

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 補足説明

柏崎刈羽原子力発電所 第7号機  
工事計画認可申請に係る論点整理について

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

# 目次

計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料	3
1. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視	
1.3 格納容器内水素濃度 (SA) の概要	5
1.4 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部の加温について	19
1.5 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について	23
1.6 水素燃焼の影響	26
1.7 被毒物質の影響	31
1.8 格納容器内水素濃度(SA)の耐震性について	38
1.9 格納容器内水素濃度(SA) , 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源供給について	38
水平ベント確証試験に基づく蒸気凝縮振動荷重の設計基準事故時包絡性について	39

計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲  
及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料

## 目 次

1. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視	1
1.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について	1
1.2 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の概要	2
1.3 格納容器内水素濃度(SA)の概要	7
1.4 格納容器内水素濃度(SA)の検出素子部の加温について	21
1.5 格納容器内水素濃度(SA)の健全性について	25
1.6 水素燃焼の影響	28
1.7 被毒物質の影響	33
1.8 格納容器内水素濃度(SA)の耐震性について	40
1.9 格納容器内水素濃度(SA), 格納容器内水素濃度及び 格納容器内酸素濃度の電源供給について	40
2. 格納容器下部水位監視について	41
2.1 格納容器下部注水時の水位監視	41
2.2 格納容器下部水位計の計測機能	42
3. 原子炉圧力容器内の水位監視について	43
3.1 原子炉圧力容器内の水位監視について	43
3.2 原子炉水位(広帯域), 原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA)の概要	45
3.3 原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段	53
3.4 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)及び格納容器内圧力(S/C)による水位の推定手段	55
4. 可搬型計測器について	56
4.1 可搬型計測器による監視パラメータの計測結果の換算概要	66
5. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について	67
5.1 安全保護装置の概要	67
5.2 安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策	69
5.3 想定脅威に対する対策について	72
5.4 耐ノイズ・サージ対策	72
5.5 ソフトウェアの検証と妥当性の確認	73
6. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について	74

### 1.3 格納容器内水素濃度 (SA) の概要

#### 1.3.1 測定原理

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

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材としてパラジウムを用いており、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 1-5 「格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理」のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

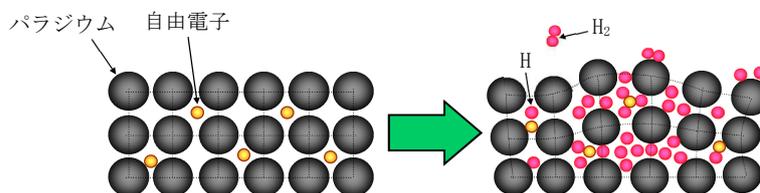


図 1-5 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

水素吸蔵材料式の水素検出器の検出回路を図 1-6 「水素濃度計検出回路の概要図」に示す。水素検出器に内蔵しているパラジウムに水素を含む原子炉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の電気抵抗が大きくなる。この時のパラジウムの電気抵抗の変化を直流電流計及び直流電圧計で構成される抵抗測定器にて測定し、水素濃度に換算する。

なお、格納容器内水素濃度 (SA) の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%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、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

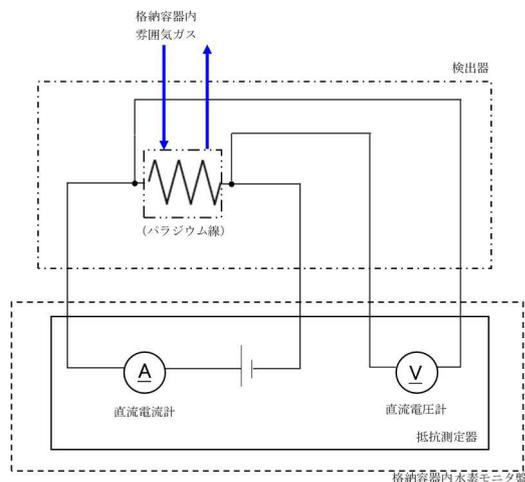


図 1-6 水素濃度計検出回路の概要図

ここで、パラジウムの抵抗値は温度によっても変化するため、温度を測定し補正する必要があります。水素検出器の検出素子部の概要図を図1-7「検出素子部の概要図」に示す。検出素子部はパラジウム線と白金線を交互にボビンに巻いた形となっており、パラジウムの温度は白金の抵抗変化により測定している。

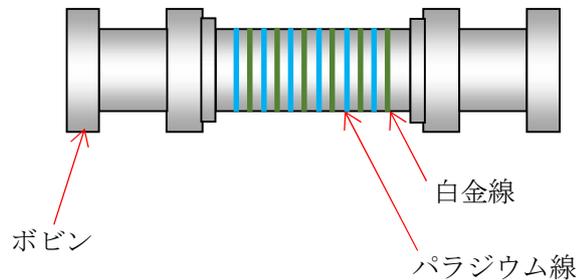


図1-7 検出素子部の概要図

水素検出器の信号は、中央制御室に設置される制御盤に収納されているパラジウム線及び白金線の抵抗値を測定する抵抗測定器に出力される。抵抗測定器の出力は演算装置に入力され、パラジウム線の抵抗変化量と白金線で計測された温度から水素分圧を計算し、さらにドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力値を用いて圧力補正を行い、水素濃度を算出する。

以下に水素濃度演算手順を示す。

- a. 白金線の抵抗値を抵抗測定器で計測し、その抵抗値から検出素子部の温度を算出する。（図1-8参照）
- b. 検出素子部の温度より、水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値を計算する。（図1-9参照）
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値と水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値の差分より、パラジウム抵抗値増加量を算出する。
- d. パラジウムの抵抗値増加量と温度( $t^{\circ}\text{C}$ )におけるパラジウムの抵抗値( $R_t$ )よりパラジウムの抵抗変化率を算出し、図1-10に示す水素分圧と抵抗変化率の試験データのグラフから、パラジウムの抵抗変化率に対応する水素分圧を求める<sup>※1</sup>。
- e. 水素濃度（体積濃度）は水素分圧を全圧で除す必要があることから<sup>※2</sup>、検出器設置場所（ドライウエル又はサプレッションチェンバ）の圧力値を用い、水素濃度を算出する。

※1 金属に吸収されるガス量は雰囲気ガス分圧の平方根に比例する（ジーベルツの法則）ことから、水素密度は水素分圧の平方根に比例する。さらに金属中の水素密度と電気抵抗の変化率も比例係数が実験で確認されていることから、パラジウム抵抗値増加量及び温度から水素分圧を求められる。（図1-10参照）なお、本実験では水素濃度を0~100vol%まで変化させた時の電気抵抗の変化率が直線性を有していることを確認している。

※2 混合気体の圧力（全圧）は各成分の分圧の和に等しい（ドルトンの分圧の法則）ことから、水素分圧を全圧で除算することにより水素濃度を算出できる。

[水素濃度計算例]

(白金の抵抗測定値：191.8Ω，パラジウムの抵抗測定値：187.7Ωを仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値 (191.8Ω) から検出素子部の温度 (260℃) を算出。(図1-8参照)
- b. 検出素子部の温度 (260℃) より，水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) を算出 (図1-9参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値 (187.7Ω) と水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) の差分より，パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) と0℃におけるパラジウムの抵抗値 (96.8Ω) からパラジウムの抵抗変化率 (  %) を算出し，図1-10のグラフから260℃，パラジウムの抵抗変化率が  %の時の水素分圧 (10kPa) をグラフから読み取る。(図1-10参照)
- e. 水素分圧 (10kPa) を全圧 (大気圧：101kPa) で除し水素濃度 (約 10vol%) を算出する。

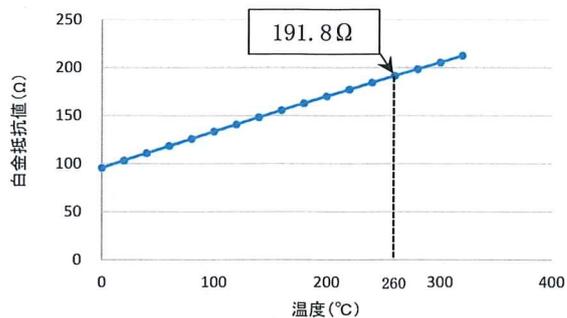


図 1-8 白金抵抗特性グラフ  
(水素濃度 : 0vol%時)

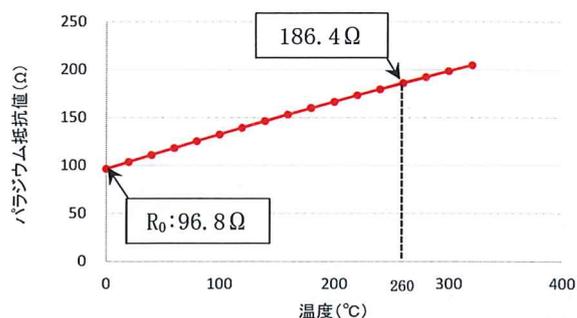


図 1-9 パラジウム抵抗特性グラフ  
(水素濃度 : 0vol%時)

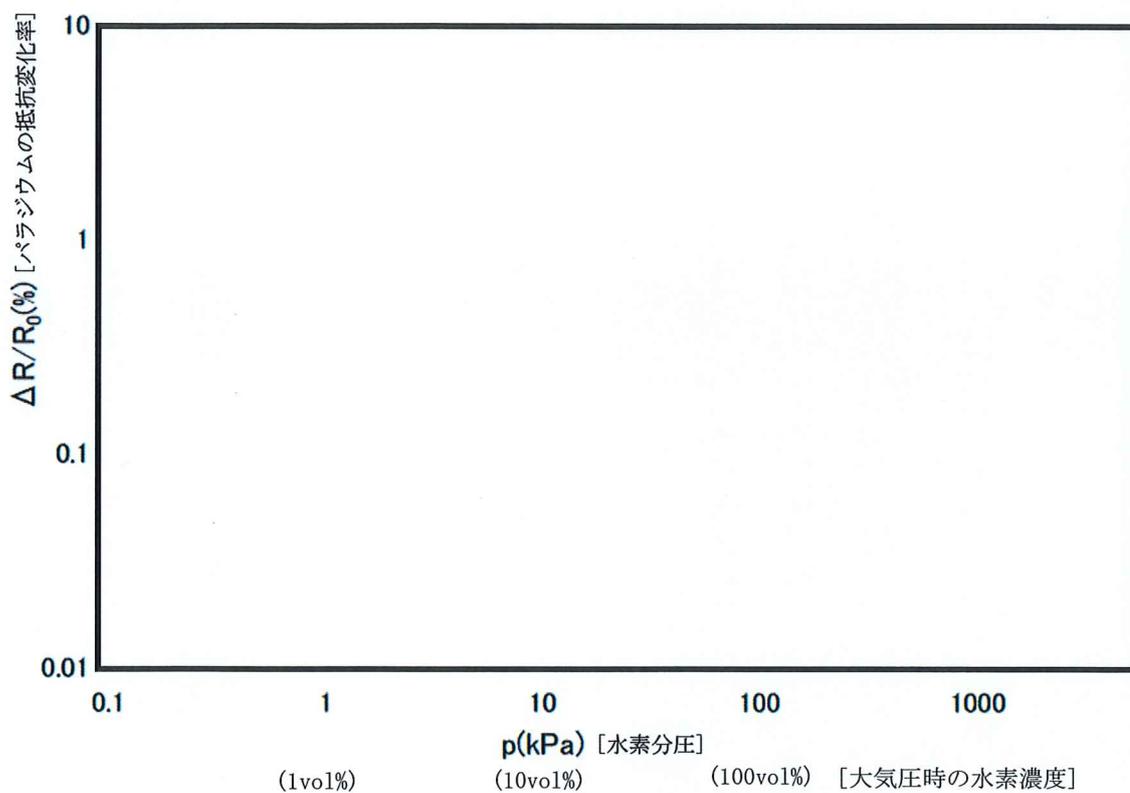


図 1-10 水素分圧と抵抗変化率の相関

### 1.3.2 計器精度

格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図を図 1-11 「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」に示す。

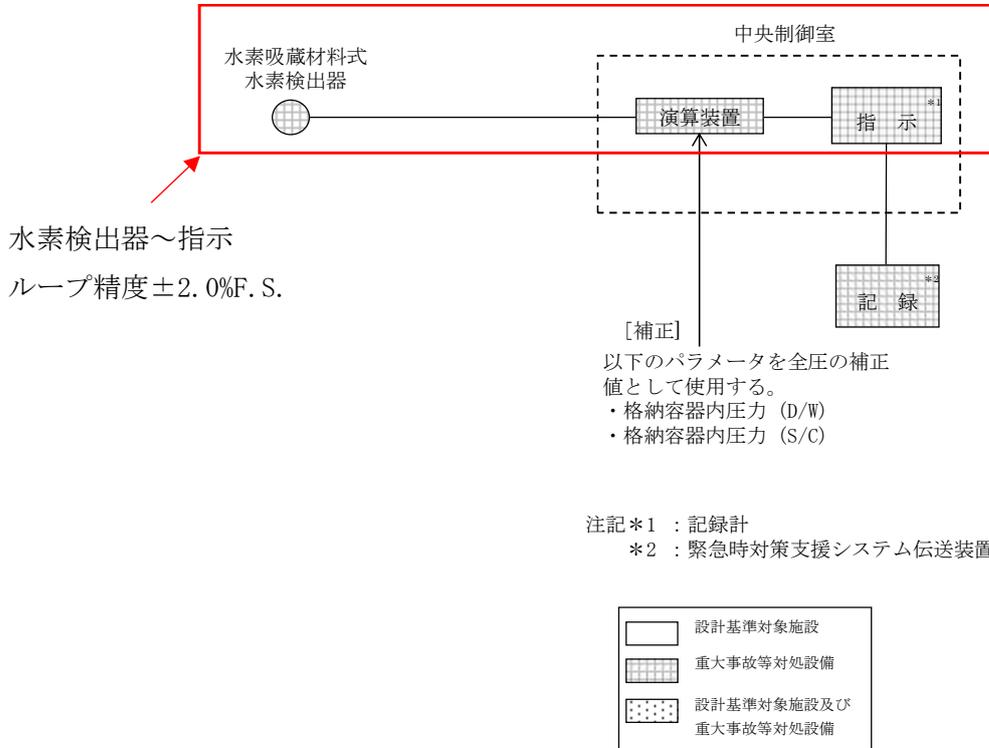


図 1-11 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

格納容器内水素濃度 (SA) のループ精度は、水素検出器～指示までが±2.0%F.S.として管理している。但し、上記の精度には、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の誤差は含まれておらず、実際の水素濃度を測定した誤差は以下に示す誤差伝播の式により求められる。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2} \quad (a)$$

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} \quad (b)$$

$$x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, \quad x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$$

$x_1, x_2$  : 入力値

$m_1, m_2$  : 測定値 ( $m_1$  = 水素分圧,  $m_2$  = 全圧)

$\varepsilon_1, \varepsilon_2$  : 水素分圧, 全圧の誤差

$\sigma$  :  $f(x_1, x_2)$  の誤差 (水素濃度の誤差)

(b) に示す通り、水素濃度を測定した誤差は、水素分圧 (水素濃度) と全圧 (格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)) の値により異なり、原子炉格納容器の圧力は

高い方が誤差は小さくなり、水素分圧は低い方が誤差は小さくなる。

水素検出器～指示までの誤差を±2.0%F.S.として、圧力計の誤差も考慮した場合のループ精度を計算した。なお、上記の通り、水素分圧と全圧によってループ精度は変化する。ここでは代表として、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素濃度の最大値（約38vol%）を考慮し、水素濃度40vol%におけるループ精度を表1-1「水素濃度40vol%におけるループ精度」に示す。

ここでは、水素濃度40vol%、全圧（格納容器内圧力（D/W））が大気圧（101kPa）の時の計算の具体例を以下に記載する。

＜計算パラメータ＞	
$m_1$	=40.4[kPa]
$m_2$	=101[kPa]
$\varepsilon_1$	= <input type="text"/> [kPa]※1
$\varepsilon_2$	= <input type="text"/> [kPa]※2

※1 格納容器内水素濃度(SA)のループ精度は±2.0%F.S.であり、フルスケールは100vol%である。ここで、格納容器内圧力(全圧)が大気圧の場合、水素濃度計のフルスケール(100vol%)を水素分圧に換算するとkPa(abs)となり、この場合の水素分圧の誤差 $\varepsilon_1$ は、kPa(abs)×2.0%=kPa(abs)となる。

※2 格納容器内圧力(D/W)の圧力検出器～演算装置までのループ精度は、%F.S.であり、フルスケールは1000kPa(abs)である。

よって、全圧の誤差 $\varepsilon_2$ は、1000kPa(abs)×%=kPa(abs)となる。

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} = \sqrt{\left(\frac{1}{101} \times \text{input}\right)^2 + \left(\frac{40.4}{101^2} \times \text{input}\right)^2} \times 100 = \text{input} [\%]$$

表1-1 水素濃度40vol%におけるループ精度

全圧[kPa(abs)]	誤差 [vol%]
101 (大気圧)	<input type="text"/>
約125	
721 (2Pd)	

上記の通り、重大事故等時の原子炉格納容器圧力においては、水素濃度計の誤差より圧力計の誤差の影響が大きくなるため、全体の誤差は±2.0%F.S.より小さくなる。

なお、格納容器内水素濃度(SA)は格納容器ベントの判断やその他制御に使用するパラメータではなく、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視することが目的であり、全圧に応じてループ誤差が変化することを理解した上で監視していくことができる。

水素検出器～指示で水素濃度を精度内で測定できることを確認するため、水素濃度試験を実施している。試験装置を図1-12「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装置は、検出器を収納するための圧力容器、検出器を加温するための恒温槽、検出器への水素ガスの供給並びに圧力容器を加圧するための水素ガスボンベ及び窒素ガスボンベ、圧力容器内の圧力を指示し演算装置へ入力するための圧力計、圧力容器内の気体を排気するための真空引用ポンプから構成される。



図1-12 水素濃度試験の試験装置概略図

試験条件を表1-2「水素濃度試験の試験条件」に示す。本試験では重大事故等時の環境条件を想定し、200℃-620kPa (gage) (原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力) の環境条件にて水素濃度を0.0~100.0vol%までの7点に変化させ、検出器のループ精度を確認した。

なお、本水素濃度計は水素濃度の上昇（パラジウムによる水素ガスの吸蔵）と水素濃度の下降（パラジウムによる水素ガスの放出）の特性（図1-18参照）で差異が生じないことを確認していることから、水素濃度の上昇方向のみ試験を実施している。

表1-2 水素濃度試験の試験条件

圧力容器内温度[℃]	200
圧力容器内圧力[kPa(abs)]	721
検出素子部の温度	□℃±□℃
水素濃度[vol%] <sup>※</sup>	0.0, 4.0, 20.0, 40.0, 60.0, 80.0, 100.0

※一般的な工業計器の精度（直線性確認）は3点もしくは5点校正を標準としており、本水素濃度計は5点校正を基本として20vol%毎に水素濃度測定をすることとし、さらに水素濃度計の使用目的を考慮し、可燃限界として重要な4vol%を測定点に追加した。

試験結果を表1-3「水素濃度試験の試験結果」、試験結果をグラフ化したものを図1-13「水素濃度試験の試験結果グラフ」に示す。本試験では全圧の補正値を一定としているため全圧の誤差は考慮せず、水素検出器～指示のループ精度に着目し、計器精度は±

2.0%F.S. とし評価している。

表 1-3 及び図 1-13 に示す通り、水素濃度を 0.0vol%~100.0vol%に変化させた時に検出器の指示値が判定基準内であることから、重大事故等時の環境条件を想定しても精度内で水素ガスを測定することができることを確認している。

表 1-3 水素濃度試験の試験結果

水素濃度 [vol%]	基準ガス 濃度※1 [vol%]	判定基準 [vol%]※2	指示値 [vol%]	誤差 [vol%]	判定
0.0	0.0	0.0~2.0	[ ]	[ ]	良
4.0	3.95	2.0~5.9※3			
20.0	20.1	18.1~22.1			
40.0	40.0	38.0~42.0			
60.0	60.2	58.2~62.2			
80.0	80.2	78.2~82.2			
100.0	100.0	98.0~100.0			

※1：水素ガスボンベの検査成績書の値

※2：判定基準は基準ガス濃度±2.0vol%とした。

※3：判定基準は 1.95vol%~5.95vol%となるが保守的に 2.0vol%~5.9vol%とした。

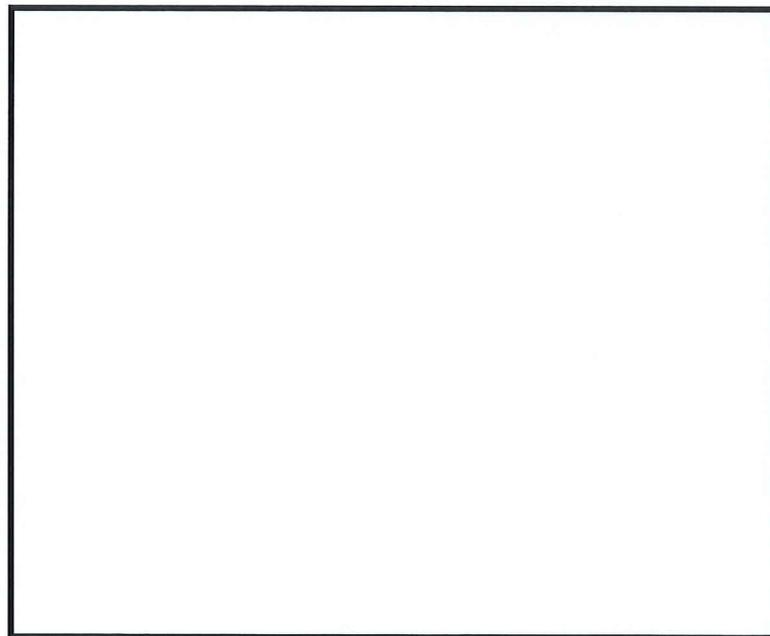


図 1-13 水素濃度試験の試験結果グラフ

### 1.3.3 格納容器内水素濃度 (SA) の応答性について

格納容器内水素濃度 (SA) の応答性を応答性確認試験により評価している。試験装置を図 1-14 「応答性確認試験の試験装置」に示す。試験装置は、検出素子部を収納するチェンバ、チェンバへ水素ガスを供給するための水素ガス供給部、チェンバへ水蒸気を供給するための水蒸気供給部、チェンバ内の気体を排気するための排気部、パラジウム線の抵抗と白金線の抵抗を測定する抵抗計から構成される。

試験中はチェンバ内の水素濃度分布を均一かつ変化しないようにするため、チェンバ内にガスを流し続けた。また、チェンバ内の水素濃度はマスフローコントローラで調整した。



図 1-14 応答性確認試験の試験装置

試験条件を表 1-4 「応答性確認試験の試験条件」に示す。水素濃度を 0.0vol%, 4.0vol%に変化させ、出力値の応答性を確認した。

表 1-4 応答性確認試験の試験条件

チェンバ内環境	320°C, 大気圧, 水蒸気
水素濃度 [vol%]	0.0, 4.0

#### <試験条件の設定根拠>

320°C : 過去の文献\*を基にパラジウムを水素検出器として使用できる温度として 320°Cとした。

大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水蒸気 : 応答性の確認に合わせて水蒸気の影響評価を実施するため水蒸気とした。

水素濃度 : 試験場及び試験設備の制約から可燃限界である 4.0vol%とした。

\*E. Wicke, et. al., "Hydrogen in Metals II," G. Alefeld and J. Volkl, eds., Springer, pp. 81 (1978)

試験結果を図 1-15 「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素ガスの応答性の判

定基準は 40 秒以下とし、出力値の誤差が 2.0vol%以下として評価を行っている。

図 1-15 に示す通り、応答性は判定基準の 40 秒以下に対し、水素ガス導入時及び排出時に  秒以下で応答しており、応答性が良好であることを確認している。また、出力値の誤差が 2.0vol%以下に対し、 vol%以下の誤差であり、良好であることを確認している。

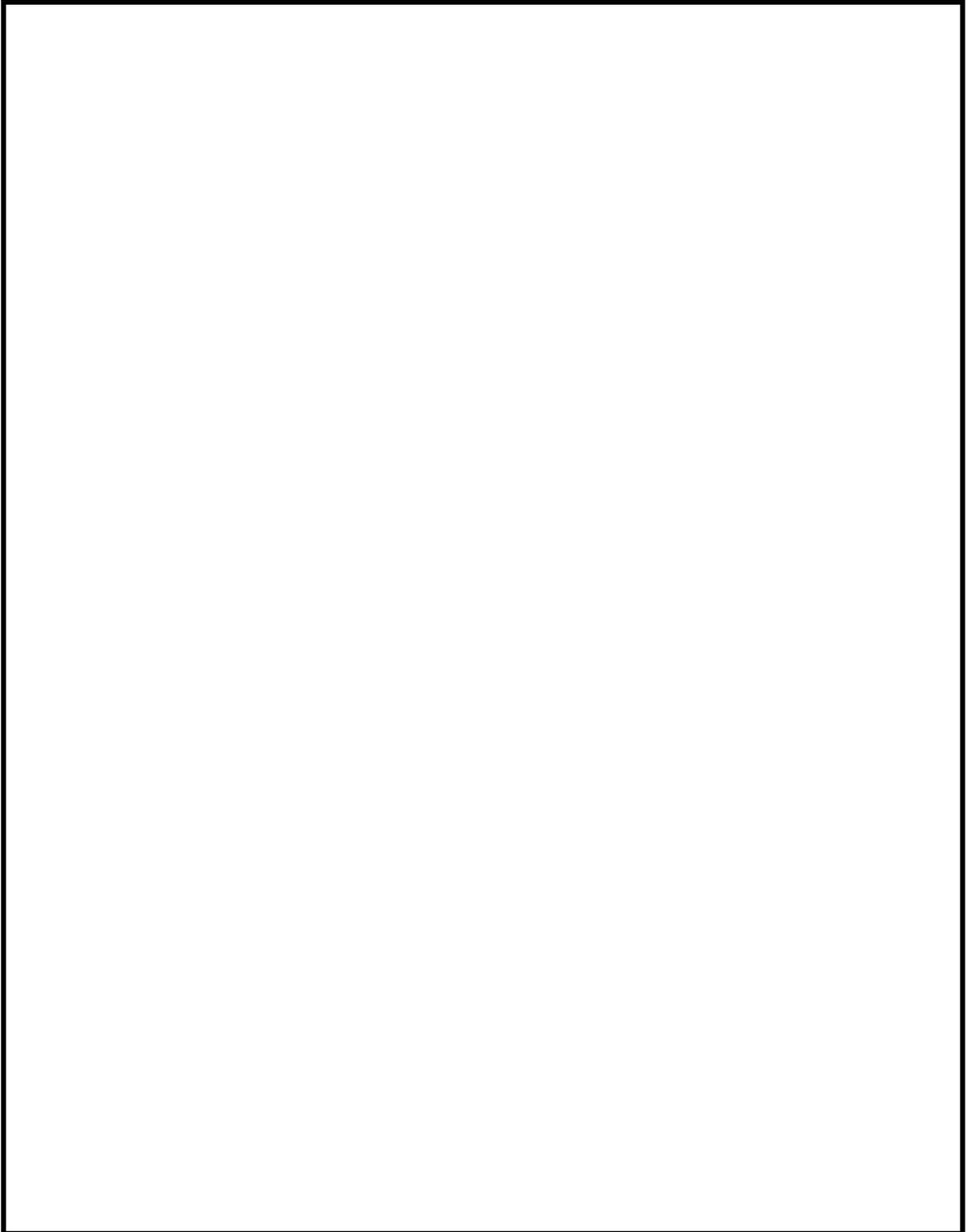


図 1-15 応答性確認試験結果

### 1.3.4 システム構成

原子炉格納容器内の水素の測定において、原子炉格納容器内のそれぞれの雰囲気ガスを検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) の概要について図 1-16 「格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図」に示す。

