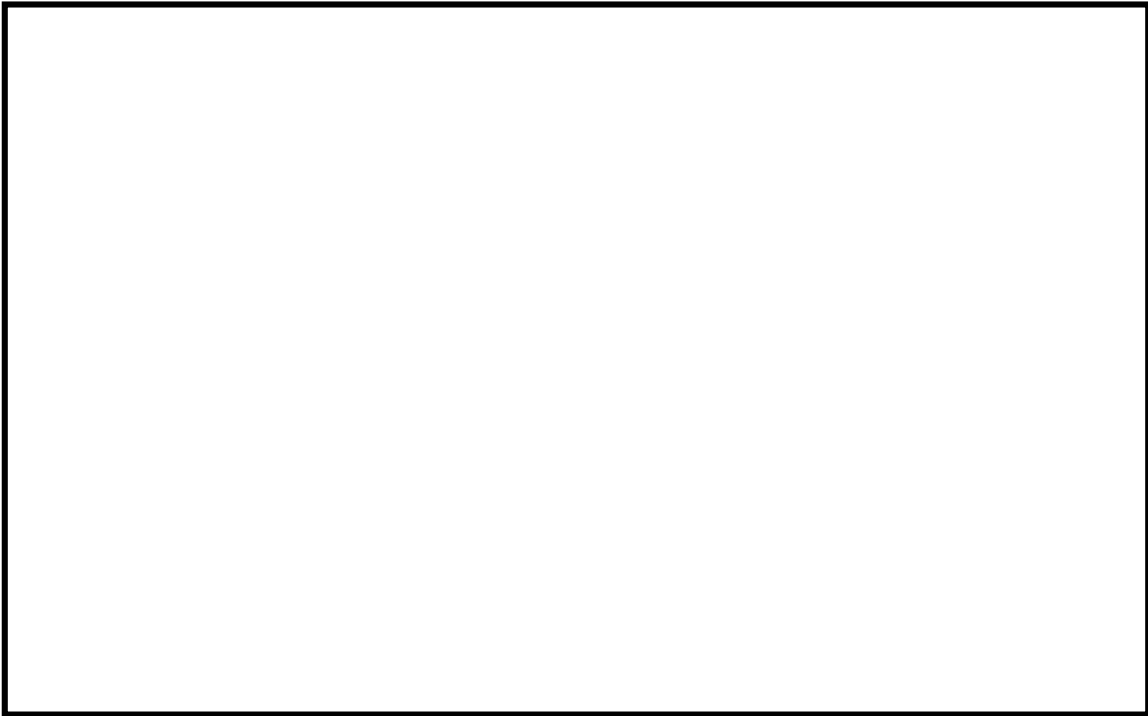


図 3.2-2 DLM-FM モデルの試験データとの比較(出典 : [2] Fig. 5-40)

(3) 構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアにおける壁や天井において、建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。

GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは、一次元的に熱伝導方程式に従って計算される。

円筒の体系において、本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 に示す。円筒内の初期温度を 500[F]、円筒周りの流体温度を 200[F]とする条件で、円筒中心の時間変化を評価したものであり、解析解とよく一致している。

これより、本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。

1. 熱伝導率 : 12 [Btu/hr-ft-R]
2. 定圧比熱 : 0.1 [Btu/lbm-R]
3. 密度 : 400 [lbm/ft³]
4. 円筒径 : 2 [in]
5. 円筒内の初期温度 : 500 [F]
6. 円筒周りの流体温度 : 200 [F]

