

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA48 r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について  
(重大事故等対処設備)

令和 3 年 1 0 月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「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」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

## 目 次

### 1. 基本的な設計方針

#### 1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40条】

#### 1.2 火災による損傷の防止【41条】

#### 1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】

### 2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

2.10 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【53条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

2.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

2.14 電源設備【57条】

2.15 計装設備【58条】

2.16 原子炉制御室【59条】

2.17 監視測定設備【60条】

2.18 緊急時対策所【61条】

- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備
- 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

## 2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
  - b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
  - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(LUHS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。  
また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
  - d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

## 2.5.1 適合方針

**概要** 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

**設備の目的** 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

### （1）フロントライン系機能喪失時に用いる設備

#### （i）蒸気発生器2次側による炉心冷却

**(48-1-1) 機能喪失・使用機器** 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器2次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器

**その他設備** 主蒸気設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、電動補助給水ポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

#### （ii）格納容器内自然対流冷却

**(48-2-1) 機能喪失・使用機器** 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のC、D－格納容器再循環ユニット、可搬型

大型送水ポンプ車、可搬型温度計測装置、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は、A、D-原子炉補機冷却水冷却器出口配管に可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、C、D-格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。C、D-格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置は、C、D-格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、C、D-格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。可搬型大型送水ポンプ車の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ C、D-格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型温度計測装置 (2.15 計装設備【58条】)
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (2.14 電源設備【57条】)
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (2.14 電源設備【57条】)
- ・ 可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】)

非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他  
設備

### (iii) 代替補機冷却

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備(代替補機冷却)として、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

(48-3-1)  
機能  
喪失  
・  
使用  
機器

海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は、A、D-原子炉補機冷却水冷却器出口配管に可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A-高压注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型大型送水ポンプ車の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (2.14 電源設備【57条】)

- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (2.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】)
- ・A-高圧注入ポンプ

その他  
設備

非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、A-高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) サポート系機能喪失時に用いる設備

### (i) 蒸気発生器2次側による炉心冷却

(48-1-2)  
機能  
喪失  
・  
使用  
機器

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作ができることで、蒸気発生器2次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・代替非常用発電機 (2.14 電源設備【57条】)
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (2.14 電源設備【57条】)
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (2.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】)

主蒸気設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他  
設備

### (ii) 格納容器内自然対流冷却



(48-2-2)  
機能  
喪失  
・  
使用  
機器

全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）は、「2.5.1（1）（ii）格納容器内自然対流冷却」と同じである。

### （iii）代替補機冷却

(48-3-2)  
機能  
喪失  
・  
使用  
機器

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、可搬型大型送水ポンプ車、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は、A、D-原子炉補機冷却水冷却器出口配管に可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A-高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。A-高圧注入ポンプは、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）
- ・A-高圧注入ポンプ
- ・代替非常用発電機（2.14 電源設備【57条】）

その他  
設備

非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機及び原子炉格納容器並びに流路として使用する取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「2.21 原子炉格納施設」に記載する。

可搬型温度計測装置については、「2.15 計装設備【58条】」に記載する。

流路として使用する非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「2.23 非常用取水設備」に記載する。

#### 2.5.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は，タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし，電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源である代替非常用発電機から給電でき，さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け，手動操作とすることにより，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して，多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットは原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し，循環水ポンプ建屋の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる建屋に設置すること並びに蒸気発生器は原子炉格納容器内に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については，「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却は，可搬型大型送水ポンプ車を自冷式のディーゼル駆動とすることで，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また，ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホース（屋外敷設用）等は，循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の接続箇所は，原子炉建屋内の異なる区画に複数箇所設置し，異なる建屋面から接続できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する C，D－格納容器再循環ユニットは，原子炉格納容器内に設置することで，循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機建屋のディーゼル発電機と，位置的分散を図る設計とする。

A－高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

A－高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋に設置することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

#### 2.5.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ, タービン動補助給水ポンプ, 補助給水ピット, 主蒸気逃がし弁, 主蒸気管及び蒸気発生器は, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用するC, D-格納容器再循環ユニットは, 弁操作等によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型大型送水ポンプ車は, 通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに固縛等によって固定をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替補機冷却に使用するA-高圧注入ポンプは, 弁操作等によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

## 2.5.2 容量等

基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における蒸気発生器2次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における蒸気発生器2次側による炉心冷却として使用する補助給水ピットは、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時における格納容器内自然対流冷却として使用するC、D-格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、格納容器内自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる容量を有する設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合に、代替補機冷却として原子炉補機冷却水系統へ海水を直接供給されるA-高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

可搬型大型送水ポンプ車は、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用した場合に必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計4台を分散して保管する設計とする。

設備仕様については、第5.10.1表及び第5.10.2表に示す。

### 2.5.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁の操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

蒸気発生器及びC、D-格納容器再循環ユニットは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

A-高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、C、D-格納容器再循環ユニット及びA-高圧注入ポンプは、代替水源として海水を通水する可能性があるため、海水影響を考慮した設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

#### 2.5.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

##### (1) 操作性の確保

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

主蒸気逃がし弁は，現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，常設の踏み台を用いて，現場で人力により確実に操作できる設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

C，D－格納容器再循環ユニット及び可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統並びに可搬型大型送水ポンプ車を使用した A－高圧注入ポンプへの代替補機冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。A－高圧注入ポンプは，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

A－高圧注入ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，車両として移動可能な設計とするとともに，車輪止めを搭載し，設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車と A，D－原子炉補機冷却水冷却器出口配管との接続口については，接続口をフランジ接続とし，可搬型ホースを一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，付属の操作器等により現場での操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

## (2) 試験・検査

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，補助給水ピット，蒸気発生器及び主蒸気管）は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，分解が可能な設計とする。

補助給水ピットは，内部の確認が可能なように，アクセスドアを設ける設計とする。また，有効水量が確認できる設計とする。

蒸気発生器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却又は代替補機冷却に使用する系統（C，D－格納容器再循環ユニット及びA－高圧注入ポンプ）は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また，C，D－格納容器再循環ユニットは，内部の確認が可能なように，点検口を設ける設計とする。

A－高圧注入ポンプは，分解が可能な設計とする。

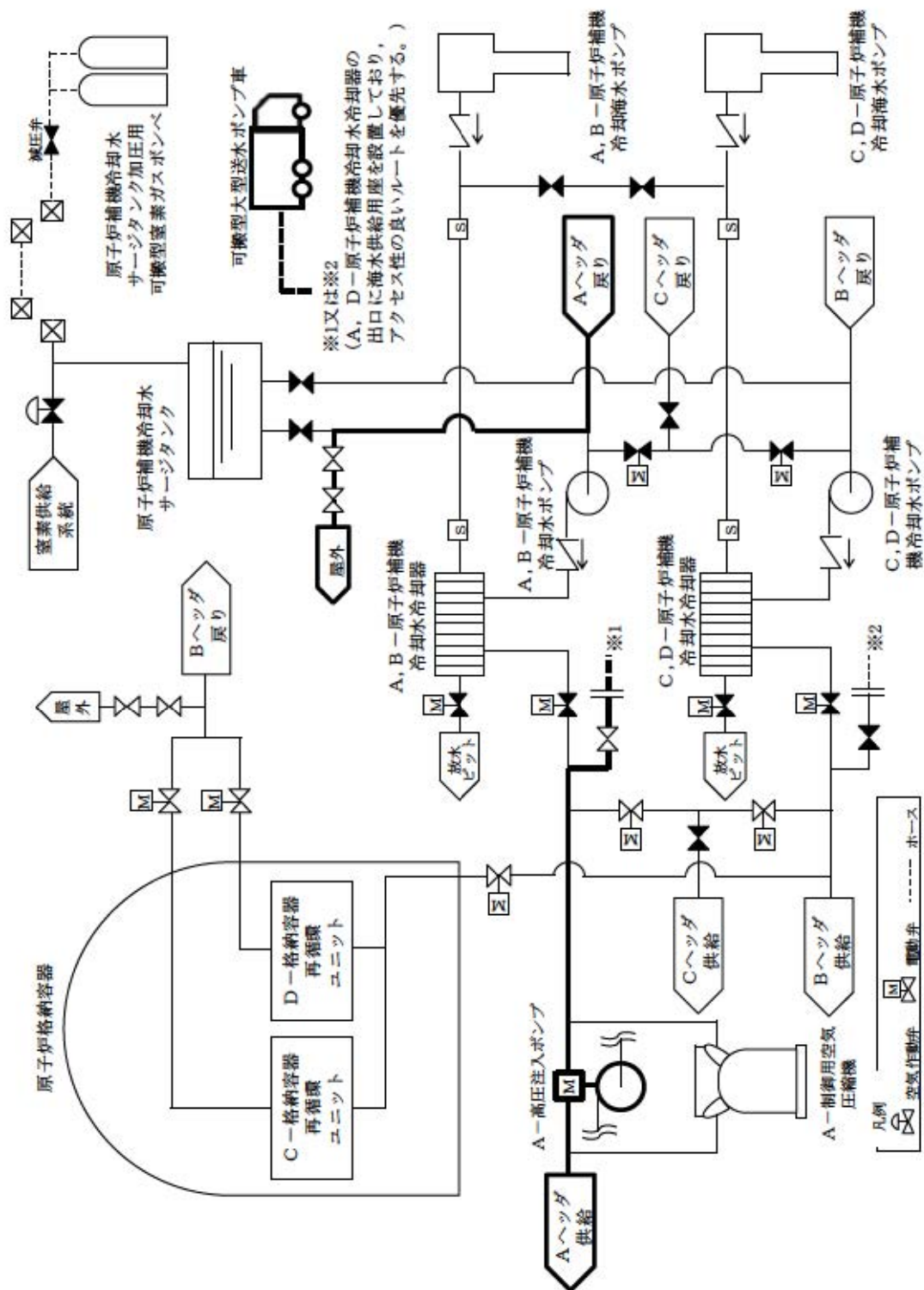
格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する系統（可搬型大型送水ポンプ車）は，独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，可搬型大型送水ポンプ車は，分解が可能な設計とする。さらに，車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに，外観の確認が可能な設計とする。









第 5.10.3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

概略系統図 (3) 代替補機冷却

第 1.5.1 表：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(フロントライン系機能喪失時) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 10	整備する手順書	手順の分類	
フロントライン系機能喪失時	原子炉補機冷却海水ポンプ 又は 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ * 1	重大事故等 対処設備	a, b	原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			タービン動補助給水ポンプ				
			補助給水ビット				
			蒸気発生器				
			電動主給水ポンプ	多様性拡張設備			
			脱気器タンク				
			SG 直接給水用高圧ポンプ * 1 * 2				
			補助給水ビット				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 7				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 代替給水ビット				
		可搬型大型送水ポンプ車 * 2 原水槽 * 8 2 次系純水タンク * 8 ろ過水タンク * 8					
		蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(現場手動操作) * 3	重大事故等 対処設備	a, b		
			タービンバイパス弁	多様性 拡張設備			
			所内用空気圧縮機				
			主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンプ * 3				
			A-制御用空気圧縮機(海水冷却) * 2 * 3				
可搬型大型送水ポンプ車							
蒸気発生器 2 次側のブリードアンド	可搬型大型送水ポンプ車 * 6 * 7	多様性拡張設備					
格納容器内自然対流冷却	C, D-格納容器再循環ユニット * 4	重大事故等 対処設備	a, b				
	可搬型大型送水ポンプ車						
	可搬型温度計測装置 * 4						
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 5						
	可搬型タンクローリー * 5						
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 5 * 9			a			

- \* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
- \* 2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \* 3 : 手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \* 4 : 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \* 5 : 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \* 6 : 蒸気発生器 2 次側のブリードアンド時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
- \* 7 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
- \* 8 : 原水槽への補給は、2 次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
- \* 9 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- \* 10 : 重大事故対策において用いる設備の分類  
a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.5.1 表：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(フロントライン系機能喪失時) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 7	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	原子炉補機冷却海水ポンプ 又は 原子炉補機冷却水ポンプ	可搬型大型代替送水機冷却ポンプ車	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等 対処設備	原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 4			
可搬型タンクローリー * 4	a					
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 4 * 6	a, b					
A-高圧注入ポンプ (海水冷却) * 1 * 5						
可搬型大型送水ポンプ車	多様性 設備					
A-制御用空気圧縮機 (海水冷却) * 1 * 2 * 3						
	原子炉補機冷却海水ポンプ	可搬型大容量海水送水ポンプ車	可搬型大容量海水送水ポンプ車	多様性 拡張設備		
			余熱除去ポンプ * 1			
			原子炉補機冷却水ポンプ * 1			
			原子炉補機冷却水冷却器			

- \* 1：ディーゼル発電機等により給電する。
- \* 2：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \* 3：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \* 4：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \* 5：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \* 6：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- \* 7：重大事故対策において用いる設備の分類  
 a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備    b：37条に適合する重大事故等対処設備    c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.5.2 表：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(サポート系機能喪失時) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 9	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 * 1	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備	a	全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			代替非常用発電機 * 1		a, b		
			タービン駆動補助給水ポンプ				
			補助給水ピット				
			蒸気発生器				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 3				
			可搬型タンクローリー * 3				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 3 * 8		a		
			SG 直接給水用高圧ポンプ * 2	多様性拡張設備			
			補助給水ピット				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 6				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2				
代替給水ピット							
可搬型大型送水ポンプ車 * 2 原水槽 * 7 2 次系純水タンク * 7 ろ過水タンク * 7							
炉心冷却 (蒸気放出)	蒸気発生器 2 次側による	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) * 4	重大事故等 対処設備	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンプ * 4	拡張設備 多様性				
		A-副制御空気圧縮機 (海水冷却) * 2 * 4					
		可搬型大型送水ポンプ車					
ブリード	蒸気発生器 2 次側の	可搬型大型送水ポンプ車 * 5 * 6	多様性 拡張設備		全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	

\* 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \* 2：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。  
 \* 3：代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \* 4：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。  
 \* 5：蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。  
 \* 6：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。  
 \* 7：原水槽への補給は、2 次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \* 8：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。  
 \* 9：重大事故対策において用いる設備の分類  
 a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.5.2 表：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(サポート系機能喪失時) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 9	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 * 1	自然対流冷却	C、D-格納容器再循環ユニット * 3	重大事故等対処設備	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			可搬型大型送水ポンプ車				
			可搬型温度計測装置 * 3				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 2				
			可搬型タンクローリー * 2				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 2 * 8				
		代替補機冷却	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等対処設備	a, b		
			A-高圧注入ポンプ(海水冷却) * 4				
			代替非常用発電機 * 1				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 2 * 7				
			可搬型タンクローリー * 2 * 7				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 2 * 7 * 8				
		ポンプ車による	可搬型大型送水ポンプ車	拡張設備	多様性		
			A-制御用空気圧縮機(海水冷却) * 5 * 6				
			可搬型大容量海水送水ポンプ車				
代替補機冷却	可搬型大容量海水送水ポンプ車	多様性拡張設備					
	余熱除去ポンプ						
	原子炉補機冷却水ポンプ						
	原子炉補機冷却水冷却器						