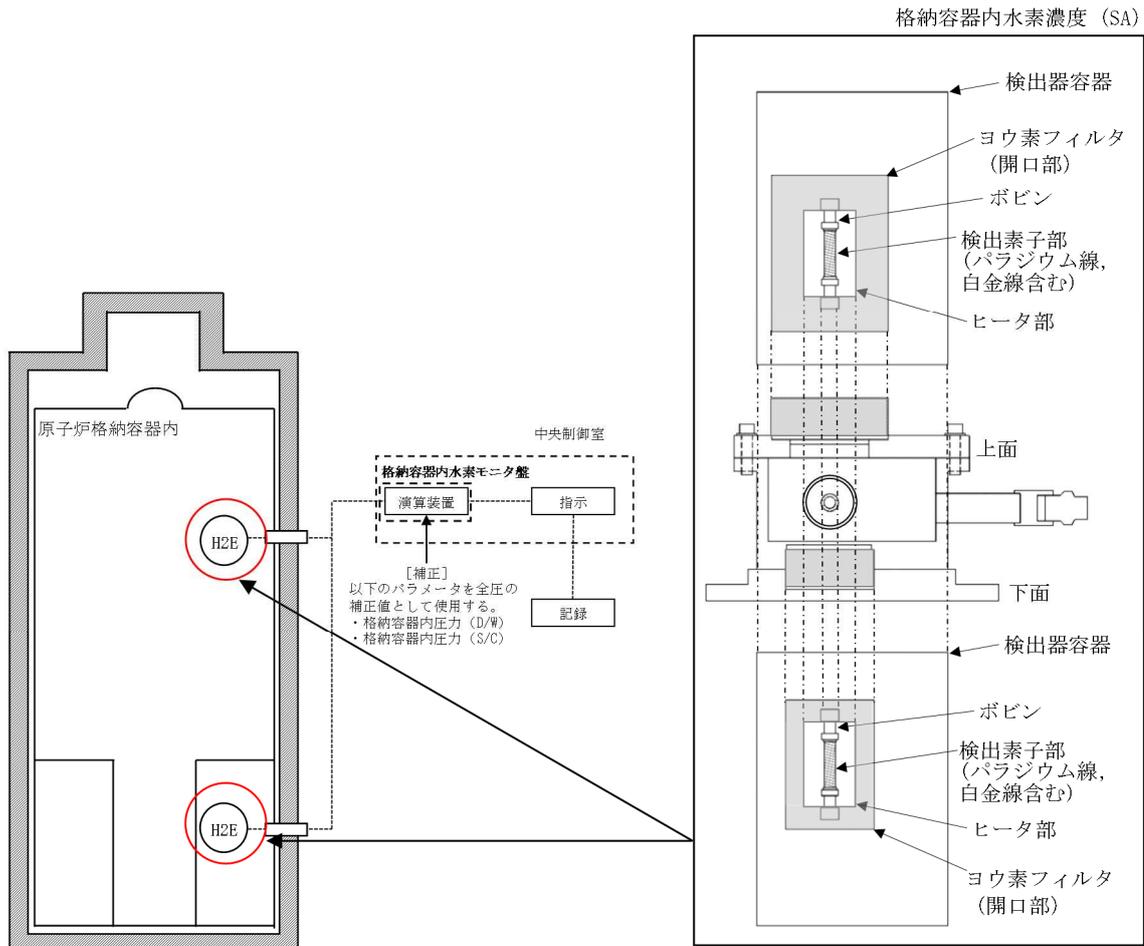


図 1-16 格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図

検出器容器の上部及び下部の 2 ヶ所に開口部があり、この開口部から雰囲気に含まれる水素ガスが流入する構造としている。この開口部の大きさは、検出素子部より大きくなるよう設計しており、上部の開口部は、下部の開口部に比べて、余裕を持たせた大きさとしている。

格納容器内水素濃度 (SA) は、パラジウム線、白金線をボビンに巻き付けた検出素子部、ヒータ部等で構成され、検出器容器に収納されている。

各構成機器の概要について以下に示す。

(1) 水素検出器

a. パラジウム線

パラジウム線は水素を吸蔵すると抵抗値が増加する。この抵抗値の増加量を測定するために設置する。

b. 白金線

白金線によりパラジウム線の温度を正確に測定し、水素濃度算出時に温度補正をするために設置する。

c. ヒータ部

パラジウム線は、低温領域では水素濃度のばらつきが大きいことから、水素濃度が安定する高温領域とするため、パラジウム線をヒータで260℃以上に加温する必要がある、パラジウム線を約300℃にするために設置する。

d. ヨウ素フィルタ

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生するヨウ素による検出素子部への影響を低減するため、ヨウ素吸着剤を入れたフィルタを検出器の上下開口部に設置している。

(2) 格納容器内水素モニタ盤

格納容器内水素モニタ盤は、水素検出器で測定されたパラジウムの抵抗値を水素濃度へ換算することを目的として、中央制御室に設置している。格納容器内水素モニタ盤は、抵抗測定器、演算装置等で構成されている。

### 1.3.5 設置位置

格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置を図 1-17「格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置」に示す。

図 1-17 に示す通り、格納容器内水素濃度 (SA) の設置高さは格納容器スプレイによる原子炉格納容器の水位上昇を考慮しても水没しない高さ、かつ格納容器内水素濃度と同等の高さとしている。また、格納容器内水素濃度 (SA) の周囲に原子炉格納容器内の気体が滞留するような構造物がなく、開口部が閉塞しない位置に設置している。

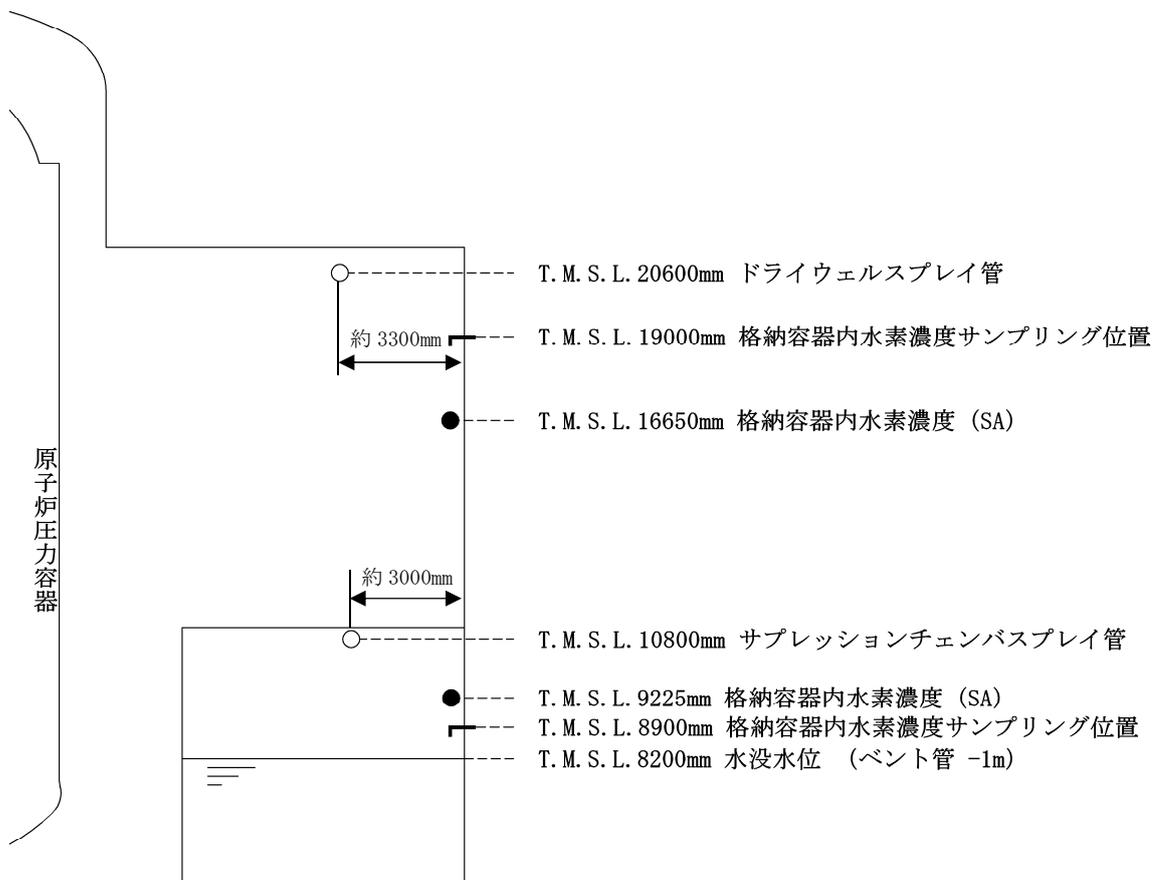


図 1-17 格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置

### 1.3.6 格納容器内における気体のミキシングについて

格納容器内水素濃度（SA）の設置位置は1.3.5の通りであるが，原子炉格納容器全体の水素濃度を測定している根拠について以下に示す。詳細については「重大事故等対策の有効性評価について（補足説明資料） 4. 格納容器内における気体のミキシングについて」を参照。

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については，電力共同研究等<sup>[1][2]</sup>によって確認している。その結果として，原子炉格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また，PWRを模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。<sup>[3]</sup>

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，間欠的なスプレイの実施及び原子炉格納容器内の温度差により，原子炉格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。事象発生から約 22.5 時間後の代替循環冷却の運転開始前に復水移送ポンプを停止しないと実施できない系統構成があるため，数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが，この間についても原子炉格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。

[1]社内研究「触媒式FCS導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ2)」(平成19年3月)

[2]電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(昭和58年3月)

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

#### 1.4 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部の加温について

##### (1) 加温温度

パラジウムを水素検出器として使用できる温度範囲を確認するため、温度条件を 20℃、100℃、260℃、300℃とした時の、雰囲気圧力とパラジウムの重量増加量を測定した。測定結果を図 1-18「パラジウム中の水素原子の密度」に示す。

温度が一定の条件で雰囲気圧力を徐々に増減していくとパラジウム中の水素密度も徐々に増減していくが、ある圧力で直線性を有しなくなり、検出の再現性が悪くなる。

図 1-18 に示す通り、格納容器内水素濃度 (SA) はパラジウム線が 260℃以上であれば、水素圧力 961kPa までの検出器の直線性を有することが確認されていることから、ヒータによりパラジウム線を約 300℃にする。

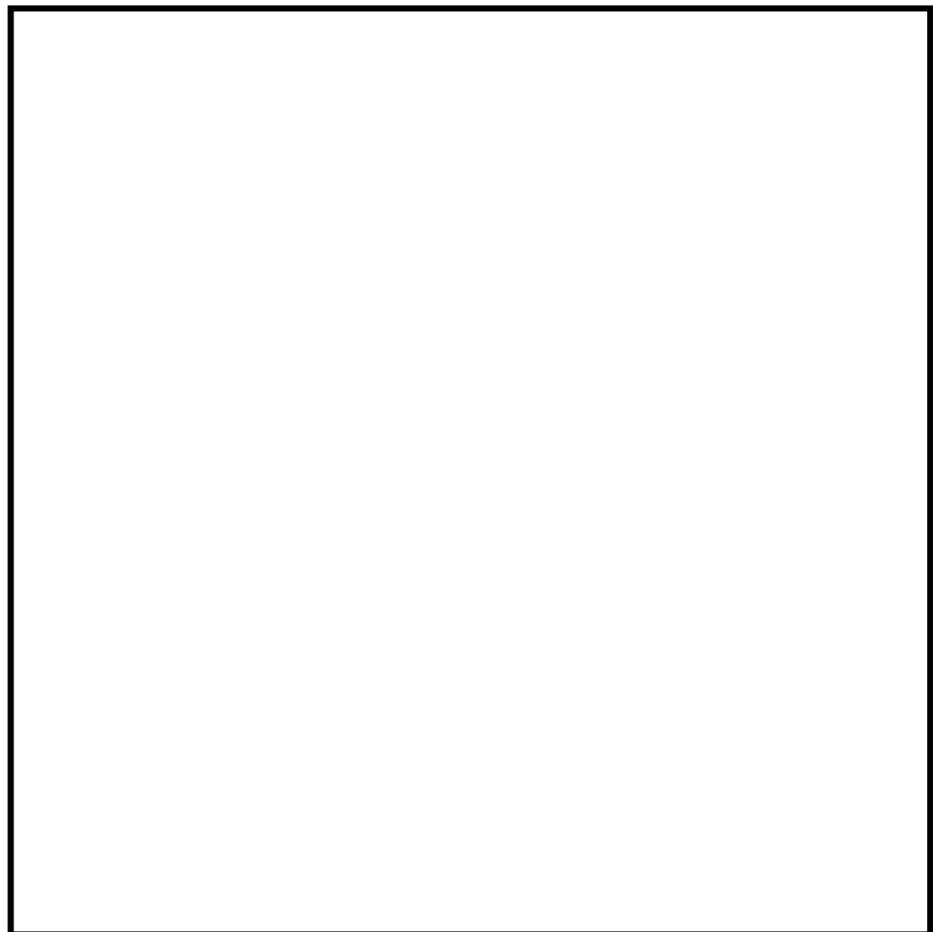


図 1-18 パラジウム中の水素原子の密度

(2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度 (SA) のパラジウム線の加温温度は(1)の通り約 300°Cにする必要があることから、ヒータにて検出素子部を  $\square$ °C ±  $\square$ °C の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部の概要を図 1-19「ヒータ部の概要図」、保温材を巻いた検出素子部の外観を図 1-20「保温材を巻いた検出素子部」に示す。図 1-19 に示す通り、ヒータはボビンの周囲に設置した金属円筒にヒータケーブルを巻き付けた構造となっている。また、ヒータの周囲には図 1-20 に示す通り保温材を巻き付けている。さらに、保温材を巻いた検出素子部は検出器容器に収納されており、周囲温度の変化による検出素子部の温度変化が発生しにくい構造となっている。

ヒータは隙間を設けて金属円筒に巻き付けており、水素ガスの流入を阻害することはない。また、ヒータを巻き付けている金属円筒には無数の穴を設けている。

保温材は繊維状の材料を使用しており、保温材がボビンへの水素ガスの流入を阻害することはない。また、保温材の周囲に設けている保温材固定用の金属円筒には水素ガスの流入を阻害することのないよう無数の穴を設けている。

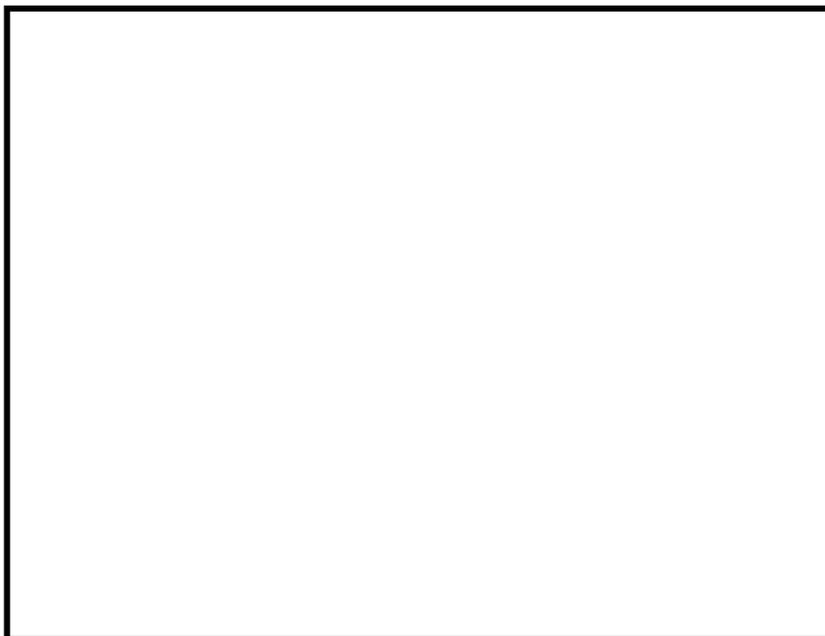


図 1-19 ヒータ部の概要図



図 1-20 保温材を巻いた検出素子部

検出素子部の温度を判定基準内に制御できることを確認するため、常温及び200℃の環境条件下において、ヒータ温度制御試験を実施している。試験結果を表1-5「ヒータ温度制御試験の結果」に示す。表1-5に示す通り、周囲温度に依存することなく検出素子部（白金線温度）を□℃±□℃の範囲内で制御できることを確認している。

表1-5 ヒータ温度制御試験の結果

雰囲気温度	判定基準	評価結果
常温(約25℃) □	□℃±□℃	良 最小値: □℃ 最大値: □℃
200℃ □		良 最小値: □℃ 最大値: □℃

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部への温度影響について

格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部へ温度影響を与える可能性のある事象を抽出し、評価を行った。評価の結果、検出素子部の温度に対して大きな温度変化を起こす影響は小さいと考えられる。

a. 雰囲気温度の影響

検出素子部はヒータ、保温材に囲われており約300℃に加温されている。検出素子部は検出器容器に収納されていることから検出素子部は雰囲気温度の影響を受けにくい構造となっている。(ヒータ温度制御については1.4(2)参照)

b. 水位上昇による水没

検出器の設置高さは、原子炉格納容器の水没水位より上部としており検出器は水没しない。(図1-17参照)

c. 検出器の被水

格納容器スプレイによる被水及び格納容器スプレイの際に検出器上部にあるケーブルトレイ等の構造物からの跳ね返りによる被水を防止するため、ドライウェル及びサプレッションチェンバに設置している検出器上部に被水防止カバーを設置する。

被水防止カバーは検出器容器を覆える大きさとする事で検出器容器への被水を防止する。

被水防止カバーの設置例を図1-21「被水防止カバー設置例」に示す。

なお、検出器について蒸気環境を含む環境試験を実施しており、健全性を維持していることを確認している。(表1-6, 1-7参照)

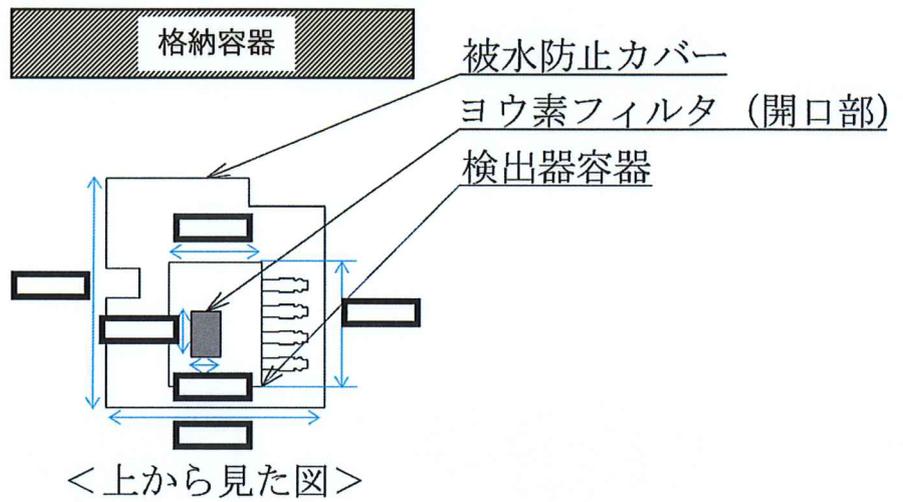
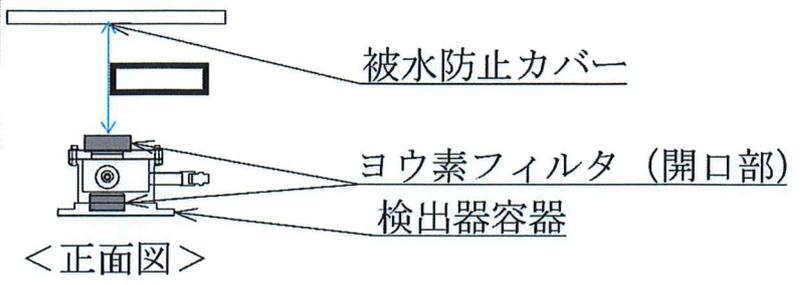
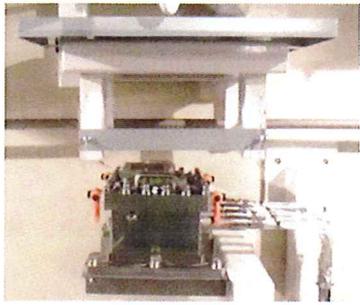


図 1-21 被水防止カバー設置例

## 1.5 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について

### (1) 使用環境

格納容器内水素濃度 (SA) の環境条件は、表 1-6「格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果」に示す通り、全ての有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件を設定する。

### (2) 健全性

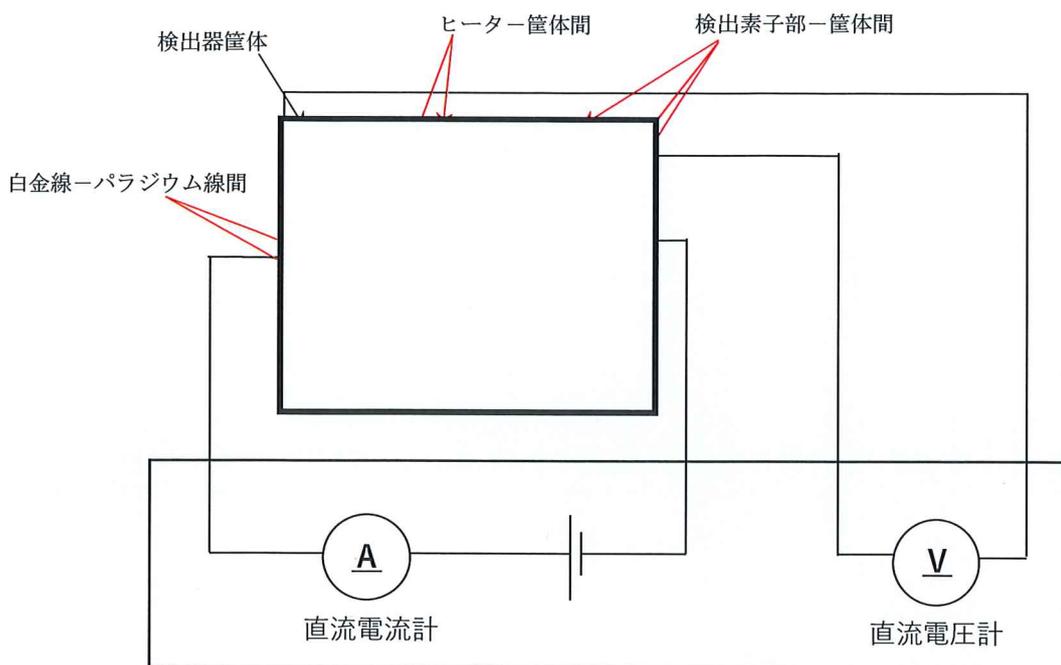
格納容器内水素濃度 (SA) の検出器及び検出器に付属する無機物で構成されている MI ケーブルを試験装置内に設置し耐環境試験を実施している。図 1-22 に絶縁抵抗及び抵抗測定箇所を示す。

格納容器内水素濃度 (SA) は、表 1-6 及び表 1-7「格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果(詳細)」に示す通り、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施して、健全性を維持できることを確認している。

なお、パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。さらに、耐環境試験後に検出素子部の外観に異常は認められていないため、検出器一式で蒸気暴露による故障モードとして、水蒸気による絶縁低下及び検出器信号の短絡・断線、ヒータ故障を想定し、絶縁抵抗測定及び連続的な抵抗測定、ヒータの昇温確認を実施している。

表 1-6 格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果

項目	環境条件 (包絡条件)	試験条件	評価結果
温度	200℃ (168 時間)	220℃以上 (5 分以上) / 200℃以上 (168 時間以上)	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気 (168 時間)	蒸気 (168 時間以上)	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	620kPa (gage) (168 時間)	620kPa (gage) 以上 (168 時間以上)	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	800kGy / 168 時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。



マルチメータ（抵抗測定器）

図 1-22 絶縁抵抗及び抵抗測定箇所

表 1-7 格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果（詳細）

試験項目	判定基準	試験前	試験後	評価結果
絶縁抵抗	[検出素子部-筐体間] ・20MΩ以上であること [ヒーター-筐体間] ・5MΩ以上であること [白金線-パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上であること	[検出素子部-筐体間] ・20MΩ以上 [ヒーター-筐体間] ・5MΩ以上 [白金線-パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上	[検出素子部-筐体間] ・20MΩ以上 [ヒーター-筐体間] ・5MΩ以上 [白金線-パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上	絶縁抵抗は判定基準を満足しており、健全性を維持できる。
パラジウム抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし (参考値：198Ω)	異常なし (参考値：201Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず，白金線-パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから，短絡，断線がないことを確認しており，健全性を維持できる。
白金抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし (参考値：203Ω)	異常なし (参考値：204Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず，白金線-パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから，短絡，断線がないことを確認しており，健全性を維持できる。
ヒータ機能	300℃まで昇温できること	昇温可能	昇温可能	ヒータ機能は昇温可能であることを確認しており，健全性を維持できる。

(3) パラジウムの劣化について

水素吸蔵材であるパラジウムの想定される劣化因子と評価結果を表 1-8「パラジウムの劣化評価結果」に示す。

パラジウムは無機材であり，事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。念のため，熱・湿分/水蒸気・圧力・放射線について確認した結果，パラジウムは想定される劣化因子によって劣化しないことを確認した。

表 1-8 パラジウムの劣化評価結果

劣化因子	評価結果
熱	200℃以上の温度で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐熱性を有することを確認した。
湿分／水蒸気	蒸気環境下において試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐湿性を有することを確認した。
圧力	620kPa (gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐圧性を有することを確認した。
放射線	無機物であり，放射線による劣化を考慮する必要はないことを確認した。

## 1.6 水素燃焼の影響

### (1) 酸素対策について

検出素子部に使用しているパラジウム及び白金は、水素と酸素を反応させる触媒作用があるため、水素に加え酸素が存在する環境では、検出素子部表面で水素燃焼を促進し、水素濃度測定に影響を及ぼす可能性がある。

検出器への酸素の影響を確認するため、図 1-23 に示す試験構成にて検出器に水素、酸素、窒素の混合ガスを流し、水素濃度の計測精度を確認した。



図 1-23 酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）

試験条件を表 1-9 「酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）」に示す。水素濃度 3.5vol% の時に、酸素濃度を 1.0vol%、3.0vol%、4.5vol% の各濃度に変化させて計測精度を評価した。

表 1-9 酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）

検出素子部温度[°C]	300
サンプルホルダ内圧力	大気圧
水素濃度[vol%]	3.5
酸素濃度[vol%]	1.0, 3.0, 4.5

#### <試験条件の設定根拠>

300°C：検出素子部の加熱温度である 300°C とした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水素濃度：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である 4.0vol% に安全を考慮して、3.5vol% とした。

酸素濃度：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である 5.0vol% に安全を考慮して、4.5vol% とした。

酸素特性試験の試験結果を図1-24「酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）」に示す。図1-24に示す通り、水素を導入した状態でさらに酸素を導入すると、酸素導入と同時に検出素子部表面での水素燃焼により白金温度が上昇している。また、パラジウムと白金の抵抗値が上昇することを確認している。このことから酸素は水素濃度測定に影響を及ぼすことが分かる。

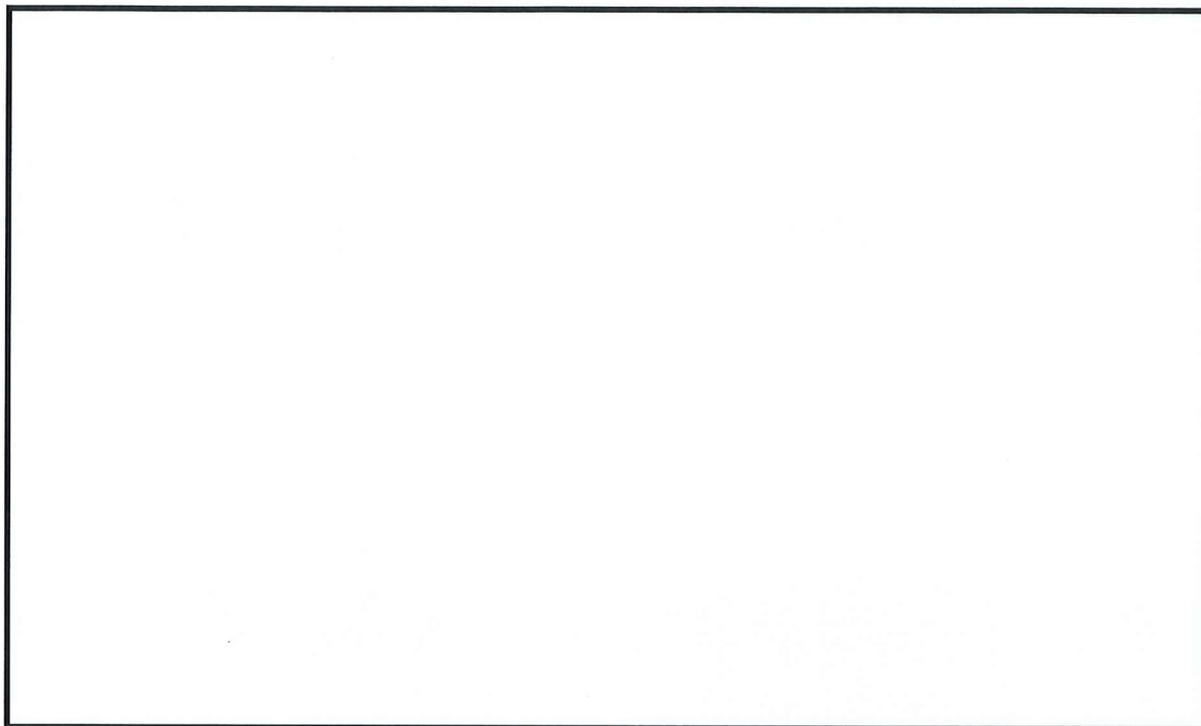


図1-24 酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）

検出素子部表面での水素燃焼を防止するため、酸素バリア材、水素透過膜として知られている  を酸素バリア材として選定した。 には図1-25「分子ふるい効果のイメージ図」に示す分子ふるい効果があり、水素の透過性を維持したまま酸素の透過を阻害することができることが確認されており、この特性を利用し水素燃焼を防止する。 は化学蒸着によって、検出器のパラジウム線及び白金線の表面に被膜を施している。