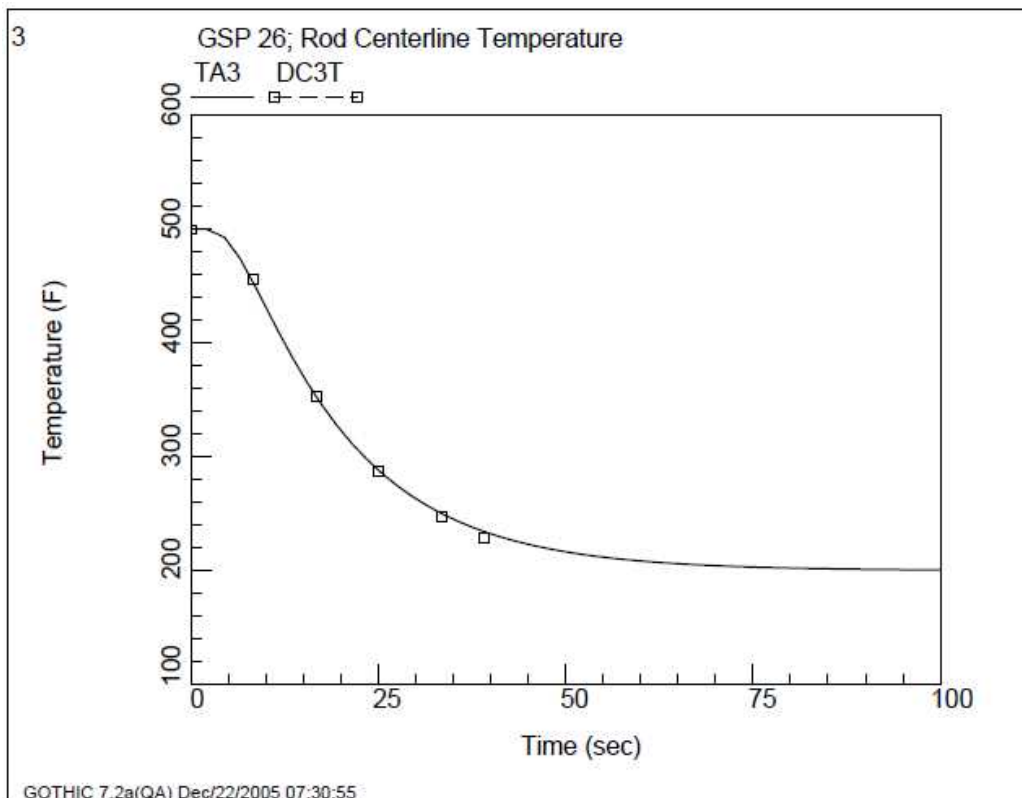


図 3.3-1 円筒中心温度の 1 次元熱伝導モデルによる計算結果(変数名 : TA3)と解析解(変数名 : DC3T)との比較 (出典 : [2] Fig. 4-8)

(4) PAR モデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を、GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては、以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

- ・GOTHIC でモデル化する PAR において、本来、PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う、PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。
- ・PAR の大きさに対して、相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても、適正な PAR 流入気体条件（水素、酸素濃度、気体温度、圧力）を与えることができるか否か。

以下では、これらの観点に対しての考察・検討を示す。

① PAR の自然循環流量の扱い

PAR の内部においては、カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い、カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱、伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生、および上昇流に対する流動抵抗の発生等、複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。

SNL で行われた試験⁽⁴⁾で PAR の水素処理量の基本式についての妥当性検証においては、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）を相関式への入力値として与えており、これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち、PAR 内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理速度を、PAR の入口において計測された水素濃度、気体圧力、気体温度（図 3.4-1）の関数として整理して与えたものが、2.2.1.2 の（式1）水素処理速度相関式である。すなわち、（式1）は PAR 内の浮力や流動抵抗などの PAR の自然循環流動および水素処理特性を内包しており、PAR 入口条件として水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、これらの PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で、当該 PAR 水素処理速度を得ることができるように配慮されている。