- \* 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \* 2：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \* 3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \* 4：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \* 5：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \* 6：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \* 7：代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \* 8：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- \* 9：重大事故対策において用いる設備の分類  
a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA48H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3 号炉

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

令和 3 年 1 0 月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



本資料においては、泊発電所3号炉の「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」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

## 補足説明資料目次

### 38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

### 39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

### 41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

### 43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて  
（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方
- 共-6 竜巻影響を考慮した保管場所

### 44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について

- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 45-2 配置図
- 45-3 試験・検査説明資料
- 45-4 系統図
- 45-5 容量設定根拠
- 45-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 45-7 現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動
- 45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

#### 46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 46-2 配置図
- 46-3 試験・検査説明資料
- 46-4 系統図
- 46-5 容量設定根拠
- 46-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 47-2 配置図
- 47-3 試験・検査説明資料
- 47-4 系統図
- 47-5 容量設定根拠
- 47-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
- 47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について
- 47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について
- 47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について
- 47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

#### 48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 48-2 配置図
- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

#### 49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

#### 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠

- 52-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

#### 53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

#### 54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンプレーカの健全性について

#### 55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

#### 56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料

- 56-4 系統図
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図（参考）

## 57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

## 58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

## 59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図（参考）
- 59-6 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について（補足資料）

## 60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

## 61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

## 62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

## 1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

## 原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

### 燃料貯藏設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

### 非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図



4 8 - 1 S A設備 基準適合性一覽

S A設備 基準適合性一覧については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-1 S A設備 基準適合性一覧表」に示す。

48-2 配置図

配置図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-1 配置図」に示す。

### 4 8 - 3 試驗・検査説明資料

試験・検査説明資料については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-3 試験・検査説明資料」に示す。

48-4 系統図

概略系統図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-5 概略系統図」に示す。



48-5 容量設定根拠

容量設定根拠については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-4 容量設定根拠」に示す。

48-6 SAバウンダリ系統図 (参考)

S Aバウンダリ系統図（参考）については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-6 S Aバウンダリ系統図（参考）」に示す。

#### 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

## 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

泊3号機の格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について次頁以降に示す。

## 目次

- 1章 はじめに
- 2章 格納容器再循環ユニット冷却コイル性能試験概要（PWR 5 電力共研概要）
  - 2. 1 性能試験
    - 2. 1. 1 試験に使用する冷却コイルの選定
    - 2. 1. 2 測定項目の設定
    - 2. 1. 3 試験装置
    - 2. 1. 4 試験条件の設定
    - 2. 1. 5 試験方法
- 3章 除熱評価式の試験による検証
  - 3. 1 除熱評価式について
  - 3. 2 除熱評価式の試験での検証
- 4章 自然対流冷却時の除熱性能評価
  - 4. 1 ドラフト力計算について
  - 4. 2 系統圧力損失計算について
  - 4. 3 冷却コイル部の凝縮水等の影響考慮について
  - 4. 4 自然対流冷却の除熱量評価手順について
- 5章 除熱量計算手法の妥当性に関する考察
  - 5. 1 不凝縮性ガスの除熱性能に対する影響について
  - 5. 2 冷却コイル性能試験範囲の妥当性について
- 6章 まとめ

### （添付資料）

- 参考資料-0 格納容器再循環ユニットの実機条件
- 参考資料-1 冷却コイル高さ方向での熱容量の余裕について
- 参考資料-2 エアロゾルによる自然対流冷却除熱性能劣化について
- 参考資料-3 格納容器再循環ユニットのダクト内での水素燃焼影響について
- 参考資料-4 再循環ユニットによる自然対流冷却時の沸騰防止運用について
- 参考資料-5 OECD PANDA 試験の知見を踏まえた自然対流冷却に関する考察
- 参考資料-6 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響について
- 参考資料-7 実機における凝縮水の影響について
- 参考資料-8 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却発生プロセスの定量的考察
- 参考資料-9 格納容器再循環ユニット粗フィルタ撤去による影響について

## 1章 はじめに

格納容器再循環ユニットは、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）、全交流電源喪失（SBO）及び最終ヒートシンク喪失（LUHS）の事象の重畳を想定するような重大事故発生時において、冷却水を通水し自然対流による格納容器気相部冷却を行うことにより、炉心及び格納容器の損傷防止を図る設備である。

ここで、格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却性能の観点から、自然対流冷却時に使用するC、D-格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取外し、流路の圧力損失を低減することで、自然対流量を増大させている。

本書は、粗フィルタを取外した格納容器再循環ユニット冷却コイルの除熱評価式及び除熱評価式を検証するために実施した試験、並びに除熱評価式を用いた重大事故時における格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の除熱性能評価手順についてまとめたものであり、以下の構成としている。

2章は、PWR 5 電力共研として実施した、格納容器再循環ユニット冷却コイルの性能試験の概要について述べる。

3章は、冷却コイルの性能試験で得られた結果を踏まえた冷却コイル単体における除熱評価式の妥当性の検証結果について述べる。

4章は、冷却コイル単体の除熱評価式を踏まえて、冷却コイル・ダクト等で構成される格納容器再循環ユニットにおける自然対流冷却時の除熱性能評価手法について述べる。

5章は、除熱量評価手法の妥当性に関する考察を行った結果について述べる。

## 2章 格納容器再循環ユニット冷却コイル性能試験概要（PWR 5 電力共研概要）

重大事故時に格納容器内の圧力・温度を低減させ格納容器の破損を防止する格納容器再循環ユニットについて、冷却コイル性能を評価する除熱評価式の確認を行うため、実機サイズの冷却コイルによる冷却性能試験を実施した。また、発生した凝縮水による冷却コイル下段での混合ガス流路面積減少の影響について確認を行うために、コイル高さ方向での冷却性能の確認試験を行った。

### 2. 1 性能試験

#### 2. 1. 1 試験に使用する冷却コイルの選定

本試験に使用する冷却コイルは、ハーフサーキット型で、奥行き方向8列、幅方向有効長500mm、高さ方向34チューブの冷却コイルを選定した。

##### (1) 冷却コイル型式

PWRプラントの格納容器再循環ユニット冷却コイルの型式では最も多く泊発電所3号機でも使用しているハーフサーキット型を選定した。

##### (2) 冷却コイルのサイズ

水蒸気凝縮量が多い場合に、冷却コイル高さ方向での熱交換量に差が生じ（上部>下部）、コイルの高さの高いものほどその差は大きいと考えられるため、PWRプラントで使用しているハーフサーキット型の冷却コイルのうち、最も有効高さの高いものを選定した。た



だし、コイルの幅については、実機の流速分布と大きな差が出ない範囲として **500mm** とした。

### 2. 1. 2 測定項目の設定

測定項目は、重大事故時の条件下での除熱評価式の検証、及び凝縮水等による冷却コイル熱交換量への影響を評価できるように設定した。

表 2-1 測定項目の設定根拠

--

### 2. 1. 3 試験装置

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図 2 - 1 格納容器再循環ユニット冷却性能試験システム構成



図 2 - 2 試験装置内温度測定位置

→ 排気

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

#### 2. 1. 4 試験条件の設定

事故時と同様の空気と水蒸気の混合ガス環境下において冷却コイルでの除熱量、凝縮量等を実験により求め、除熱量評価式を検証した（実験条件 表 2-2）。

表 2-2 再循環ユニット（冷却コイル）凝縮熱伝達実験条件

	実験条件	泊 3 号機
全圧	2~5 ata	約 3.9~6.9ata <sup>※</sup>
水蒸気分圧	0.80~3.57 ata	約 2.6~5.4ata <sup>※</sup>
温度	93~139℃	約 128~155℃ <sup>※</sup>
混合ガス流速	0.1~0.4 m/sec	約 0.2~0.3m/sec
冷却水入口温度	常温	同左
冷却水流量	13m <sup>3</sup> /hr/基	10.3m <sup>3</sup> /hr/基
冷却コイル型式	フィン付管型冷却コイル	同左
チューブ有効長さ	0.5 m	1.3m
チューブ本数	34 本	44 本
列数	8 列	8 列
冷却コイル高さ	約 1.3m（フィン長さ）	約 1.68m

※泊 3 号機における格納容器圧力 1Pd~2Pd での値

2. 1. 5 試験方法

(1) 除熱量（凝縮熱伝達量）計測

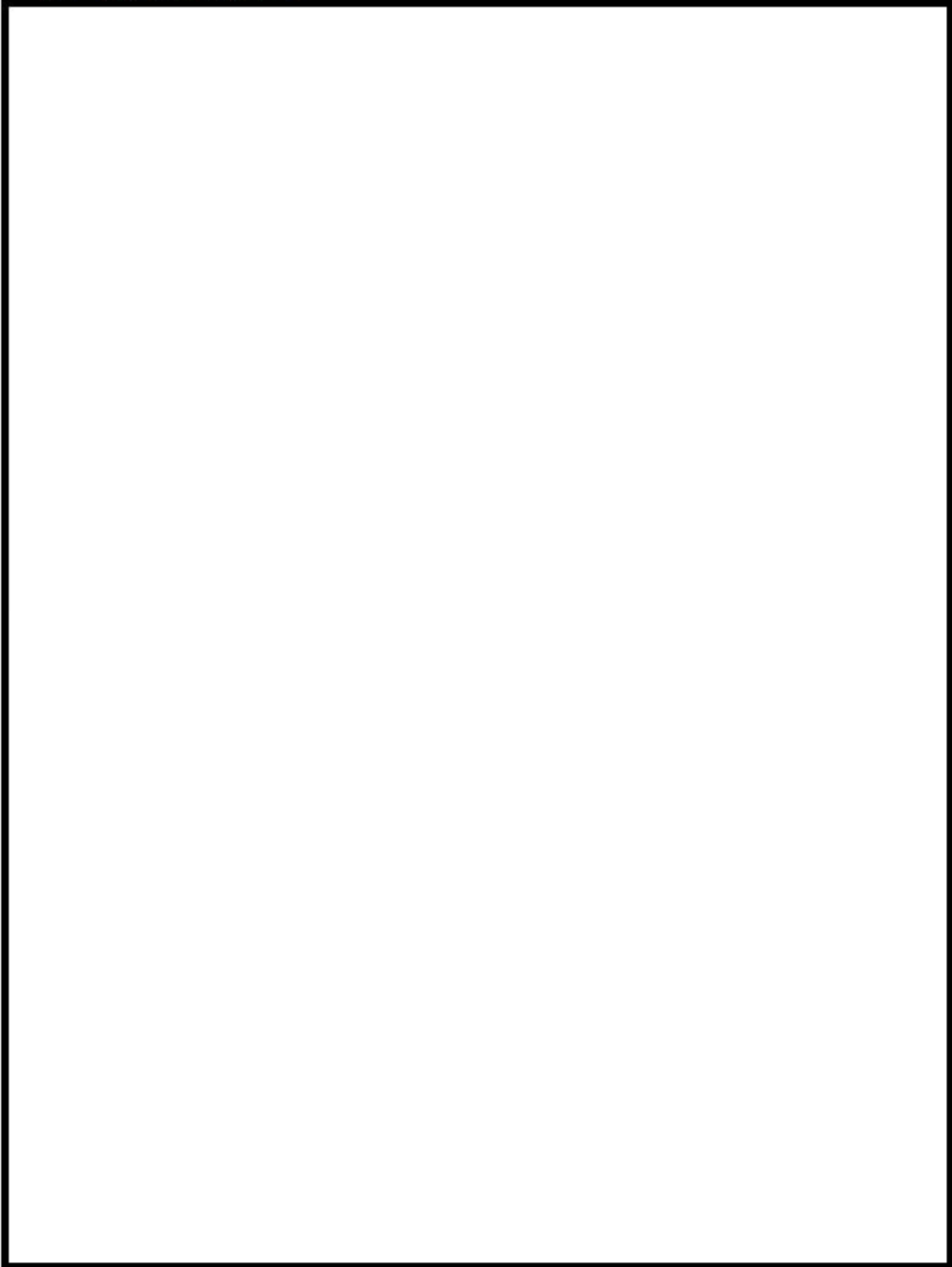


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3章 除熱評価式の試験による検証

#### 3.1 除熱評価式について

##### (1) 除熱量評価の基礎式



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) 除熱基礎式を用いた除熱評価

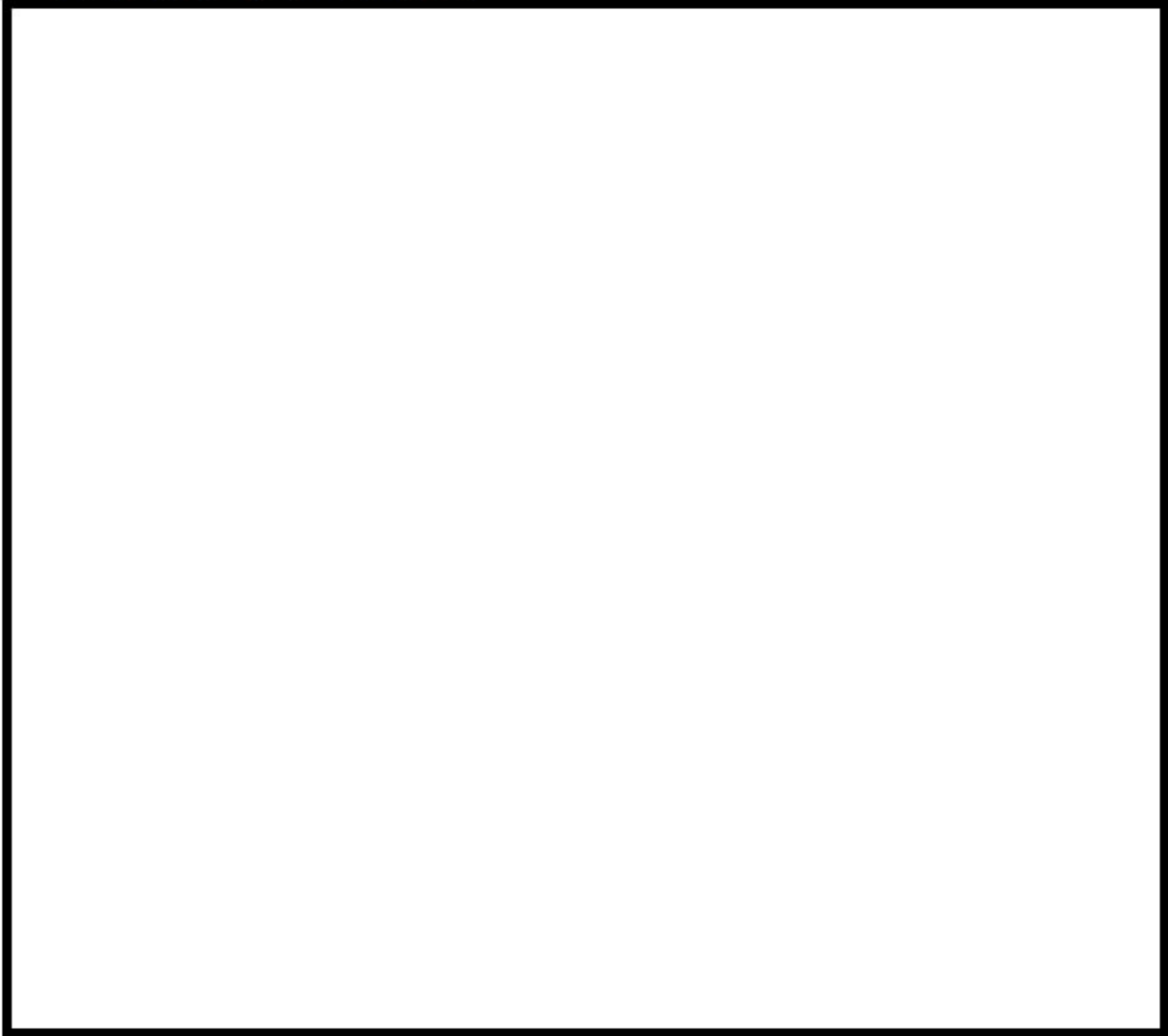


図3. 1-1 格納容器再循環ユニットの除熱量評価モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3. 2 除熱評価式の試験での検証