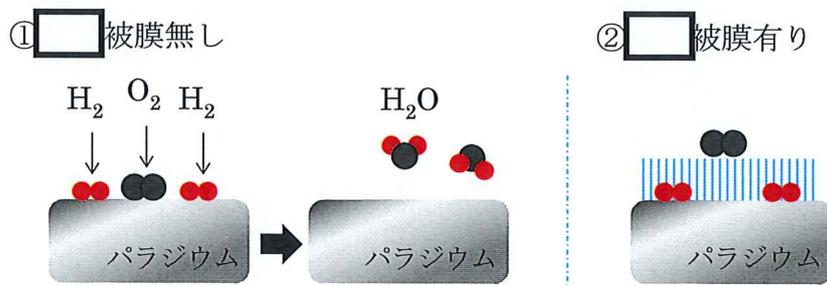


図1-25 分子ふるい効果のイメージ図

□の被膜が水素燃焼の対策として有効であることを確認するため、図1-26「酸素特性試験の試験構成（酸素対策後）」に示す試験体系で□被膜を施した検出素子部に対し水素、酸素、窒素の混合ガスを導入し、水素濃度の計測精度を確認した。試験構成を図1-26に示す。



図1-26 酸素特性試験の試験構成（酸素対策後）

酸素特性試験の試験条件は表1-10「酸素特性試験の試験条件（酸素対策後）」に示す通り、2種類の試験条件にて計測精度を評価した。

表1-10 酸素特性試験の試験条件（酸素対策後）

検出素子部温度[°C]		300
サンプルホルダ内圧力		大気圧
水素濃度[vol%]	条件1	3.5
	条件2	10.0
酸素濃度[vol%]		5.0

<試験条件の設定根拠>

300°C：検出素子部の加熱温度である300°Cとした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水素濃度（条件1）：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。

水素濃度（条件2）：水素燃焼が起きやすい濃度として、酸素濃度5.0vol%の2倍の10vol%とした。

酸素濃度：可燃限界である5.0vol%とした。

試験結果を表 1-11「酸素特性試験の試験結果（酸素対策後）」、図 1-27「酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）」、図 1-28「酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）」に示す。本試験では直接的に水素濃度は測定しておらず、パラジウム及び白金の抵抗値を測定している。このため、パラジウム及び白金の抵抗値を基に 1.3.1 に示す演算手順と同じ手順で水素濃度を算出した。表 1-11 に示す通り、酸素導入時にも水素濃度を精度内で測定できることを確認できた。また、図 1-24 及び図 1-25 に示す通り、酸素ガスの導入と停止を繰り返し行った時にも、酸素の影響を抑制しており、被膜の有効性を確認できた。

なお、は無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要がない。は原子炉格納容器内に設置されている起動領域モニタの MI ケーブルにも使用されており、原子炉格納容器内の環境下での使用実績がある。また、は融点が 1650℃の安定な物質で耐熱性に優れている。さらに、は本水素検出器の保温材としても使用されており、重大事故等時を模擬した環境条件で耐環境試験を行い、健全性を維持できることを確認している。

表 1-11 酸素特性試験の試験結果（酸素対策後）

条件	水素濃度 [vol%]	判定基準 [vol%]*	測定値 [vol%]	誤差 [vol%]	評価結果
1	3.5	1.5~5.5	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	良
2	10.0	8.0~12.0	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	良

※：判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

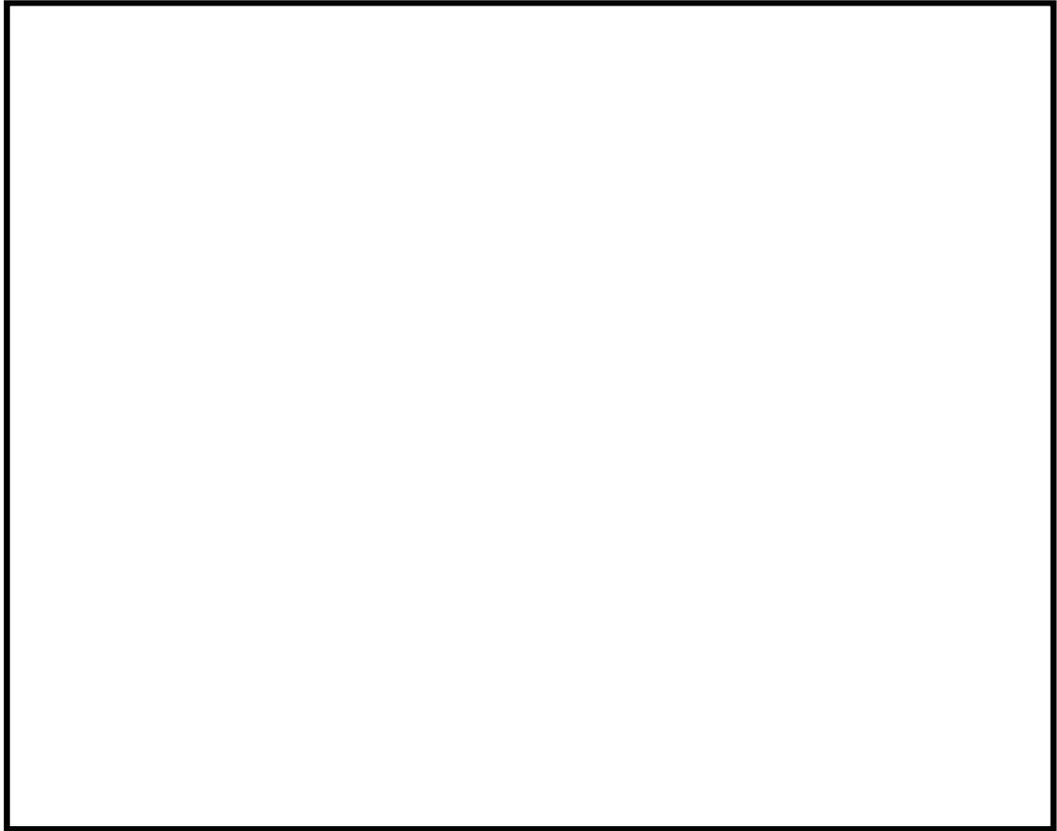


図 1-27 酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）

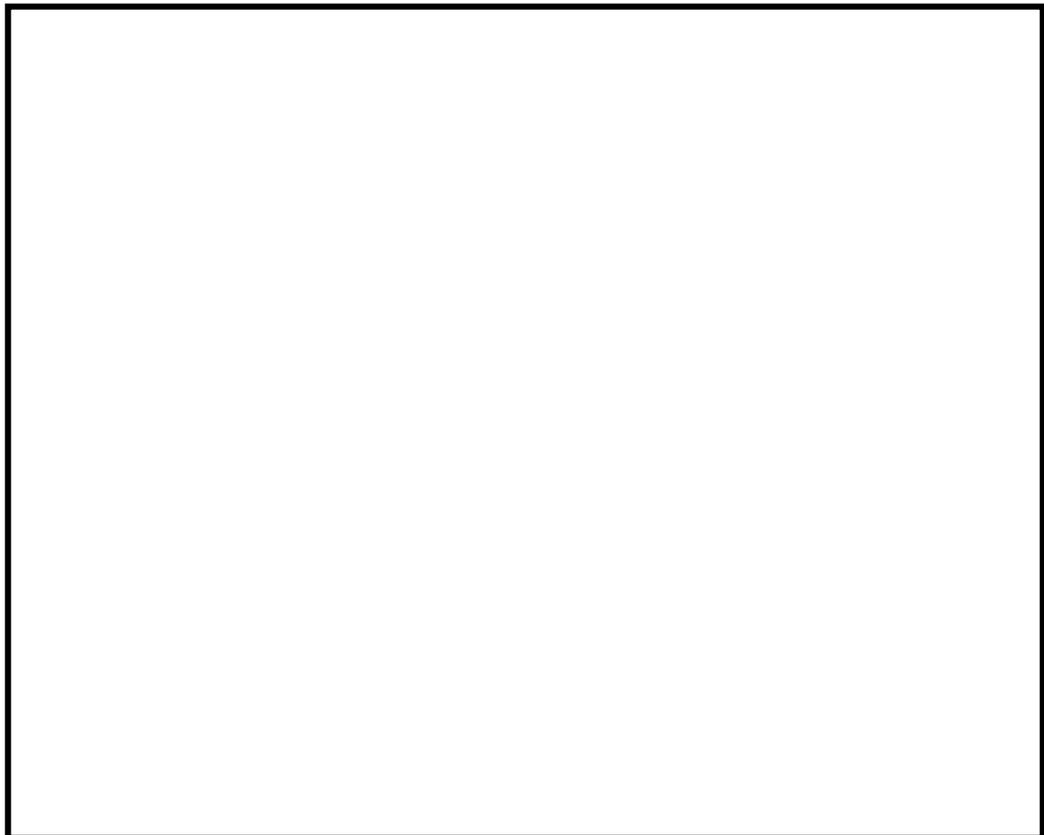


図 1-28 酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）

## 1.7 被毒物質の影響

### (1) 被毒物質の抽出

重大事故等時の原子炉格納容器内には、窒素、水素、水蒸気のほかに、酸素、核分裂生成物（ヨウ素等）の物質が含まれると考えられており、これらの物質が被毒として検出器の性能に与える影響を評価する必要がある。

これら原子炉格納容器内で想定される物質のうち、格納容器内水素濃度（SA）に用いるパラジウムのような貴金属触媒に対する被毒物質には、一酸化炭素、硫黄、ハロゲン、重金属、水、ダスト（粉塵）、エアロゾルがある。各々の被毒物質の影響について確認した。

#### a. 一酸化炭素

熔融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては水素吸蔵に対する被毒性を有する。

従って、一酸化炭素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

#### b. 硫黄

通常運転時においては、原子炉格納容器内は窒素置換され、かつ、密閉されていることから、これらの被毒物質が原子炉格納容器外より流入することは考えられない。

被毒物のうち、火災の際に発生しうる硫黄成分は、原子炉格納容器内に可燃性物質を極力使用しないこと及び通常運転中窒素置換されていることから発生の可能性はないとしている。

従って、硫黄は被毒物質として考慮しない。

#### c. ハロゲン、重金属

原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物としては、ヨウ素（I）、臭素（Br）、クリプトン（Kr）、キセノン（Xe）、ウラン（U）、プルトニウム（Pu）等がある。これらのうち、パラジウム表面に吸着して被毒物質となるものは、ハロゲンであるヨウ素、臭素である。これらハロゲンについては、炉内内蔵量のうちハロゲンの50%が放出されると仮定しているため、そのうち約90%を占めるヨウ素と約10%を占める臭素による触媒への影響を考慮する必要がある。このうち、臭素はヨウ素より反応性が高いため化合物を作りやすく、粒子状の形態になると考えられ、格納容器スプレイによって水中に捕捉されるため、臭素の被毒物としての影響はヨウ素を想定することで包絡される。

従って、ヨウ素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

#### d. 水

異物のうち、水に対しては、検出器上部に被水防止カバーを設置しており、検出器は被水の影響を受けない設計としている。

なお、水は被毒物質として考慮し、蒸気環境を含む環境試験を実施しており健全性を維持していることを確認している。

e. ダスト（粉塵）

ダスト（粉塵）に関してはLOCA発生時に、破断配管からのジェット流によって保温材が破損し、ダスト（粉塵）が発生する可能性がある。原則、金属反射保温材を使用するため、ダスト（粉塵）の発生量は少量と考えられることから、固体粒子が一様にパラジウム表面を覆うことは考えられない。また、ダスト（粉塵）は格納容器スプレイによって水中に捕捉されることから、影響は少ないと考えられる。

従って、ダスト（粉塵）は被毒物質として考慮しない。

f. エアロゾル

核分裂生成物のうち、エアロゾル（セシウム化合物他）として原子炉格納容器内に存在する物質は、格納容器スプレイによって水中に捕捉され、格納容器スプレイ作動後は速やかに濃度が低下するが、原子炉格納容器内の存在量の観点からその影響を考慮し、エアロゾルを試験対象とした。

以上より一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを反応阻害物質とし被毒影響を検討することとした。

(2) 被毒物質の影響評価

(1)の通り、一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを被毒物質として選定した。なお、ヨウ素については、NUREG-1465\*や文献等を参考に、ヨウ素の形態から派生する物質についても影響評価を実施する。

パラジウムの被毒影響を評価するため抽出した物質による浸漬又は暴露による評価を行い、水素濃度測定及び応答性を確認した結果、検出性能に与える影響が最も大きいものはヨウ素であることが分かったので、ヨウ素について対策を実施することとした。評価結果を表1-12「被毒物質の抽出結果」に示す。

※Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,  
NUREG-1465, February 1995

表 1-12 被毒物質の抽出結果 (1/2)

形態	抽出理由	評価対象	影響の有無 (評価結果)
一酸化炭素 (CO)	a. 一酸化炭素 溶融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては白金触媒に対する被毒性を有することから被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・一酸化炭素に暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。
ヨウ素 (I <sub>2</sub> )	c. ハロゲン、重金属 CsI+H <sub>2</sub> O⇌CsOH+I+1/2H <sub>2</sub> の反応により生成され、スプレイ水のpH調整が行われた場合は、格納容器内のヨウ素の1~5%程度がこの形態と評価されている。一方、pH調整が行えない場合は、元素状ヨウ素(I <sub>2</sub> やHI)が多数を占めると評価されている。白金触媒に対して被毒性を有することが知られており、被毒物質として選定した。	対象	影響有り ⇒対策実施 ・ヨウ素環境下において、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準を逸脱したことから影響有りと評価した。
ヨウ化メチル (CH <sub>3</sub> I)	c. ハロゲン、重金属 格納容器内の有機物と反応し、この物質が生成され、ヨウ素の4%程度がこの形態と評価されている。 被毒影響のあるヨウ素より派生する化学形態であり、被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・ヨウ化メチルに暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。

表 1-12 被毒物質の抽出結果 (2/2)

形態	抽出理由	試験対象	影響の有無 (試験結果)
ヨウ化エチル (C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> I) ジヨードメタン (CH <sub>2</sub> I <sub>2</sub> )	c. ハロゲン, 重金属 CH <sub>3</sub> I よりも発生量が少ないため (CH <sub>3</sub> I, C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> I, CH <sub>2</sub> I <sub>2</sub> は約 80%, 約 5%, 約 15%の形態で存在するとされている), CH <sub>3</sub> I の試験により代表化することで対象 外とした。	対象外	—
ヨウ化水素 (HI)	c. ハロゲン, 重金属 CsI+H <sub>2</sub> O⇌CsOH+HI の反応により生成され, スプレイ水の pH 調整が行われた場合は, 格納容器内のヨウ素の 1~5%程度がこの 形態と評価されている。一方, pH 調整が 行えない場合は, 元素状ヨウ素 (I <sub>2</sub> やHI) が多数を占めると評価されていることか ら被毒物質として選定した。 なお, 揮発性であり, 毒性を有することか ら取り扱いの観点からも, 揮発させた I <sub>2</sub> をサンプルガス (水素含む) に混合させる ことで I <sub>2</sub> の試験により代表化した。	(対象)※	—
ヨウ化セシウム (CsI)	f. エアロゾル 代表的な白金触媒に対する被毒物質とは 考えられないが, よう素の大部分は CsI の 形態で存在しているとされており, 存在 量の観点からその影響が無視できない可 能性があると考え, 被毒物質として選定 した。	対象	影響少ない ・ヨウ化セシウム水溶液に浸漬 し, 水素濃度測定, 応答性を確 認。 ・水素濃度測定は判定基準内であ ったが, 応答性は若干の判定基 準の逸脱が確認されたため, 影 響少ないと評価した。

※( )は直接的に当該物質を対象とした試験を行わないが, ヨウ素の試験により代表化することで対象とした物質を意味する。

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) のヨウ素対策について

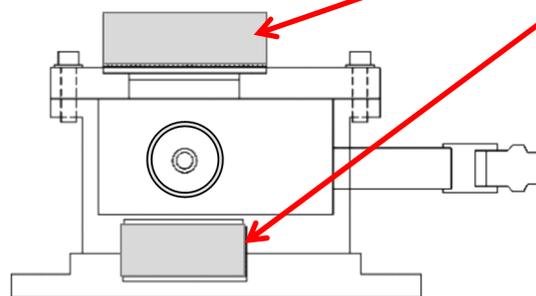
パラジウムがヨウ素環境下にあるとヨウ素と反応してヨウ化パラジウムに変化し、水素の吸蔵性能が低下し、格納容器内水素濃度 (SA) の水素計測に影響を与えることを確認したことから、対策として検出器容器の開口部にヨウ素を補集するヨウ素フィルタを設置した。ヨウ素フィルタ付き検出器の外観を図1-29「ヨウ素フィルタ付き検出器外観」に示す。

ヨウ素フィルタを設置することによる悪影響については、ダストによるヨウ素フィルタの目詰まりが想定されるが、水素などの気体を完全に遮断するものではないと考えられる。

なお、ダストは格納容器スプレイによって捕捉されるため、格納容器内水素濃度 (SA) はダストの影響は受けないが、仮にダストが検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部は上下にあることから計測に悪影響を与えるものではない。



ヨウ素フィルタ



(側面図)

図1-29 ヨウ素フィルタ付き検出器写真

ヨウ素フィルタの有効性を確認するためヨウ素フィルタ付き検出器に対しヨウ素試験を実施している。試験条件を表 1-13「ヨウ素試験の試験条件」、試験構成を図 1-30「ヨウ素試験の試験構成」に示す。ヨウ素を一定の流量で流した状態で水素ガスの導入と停止を繰り返し、検出器の計測精度を評価した。

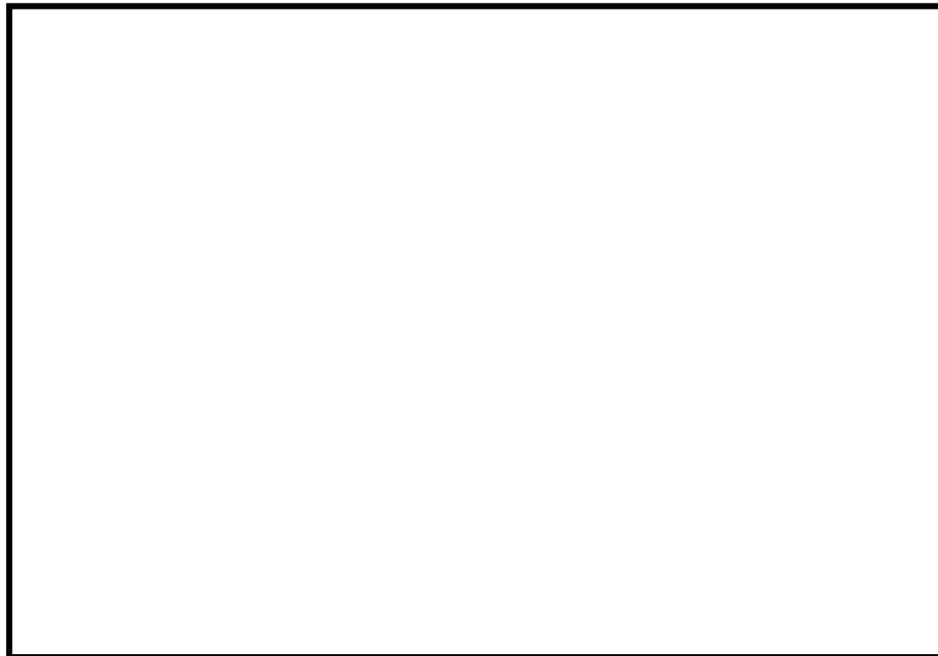


図 1-30 ヨウ素試験の試験構成

表 1-13 ヨウ素試験の試験条件

試験環境	200℃，大気圧，水蒸気
検出素子部の温度	□℃±□℃
ヨウ素積算流入量[mg/m <sup>3</sup> ・時間]	□※
連続時間[時間]	72
水素濃度[vol%]	0.0，4.0

※：「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」審査資料（第五十条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備，第五十九条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）の記載値を考慮して設定しており，重大事故等時の条件を包絡。

<試験条件の設定根拠>

200℃：原子炉格納容器の限界温度である 200℃とした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水蒸気：重大事故等時の環境条件を模擬するため水蒸気とした。

ヨウ素積算流入量：72 時間で重大事故等時に想定されるヨウ素の 7 日間の積算流入量を包絡する流入量とした。

水素濃度：可燃限界である 4.0vol%とした。

試験結果を表 1-14「ヨウ素試験結果」、図 1-31「ヨウ素試験結果」に示す。表 1-14 及び図 1-28 に示す通り、ヨウ素環境下においても水素導入時にパラジウムの抵抗値が変化しており、指示値が精度内であることから、ヨウ素環境下でも水素検出が可能であることを確認した。

表 1-14 ヨウ素試験結果

水素濃度 [vo1%]	判定基準 [vo1%]※	測定値 [vo1%]	誤差 [vo1%]	評価結果
4.0	2.0~6.0	最大値： <input type="text"/> 最小値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/> 最小値： <input type="text"/>	良

※：判定基準は水素濃度±2.0vo1%とした。



図 1-31 ヨウ素試験結果

### 1.8 格納容器内水素濃度 (SA) の耐震性について

加振試験において、格納容器内水素濃度 (SA) を加振台に設置し、表 1-15 「格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で格納容器内水素濃度 (SA) が機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表 1-15 格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果

方向	格納容器内水素濃度 (SA)
X 方向	4G
Y 方向	4G
Z 方向	2G

### 1.9 格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源供給について

格納容器内水素濃度 (SA) は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

電源供給については図 1-32 「格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源概略構成図」に示す。

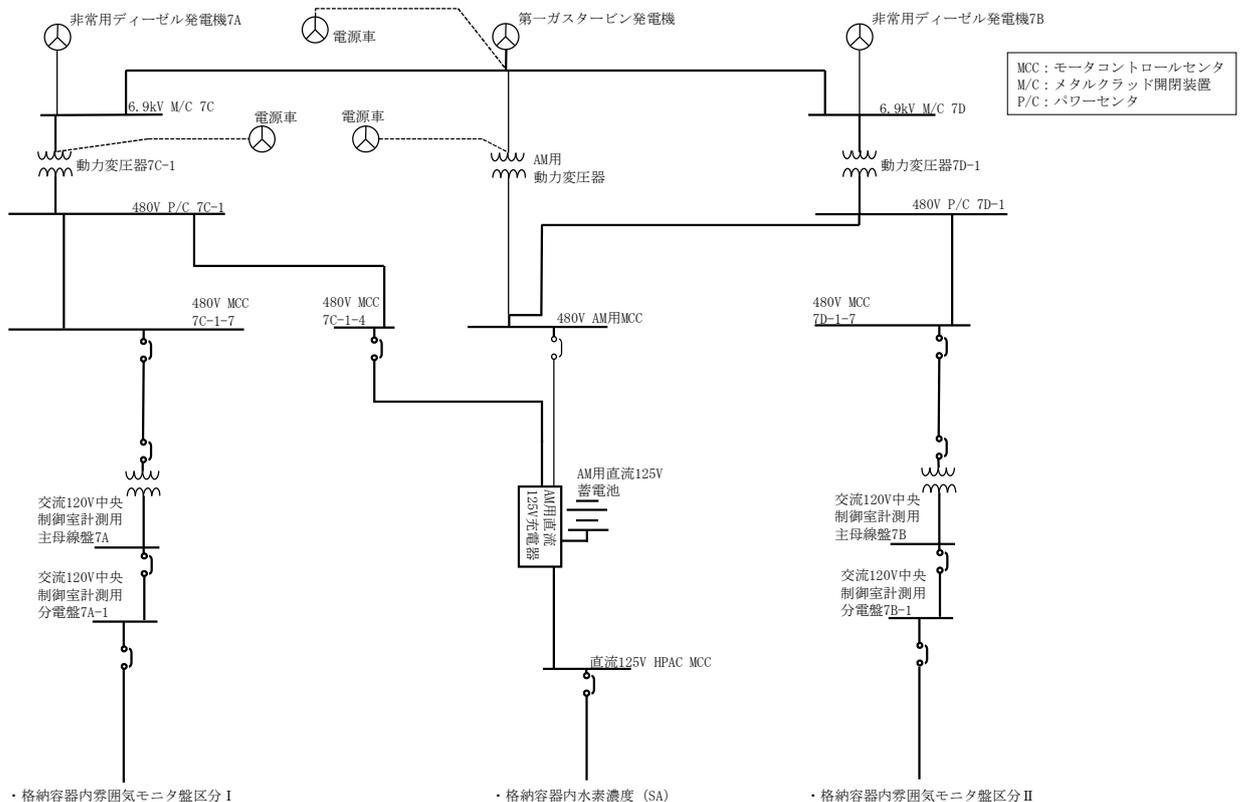


図 1-32 格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の電源概略構成

## 水平ベント確証試験に基づく蒸気凝縮振動荷重の設計基準事故時包絡性について

### 1. 指摘事項の内容

ABWR 水平ベント試験の範囲を超える高蒸気流束下においても、発生する凝縮振動(CO)荷重は設計基準事故時に設定した荷重に包絡されることを示すこと。

ABWR のベント管の吹き出し口が3本であることの影響について示すこと。

### 2. 指摘事項への回答

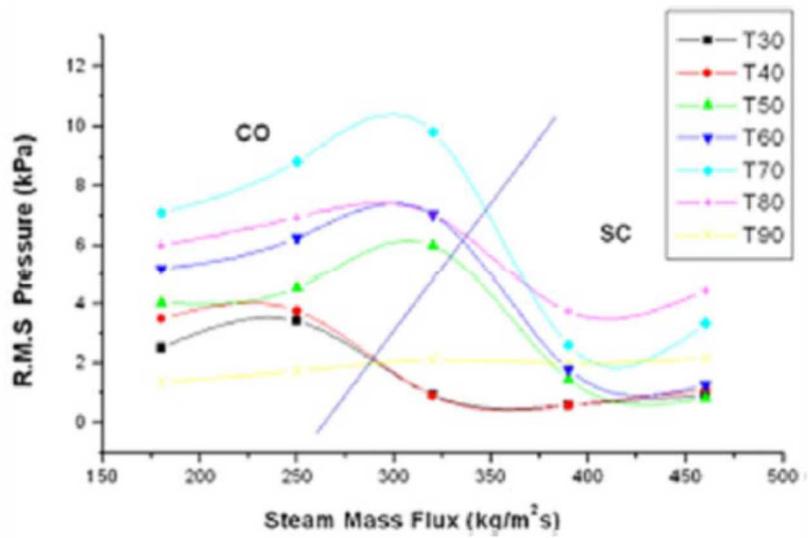
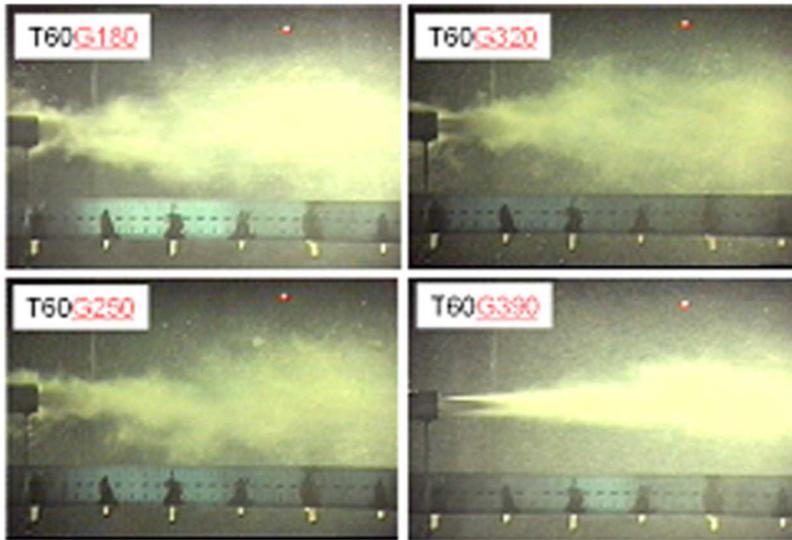
以下ではまず 2.1 において、蒸気凝縮に関する試験の結果等を元に、一般的な傾向として、凝縮モードが凝縮振動(CO; Condensation oscillation)モードの時に蒸気流束が増加すると凝縮モードは凝縮振動(CO)から安定凝縮(SC; Stable condensation)に遷移し、水力的動荷重は小さくなることを示す。なお、ここで参照した試験は ABWR 水平ベント試験の範囲を超える高蒸気流束の条件で実施されたものを含む。その後 2.2 において、ABWR 水平ベント試験を参照し、蒸気流束の試験条件の上限付近で凝縮振動の振幅(荷重)が弱まる傾向が確認されていることを示す。これにより蒸気流束が試験条件の上限より増加しても、荷重は増大しないことを説明する。