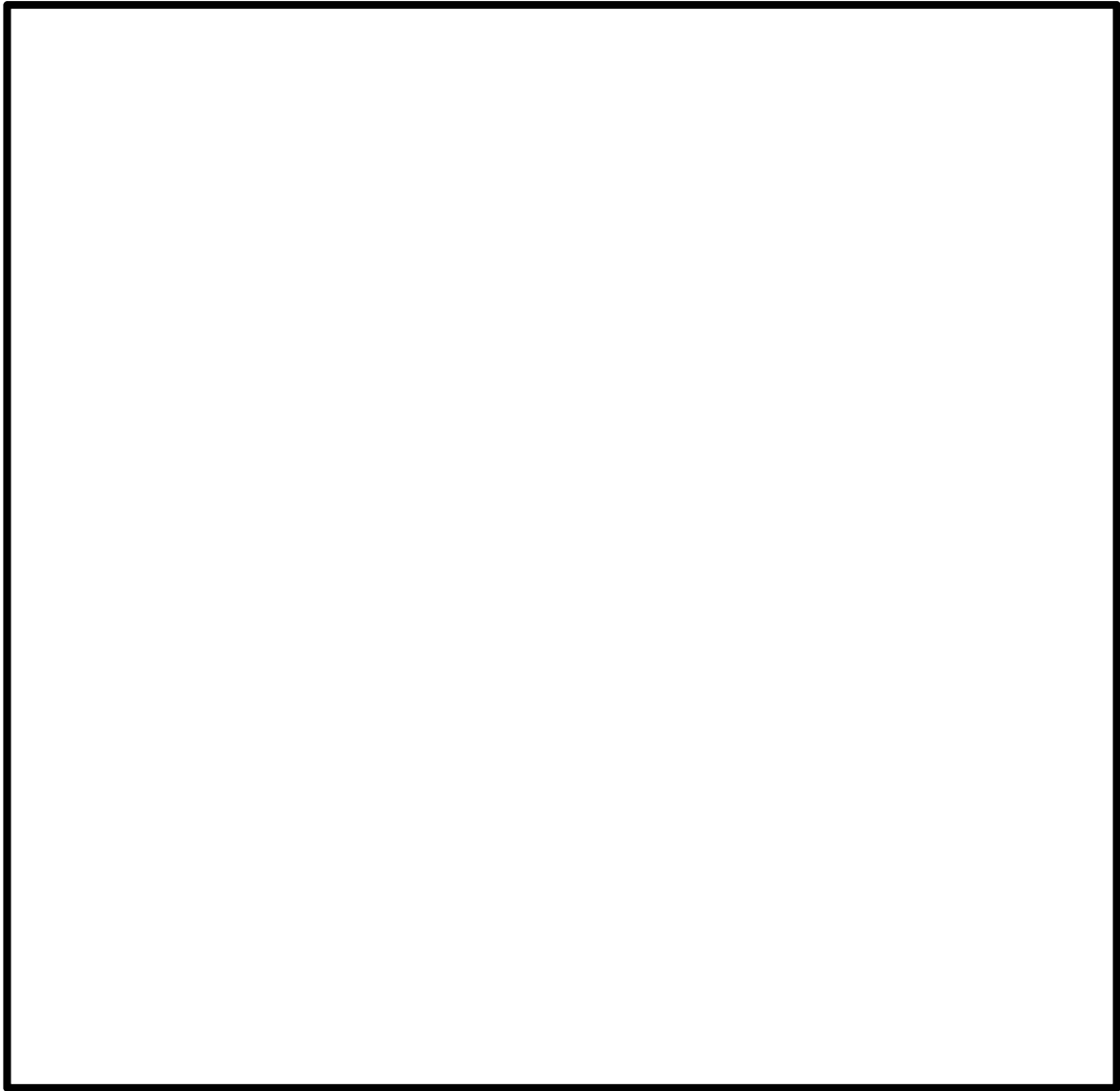


図 3.4-1 SNL で行われた試験の計測位置<基本式入力値>

②GOTHICにおけるPARのモデル化

2.2.1.2の(式1)のNIS社製のPARによる水素処理相関式は、以下の2項に分けて記述されたFisherの相関式⁽⁵⁾による。

まず、再結合熱によるPAR内の温度上昇により、PAR内外に温度差が発生する。温度差によって発生する浮力の効果により、PAR入口からPAR内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は浮力と流動抵抗のバランスで決まり、NIS社製PARについてPAR入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。

$$Q = 0.67C_H^{0.307}$$

Q : PAR入口体積流量(定常状態)(m^3/s)

C_H : PAR入口水素体積濃度(-)

次に、PAR入口から引き込まれたガスは、PAR内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS社製PARについて水素処理速度は、PAR内に引き込まれるガスの体積流量、PAR入口の水素濃度などの関数として以下の相関式により記述される。

$$R = \varepsilon \cdot Q \cdot \rho_H$$

ε : 水素処理効率係数(-)

R : 水素処理質量速度(kg/s)

ρ_H : PAR入口水素質量密度(kg/m^3)

さらに、 ρ_H については、

$$\rho_H = C_H \cdot P / R_H T$$

P : PAR入口圧力(Pa)

R_H : 水素気体定数(質量表示)($J/kg \cdot K$)

T : PAR入口気体温度(K)。

③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係

上記②により、GOTHIC コードにおいて、PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また、①により、PAR 入口の水素濃度、気体圧力、気体温度を与えれば、適正な水素処理速度を計算できることを示した。

2.2.2 で示した、GOTHIC による PAR の解析においては、オペフロ内のサブボリュームの大きさは、PAR の大きさに比して大きく、PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よて、PAR の水素処理量を適正に評価するためには、PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

2.2.2 で示した、GOTHIC の解析モデルにおいては、PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち、PAR の設置部周辺について、局所的な、気体温度、水素、酸素等ガス濃度、および気体圧力の分布は一様であり、PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。

・水素濃度

PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの水素濃度は、実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり、水素処理速度が実際よりも小さくなると考えられる。

・酸素濃度

PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが、フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため、同サブノードの酸素濃度は、実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり、低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。

・温度

GOTHIC モデルにおいては、PAR の水素・酸素再結合による発生熱量が、サブノード内の気体全体を加熱するため、PAR 出口温度については、実際よりも低く評価され、浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは、オペフロ内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは、オペフロ内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。

また、PAR に流入する気体温度の観点からは、実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり、これは PAR の水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

・ 気体圧力

解析においては、サブノード内の気体圧力は一定である。一方、実際の流動においては、圧力に分布がある。しかしながら、解析対象としているような、解放空間にける空間内の圧力差は小さく、圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

④ PAR 設置状態における総合的な解析能力

3(1)に示した NUPEC 試験についての解析は、上記の①～③が適合する状況で行われたものであり、この結果は、3(1)で先述のように、GOTHIC で適切な PAR 解析を行い得ることを示している。

以上から、GOTHIC コードによる PAR 解析については、

- ・ PAR の自然循環流量については、PAR 入口条件に縮約された水素処理速度相関式により、
- ・ PAR 周囲を比較的粗メッシュであることについては、その設定が PAR の水素処理量を低く見積もる定性的傾向があることにより、

評価モデルとしては適正であることを示した。また、総合的な評価能力については、3(1)の実験解析により、適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から、GOTHIC における PAR のモデル化、および同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献

- [1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf>
- [2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, NAI 8907-09 Rev 9, January 2006
- [3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成4年度), 平成5年3月
- [4] Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- [5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol.112, p.58-62, 1995