2章での確認試験結果と除熱評価式との比較を行う。

冷却水流量を定格の  $13 \text{ m}^3/\text{h}$  の他、低流量の  $6 \text{ m}^3/\text{h}$ 、 $3 \text{ m}^3/\text{h}$  とした場合において、各圧力での混合ガス流速に対する

- ・冷却コイル熱交換量
- ・水蒸気凝縮量

の比較を行ったものをそれぞれ図3. 2-1～3. 2-6に示す。

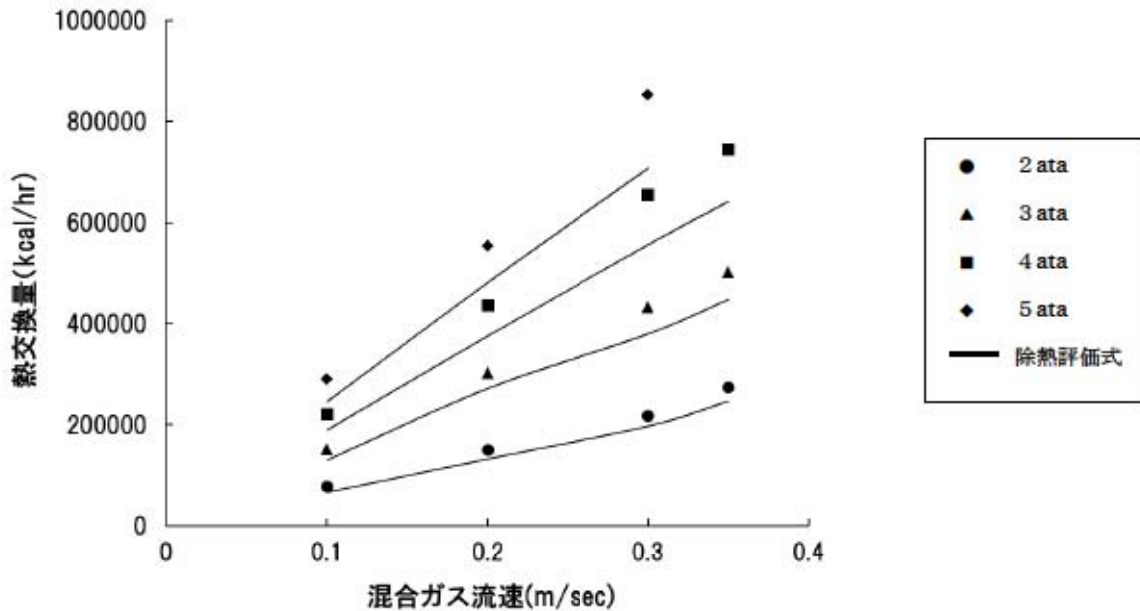


図3. 2-1 混合ガス流速に対する冷却コイル熱交換量 (冷却水流量:  $13 \text{ m}^3/\text{h}$ )

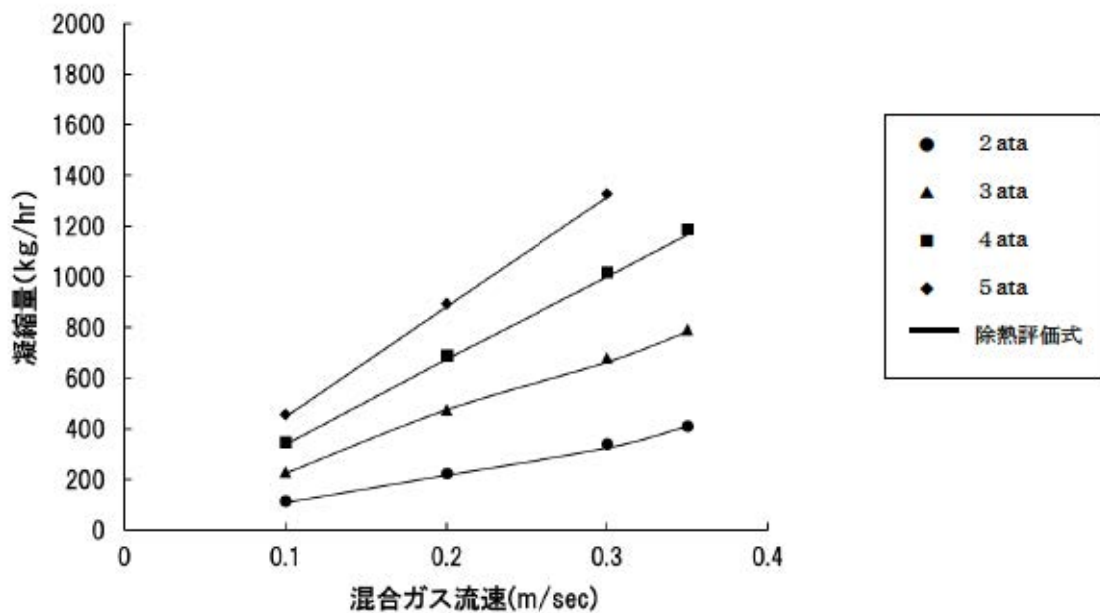


図3. 2-2 混合ガス流速に対する水蒸気凝縮量 (冷却水流量:  $13 \text{ m}^3/\text{h}$ )



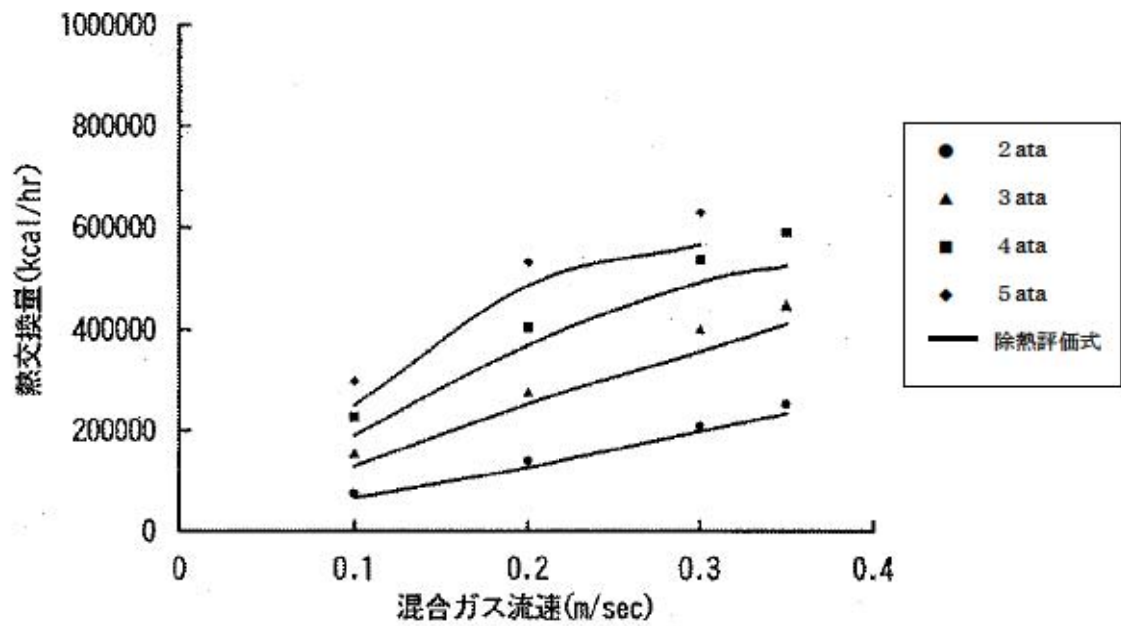


図3. 2-3 混合ガス流速に対する冷却コイル熱交換量 (冷却水流量:  $6 \text{ m}^3/\text{h}$ )

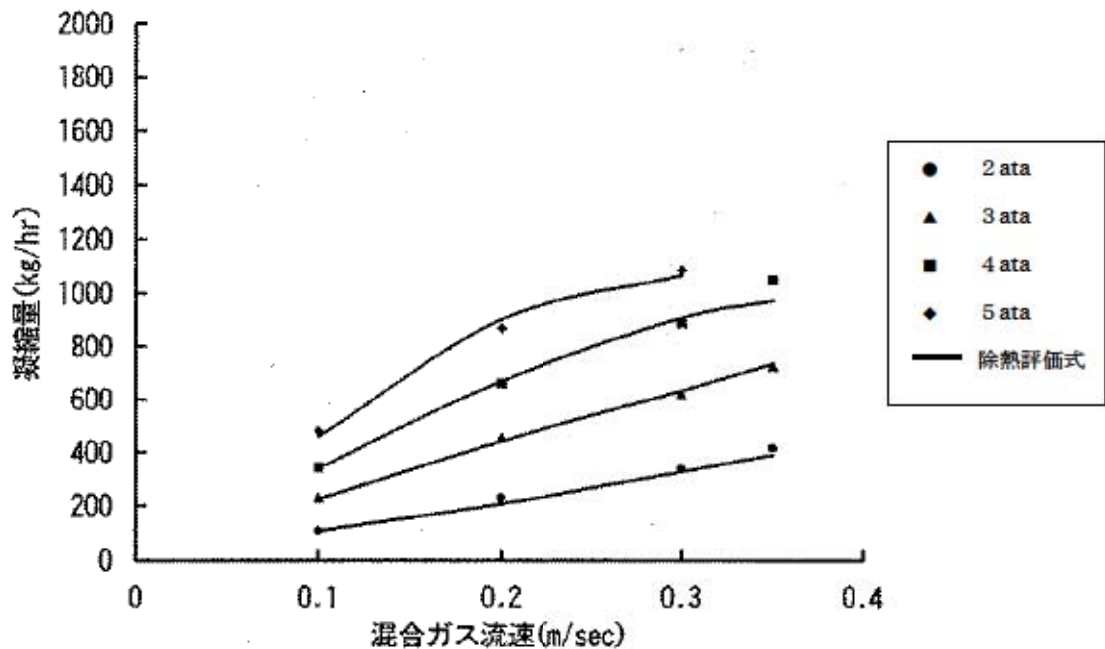


図3. 2-4 混合ガス流速に対する水蒸気凝縮量 (冷却水流量:  $6 \text{ m}^3/\text{h}$ )

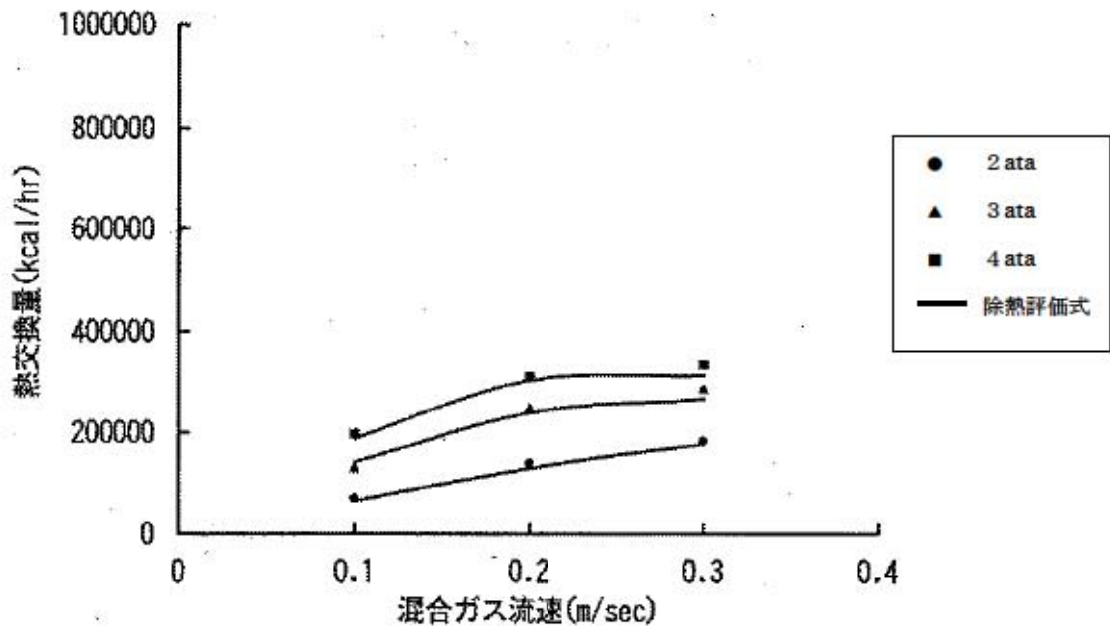


図3. 2-5 混合ガス流速に対する冷却コイル熱交換量 (冷却水流量:  $3 \text{ m}^3/\text{h}$ )