また、回答に関する参考資料として水平ベント体系における動荷重測定試験及びその成果を別紙 1 に示す。

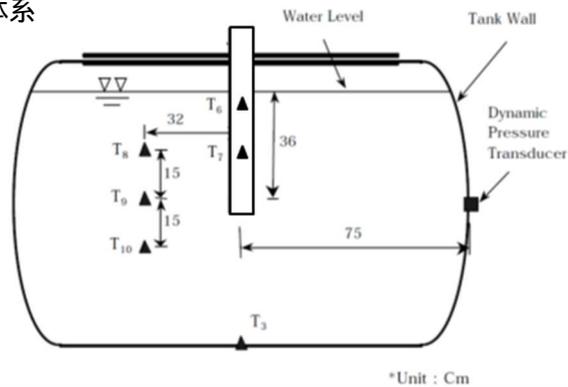
#### 2.1 蒸気流束と水力的荷重の関係について

##### 2.1.1 蒸気凝縮モードと水力的荷重の関係について

プール水中での蒸気の凝縮モードは蒸気流束の増加に伴い、凝縮振動(CO)から安定凝縮(SC)に遷移するが、安定凝縮(SC)モードでは、発生する水力的荷重は、凝縮振動(CO)モードに比べ小さくなることが知られている。図 1 に Song らの実験 [1]の例を示す。図 1 では、蒸気流束の増加に伴い、凝縮モードが凝縮振動(CO)から安定凝縮(SC)へと遷移し、水力的荷重は減少している。また、図 1 上部の写真のうち、右下の写真は蒸気流束の高い  $390\text{kg/s/m}^2$  における蒸気凝縮の様子をとらえた写真であるが、凝縮界面はベント管から離れ、蒸気ジェットは円錐又は楕円型の形状を形成している。なお、図 1 はプール水温の異なる複数のケースをプロットしており、安定凝縮(SC)の領域である蒸気流束が  $390\text{kg/s/m}^2$  から  $460\text{kg/s/m}^2$  にかけて、荷重が低下する傾向を示すケースと荷重が微増する傾向を示すケースがあるが、荷重が微増するケースにおいても安定凝縮(SC)の領域であることには変わりがなく、凝縮振動(CO)の荷重を上回ることはない。



試験体系



注：凡例の T の後ろの数字はプール水温 ( ), G の後ろの数字は蒸気流束 (kg/s/m<sup>2</sup>) を表す。

図 1 圧力振幅の蒸気流束依存性 (Song らの実験)

「BWR. MARK 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」では、プール水中の蒸気凝縮の現象に関しては、以下の3つの現象がみられるとしており、上述の図 1 の傾向はこれとも整合している。

- (1) 蒸気流速が高い場合の、比較的静かな凝縮
- (2) 蒸気流速が中位の場合の、振動的な凝縮
- (3) 蒸気流速が低い場合の、間欠的な凝縮（チャギング）

また、ストレートパイプによる試験 [2]では、蒸気凝縮にともなう荷重値とプール水温との関係が、複数の蒸気流束条件で確認されている(図 2)。この結果について、FCI 時の S/P サブクール度をとるサブクール度の範囲で蒸気流束と荷重値の関係を整理すると図 3 のとおりとなる。この図からも高蒸気流束における蒸気凝縮時の荷重は、蒸気流束が増大しても大きくなることはなく、むしろ低下する傾向がみられる。

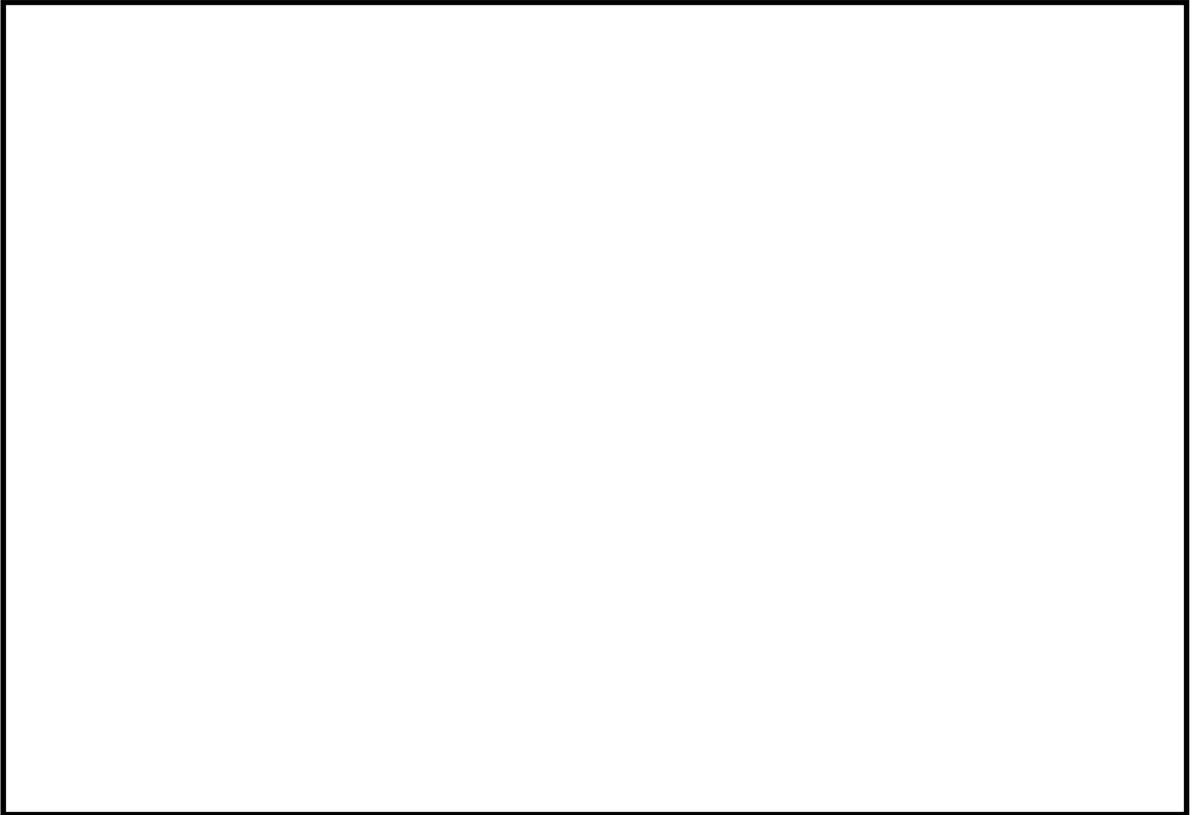


図 2 ストレートパイプ型 SRV 作動時の圧力振動

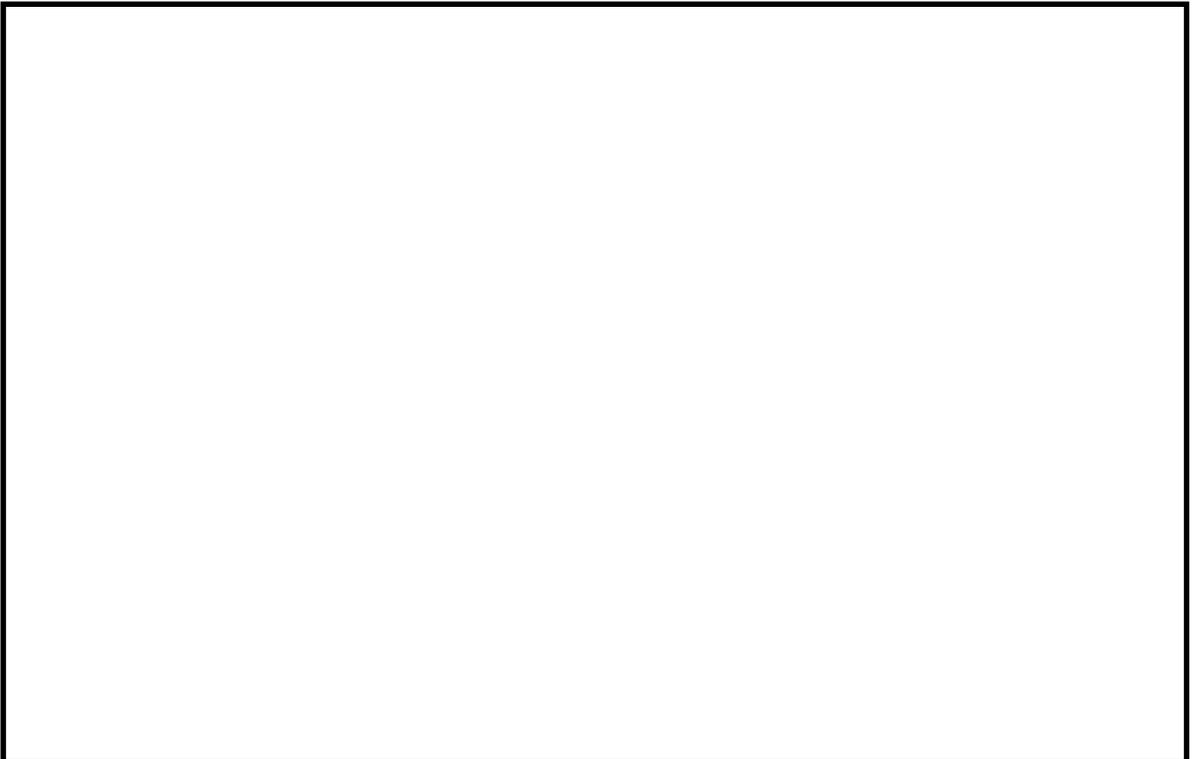


図 3 蒸気流束と圧力振幅の関係 (直管  mm)

### 2.1.2 CO から SC への遷移領域について

凝縮モードが凝縮振動 (CO) から安定凝縮 (SC) に遷移する蒸気流束については、小規模体系において 図 4 のとおり確認されている [3]。試験のノズル口径は 4.45~10.85mm の範囲であるが、口径が大きくなるほど安定凝縮領域がより低蒸気流束まで広がっていることが分かる。実機の水平ベント管出口の口径が 700mm であることを踏まえると、FCI 発生時の蒸気流束の最大値 595kg/s/m<sup>2</sup> においては、実機でも蒸気凝縮モードは安定凝縮モードとなり、荷重が大きくなることはないと考えられる。

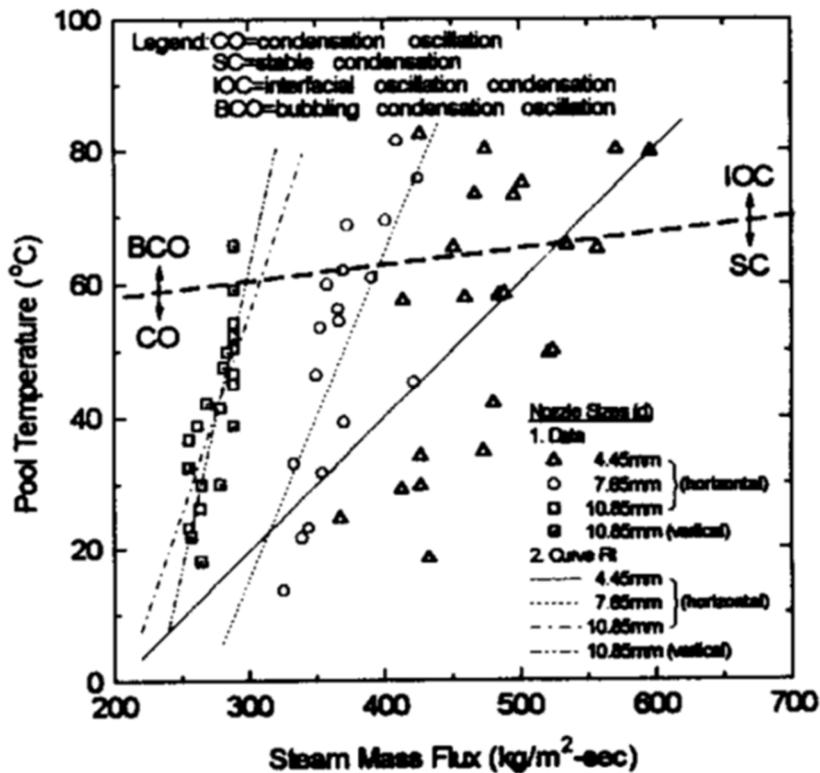


図 4 小規模体系試験における CO / SC 領域図

### 2.2 水平ベント確認試験における荷重の傾向について

ここでは ABWR 開発時に実施した水平ベント確認試験の 1/2.5 サブスケール試験 [4] (Sub-scale test; SST, 試験施設は図 5 参照) で観察された水力学的荷重の傾向について述べる。SST で実施された複数の試験ケースを表 1 にまとめる。このうち高蒸気流束条件であり、かつ試験装置内をあらかじめ蒸気置換 (プリパージ) したケースである SST-4 に着目すると、図 6 に示すとおり、ベントクリアが完了していると考えられる試験開始  秒後以降から  秒過ぎまでの間、ベント管蒸気流束の計算値は単調低下の傾向にある。この間、プール床面の圧力 (凝縮振動 (CO) 荷重の設定に使われている圧力であり、ほとんどのテストケースにおいて圧力の最大値がプール底面圧力で観測されている) は、初めは比

較的静かな振動を示しているが、試験開始から約□秒過ぎから凝縮振動(C0)による振巾が増大し始めている(図7)。すなわち、ベント管蒸気流束が高い状態では、比較的静かであった振動が、ベント管流束が低下した際にC0による振幅が増大する結果を示した。2.1に示したように、高蒸気流束では凝縮モードは凝縮振動(C0)から安定凝縮(SC)に遷移し、水力的荷重は低下することを示したが、本節で述べた水平ベント確認試験のベント管蒸気流束の試験範囲上限近くでは、すでに蒸気流束の増加に伴い荷重が低下又は一定となる傾向が観察されており、ベント管蒸気流束がそれより大きい領域においても、荷重は増大することはなく、既往のDBA条件に包絡されるものと考えられる。

なお、試験開始から約□秒の間で比較的大きな圧力の振動が観察されているがこの振動は、プリパージケースについてのみ観察されており、プリパージをしないケースでは確認されていない。このような傾向はMark-の実規模体系の試験である旧原研の格納容器圧力抑制系信頼性実証試験[5]においても観察されており、同試験では、同様の試験初期の振動はプリパージケースのみで観察されている。この振動の発生する機構については、以下のように推測される。実機と同じプリパージなしの条件ではベントクリア後、非凝縮性ガスによりベント管出口に気泡が形成されるが、プリパージありのケースではそのような過程を経ずに、ベントクリア後から蒸気みの流れがプールに流入し、これにより次第にベント出口に蒸気泡が形成され凝縮振動(C0)が発生する。したがって、この振動は、凝縮界面が持続的にベント管の外側に形成される凝縮振動(C0)の状態が成立するまでの間の過渡的な振動と推測される。BWRの格納容器は窒素ガス置換により不活性化されていることから、原子炉格納容器バウンダリが健全な状態で、プリパージケースのような蒸気置換の状態になることは考えにくく、上述した試験初期の圧力振動は実機では発生しないものと考えられる。この圧力の振動は、試験開始後約□秒過ぎから振幅が増大している凝縮振動(C0)が示す□Hz及び□Hzの周波数の振動と比べ周波数が大きいことから凝縮振動(C0)をとらえたものではないと考えられる。

また、SST-2においては図8に示したとおり、試験開始約□秒から□秒後にかけて、蒸気流量は約□%低下しているが、プール床面圧力の振幅や周期に顕著な変化は見られない(図9)。したがって、蒸気流束が十分大きい領域では、蒸気流束の変化に対する圧力変動荷重の感度は小さいものと考えられる。

高蒸気流束が得られるベンチュリ径の大きい試験ケースはSST-1~6, 10であるが、これらのケースでは、圧力の時刻歴データが確認できなかったSST-3を除いていずれのケースにおいても蒸気流束の低下に伴い荷重が増大するか、一定の荷重(すなわち、蒸気流束が上がっても荷重は増大しない傾向)を示した。蒸気流束の低下に伴い荷重が増大したケースの代表例としてSST-1のベント管蒸気流束と、プール底面圧力をそれぞれ図10, 図11に、SST-2のベント管蒸気流束とプール底面圧力をそれぞれ図12, 図13に示す。SST-1及び2では、試験開始から約□秒過ぎから凝縮振動(C0)による振巾が増大し始めているが、このときのベント管蒸気流束は約□kg/s/m<sup>2</sup>であり、SST-4で凝縮振動による振巾が増大し

始めるときのベント管蒸気流束と同程度の値となっている。また、蒸気流束の低下に伴い、荷重が変化しなかったケースの代表例として、SST-5 のベント管蒸気流束と、プール底面圧力をそれぞれに図 14、図 15 に示す。図 15 で示す試験開始から 10 秒程度までの範囲で蒸気流束（図 14）は約□%程度減少しているが、この間、プール底面の圧力の振幅に大きな変化は見られない。



図 5 SST 試験施設

表 1 SST 試験ケース

試験ケース	破断の種類	ベンチュリ径 (インチ)	プリパージ *	PCV 圧力 (psig)	プール温度 (F°)	目的
SST-1	液相	2.5	なし	0	120	CO 荷重の設定
SST-2					70	プール水温の影響確認
SST-3					120	背圧の影響確認
SST-4						
SST-5		1.75	あり	20	120	スケール則の確認
SST-6				33		
SST-7				20		
SST-8						
SST-9	気相	2.125	なし	0	130	気相破断
SST-10	液相	2.5		0	120	下部 D/W なしの影響確認
SST-11		1.75		0		中規模破断
SST-12	気相	2.125		0	70	プール水温の影響確認
SST-14				あり	20	130

注記\* : 試験開始前に PCV 内を蒸気置換すること

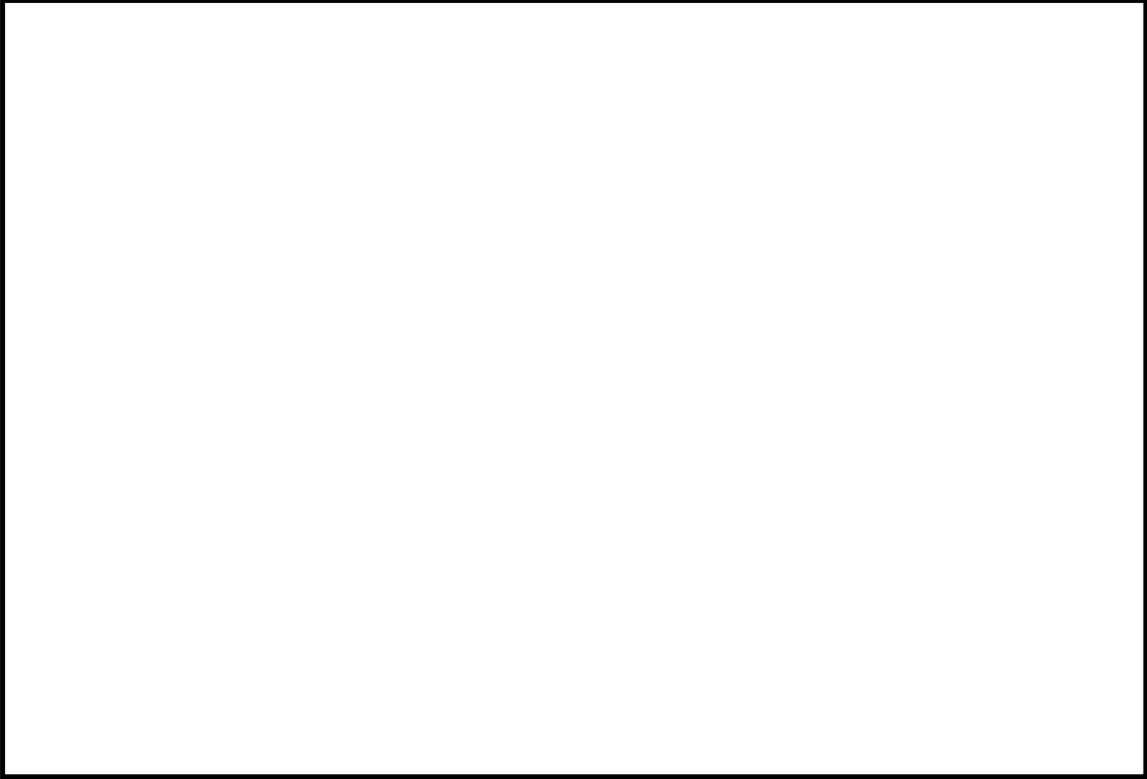


図 6 SST-4 のベント管蒸気流束

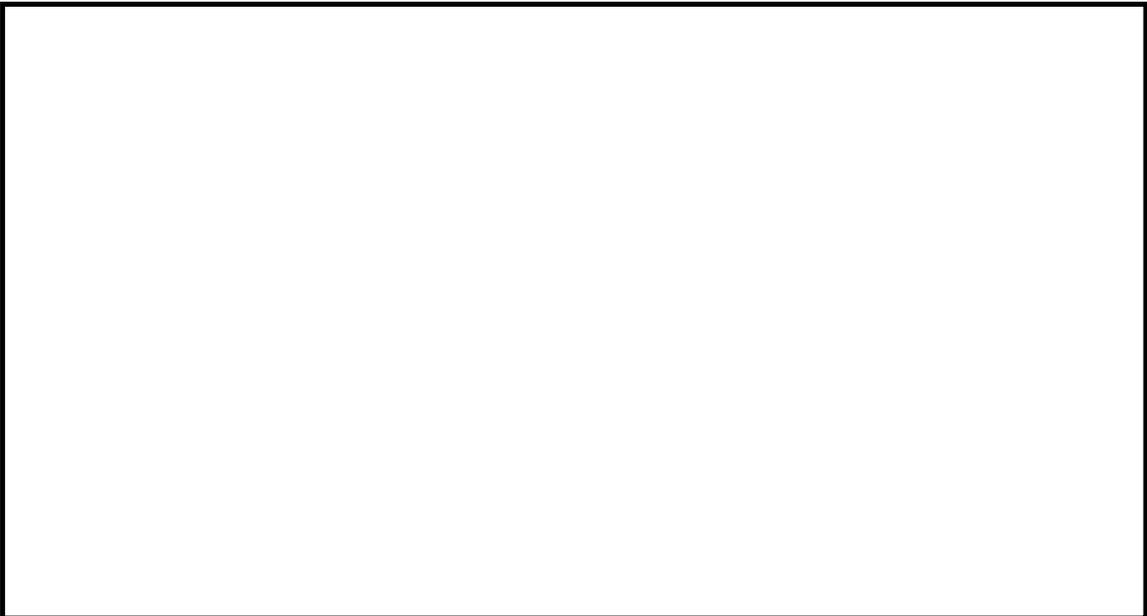


図 7 SST-4 の圧力変化

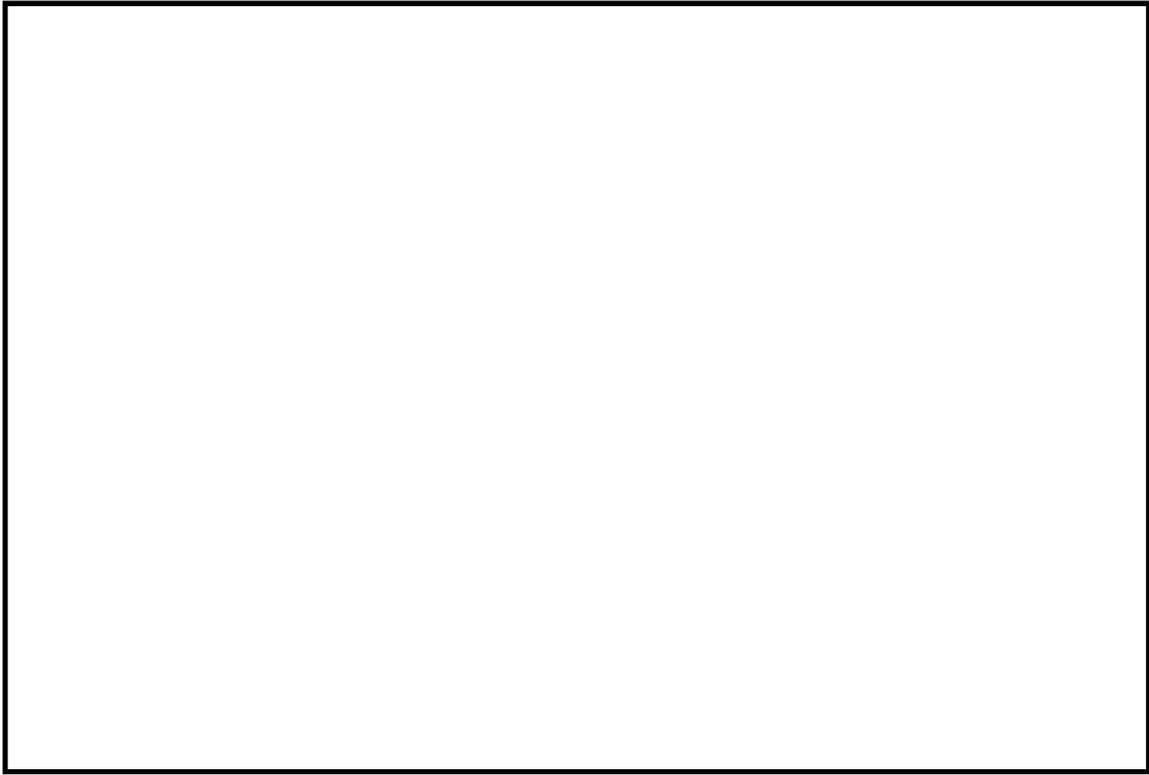


図 8 SST-2 のベント管蒸気流束

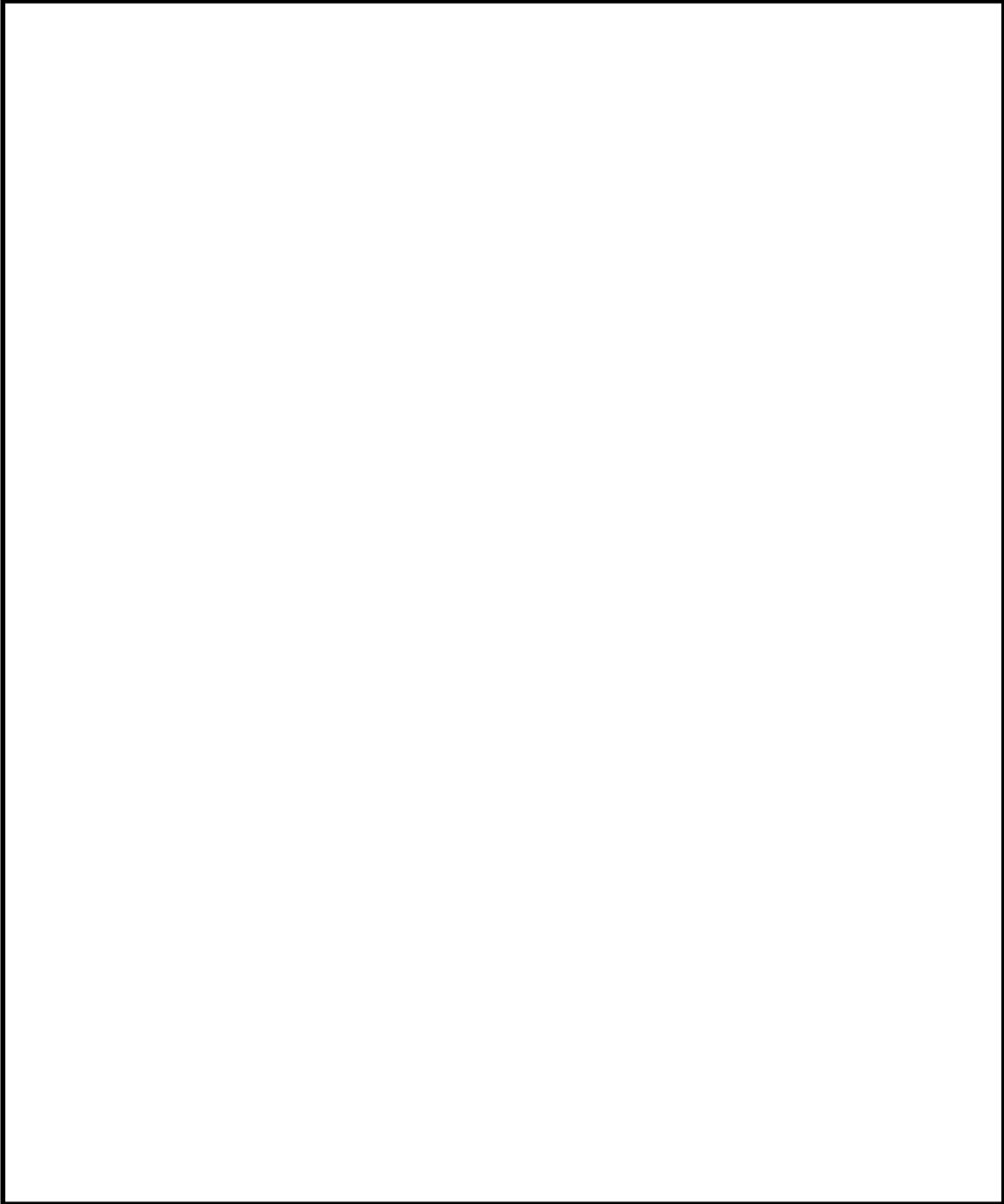


図 9 SST-2 のプール底部圧力

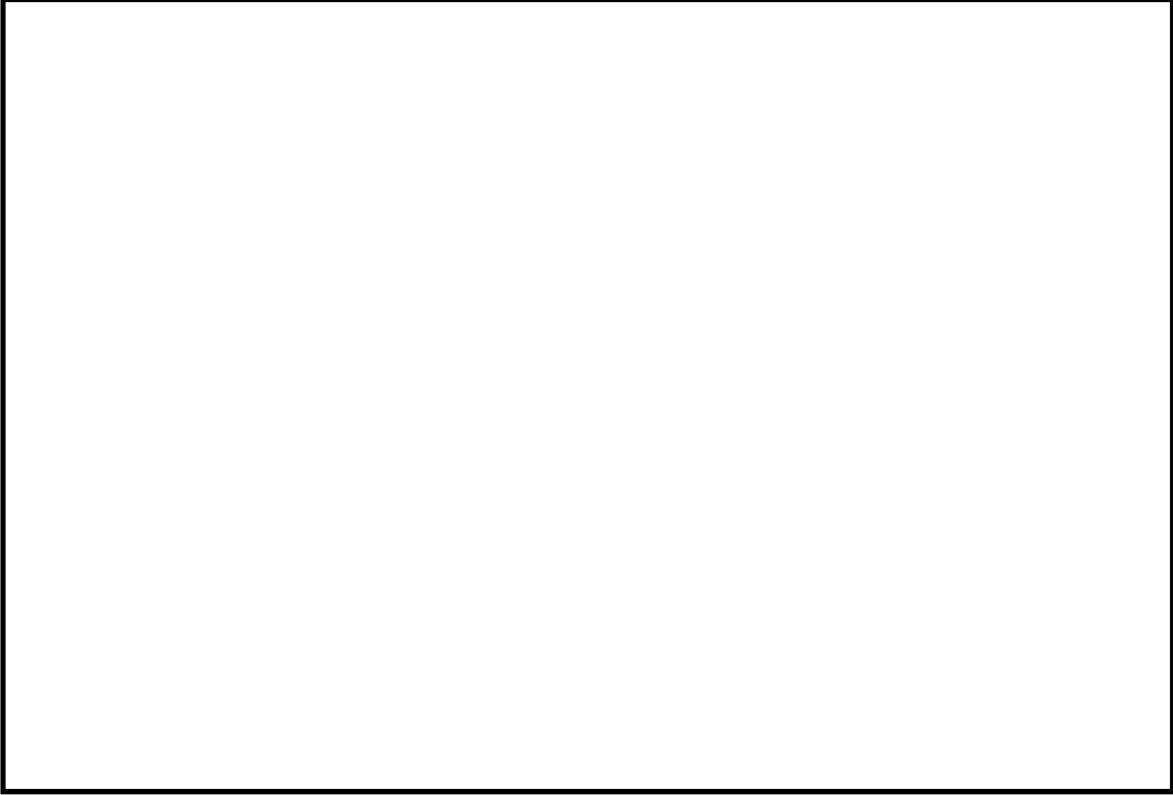


図 10 SST-1 のベント管蒸気流束

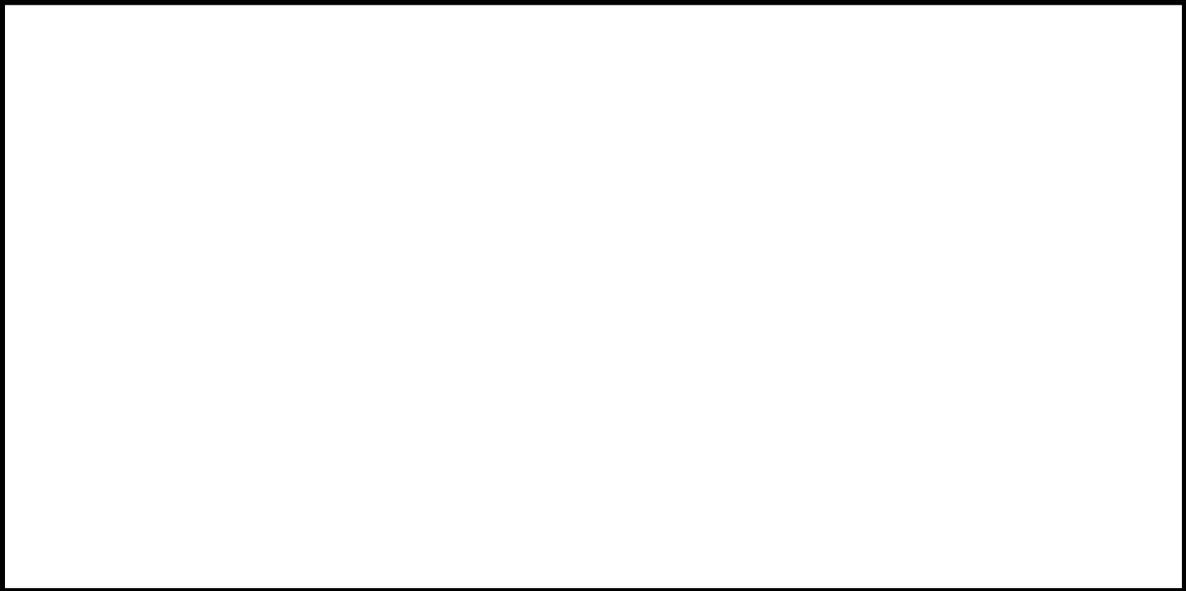


図 11 SST-1 の圧力変化

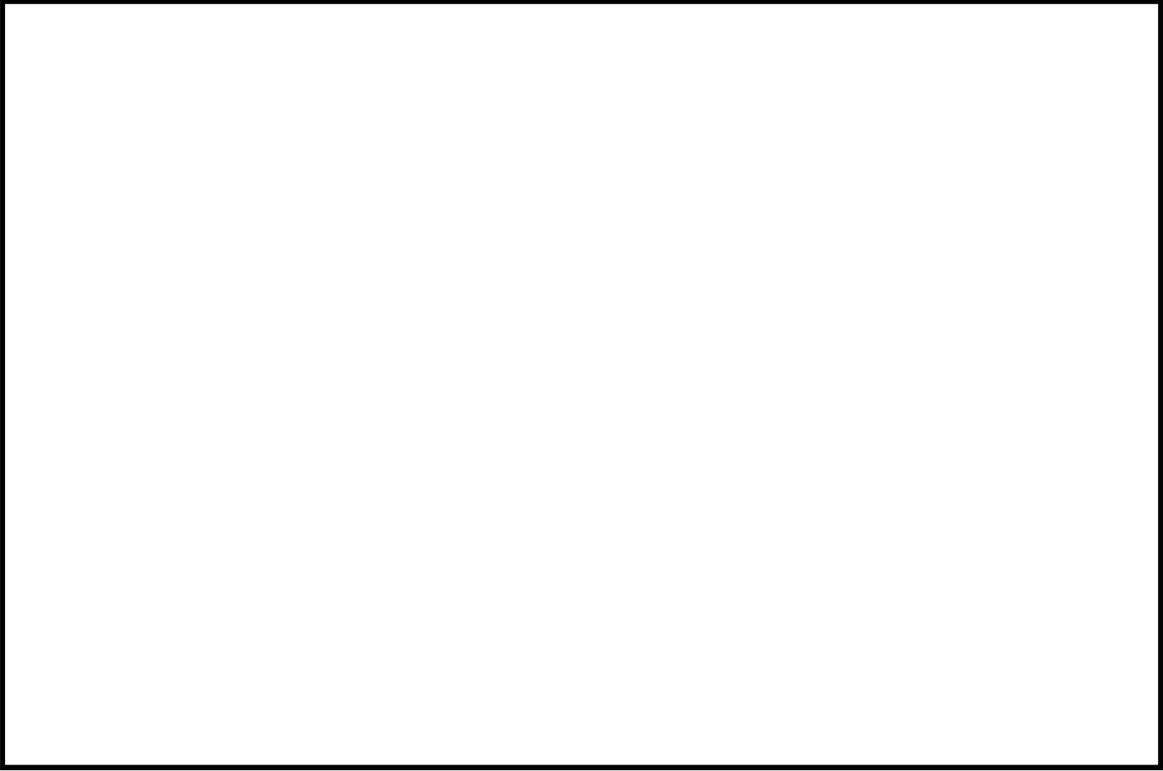


図 12 SST-2 のベント管蒸気流束

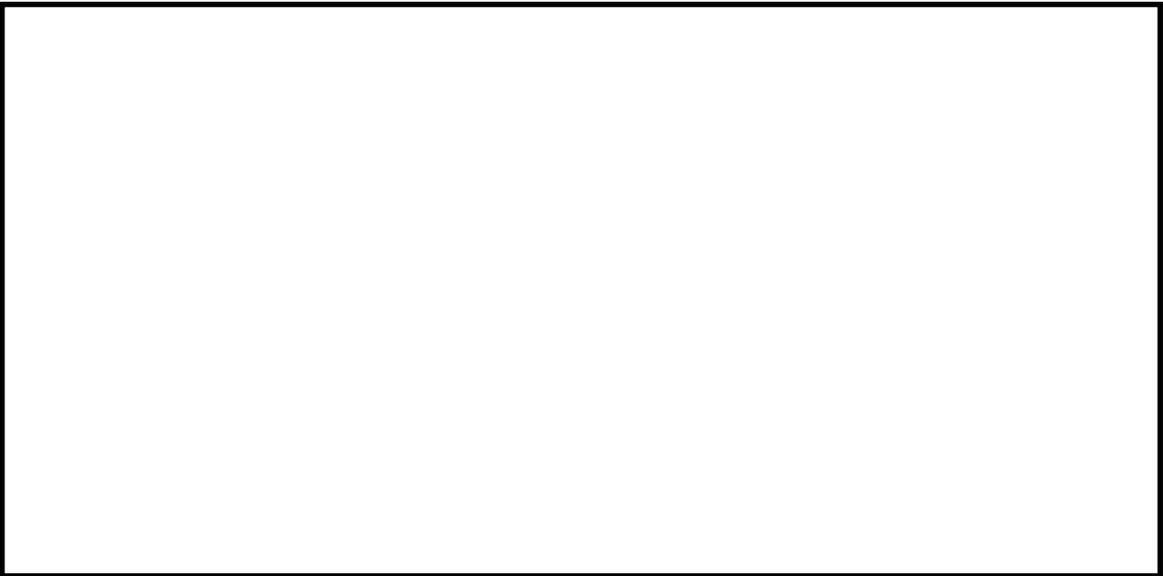


図 13 SST-2 の圧力変化

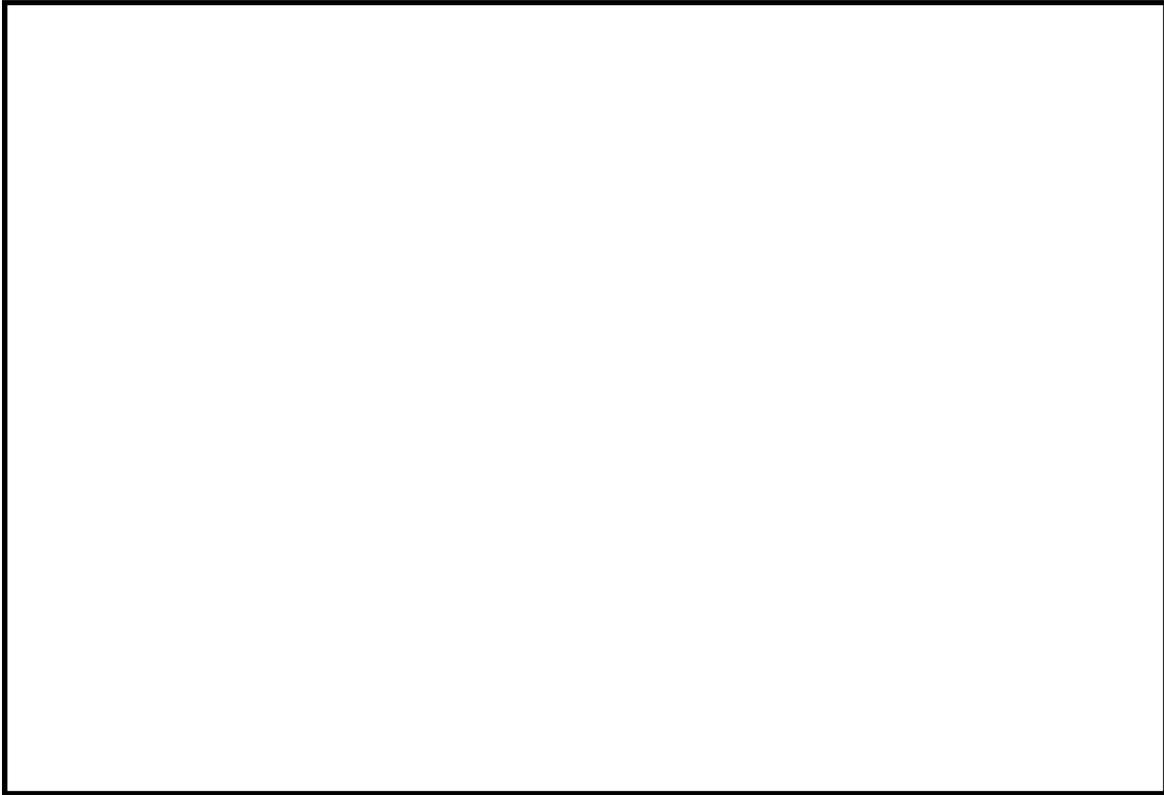


図 14 SST-5 のベント管蒸気流束

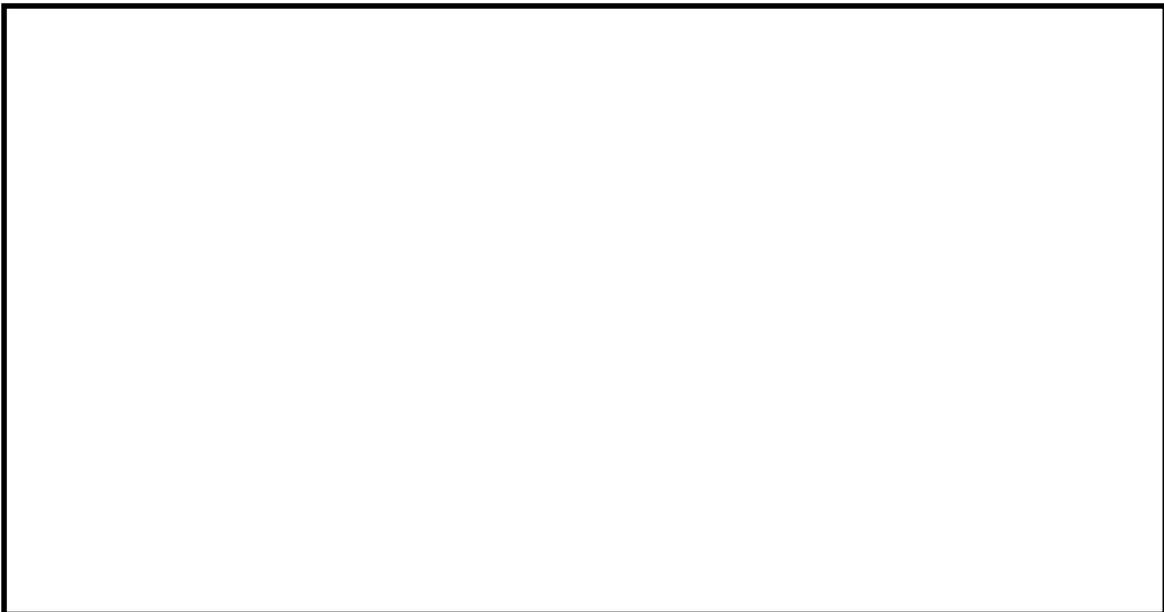


図 15 SST-5 の圧力変化

### 2.3 既往の DBA の CO 荷重の保守性について

また、既往の DBA の CO 荷重条件の設定においては、水平ベント確認試験の実規模試験と 1/2.5 サブスケール試験の比較から蒸气流束が同程度であれば荷重の大きさは同程度であることが確認されているものの、1/2.5 サブスケール試験で得られた荷重の大きさに保守的に 2.5 倍を乗じている。この結果、ABWR の CO 荷重は、フルスケール試験に基づき設定された Mark- 型格納容器の荷重値に比べ相対的に厳しい荷重値となっている(表 2)。よって、DBA の CO 荷重条件は、試験で得られた結果に対し、十分な保守性をもって設定されている。

表 2 DBA の水力学的荷重の比較

型式	試験及びスケール	設計評価荷重値
Mark- 改	旧原研 CRT (フルスケール)	
ABWR	水平ベント確認試験 (サブスケール) (フルスケール)	

### 2.4 結論

水平ベント確認試験の結果等より、蒸气流束が水平ベント確認試験条件の上限より増加しても、荷重は増大しないことから、溶融燃料-冷却材相互作用発生時の水力学的動荷重として、DBA における CO 荷重を用いることは妥当である。

## 3. 指摘事項 回答

Mark- 型格納容器のための水平ベント管試験 (Pressure Suppression Test Facility : PSTF) では、各種スケール (1/9, 1/3, 実規模) でプールのスウェル、CO/CH 等の動荷重に係る試験が行われており、そのうち 1/9 スケール試験では図 16 のような 3 列 (各列 3 段) のベント管を有する体系で、多ベント効果のデータも取得している。プール内に隔壁を設けた時 (1 セル+2 セル) の、1 セルと 2 セルの荷重を図 17 に示す。2 セルの荷重は概ね 1 セルの荷重を下回っており、多ベント効果が確認された [6]。左記は水平方向に複数配列されたベント管による多ベント効果を示した結果であるが、多ベント効果は複数のベント管振動の非同期性に起因するものと考えられることから、複数のベント管の配列が水平方向か垂直方向かには依存せず、垂直に 3 段設置された ABWR のベント管のそれぞれについても同様の多ベント効果を有するものと考えられる。したがって、ABWR は 3 本の水平ベント管を有するものの、1 本の場合と比べても発生する水力学的荷重の観点では同等以下の荷重となると考えられる。

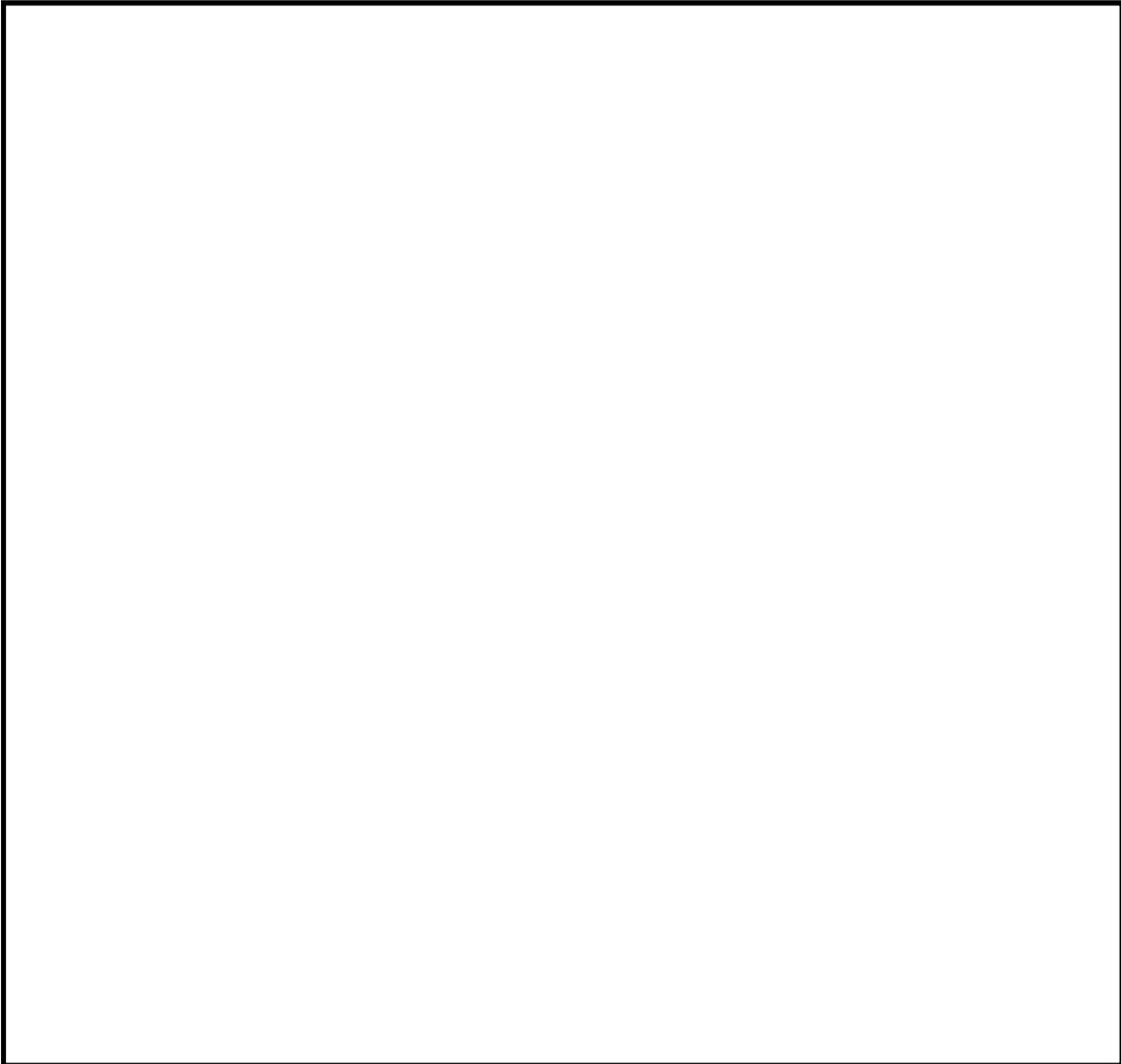


図 16 PSTF 試験体系 (1/9 スケール試験)

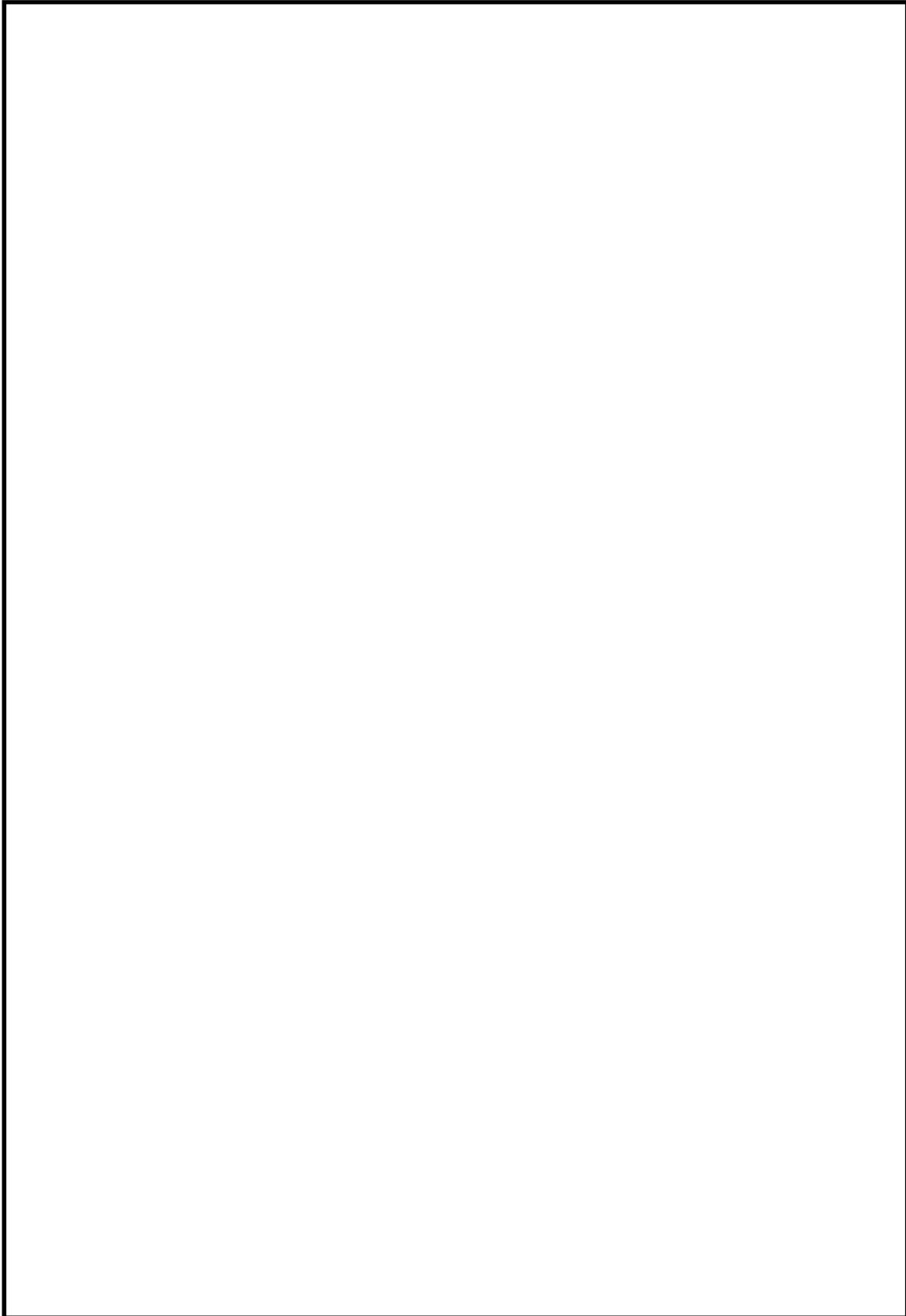


図 17 単一ベント管と多ベント管の荷重の比較

#### 4. 参照文献

- [1] Song et al, “ Steam Jet Condensation in a Pool: From Fundamental Understanding to Engineering Scale Analysis, ” Journal of Heat Transfer, 2012.
- [2] “ ELIMINATION OF LIMIT ON BWR SUPPRESSION POOL TEMPERATURE FOR SRV DISCHARGE WITH QUENCHERS, ” General Electric Company, December 1984.
- [3] M.-H. Chun, Yeon-Sik Kim , Jee-Won Park, “ AN INVESTIGATION OF DIRECT CONDENSATION OF STEAM JET IN SUBCOOLED WATER, ” Int. comm. HeatMass Transfer, 1996.
- [4] “ JOINT RESEARCH REPORT JOINT STUDY WITH REGARD TO “ STUDY RELATED TO ADVANCED BOILING WATER REACTOR ” CONTAINMENT HORIZONTAL VENT CONFIRMATORY TEST, PART I, ” General Electric Company, 1987.
- [5] “ 格納容器圧力抑制系信頼性実証試験評価委員会報告書, ” 科学技術庁原子力局, 昭和58年11月.
- [6] “ 1/9 Area Scale Multicell Condensation and Stratification, ” General Electric, 1980.