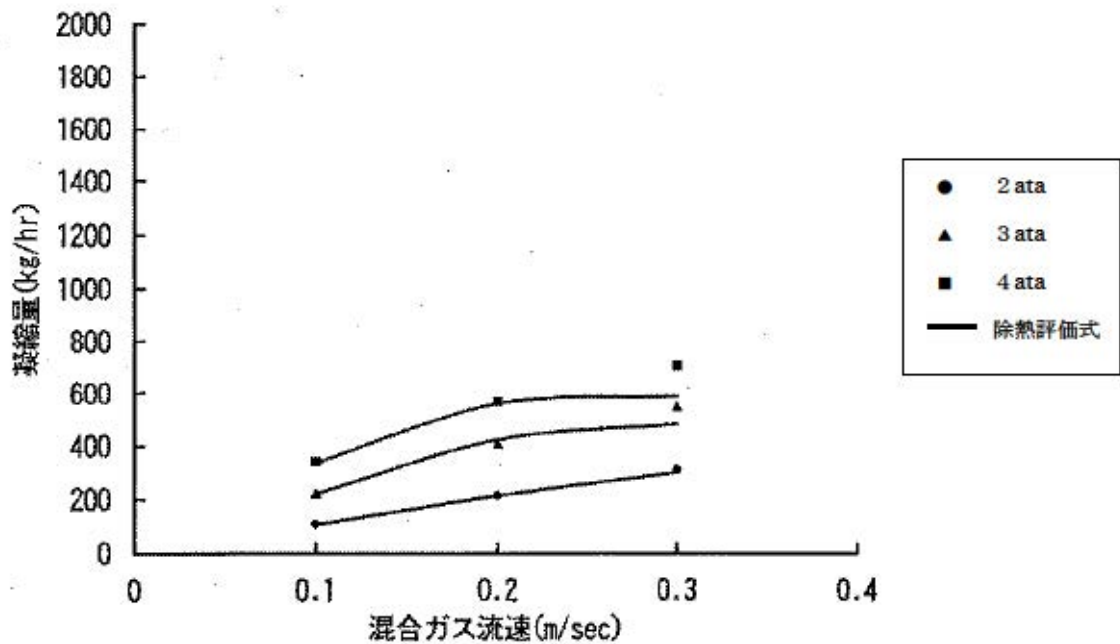


図3. 2-6 混合ガス流速に対する水蒸気凝縮量 (冷却水流量:  $3 \text{ m}^3/\text{h}$ )

それぞれの図中に実線で表されているものが除熱評価式に基づく計算結果である。

これより、冷却コイル熱交換量、水蒸気凝縮量については試験結果と約1割程度の誤差範囲内で良く一致している。なお、除熱評価式は、実機条件 (約  $3.9 \sim 6.9 \text{ ata}$ ,  $10.3 \text{ m}^3/\text{h}$ ) においては実験データに対して1割程度は保守側 (余裕がある) となると考えられる。

#### 4章 自然対流冷却時の除熱性能評価

格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却は、冷却コイルにより凝縮・冷却され密度を増した混合ガス（空気及び水蒸気）と、格納容器内雰囲気混合ガスとの密度差及び高低差から得られるドラフト力と系全体の圧力損失によりバランスする自然対流によって、格納容器内の除熱を行うものである。

格納容器再循環ユニットにおける自然対流冷却形成の概念は次のとおりである。

(図4-1参照)

##### (1) 冷却水通水初期状態 (図4-1 a)

最初に、冷却水コイルへの冷却水通水による水蒸気凝縮によって、ユニット内側と外側の双方からコイルへ向かう流れが発生する (図中①)。次に、冷却によって密度を増すために下降流となり、コイル下部からユニット内外へ流れ出る (図中②)。その後、冷却空気の一部はコイル下部に滞留する (図中③)。

##### (2) 過渡状態 (図4-1 b)

過渡状態に移ると、ユニット内側は、ユニット外側の格納容器側空間よりも狭隘なことから、凝縮及び冷却が相対的に早く促進されるようになる (図中④領域)。このため、ユニット内側からのコイルへの流れが外側からの流れに比べて相対的に弱くなる (図中⑤)。また、ユニット内雰囲気の密度が増し、下部ダクトへの下降流が発生する (図中⑥)。

##### (3) 定常状態 (図4-1 c)

過渡状態の後に、ユニット内側の凝縮・冷却が更に促進すると、ユニット内雰囲気の密度が更に増し (図中⑦領域)、下降流が加速する。このために、ユニット外側⇒冷却コイル⇒ユニット内側⇒下部ダクト⇒吹出口 (ダクト開放機構) ⇒格納容器雰囲気の流れが形成され、自然対流冷却が定常状態となる (図中⑧)。



a. 冷却水通水初期状態

b. 過渡状態

c. 定常状態

図4-1 格納容器再循環ユニット自然対流冷却形成の概念図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



(1) 冷却コイル圧力損失

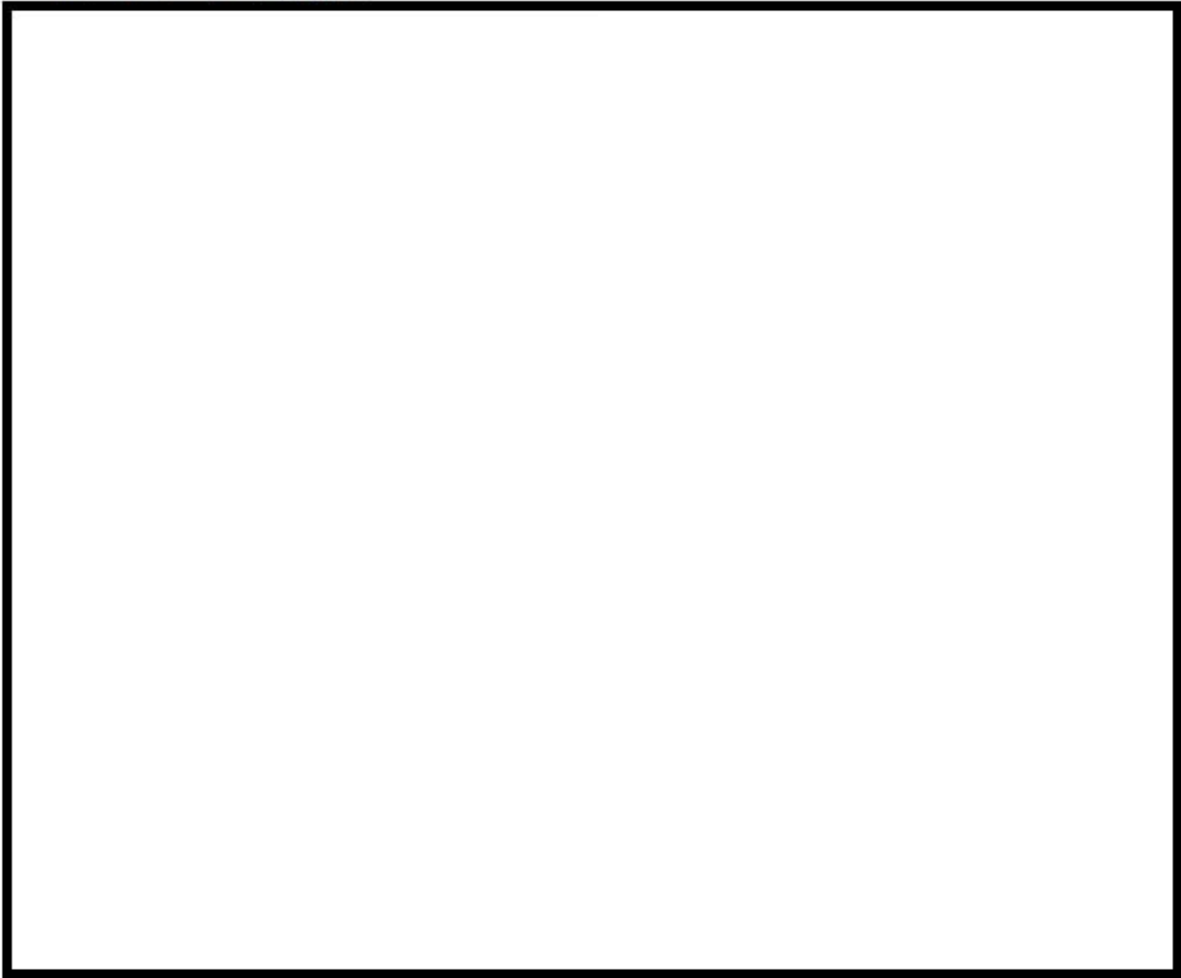


図4. 2-1 冷却コイル入口混合ガス流速に対する冷却コイル抵抗係数

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

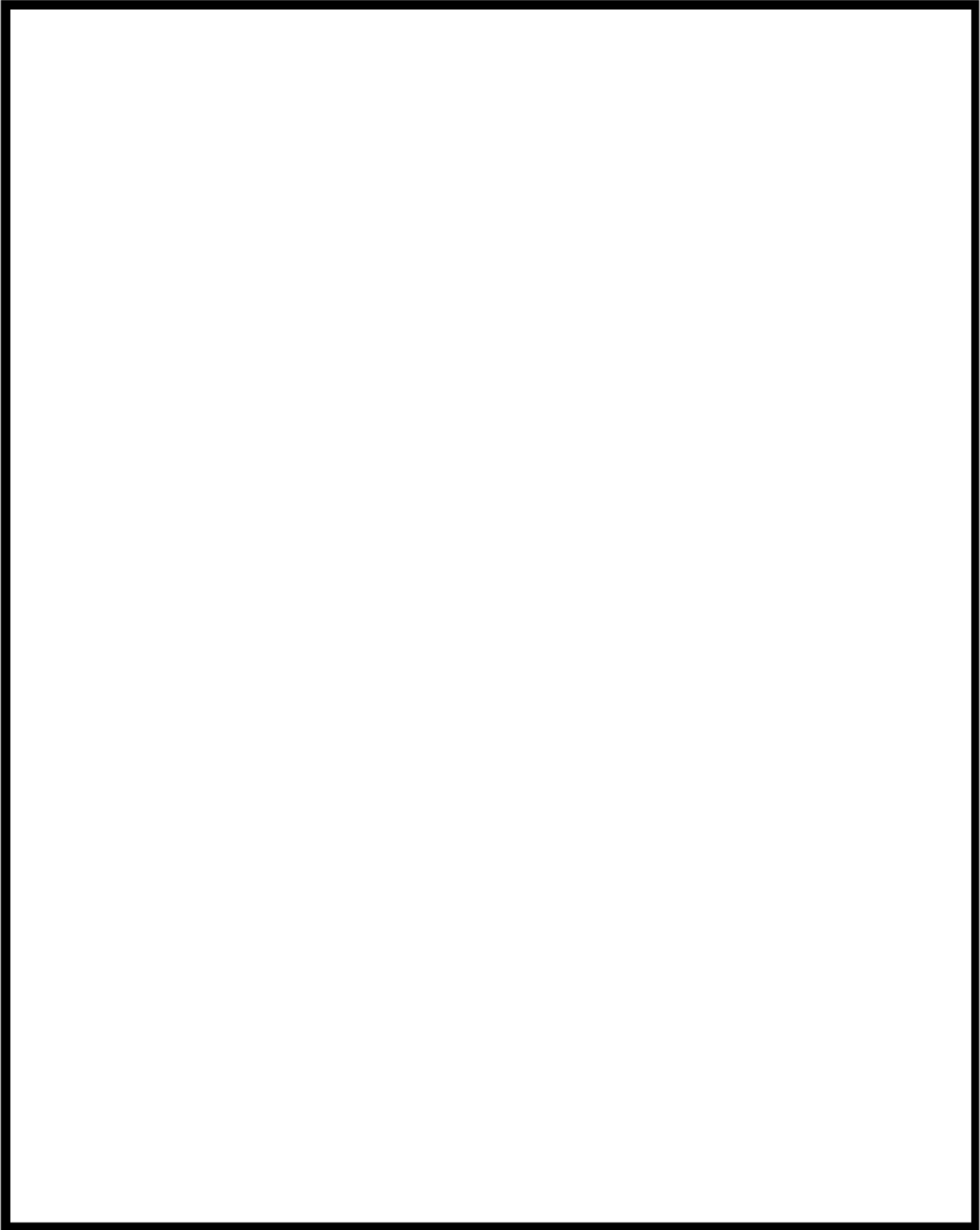


図4. 2-2 冷却コイル入口混合ガス流速に対する冷却コイルの前後差圧

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## (2) ダクトの圧力損失



### 4. 3 冷却コイル部の凝縮水等の影響考慮について

図4. 3-1に冷却コイル性能試験時の冷却コイル高さ方向における冷却コイル出入口での冷却水温度をもとに算出した熱交換量の分布を示す。

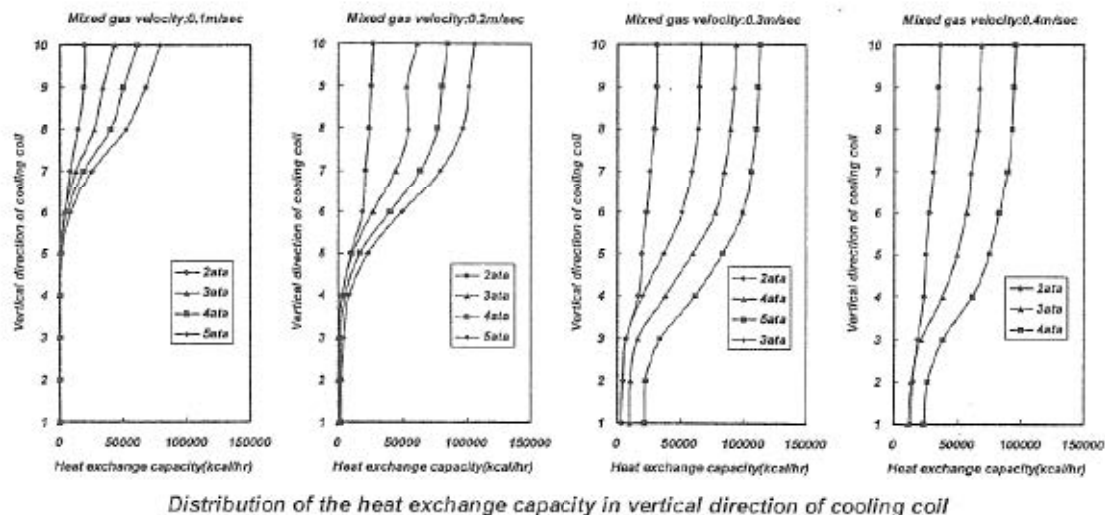


図4. 3-1 冷却コイル高さ方向の除熱分布

この図より、冷却コイル下部にはほとんど伝熱に寄与していない領域があることが確認できる。また、この領域は冷却コイル入口混合ガス流速が減少するほど拡大し、有効な伝熱領域が縮小する傾向にあることがわかる。

この原因としては、<①凝縮水>、<②冷却空氣の滞留>の2点の影響が考えられる。

<①凝縮水の影響>

冷却コイル部では混合ガス中の水蒸気が凝縮し、コイルフィンを上部から下部に流下する。その結果、冷却コイル下部での凝縮水膜厚が上部より増し、コイルフィン間のガス流路が減少し、混合ガスの流入が妨げられると考えられる。また、凝縮膜厚の増加により、この部分での熱抵抗が増加し伝熱性能が低下すると考えられる。図4. 3-2に冷却コイルの外観（チューブとフィンの拡大）を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図4. 3-2 冷却コイルの外観（チューブとフィンの拡大）

<②冷却空気の滞留の影響>

冷却コイルに進入した混合ガスが凝縮・冷却されることで、減速し、密度量を増すため、冷却コイル上部から下部への下降流が生じる。この一部が冷却コイルの下部に滞留し、より凝縮・冷却されることで冷却空気層を形成し、冷却コイル下部での混合ガスの流入が妨げられると考えられる。

なお、冷却コイル性能試験においては、冷却コイル出口内流況を確認しており、図4. 3-3に示すように、混合ガスが下向きに速度成分を持ちコイル内を斜め下方にコイル出口へ流出しており、冷却コイル下部においては、冷却空気の滞留も見られる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



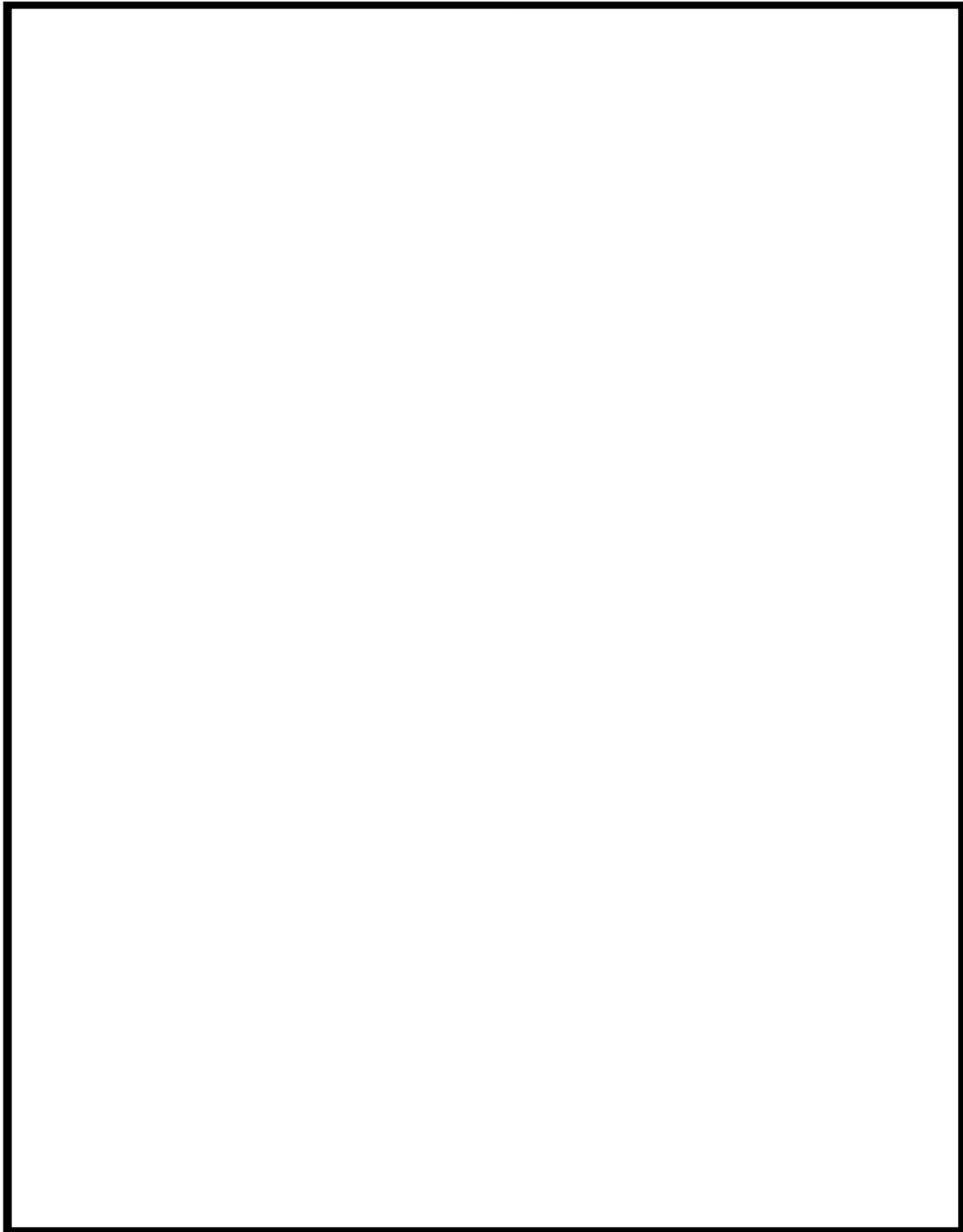


図4. 3-3 冷却コイル出口ダクト内流況

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

このように冷却コイル性能試験では、冷却コイル下部の閉塞状況が測定されている。一方、冷却コイルトータル除熱量は、平均流速で評価した評価式での除熱量とよく一致する結果となった（図3. 2-1 参照）。

このことから、以下の考察を実施した。

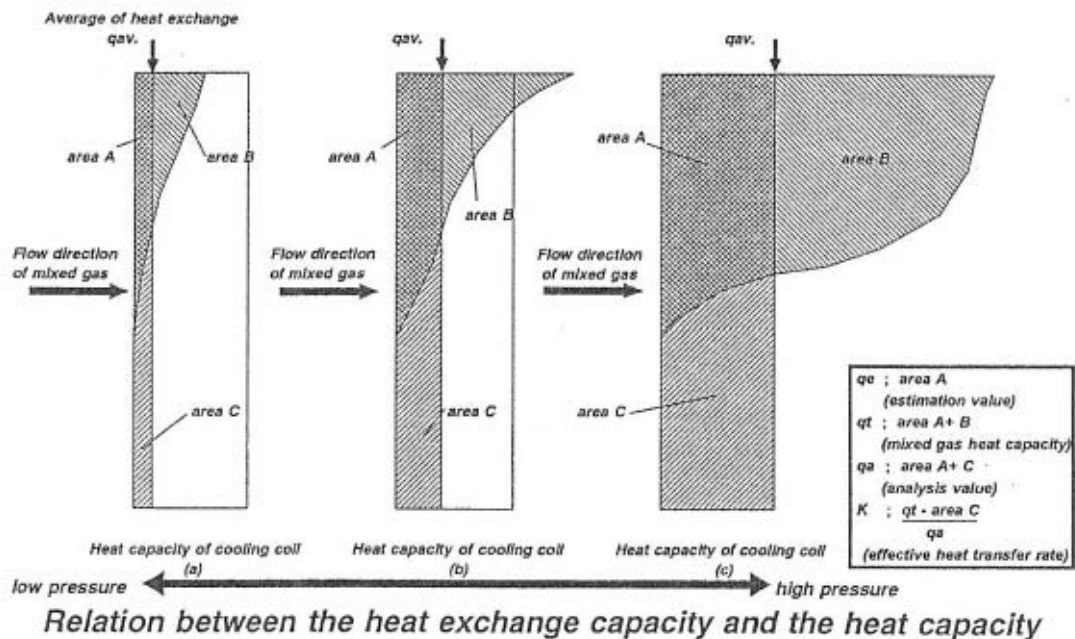


図4. 3-4 冷却コイルの除熱量と熱容量の関係

図4. 3-4に冷却コイルの除熱量と熱容量の関係を示す。ここで、縦軸は冷却コイル高さを、横軸は各高さにおける除熱量を、長方形の枠は冷却コイルの熱容量を表したものである。

冷却コイル性能試験では、冷却コイル下部での閉塞により、冷却コイル高さ方向での流速分布が発生したが、冷却コイルのトータル除熱量 ( $qt = \text{領域A} + \text{領域B}$ ) は、平均流速で評価した場合（閉塞が無い状態でコイル内を平均流速で流れた場合の）の除熱量 ( $qa = \text{領域A} + \text{領域C}$ ) とよく一致する結果となった ( $qt \approx qa$ )。これは、流入する混合ガスの保有熱量に対して、冷却コイルの熱容量に余裕があったために、冷却コイル下部での除熱量低下分（領域C）が、冷却コイル上部（領域B）で補完される結果となったためであると考えられる（図4. 3-4 (a) の状態）。

これに対して、冷却コイル性能試験よりも高温高压の条件を想定した場合（図4. 3-4 (c) の状態）には、流入する混合ガスの保有熱量が増加するために、冷却コイルの熱容量の余裕が減少し、ある温度圧力以上になると冷却コイル上部での除熱が頭打ちになり（領域Bが寄与しない。領域B=0）、冷却コイル下部での除熱量の低下分（領域C）の補完ができなくなる可能性がある ( $qt - \text{領域C} (\text{領域B}) = \text{領域A}$ ) ことが考えられる。

そこで、各圧力での混合ガス流速に対し、冷却コイル全伝熱面と伝熱に寄与しない部分を除く有効な伝熱面との比率（有効伝熱率）を求め、除熱量評価において用いる。

有効伝熱率の評価においては、この条件で最も保守的と考えられる図4.3-4の(c)の状態を考慮している。具体的には、有効伝熱率(K)は、下式で示される。

$$K = (qt - \text{領域C}) / qa$$

ここで分子の“qt-領域C”は冷却コイルの下部無効領域を差し引いた有効伝熱領域(有効除熱量)で領域Aを示し、分母のqaは冷却コイルの全伝熱領域(全除熱量)で領域A+Cを示す。また、冷却コイル性能試験においては  $qa \approx qt$  なので実際の評価では下式にて評価している。

$$K = \text{領域A} / (\text{領域A} + \text{領域B})$$

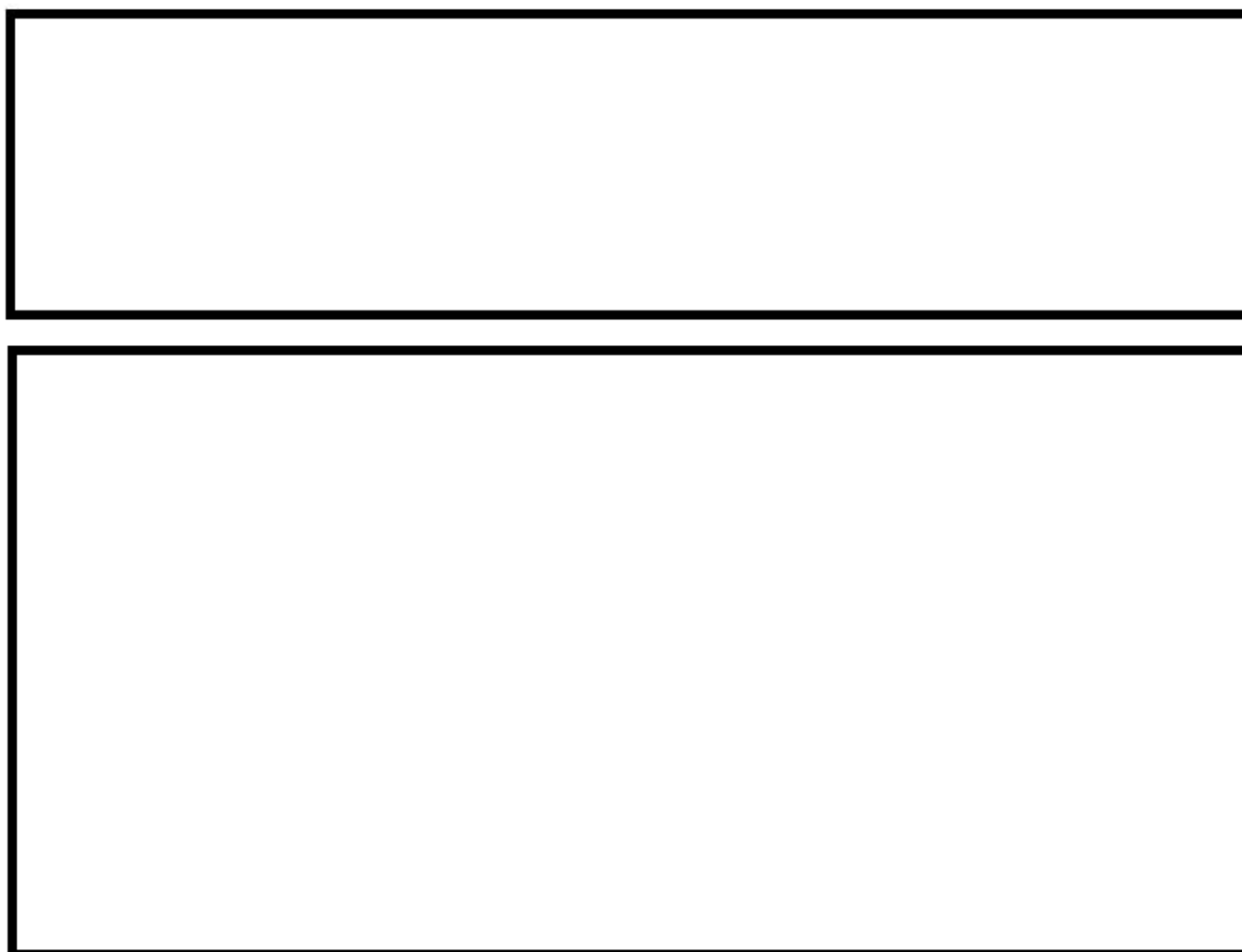


図4.3-5 領域Aの求め方

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

このようにして求めた有効伝熱率は図4. 3-6の通りであり、流速の増加とともに有効伝熱率は増加する傾向にある。有効伝熱率に影響を及ぼす<①凝縮水>、<②冷却空気の滞留>の2つの要因のうち、<②冷却空気の滞留>の方が有効伝熱率に対して支配的な要因と考えられる。これは、一般的に<①凝縮水>については流速の増加に伴い増加するが、冷却コイル性能試験の結果では、流速が増加しても伝熱性能が低下する方向とならなかったためである。