## 水平ベント体系における動荷重測定試験及びその成果について

### 1. はじめに

本資料は、Mark-Ⅱ型格納容器およびABWRで採用されている水平ベント方式について、開発時に実施された確認試験の概要および当該確認試験結果から得られた知見についてまとめたものである。以下に詳細を示す。

### 2. PSTF 試験

#### 2.1 試験の概要

水平ベントを有するMark-Ⅱ型格納容器のLOCA時の熱水力学特性を知るために、米国カリフォルニア州サンノゼ市にあるGE社所有の試験装置（PSTF, Pressure Suppression Test Facility）を用いて試験が行われ、Mark-Ⅱ型格納容器の設計に必要なデータベースが得られた。試験期間及び主要な目的は次のとおりである。

試験期間 1973年～1980年

主要目的

- ・水平ベント系のベントクリア特性の把握
- ・0.7m径の水平ベントを介しての定格蒸気質量流束時の凝縮の実証
- ・プールスウェル特性の把握
- ・ベント出口での蒸気凝縮によりプールとベント系のバウンダリに加わる動荷重の定量化

#### 2.2 試験装置

PSTFは、3個の圧力容器〔それぞれ、炉心部（フラッシュ・ボイラー）、ドライウエル、サプレッションプールとウェットウエル空間部に相当する〕と配管系、ヒーター系、及びデータ集録システムからなる。PSTFの概略を図2-1、2-2に示す。

各圧力容器は、BWR-6のMark-Ⅱ型格納容器1/135のスケール（Mark-Ⅱのベント1列分相当）を基本としているが、ベント及びプールについては、図2-2に示すように、full scale, 1/3 area scale, 1/9 area scaleのものが行われた。

#### 2.3 試験結果

試験は、15シリーズ、213回のプロードダウンテストが行われた。

試験ではプールスウェル、蒸気凝縮時荷重に関するデータが得られ、蒸気凝縮振動（以下「C0」という。）荷重については、スケール則の妥当性が確認された（3.4）。また、1/9スケール試験において多ベント効果による荷重の低減が確認されている。

プールスウェルでは、蒸気流と空気流で各々試験を行い、蒸気の場合、プール水での凝縮があるため、図2-3に示すように、プールスウェルは緩和されることが確認された。図2-4～2-6は、プールスウェル解析モデルの検証として、PSTF装置で得られた試験結果との比較を行ったものであり、スウェル高さ、速度は保守的に評価されている。

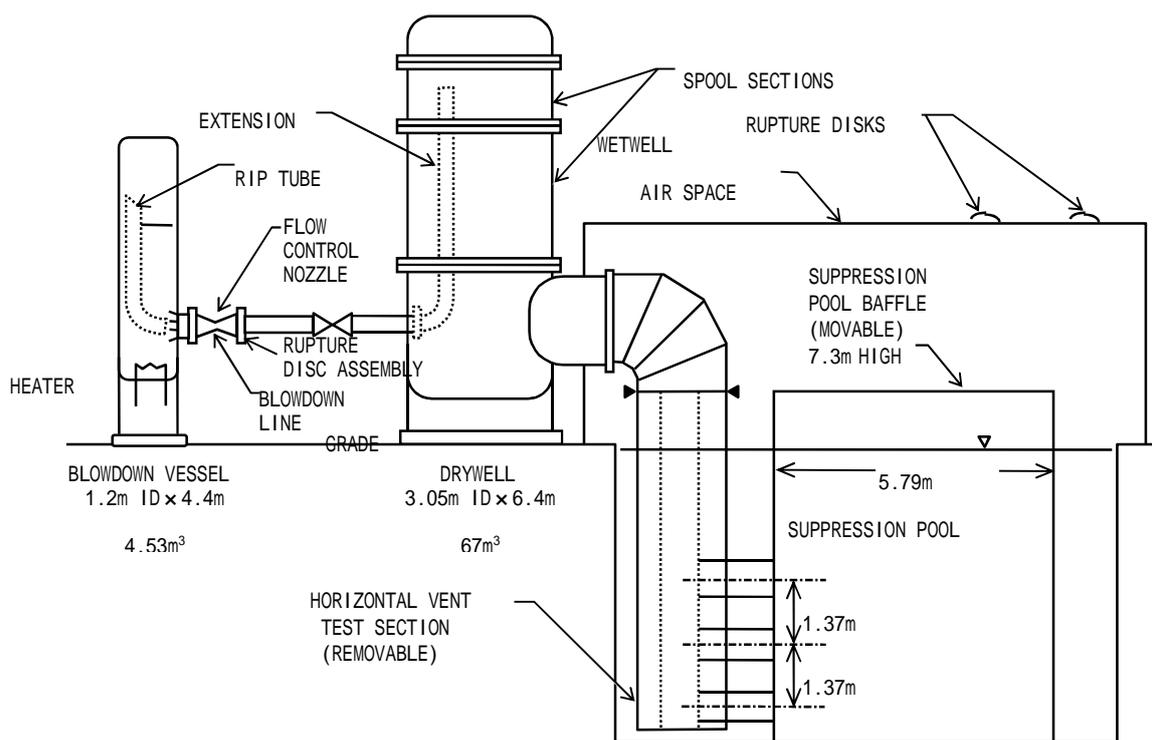


図 2-1 PSTF 試験装置 (立断面図)

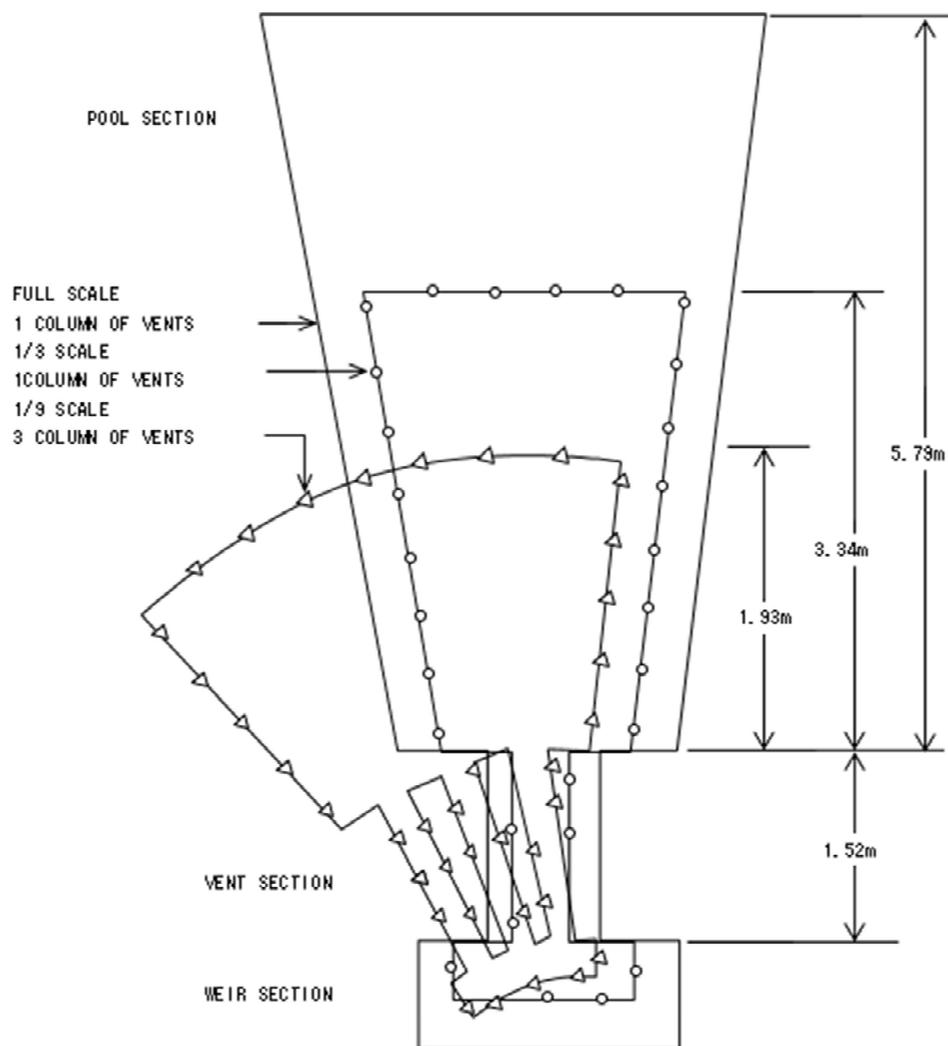


図 2-2 PSTF 試験装置 (平面図)

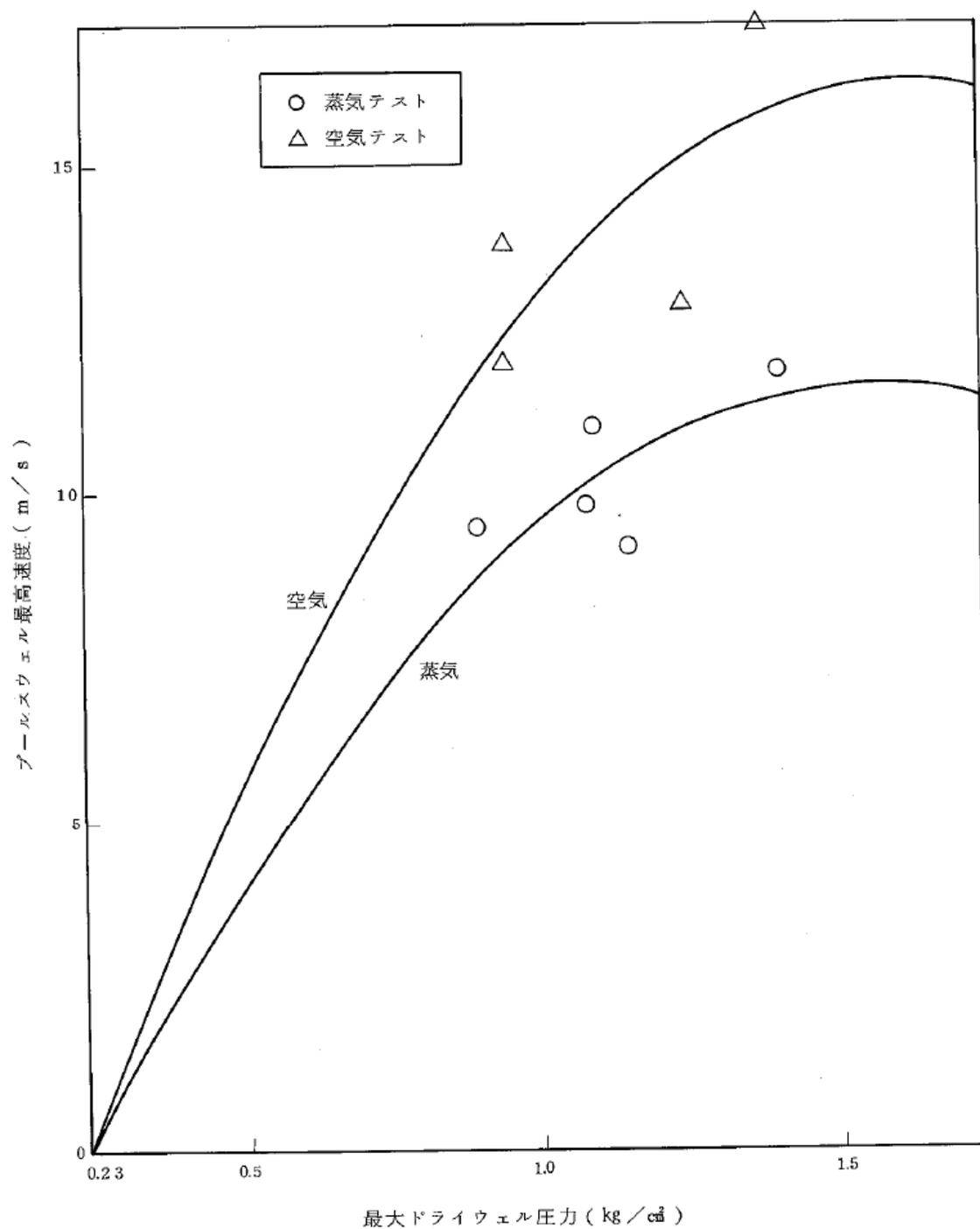


図 2-3 空気流によるテストと蒸気流によるテストの比較

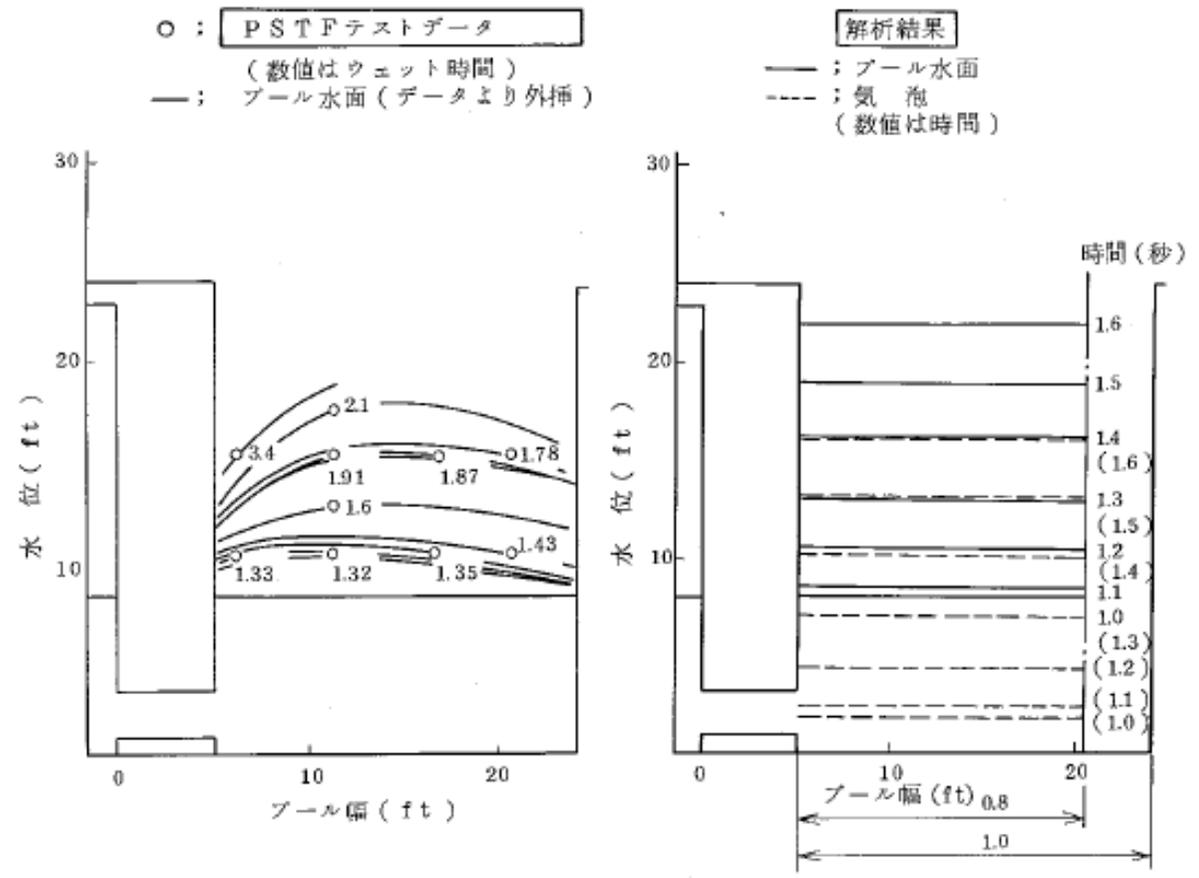


図 2-4 PSTF 実規模試験結果と解析結果の比較

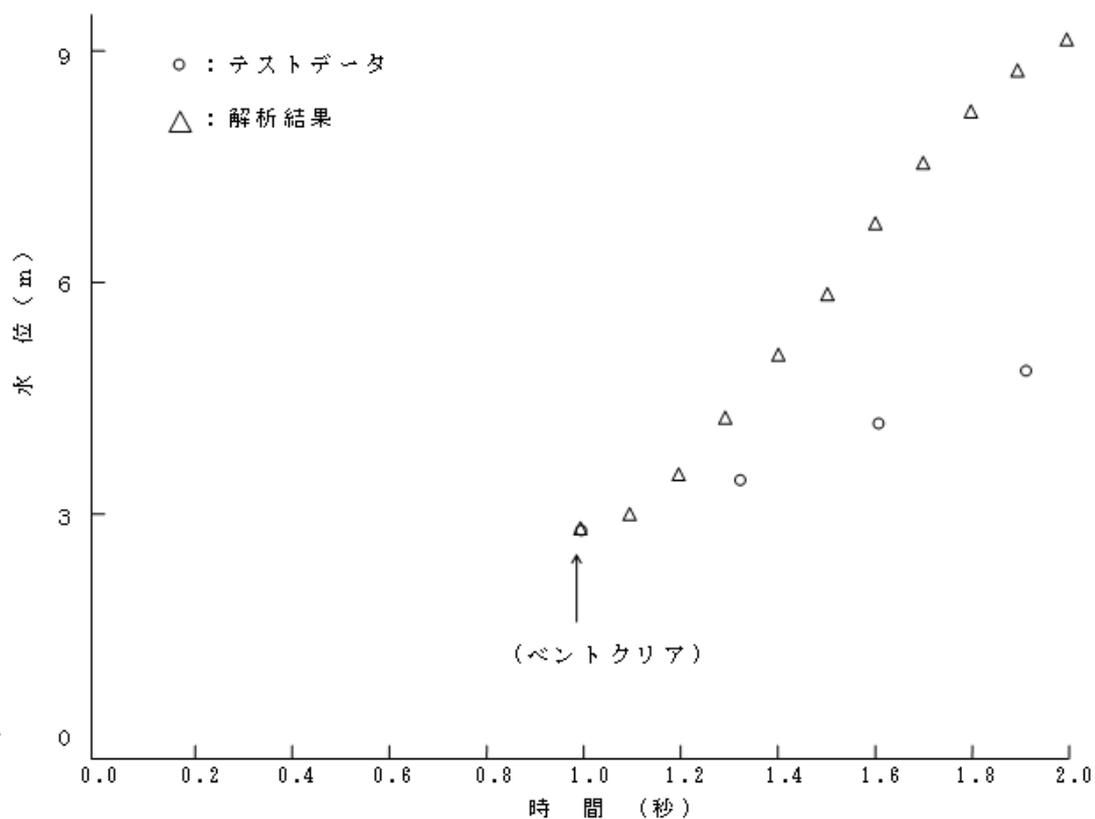


図 2-5 PSTF 実規模試験結果と解析結果の比較

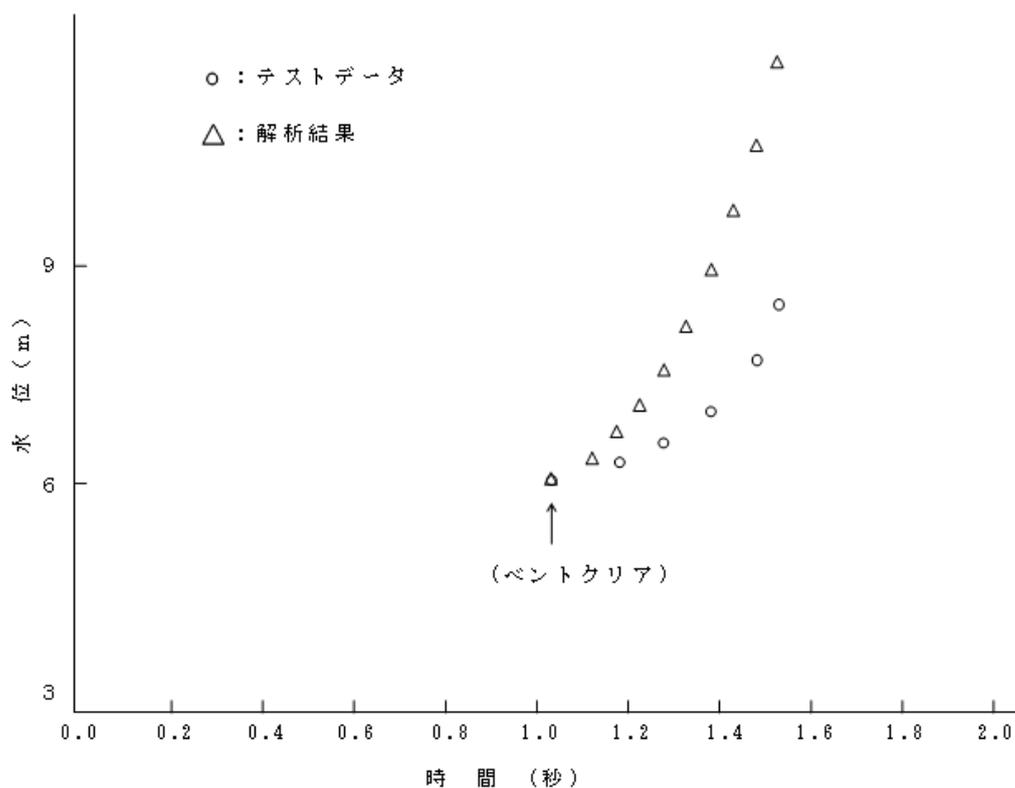


図 2-6 PSTF 1/3 規模試験結果と解析結果の比較

### 3. ABWR における水平ベント確認試験

#### 3.1 試験の目的

ABWRで採用されている水平ベントは、米国GE社のMark - 型格納容器に採用されているベント方式と同様なものであり、Mark - 型格納容器の水平ベントでLOCA時に生じる水力学的動荷重の特性は、GE社が、水平ベントの性能とLOCA時の荷重を決定するために、PSTFで行った200回を超える確認試験によって把握されている。

しかしながら、Mark- 型格納容器とABWR格納容器ではベント系の寸法、圧力抑制室の背圧等が異なっていること、及び蒸気凝縮は非線形現象であることに鑑み、図3-1に示す構造上の相違の影響を定量的に把握するための確認試験を実施した。

#### 3.2 試験装置

本確認試験は実機の1/10 (36°) セクタを模擬し、米国GE社がMark- の開発において製作したPSTF試験装置を改造して行った。試験装置は実規模試験装置と1/2.5規模試験装置からなり、いずれも蒸気発生器、上部ドライウェル、下部ドライウェル、ベント管、サプレッションプール及び付属機器から構成される。これらは、蒸气流束の違いにより生ずる現象が異なるため、それぞれの現象毎に実機の熱水力条件を十分に包含できるようにしたものである。表3-1に試験装置計画の基本的な考え方を示す。図3-2および図3-3は、試験装置の概略図である。また、サプレッションプールは実機と同様にコンクリートで固定し、FSI (流体構造連成) が発生しないよう配慮した。

図3-4に容器内計装の位置と項目を示す。各部圧力、差圧、温度を測る計装の他にサプレッションプールの水位変動をみるためのコンダクティビティ (導電率) 計測系、サプレッションプール壁面の振動を測定するための加速度計等からなる。

図3-5はベント系の計装を示した図である。各部の動的圧力、温度、コンダクティビティ計測系の他に、チャギング (以下「CH」という。) 時に水平ベント部に衝撃荷重が加わる可能性があることから、これを測定するためのロードセルを設置した。

#### 3.3 試験条件

試験条件は当時の知見を踏まえて、CO及びCHに関して十分に保守的なデータが取れるように設定した。すなわち、CHに対しては、プール水温度の低い領域、COに対してはプール水温が高く、ベント管内の蒸气流束の高い領域での試験を中心に行うこととした。

また、以上をベースケースとして、今までの知見との整合性、各熱水力条件の影響の度合を知るためにパラメータ試験を実施した。パラメータとして考慮したものは以下の項目である。

- (1) プール水温度
- (2) ベント流内の空気含有率
- (3) 圧力抑制室背圧
- (4) 破断相の効果

表3-2に試験マトリクスを示す。

なお、CHはCOを経て起こる現象であり、この時点では圧力抑制室内の空気含有率はほぼ零となっているが、本実験においてはCHに対するプール水温度の効果を評価する際、あらかじめドライウェル内をプリパージ\*しておき空気含有率が低い状態で試験を行っている。このため、これらの試験条件の妥当性を確認するために、プリパージを行ったものと、行わなかったものとの初期のCH振動を比較し、結果に差異のないことを確認した。

注記\*：プリパージとは試験装置（図3-2参照）の下部ドライウェル、ベント管等の空間部からあらかじめ空気を追い出し、蒸気雰囲気にしておくことである。

### 3.4 試験結果

試験ではCOおよびCHに関するデータが得られ、CO荷重については、ABWR体系でもスケール則が適用できることが確認された。

#### CO荷重

図3-6は1/2.5規模試験で得られたCO時のプール壁圧力振動の典型例である。従来と同様に連続的な圧力振動が観測された。また、図3-7～図3-9はパラメータ試験の結果に基づいて熱水力のパラメータとCO荷重の振幅の関係を示したものである。図3-7と図3-8より破断面積が大きくプール水温が高い領域でCOは大きくなる。また、図3-9より圧力抑制室の背圧に対しては背圧の高い方が荷重が小さくなる。

図3-10は、全試験で得られたCO荷重のPower Spectrum Density（以下「PSD」という。）の包絡を示したものである。□Hz、□Hz、□Hzに卓越した周波数が存在している。これらはCO時の凝縮振動の繰り返し周期に相当している。

図3-11は、試験の熱水力条件と実機の想定される事故時の熱水力条件を比較したものである。CO荷重の評価については、小規模試験の結果により評価を行うが、前述の結果により、CO荷重はベント管出口蒸気流速が高い方が\*、また、プール水温が高い方が厳しくなることが判っているので、実機で想定される事故時の熱水力条件を十分に保守側に包絡している。

注記\*：破断口径の異なる試験の比較においては、破断口径が大きく蒸気流束の大きい試験において荷重が大きくなる傾向がみられたが、大口径の破断を模擬した試験においては、試験開始後時間遅れを伴ってCO荷重の振幅が増大する現象がみられている。このため、CO荷重については、蒸気流束に単純に比例するのではなく、荷重の増大が頭打ちとなる蒸気流束の上限があると考えられ、試験における蒸気流束は、このCO荷重が最大となる蒸気流束を包絡する条件となっていると考えられる。

### CH荷重

図3-12は実規模試験で得られたCH時のプール壁圧力振動の典型例である。従来と同様に間欠的な圧力振動が見られた。圧力振動のPSDは□Hzに顕著なピークを示しているが、これはプール内の上下方向の圧力定在波（プールアコースティック）に相応している。また、プール壁圧力振動を示す図3-12では、ベント系での圧力振動が顕著に出ておらず、図3-13に示した日本原研のCRT試験装置（垂直ベントでの圧力抑制試験）と異なった特徴が見られる。ただし、この結果は同じ水平ベントのPSTFの試験でも観測されており、水平ベントの特徴である。

図3-14はCHのパラメータ試験の結果に基づいてプール水温依存性を示したものであるが、低プール水温で大きなCHが発生することがわかる。図3-11には、本実規模試験の熱水力条件と実機の想定される事故時の熱水力条件の比較を示したが、試験範囲は十分に実機条件を包含していることが分かる。

すなわち、実機のサプレッションプール水温の下限については、原子炉格納容器の最低使用温度10 を考え、その後の蒸気凝縮でのプール水温の上昇を加えて、実験条件を設定しているものである。

### スケール則

Mark- で水平ベントを開発する際に、GE社はCOに関するスケール則を確立した。これは、蒸気の凝縮に係わるプール水のサブクール度と蒸気泡の大きさで表現されており、図3-15に示す関係式であらわされる。

図3-16は、本確認試験において、実規模試験と1/2.5規模試験のCOをほぼ同一熱水力条件で比較したものであるが、スケール則の予測通り圧力振幅はほぼ同じで、振動数が約2.5倍異なっていることがわかる。

したがって、COのスケール則が成り立つことが、本確認試験でも確認された。

### 設計評価荷重の設定

設計評価荷重の設定に当たっては、ソース荷重法を適用している。ソース荷重法の概要を図3-17に示す。

本手法では、まず、試験体系を模擬した解析モデルにおいてベント管出口にソースを与えた時の圧力振動が、試験における圧力振動をエネルギー特性（PSD）の観点で包絡するようにソースを設定する。試験における圧力振動については、周波数も考慮した振幅の大きな振動を代表圧力振動として選択して用いる。

次に、実機体系を模擬した解析モデルにおいて、試験結果に基づき設定したソースを入力条件として与え、実機プールバウンダリ上の圧力振動荷重(CO/CH)を評価する。この結果得られた荷重を設計評価荷重とする。



表 3-2 試験マトリクス

テストケース	スケール	破断直径 (mm)	初期プール水温度 ( )	破断タイプ	プリパージ	圧力制御室初期圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	試験実施数	試験目的
1	Full	54	21	Steam	Yes	1.4	2	} (CHのベースケース) CH に対する プール水温度の効果
2	"	"	49	"	"	"	"	
3	"	"	68	"	"	"	"	
4	"	97	"	Liquid	"	"	"	} CO スケール則確認 (等蒸気流速となる条件)
5	Sub	44	"	"	"	"	"	
6	"	64	49	"	No	0	2	} 最大破断事故模擬 (COのベースケース) CO に対する 空気含有率の効果
7	"	"	"	"	Yes	0	1	
8	"	"	"	"	"	1.4	"	} CO に対する 圧力抑制室背圧の効果
9	"	"	"	"	"	2.8	"	
10	"	"	21	"	No	0	"	CO に対する プール水温度の効果
11	"	54	54	Steam	"	"	"	CO に対する 破断相の効果
12	"	64	49	Liquid	"	"	"	CO に対する 下部ドライウエルの効果 (下部ドライウエル無し)
13	"	44	54	"	"	"	"	CO に対する 破断面積の効果 (中破断模擬)