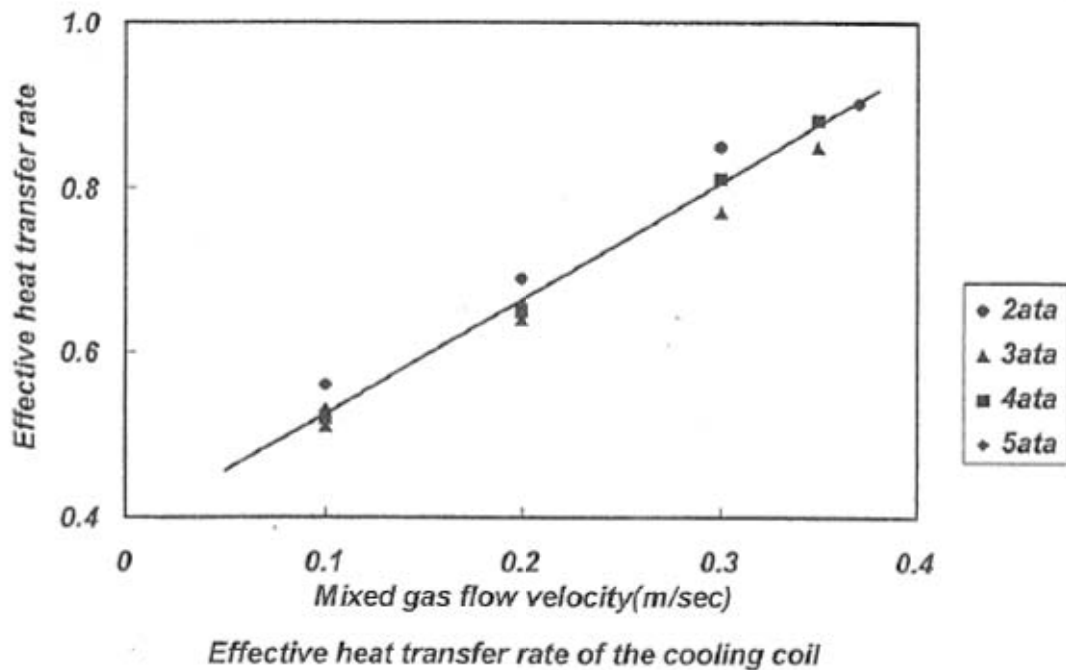


図4. 3-6 冷却コイルの有効伝熱率

上記の結果は、2章「格納容器再循環ユニット冷却コイル性能試験概要 (PWR5 電力共研概要)」において、実機を模擬した単体 (1段積み) の冷却コイルによる性能試験の結果を基に評価したものである。一方、実機は上下方向に設置された複数の冷却コイル (泊3号機は添付資料0 図1-2に示す通り2段積み) で形成されている。有効伝熱率に対して支配的な要因である冷却空気の滞留に関しては、上下方向に積み重ねた方が滞留域から離れた冷却コイルの範囲が広くなるとともに、ドラフト力が増加するために冷却コイル出口の流速が増し、有効伝熱率の評価に用いた冷却コイル入口の流速も速くなる。したがって、コイル全体としては冷却空気の滞留の影響を受けにくくなるため、性能試験結果を適用することは妥当である。

#### 4. 4 自然対流冷却の除熱量評価手順について

自然対流冷却時の除熱量は、ドラフト高さから引き起こされるドラフト力と系全体の圧力損失がバランスする冷却コイル入口混合ガス流速から求める。

実際の除熱においては4. 3で示したように冷却コイル下部は閉塞が見られ除熱に寄与しない箇所があるため、有効伝熱率（K）を用いて、以下のように自然対流冷却時の除熱性能を評価している。

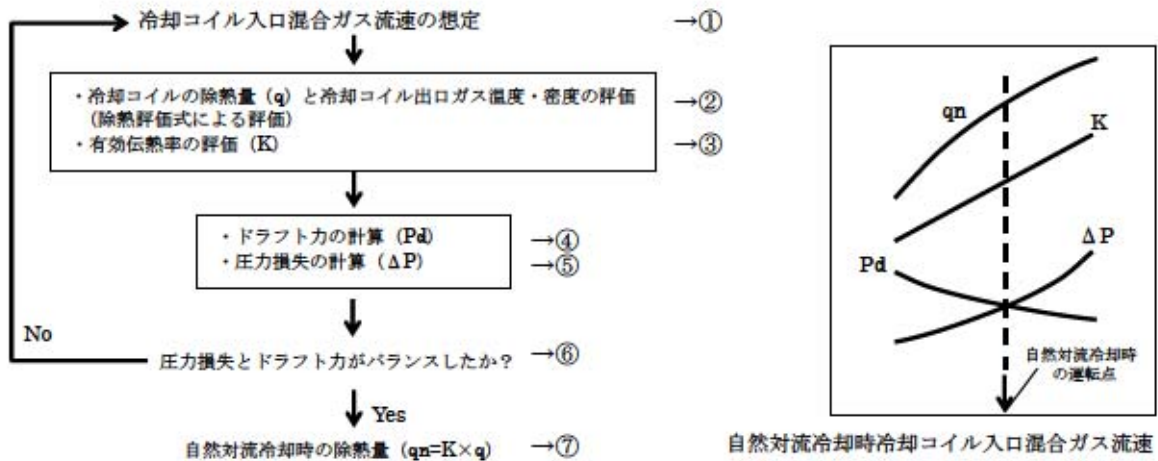


図 4. 4 - 1 自然対流冷却の除熱量評価フロー

ここで、

- ①冷却コイル入口混合ガス流速Vを想定する。
- ②除熱評価式により、上記流速Vと格納容器雰囲気条件を想定した場合の除熱量qと冷却コイル出口ガス温度・密度を求める
- ③VからK値を求める（4. 3参照）。
- ④ドラフト力Pdを求める（4. 1参照）。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

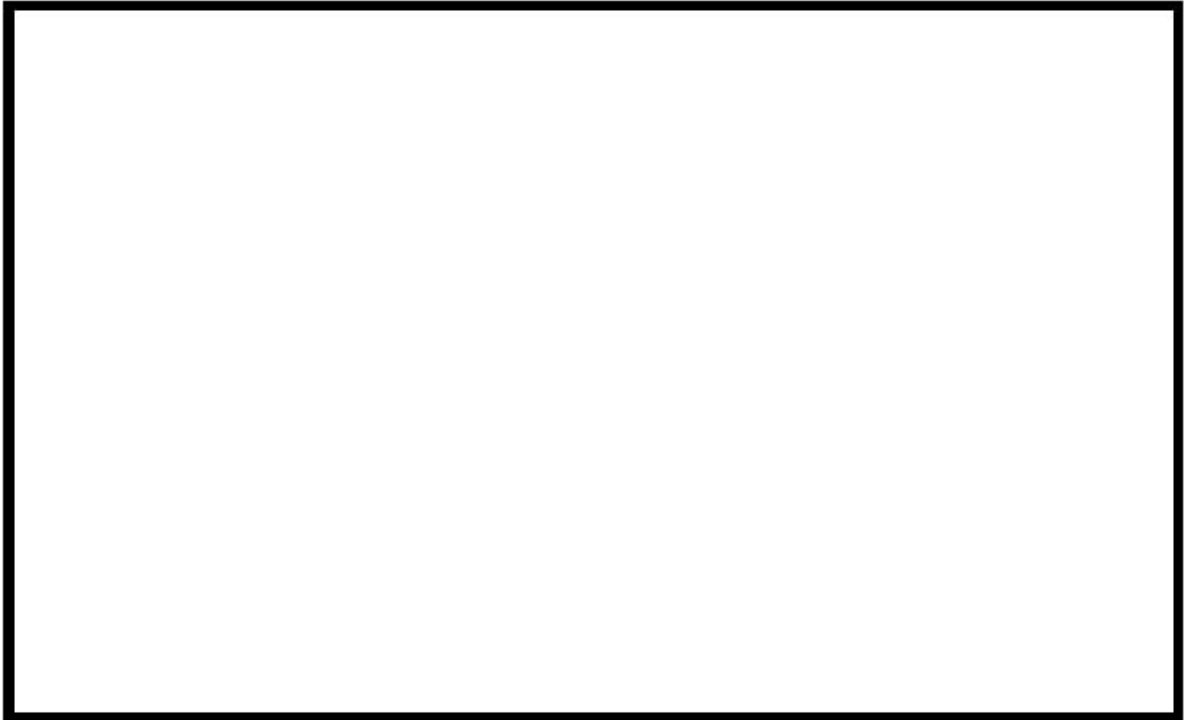


図4. 4-2 ドラフト高さと混合ガス流速について

⑤圧力損失 $\Delta P = \Delta P_c + \Delta P_p$ を求める(4. 2参照)。

⑥④と⑤で求めたドラフト力と圧力損失がバランスしていなければ、①に戻りユニット入口ガス流速 $V$ を見直す。

⑦バランスしたユニット入口ガス流速 $V$ と除熱評価式から求めた除熱量 $q$ に $K$ を掛け自然対流冷却時の除熱量 $q_n$ を求める。

上記の手順で格納容器内圧(格納容器内温度)を変化させて求めた $q_n$ が参考資料0 図1-1の重大事故時の再循環ユニットの除熱性能曲線となる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 5章 除熱量計算手法の妥当性に関する考察

### 5. 1 不凝縮性ガスの除熱性能に対する影響について

#### (1) 不凝縮性ガスの影響について

格納容器再循環ユニットの除熱性能は不凝縮性ガスの影響（除熱性能、コイル下部の影響）を含む評価を実施している。

冷却コイル性能試験では、実機格納容器雰囲気条件を模擬した不凝縮性ガスを含む条件にて、不凝縮性ガスの影響を含む冷却コイルの除熱性能、冷却コイル下部の影響を把握している。

冷却コイルの除熱性能について、試験結果と評価結果がよく一致しており（図5. 1-1）、実機冷却除熱性能は試験により検証された除熱評価式を用いて評価している。

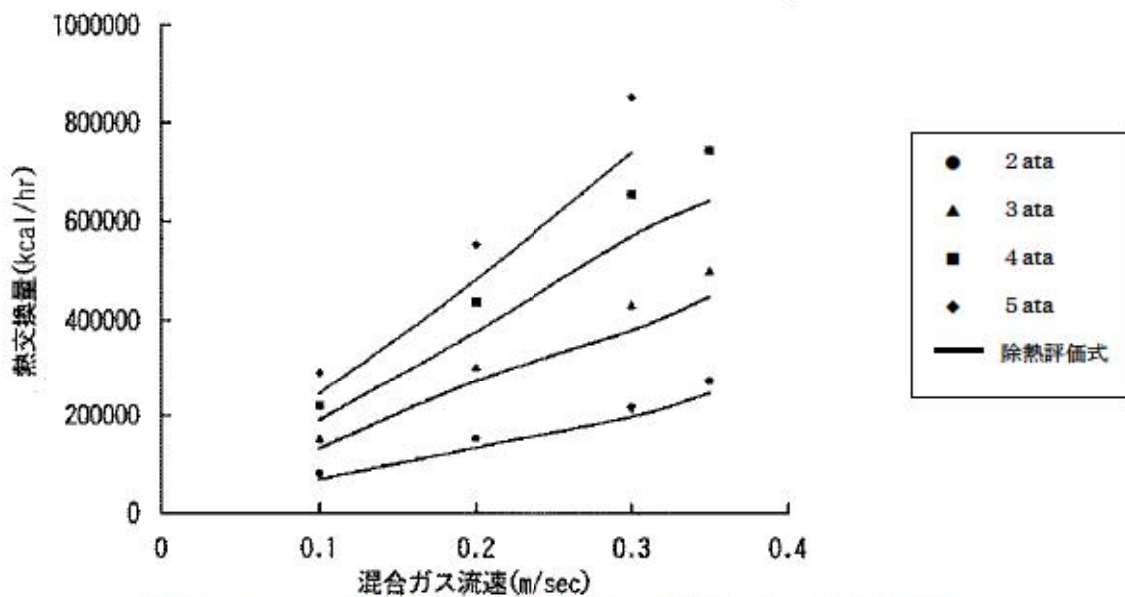


図5. 1-1 混合ガス流速対除熱量 (図3. 2-1の再掲)

また、最終的な自然対流冷却除熱性能評価では、上記冷却コイルの除熱性能に対してコイル下部の影響を考慮した評価を実施している。

試験では、実機と同タイプ、同サイズの冷却コイルを用いているため、凝縮面の形状、液膜の除去能力も実機と同等の影響を把握できているものと考えている。

#### (2) 生成される水素の影響について

原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。

ドライ換算で13vol%の水素が格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約0.011MPaの範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度は1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍

及び 200°C に対して十分余裕があり、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。(参考資料-6)

### 5. 2 冷却コイル性能試験範囲の妥当性について

表 2-2 に示すように、泊発電所 3 号機における再循環ユニットの使用温度条件に対し、冷却コイル性能試験の実施範囲は少し低いものとなっていることについての考察を以下に述べる。

冷却コイル性能試験では、凝縮熱伝達項を含む除熱評価式で算出された除熱量、凝縮量と実験で測定された実験値を比較し、除熱評価式の妥当性を確認している。

図 5. 2-1 に示すとおり凝縮量について、実験値は評価値とよく一致している。

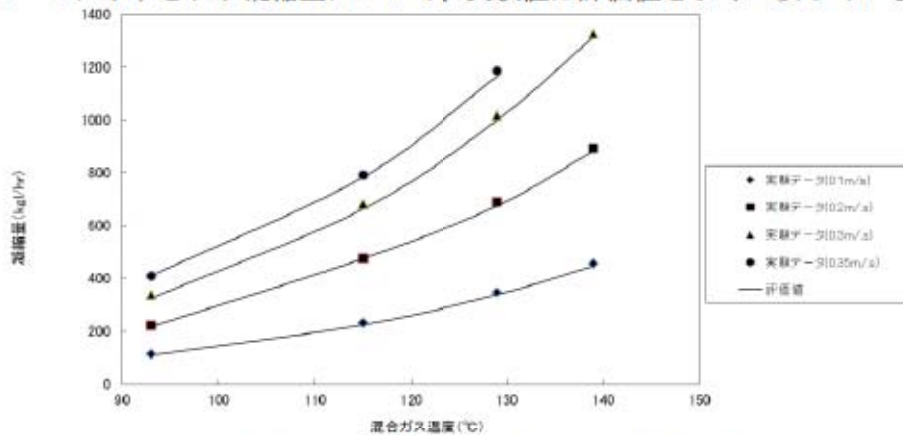


図 5. 2-1 実験による確認試験データと凝縮量評価との比較  
(図 3. 2-2 の横軸を変更したもの)

一方、全除熱量については、凝縮熱伝達量（水蒸気凝縮による潜熱除去）と対流熱伝達量（温度降下による顕熱除去）によって達成され、保守的に評価される（図 5. 2-2 参照）。

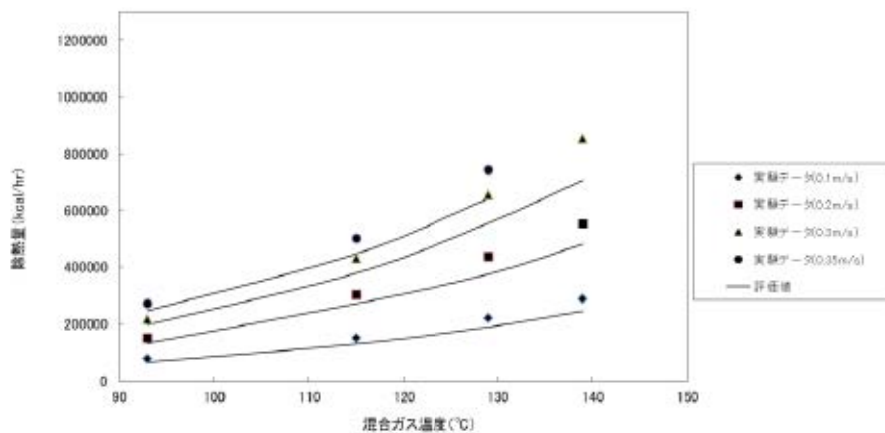


図 5. 2-2 実験による確認試験データと除熱評価との比較  
(図 3. 2-1 の横軸を変更したもの)



凝縮熱量の全除熱量に占める割合は実験値では約80～85%、評価値では約90%～95%となり、評価値が大きくなる理由としては、凝縮熱伝達量が実験値と評価値でよく一致していることから、対流熱伝達量が保守的に評価されていると考える。その理由として、混合ガスの熱伝達係数と温度降下量（凝縮液膜の温度）が保守的に評価されているため、対流熱伝達量は保守的な評価となっているが、この保守性は温度に依存しない。

以上から凝縮熱伝達については実験値と評価値でよく一致しており、全熱量についても対流熱伝達の保守性により、保守的に評価されるが、その保守性は温度に依存しないことから、除熱評価式は実験値から有効であるといえるため、冷却コイル性能試験の範囲を超える範囲での評価も可能である。

なお、これらの除熱評価式、冷却コイル性能試験は共に飽和蒸気条件を前提としており、有効性評価で自然対流冷却を期待しているいずれのシーケンスでも、蒸気条件は飽和状態となっている。

## 6章 まとめ

重大事故時における格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の除熱性能を評価するにあたり、以下の事項を実施した。

- ・実機サイズの格納容器再循環ユニット冷却コイルを模擬した試験装置において、重大事故時の格納容器雰囲気条件を模擬した試験を行い、冷却コイルにおける除熱評価式の検証を実施した。
- ・冷却コイル性能試験において凝縮水や冷却空気の滞留による冷却コイル下部での閉塞（除熱の低下）が確認されたものの、冷却コイルでの熱容量余裕からコイル上部での除熱量が増加し、総除熱量については低下が見られない状況が確認された。そこで、冷却コイル性能試験よりも高温高压の条件で冷却コイルの熱容量余裕がなくなることを保守的に想定し、除熱評価式を使った再循環ユニットの除熱性能評価においては、閉塞する冷却コイル下部分の除熱は期待しないものとして、評価を実施した。
- ・系統圧力損失として、冷却コイル部については、冷却コイル性能試験において測定した出入口差圧に基づき抵抗係数を求めた。

上記を踏まえ、重大事故時の格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時の除熱性能曲線を求めた。

## 参考資料－0 格納容器再循環ユニットの実機条件

### 1. 格納容器再循環ユニットの実機条件

格納容器再循環ユニットは、通常運転時において、冷却コイルに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器再循環ファンによる強制循環によって、格納容器内の機器、配管等からの発熱を除去するために設置している。

また、重大事故時には、格納容器再循環ファンによる強制循環に期待せずとも、冷却コイルに原子炉補機冷却水又は海水を通水することで格納容器内の水蒸気を凝縮させ、自然対流による循環によって冷却し、格納容器圧力上昇を抑制できる。

以下に、格納容器再循環ユニットの実機条件を示す。

#### 1. 1 実機の機器仕様・構造

##### (1) 機器仕様

格納容器再循環ユニットは、4 個設置されており、通常運転時は 3 個、重大事故時は 2 個使用する。

種類：冷却コイル

容量<sup>(注1)</sup>： 約 0.59MW/個（通常運転時）

約 6.7MW/個（格納容器最高使用圧力時の値（約 132℃））

約 7.6MW/個（格納容器最高使用圧力の 2 倍時の値（約 155℃））

（注 1）冷却水温度 32℃、冷却水流量   における値



図 1－1 重大事故時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

##### (2) 容量

格納容器再循環ユニットの容量は、通常運転時における格納容器内の環境維持のための必要冷却能力を基に設定し、格納容器内を 49℃以下に維持するために必要な容量としている。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

通常運転時における格納容器内の発熱量は約 1.77MW であり、3 個の格納容器再循環ユニットを使用するため、格納容器再循環ユニット 1 個あたりの容量は約 0.59MW である。

また、重大事故時は、冷却水を通水した冷却コイルで水蒸気が凝縮することにより、冷却コイル出入口で密度差が生じ、冷却コイル入口と下部ダクト出口の高低差によるドラフト力で自然対流が発生し、格納容器内の熱を除去する。自然対流による除熱能力は、格納容器内雰囲気温度・圧力、ドラフト高さによる風量及び冷却水温度等により決まり、格納容器内雰囲気温度約 155℃において格納容器再循環ユニット 1 個あたり約 7.6MWの除熱量が得られる。この格納容器再循環ユニットを 2 個使用することにより、格納容器圧力を最高使用圧力の 2 倍以下に抑えることができる。

### (3) 格納容器再循環ユニットの構造

格納容器再循環ユニットの流路上には、冷却コイル、ダクトが設置されており、自然対流量の算出における圧力損失の評価では、流路上の全ての機器の抵抗を考慮し、これに基づく自然対流冷却の成立性を確認している。なお、泊3号機の再循環ユニットは冷却コイル4面に上下2段の計8個のコイルが設置されている。図1-2に格納容器再循環ユニットの概要図を示す。

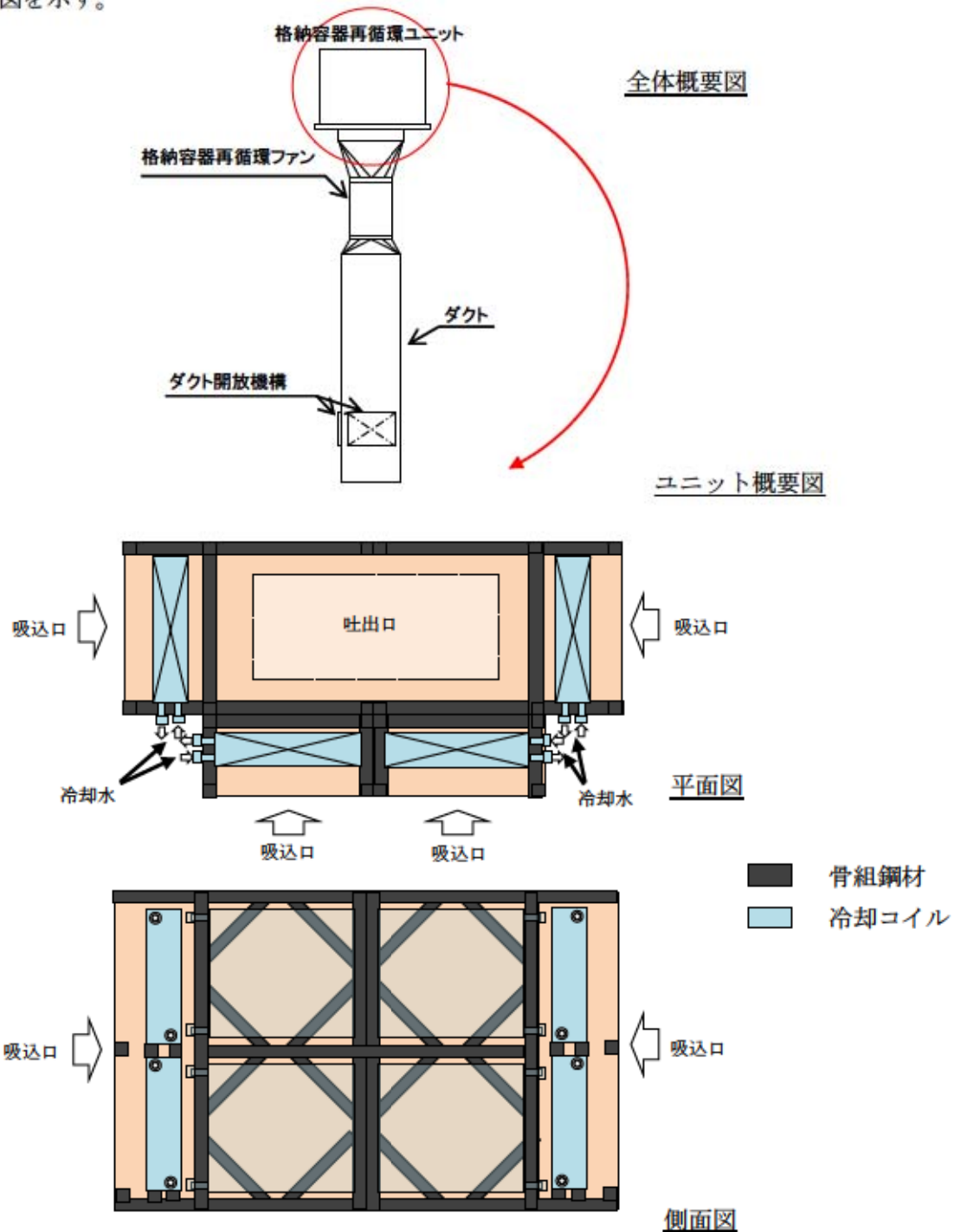
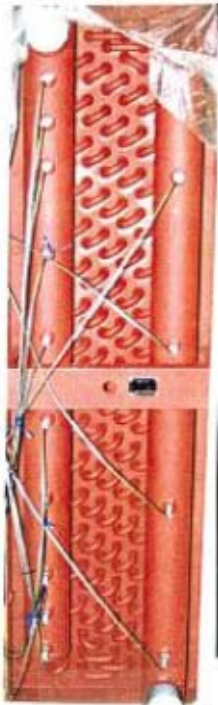


図1-2 格納容器再循環ユニット構造概略図

(4) 格納容器再循環ユニット冷却コイルの構造

格納容器再循環ユニットの冷却コイルは、冷却フィンとコイルで構成されている。  
図1-3に冷却コイルの外観を示す。



冷却水ヘッダー部  
(冷却水温度計測用熱伝対取付状態)



チューブバンク部



図1-3 冷却コイルの外観 (冷却コイル性能試験で使用のもの)

泊3号機の格納容器再循環ユニットでは、冷却コイルにハーフサーキット型が使用されており、これは、PWRプラントの格納容器再循環ユニット冷却コイルの型式では最も多く使用されている。

図1-4にハーフサーキット型冷却コイルの側面及び鳥瞰図の概念図を示す。ハーフサーキット型冷却コイルでは、空気の流れに対して冷却水はまず下流から上流へ行き来して流れるので、ハーフサーキットでの分配本数はチューブ本数に対して半分となる。



側面図

鳥瞰図

図1-4 ハーフサーキット型冷却コイル概念図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### (5) ダクト開放機構

泊3号機の通常時の再循環ダクトの吹出口はダクト最下端部の1箇所を設置されており、重大事故時には、吹出口のフェールクローズ (F.C) のダンパが閉止する。また、水没することが想定されることから、水没しないレベルにダクト開放口を新たに設置し、開放口に開放機構を設置した。(図1-5、6、表1-1)

#### a. ダクト開放機構動作原理

格納容器内雰囲気温度が上昇し、ダクト開放機構駆動装置に取り付けられたメルティングヒューズ (①) が溶断することにより、ダクト開放機構の操作ハンドルの回転を止めているヒューズ押しピン (②) が引き抜かれ、作動スプリング (③) により操作ハンドル (④) が回転しダクト開放機構が開放される。

#### b. ダクト開放機構の開放設定温度

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、格納容器圧力が最高使用圧力に達した後に開始することを想定している。このため、ダクト開放機構のメルティングヒューズの設定温度は、格納容器の最高使用圧力に対する飽和温度 (約 132°C) に対して十分な裕度を考慮し 110°C に設定している。

なお、この温度設定より低い温度設定の標準品としては、72°C の温度設定のものがあるが、格納容器再循環システムの最高使用温度 65°C を考慮するとダクト開放機構が誤作動した場合、格納容器下部への冷却空気が減少し、RCP や RV などの冷却に悪影響を及ぼす懸念があるため採用しない。

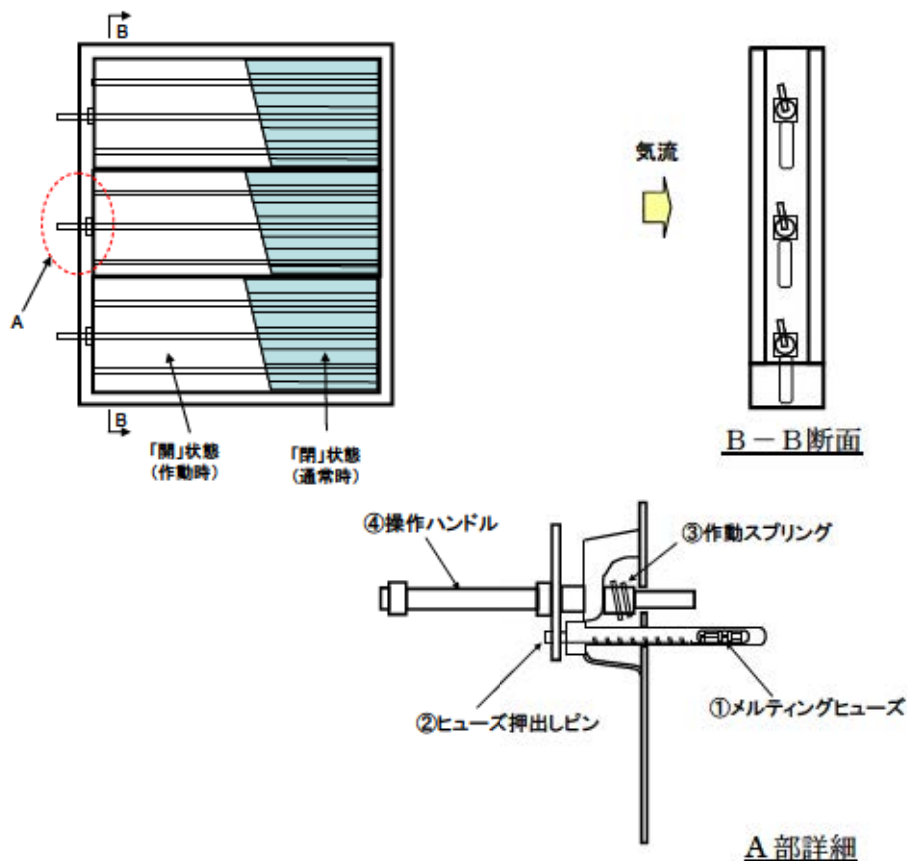


図1-5 ダクト開放機構概略図



表 1-1 各事故シナリオにおける再循環ファン・再循環ダクト吹出口の状況

有効性評価シナリオ	各シナリオでの状況	再循環ユニットでの除熱評価における条件	
	吹出口（最下部）の水没状況 C, D系：T.P. 21.9m (格納容器内水位)	再循環ファンの稼動状況	想定する吹出口
原子炉補機冷却機能喪失 (全交流電源喪失 +RCP シール LOCA)	水没せず T.P. 約 13.7m (約 1,800m <sup>3</sup> )	考慮せず (自然対流冷却で評価)	ダクト開放機構
格納容器の除熱機能喪失 (大 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ失敗)	水没せず T.P. 約 13.7m (約 1,800m <sup>3</sup> )		
格納容器過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗)	水没せず T.P. 約 17.8m (約 3,600m <sup>3</sup> )		
格納容器過温破損 (全交流電源喪失+補助給水失敗)	水没せず T.P. 約 17.0m (約 3,200m <sup>3</sup> )		