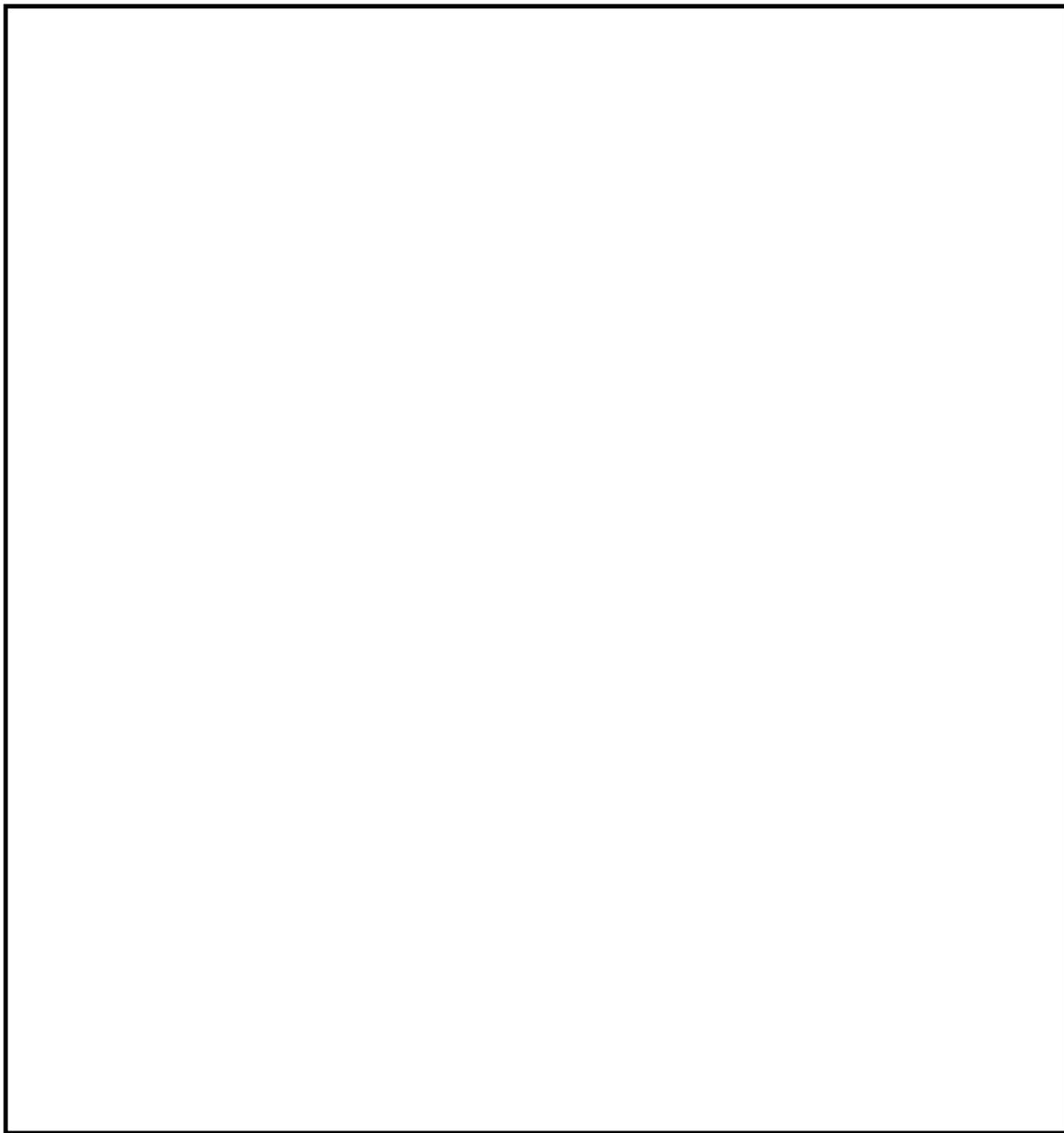


図 3-1 ABWR 格納容器の水平ベント確認試験の必要性について

注：プール奥行きは、1/2.5  
規模試験装置と同じである。

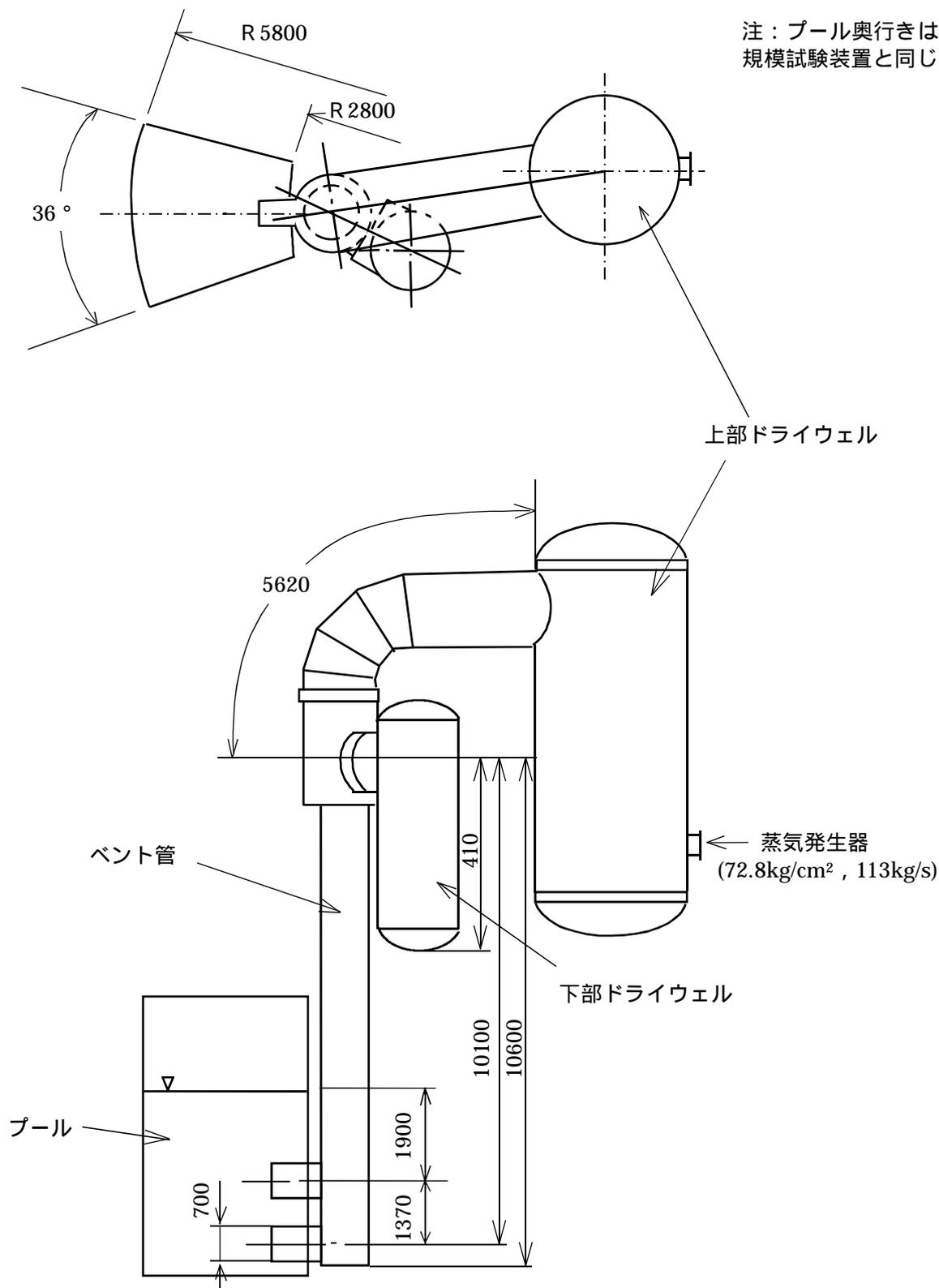


図 3-2 試験装置の概略図 (実規模試験装置)

注：プール奥行きは，実機の  
1/2.5 サイズである。

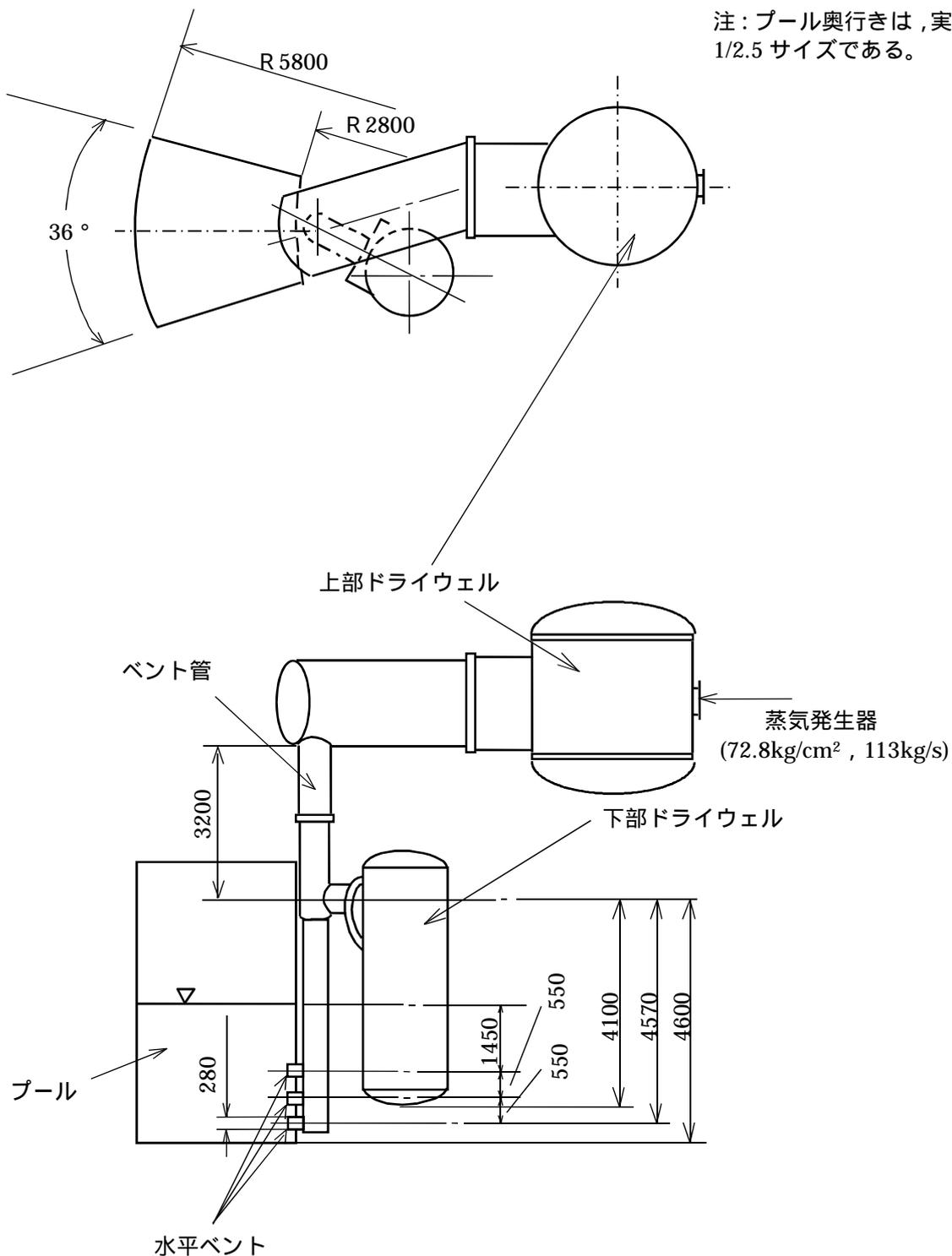


図 3-3 試験装置の概略図 (1/2.5 規模試験装置)

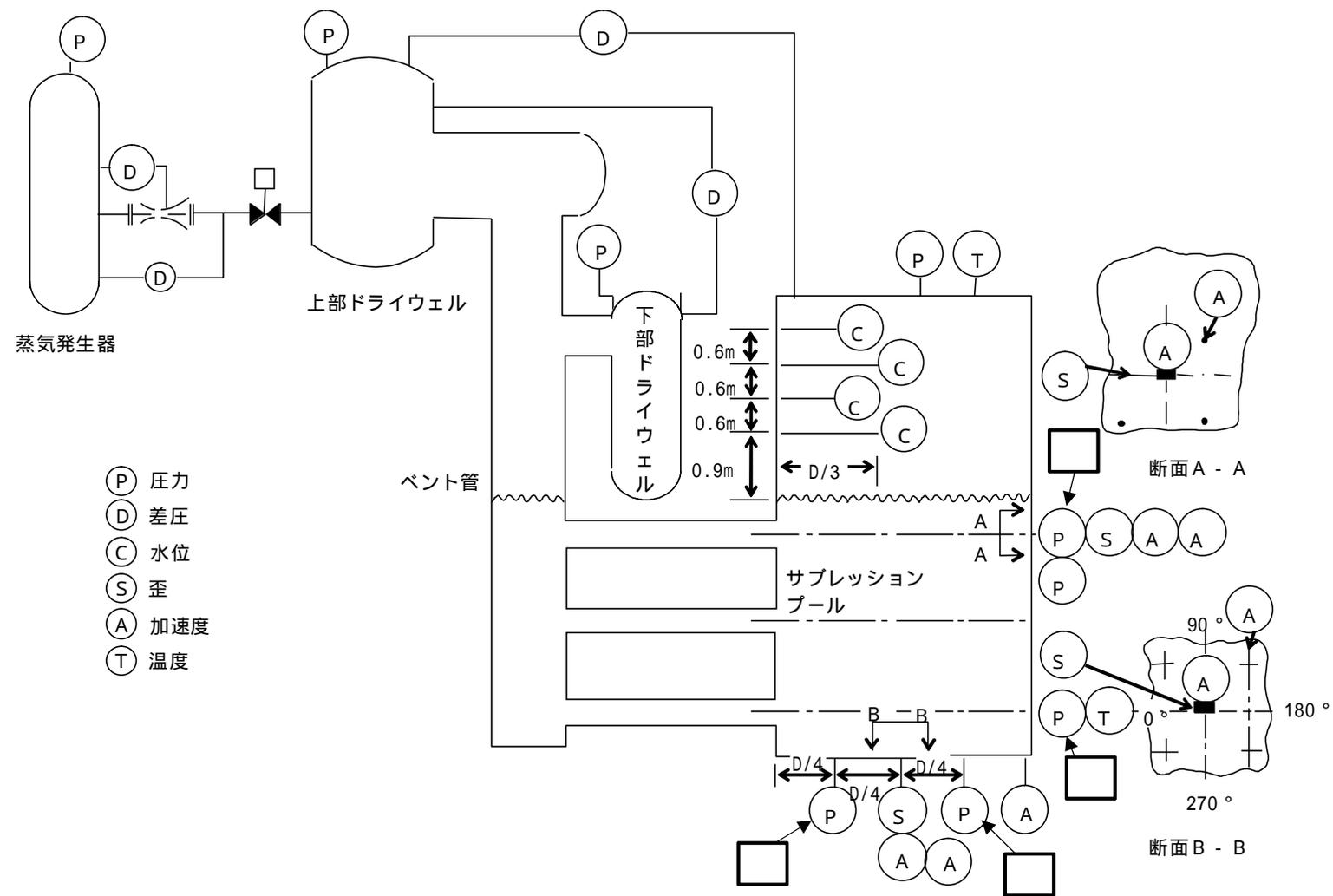


図 3-4 試験装置のドライウエル及び圧力制御室の計装

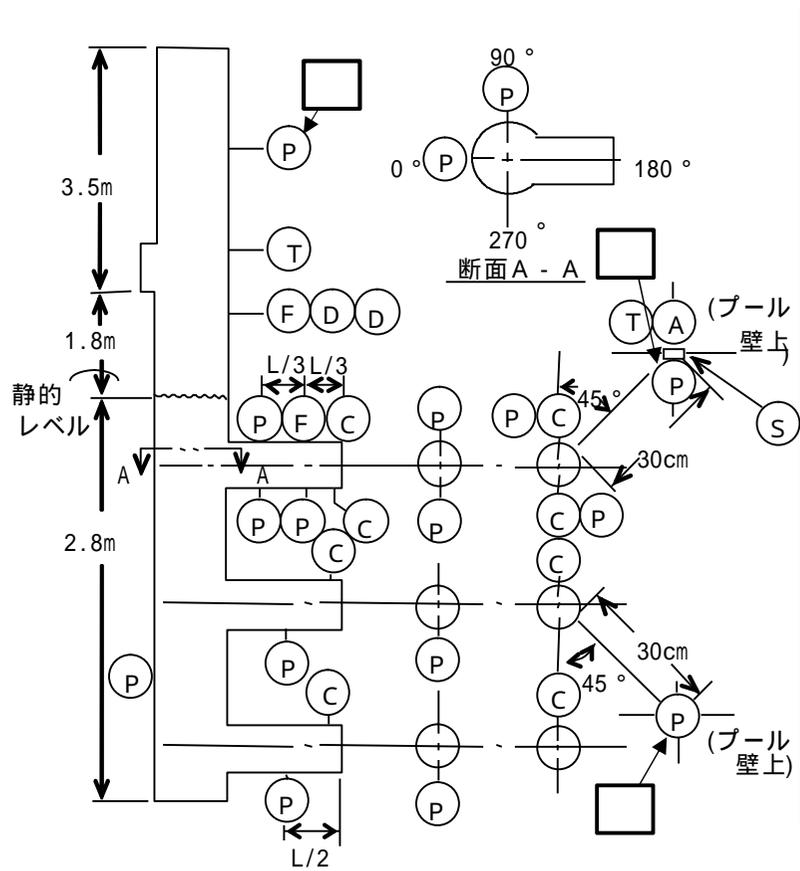


図 3-5 (a) 1/2.5 規模装置ベント系の計装

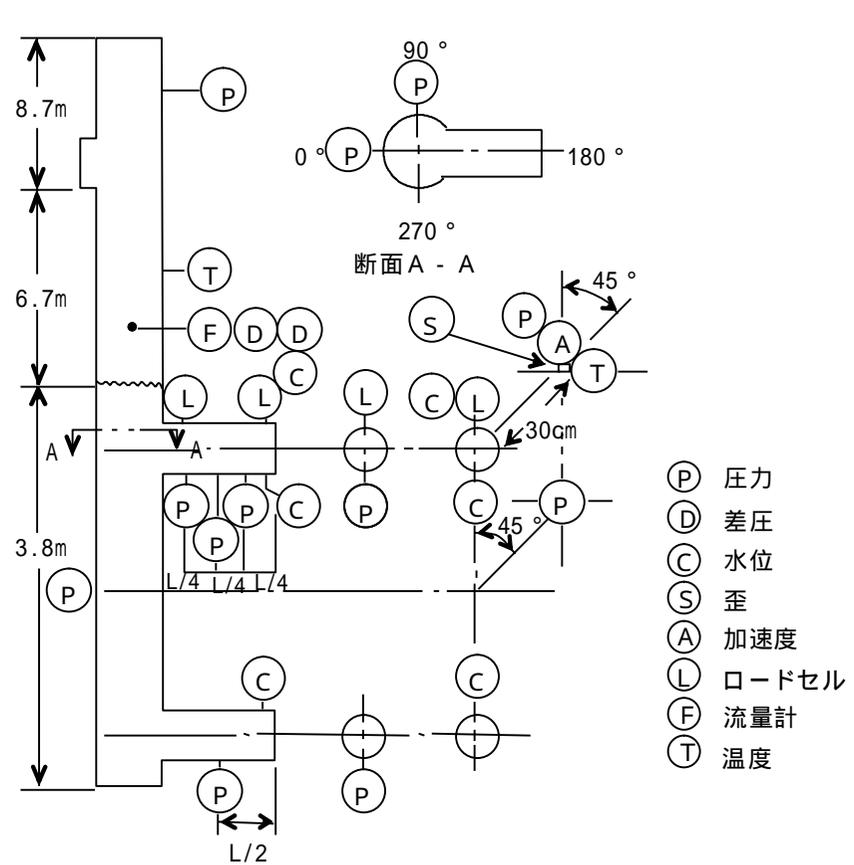


図 3-5(b) 実規模装置ベント系の計装

- Ⓟ 圧力
- Ⓧ 差圧
- Ⓞ 水位
- Ⓢ 歪
- Ⓐ 加速度
- Ⓛ ロードセル
- ⓕ 流量計
- Ⓣ 温度

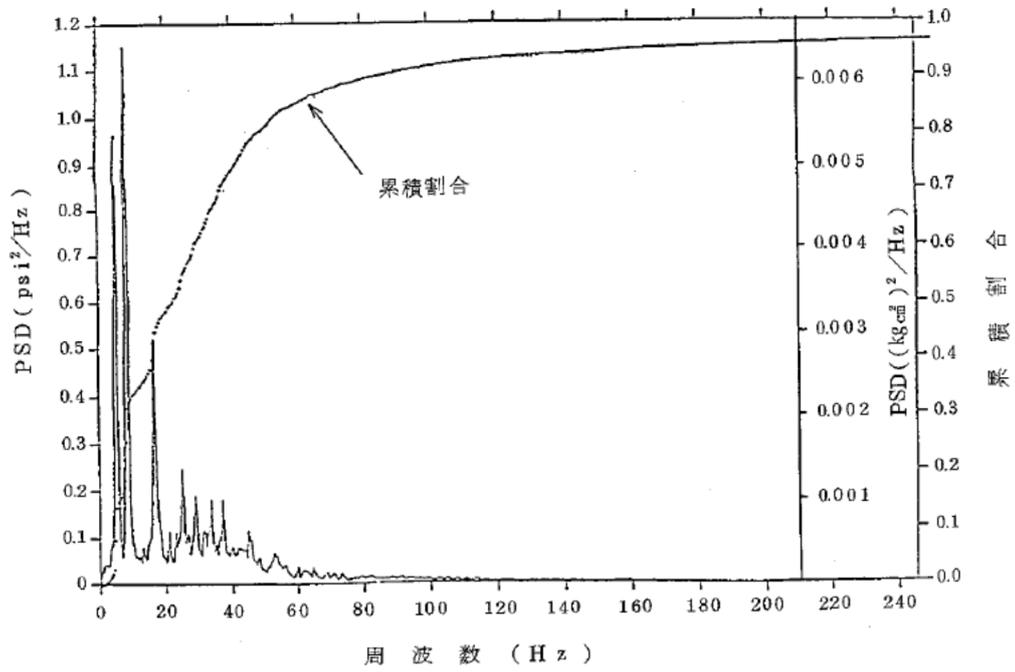
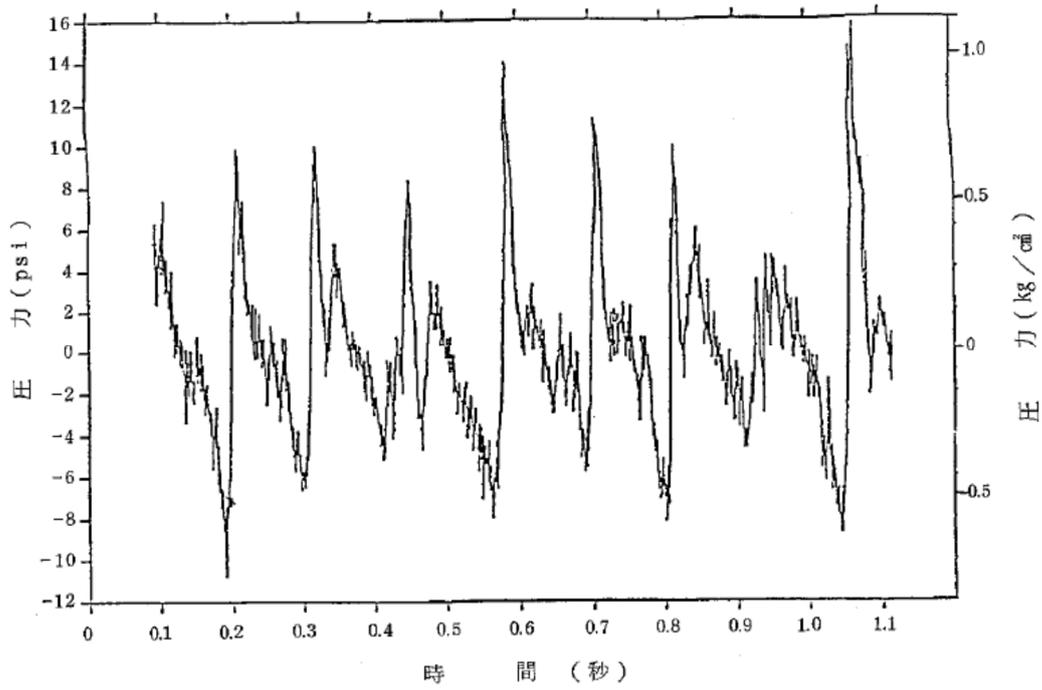


図 3-6 蒸気凝縮振動の一例

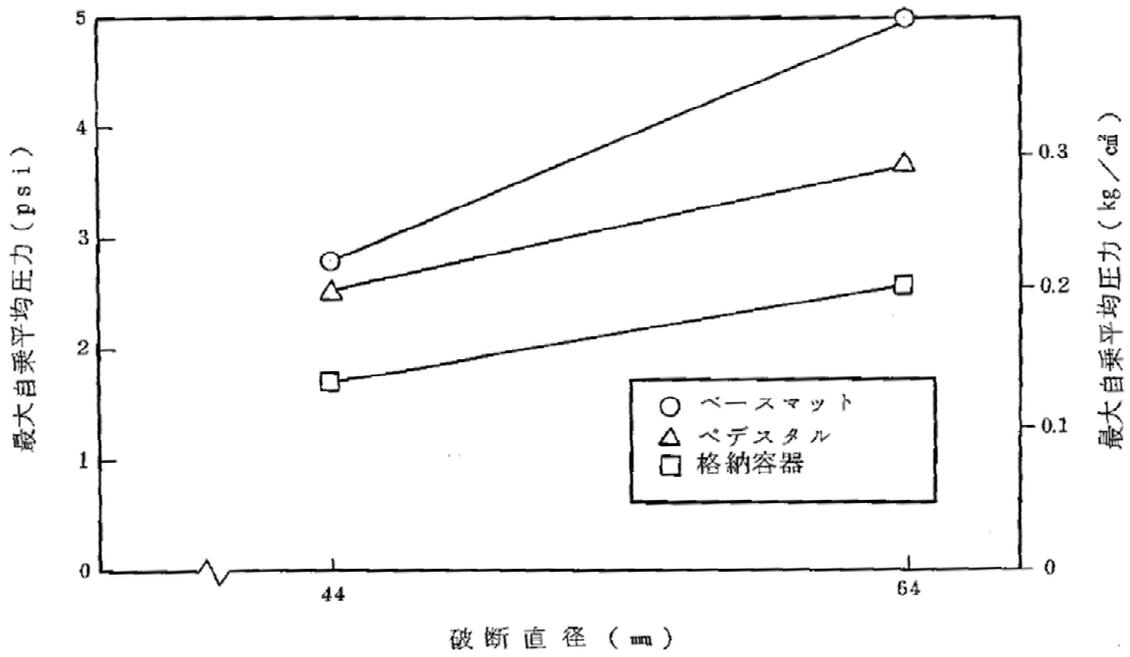


図 3-7 破断直径との CO の振幅の関係

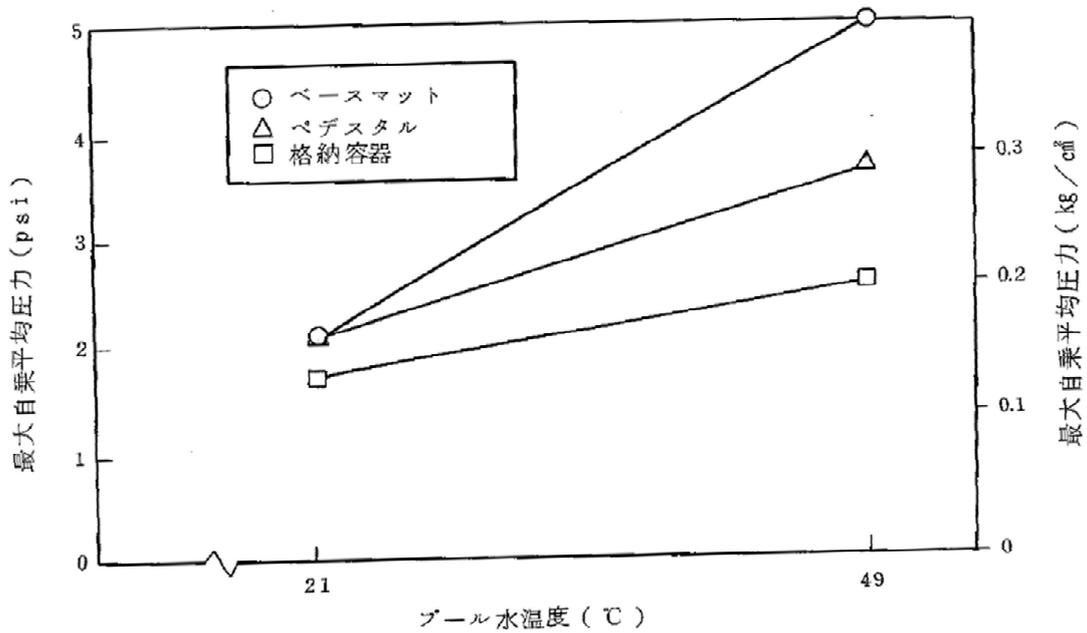


図 3-8 プール水温と CO の振幅の関係

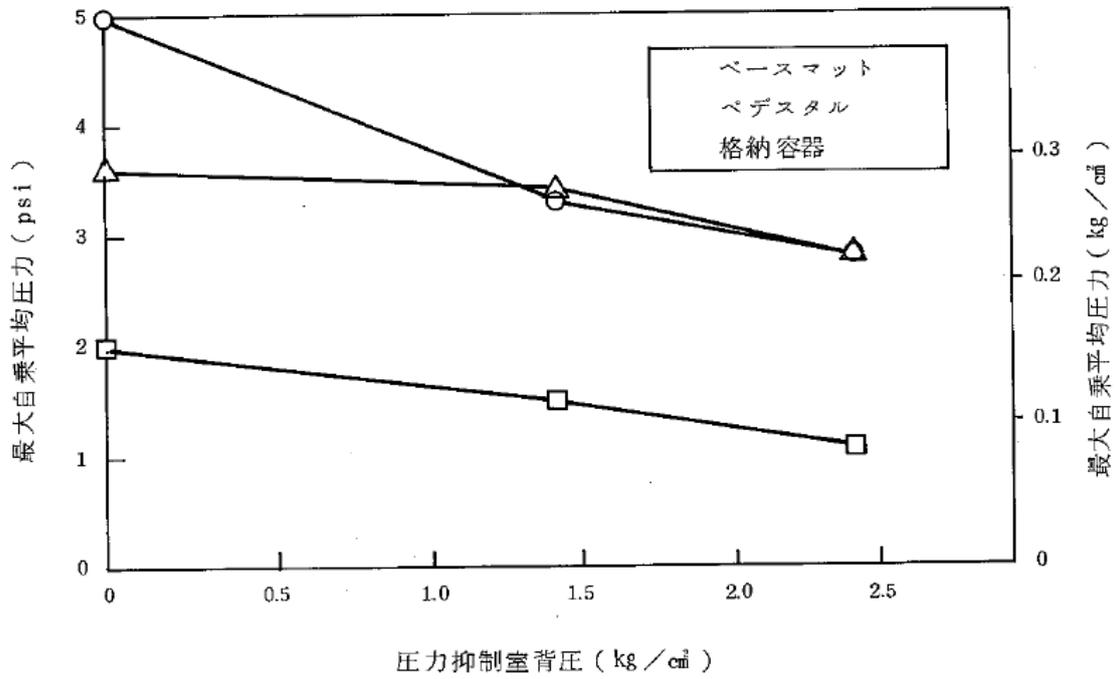


図 3-9 圧力抑制室の背圧と CO の振幅の関係

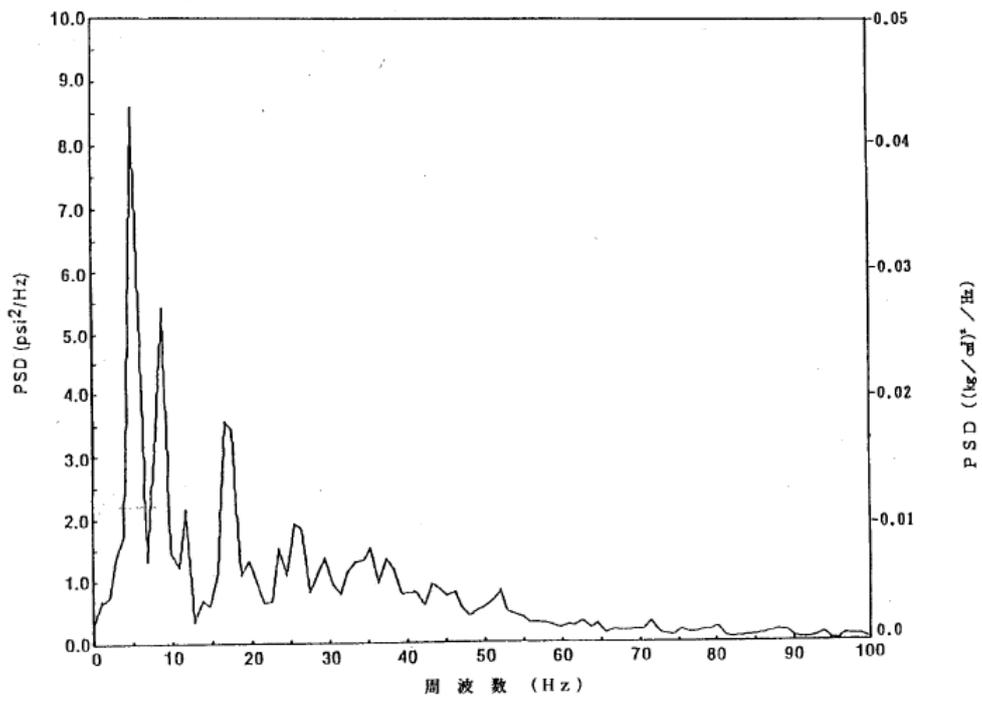


図 3-10 全 CO 荷重の PSD 包絡

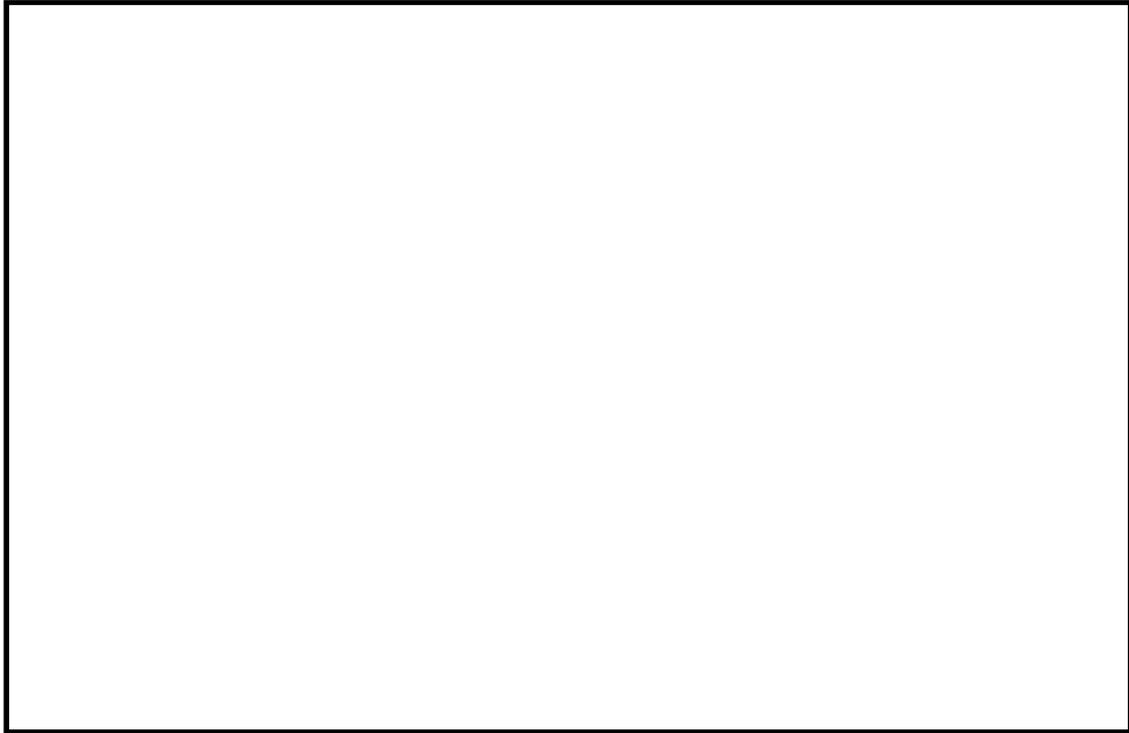


図 3-11 試験および実機の想定される熱水力条件の比較

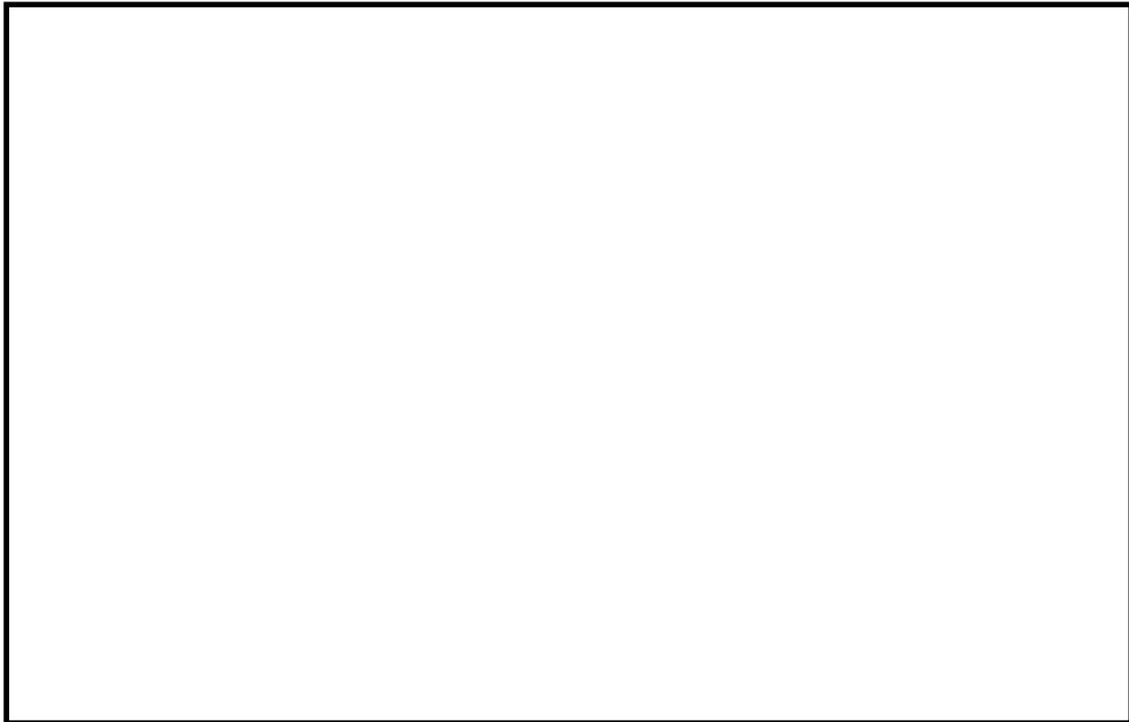


図 3-12 ( a ) 典型的チャギング

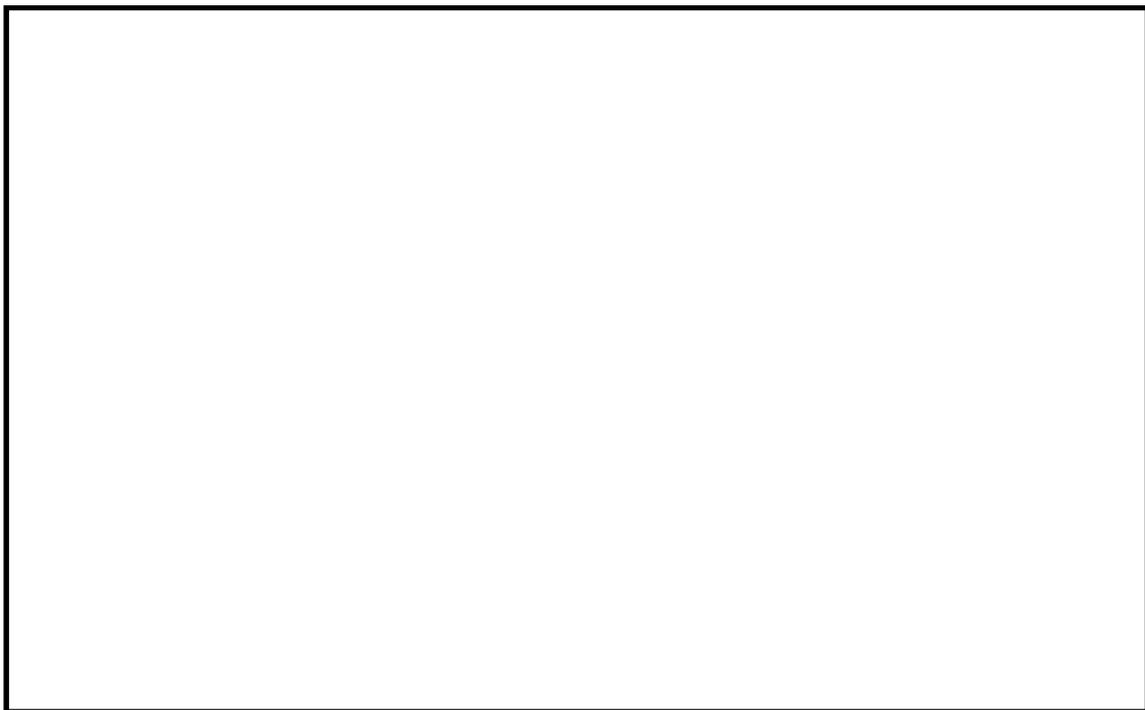
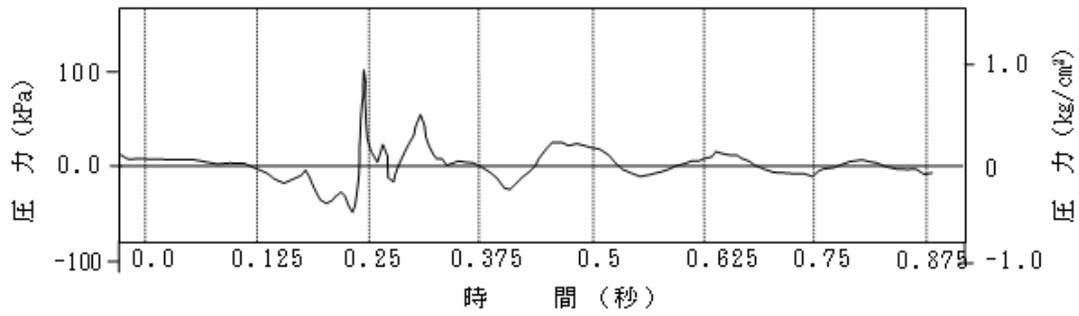
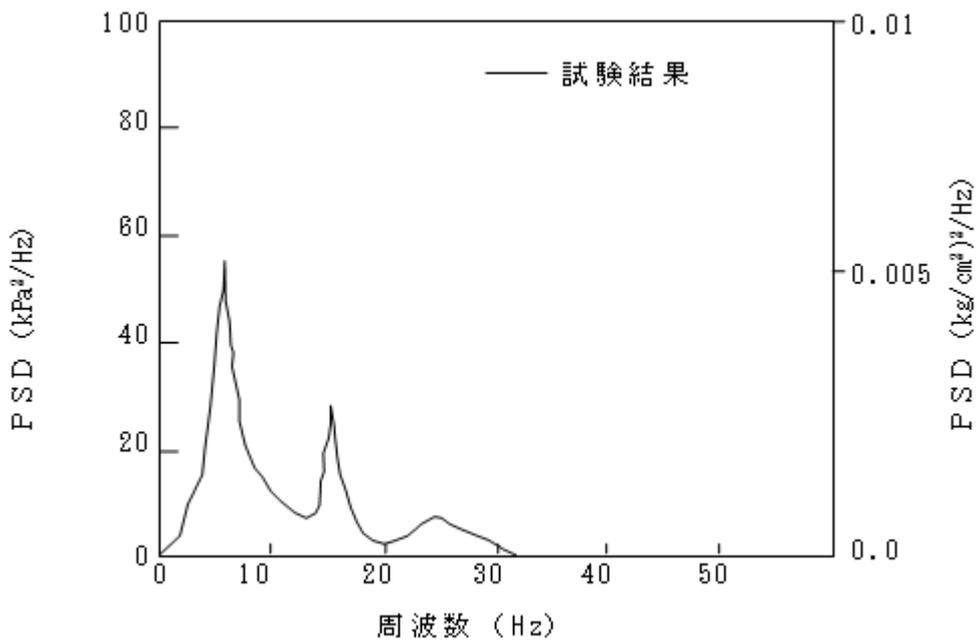


図 3-12 ( b ) チャギングの PSD



(a) 原研試験におけるチャギング時圧力波形



(b) 原研試験におけるチャギング時の PSD

図 3-13 Mark- 型格納容器におけるチャギング荷重

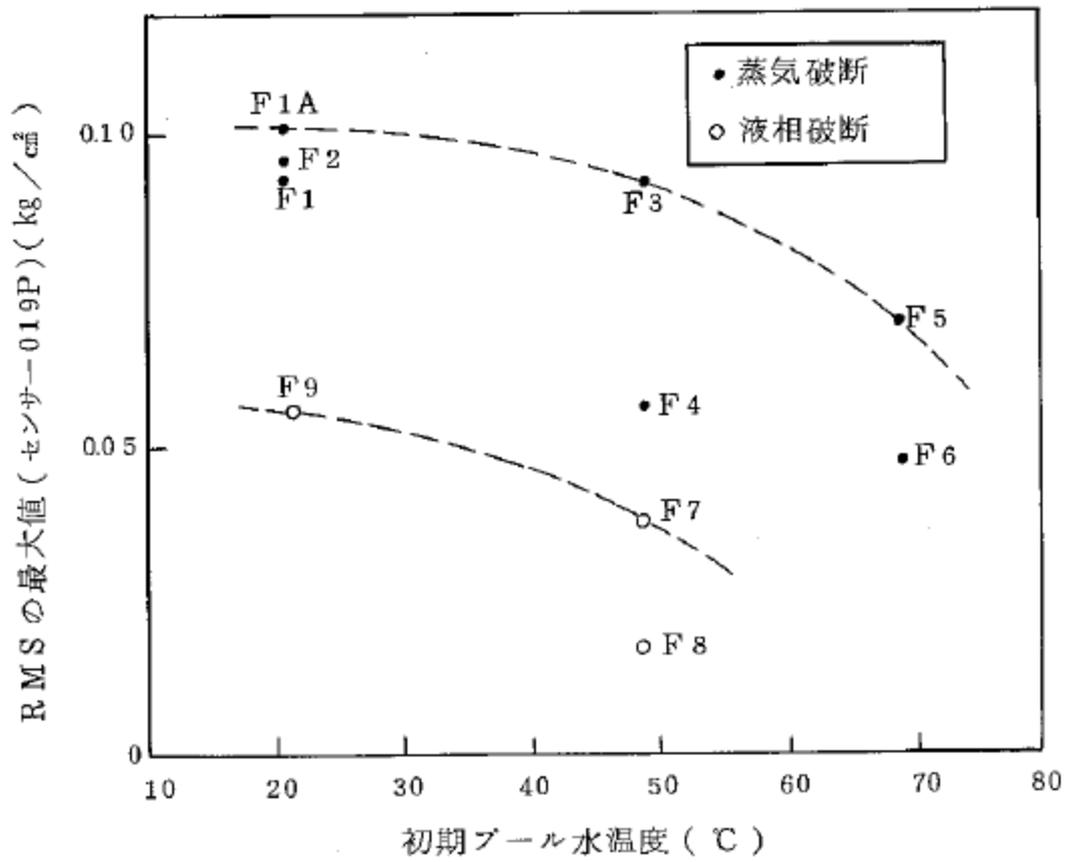
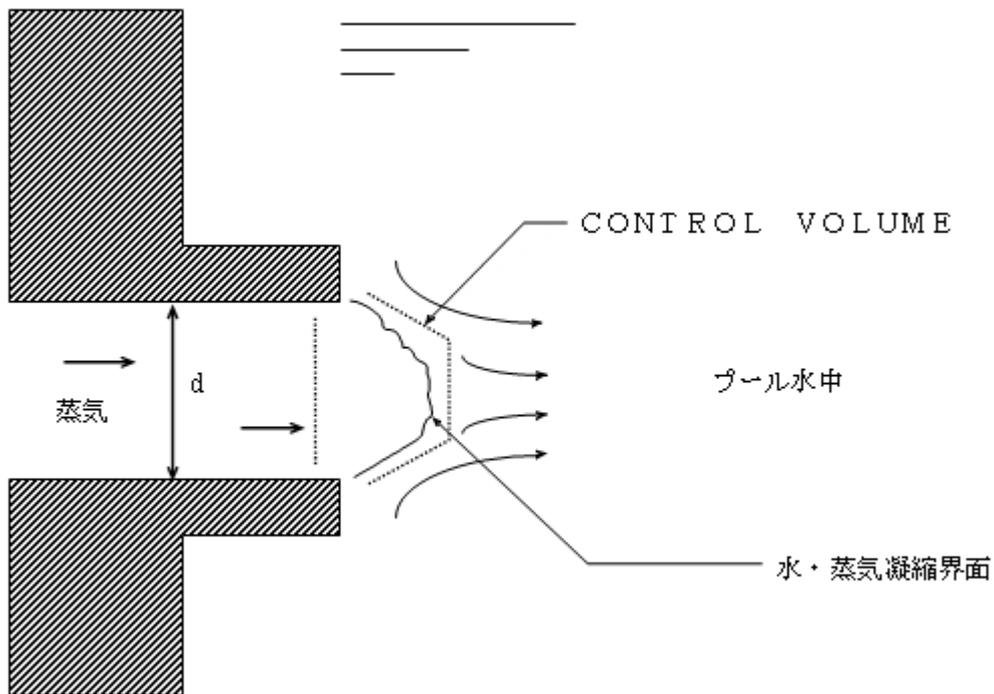


図 3-14 最大チャギングの発生とプール水温度の依存性



水・蒸気凝縮界面を含むCONTROL VOLUMEに対する運動量方程式より、

凝縮振動の周波数  $f$  , 圧力の大きさ  $P$  は、

ベント管口径  $d$  , サブクール温度  $T$  に対して

$$f \propto 1 / d$$

$$f \propto T^{0.75}$$

$$P \propto T^{-0.25}$$

図 3-15 Mark- 型格納容器で開発されたスケール則

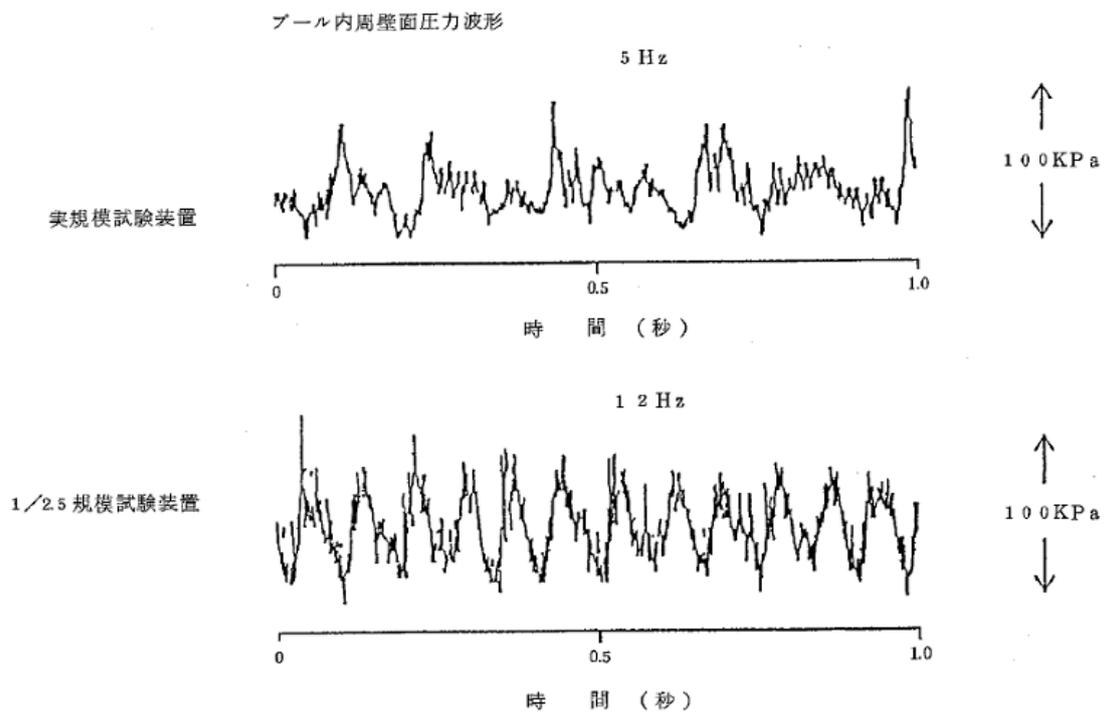


図 3-16 実規模試験装置と 1/2.5 規模試験装置における CO 圧力波形の比較

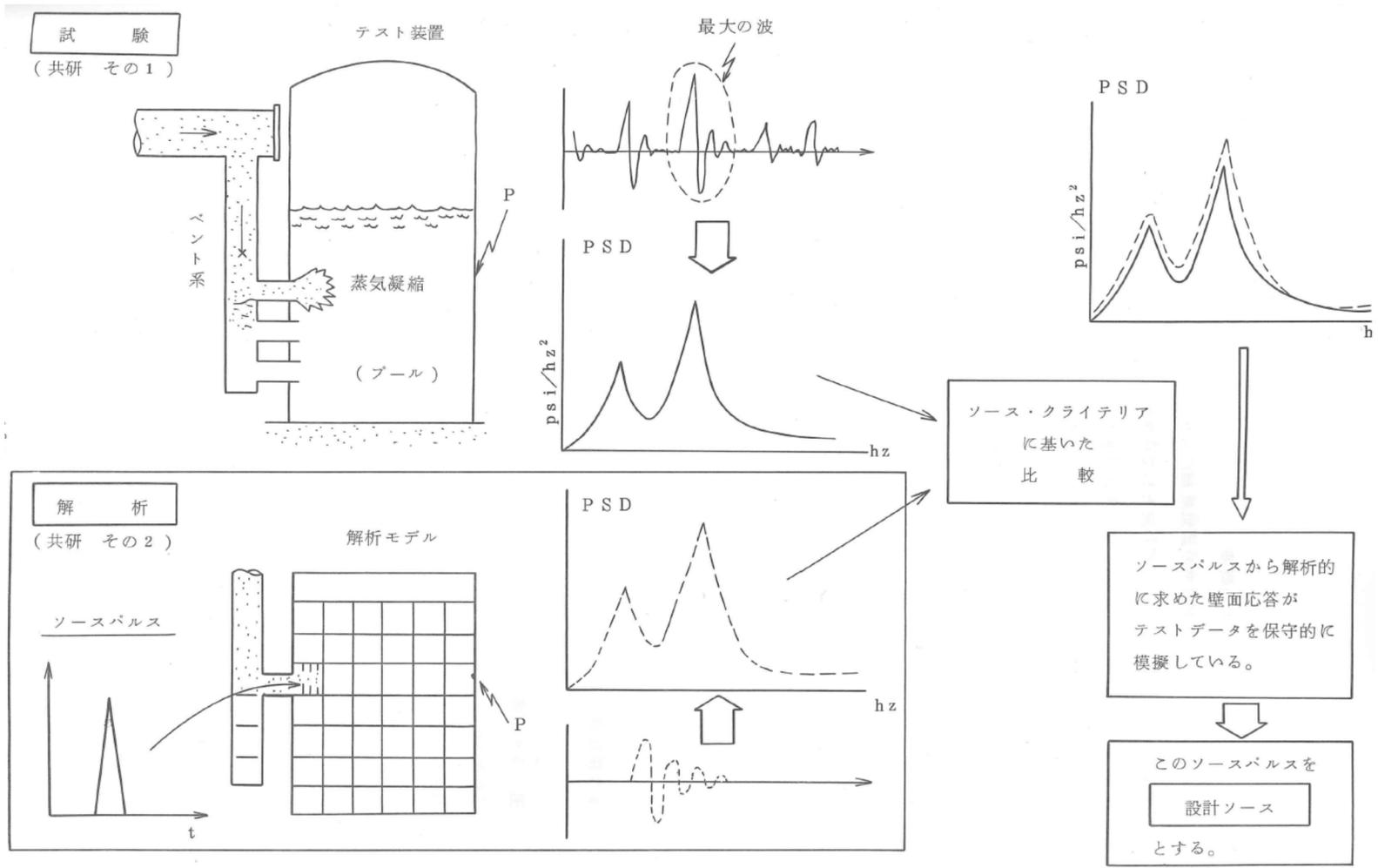


図 3-17 ソース荷重法の概要