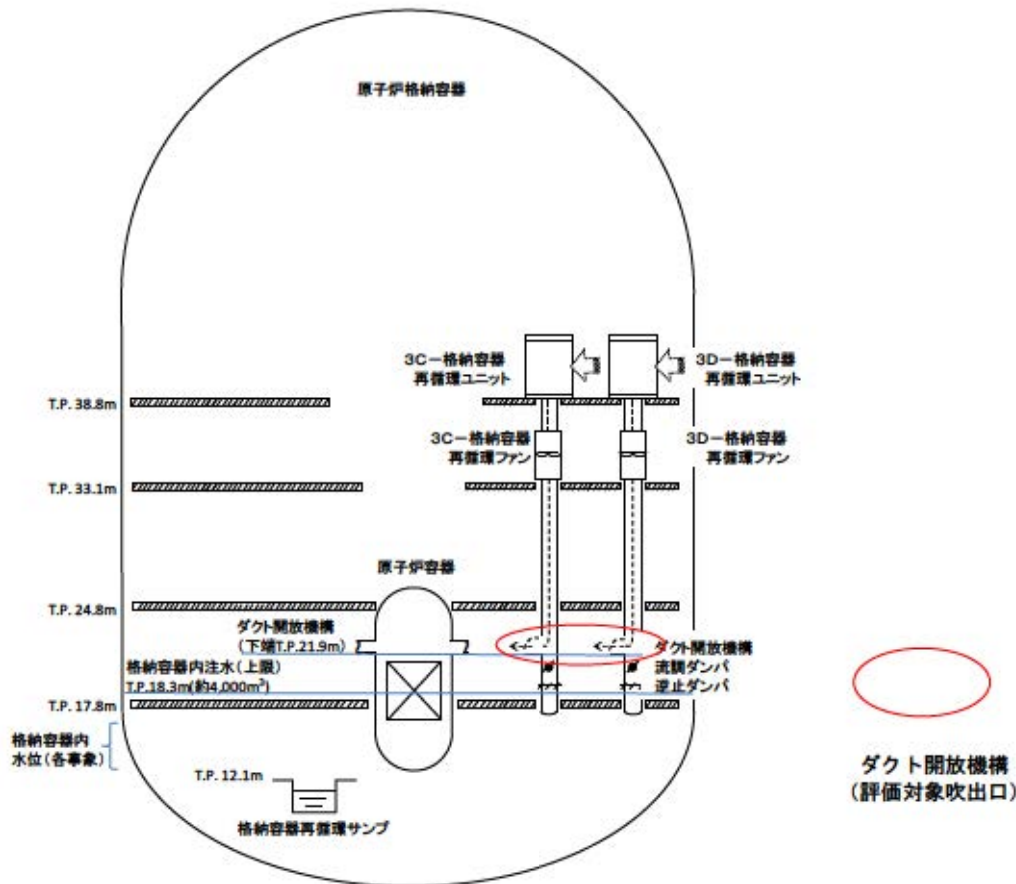


図 1-6 格納容器再循環ユニット配置概要図 (原子炉格納容器断面図)

(6) ダクト開放機構の信頼性

ダクト開放機構については、重大事故時の環境下において、電源や空気源に頼ることなく、静的、且つ温度上昇に対して確実に開放できる仕組みとしてメルティングヒューズを使用したダクト開放機構を選定しており、開放機構の基本的な構造は防火ダンパと同様である。

また、過去の研究※において自然対流冷却の流路確保に対するダクト開放機構の信頼性を確認することを目的として、下表のようにメルティングヒューズの単体特性試験及び作動性能実証試験を実施し、ダクト開放機構の作動性能を検証しており、高い信頼性があることを確認している。

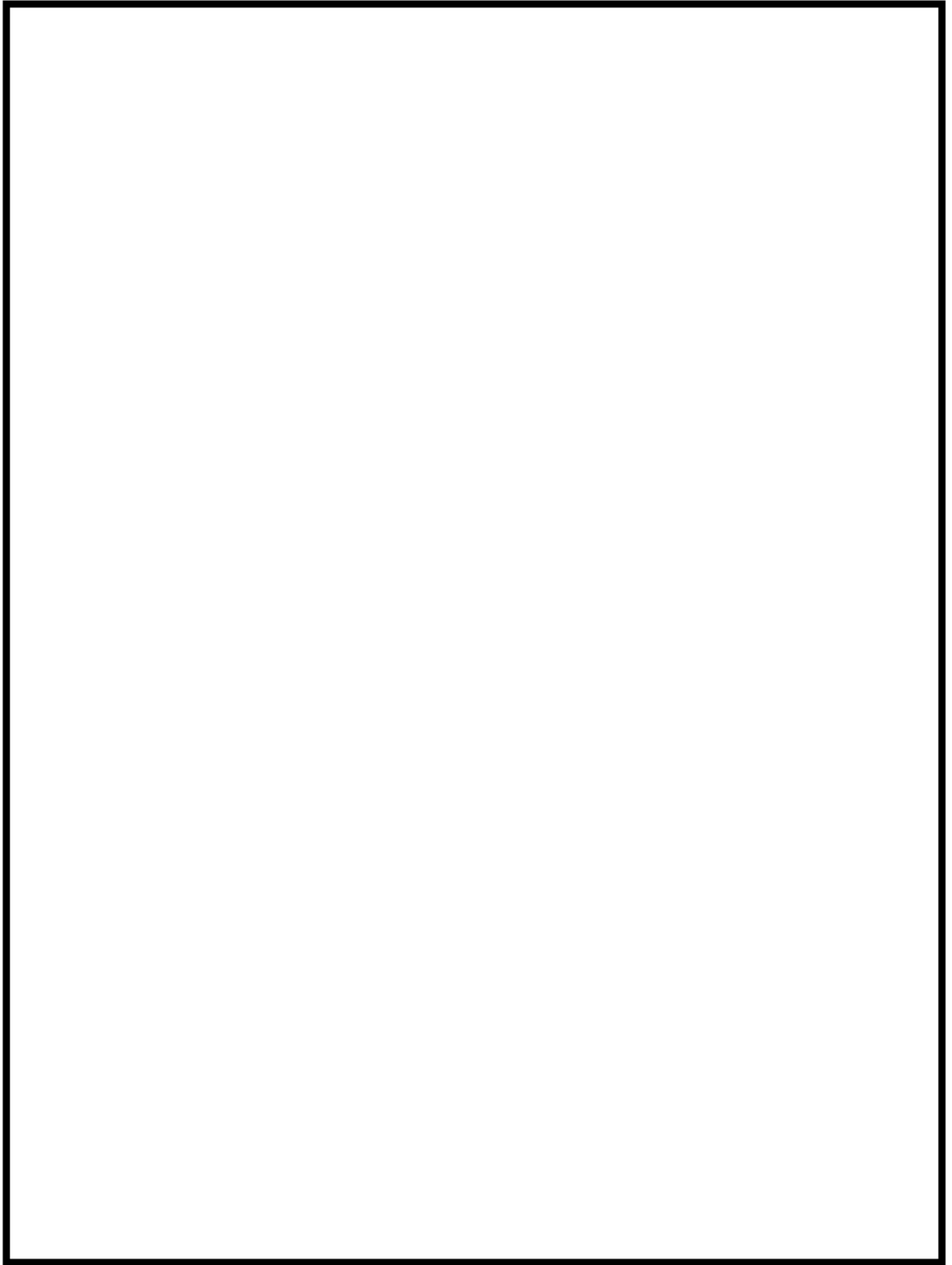
なお、泊発電所のメルティングヒューズ納入時にも、納入するメルティングヒューズと同じロット番号のメルティングヒューズを使用し、単体特性試験を実施した結果、設定温度110℃に対して、+0℃～-6℃の範囲にて溶断することを確認している。

また、ダクト開放機構についても、電共研による作動性能実証試験において成果を得られた試験体と同仕様品を採用している。

※ 「電力共同研究アクションマネジメント要素技術の実証に関する研究  
(平成6年度最終報告書)」



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(7) 実機配置

泊3号機では、重大事故時の自然対流路を確保するためにメルティングヒューズで開放するダクト開放機構を T.P.38.8m 設置の2台 (C、D) の再循環ユニットの下部ダクトに設置しており、この開放機構 (T.P.17.8m フロアに設置) を評価対象としている。

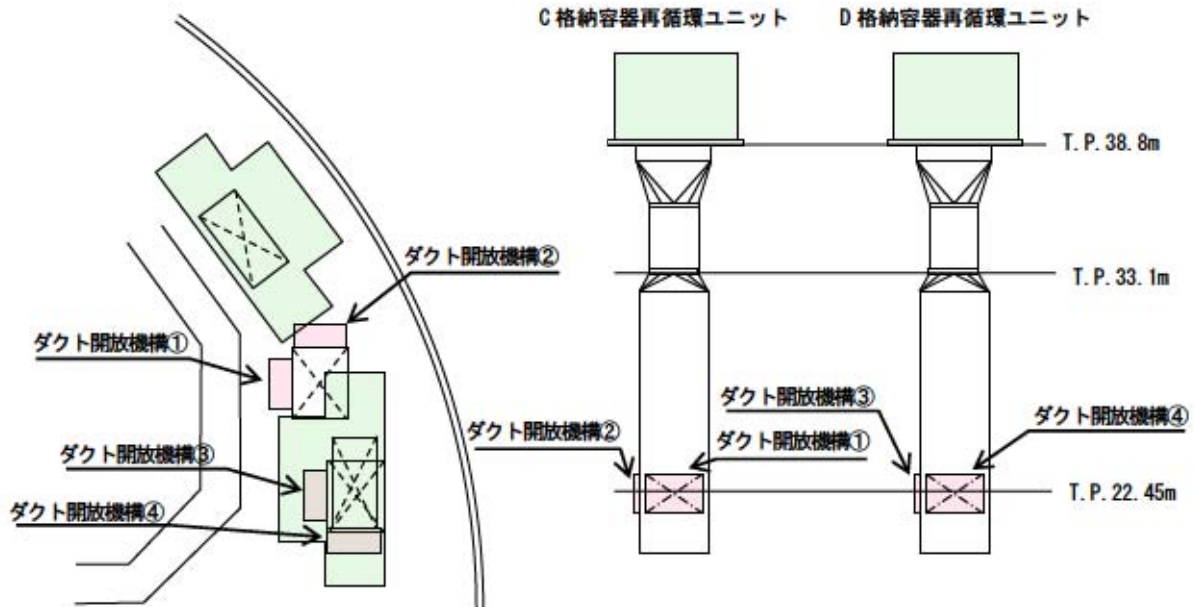


図1-9 格納容器再循環ユニット及びダクト開放機構配置概略図

参考資料－1 冷却コイル高さ方向での熱容量の裕度について

格納容器再循環ユニット冷却コイル性能確認試験にて試験を実施した条件のうち、泊3号機における格納容器最高使用圧力(0.283MPaG≒3.9ata)とほぼ同等な冷却コイル入口混合ガス条件(表1参照。圧力4ata、温度130℃)における冷却コイル高さ方向での冷却コイルの熱容量の余裕を確認するために、冷却コイル高さ方向での冷却水出口温度の分布を図1に整理した。

図1を見ると、コイル高さが高いほど冷却水出口温度は高く、コイル高さが低いほど冷却水出口温度は低いことがわかる。冷却水の温度上昇分が除熱量であるため、コイル高さが高いほど除熱量が大きく、コイル高さが低いほど除熱量が小さいことがわかる。

除熱量の最も大きい条件は、混合ガス流速0.4m/sにおけるコイル高さ1.2mのポイントであり、このポイントでの冷却水出口温度は88℃であるので、混合ガス温度約130℃に比べて、約40℃の冷却水温度の余裕があることがわかる。

表1 試験条件と実機条件との比較

	実験条件	泊3号機*
全圧	4ata	約3.9ata
温度	約130℃	約130℃
混合ガス流速	0.1~0.4m/sec	約0.25m/sec

※泊3号機における格納容器最高使用圧力での値

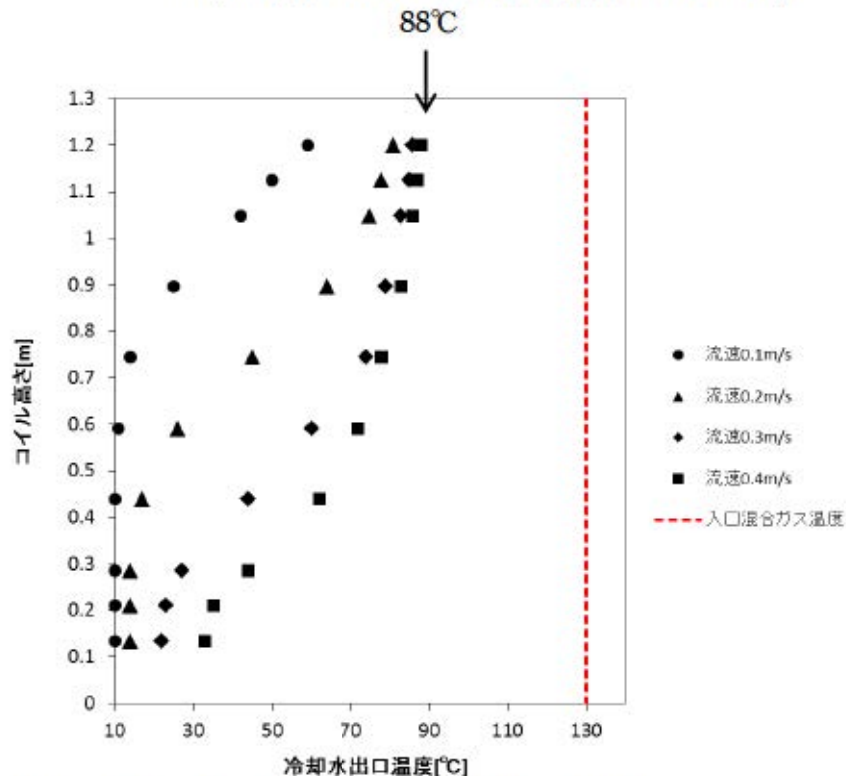


図1 冷却コイル高さ方向での冷却水出口温度分布

## 参考資料-2 エアロゾルによる自然対流冷却除熱性能劣化について

泊3号機における格納容器破損防止対策の代表シナリオである「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレィ失敗」シナリオでは格納容器内のエアロゾル浮遊濃度は、MAAP 解析の結果より最大で約  $3700\text{mg/m}^3$  である（図1）。これを見ると、事故時急激にエアロゾルが発生するが、代替 CV スプレィ水により3時間程度で除去されていることがわかる。

一方、本シナリオにおける格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の開始時刻は、エアロゾルが除去されて以降であるので、自然対流冷却開始時点では格納容器内に有意なエアロゾルの浮遊はないことがわかる。

従って、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について、エアロゾルによる有意な除熱性能劣化の影響はないものと判断できる。

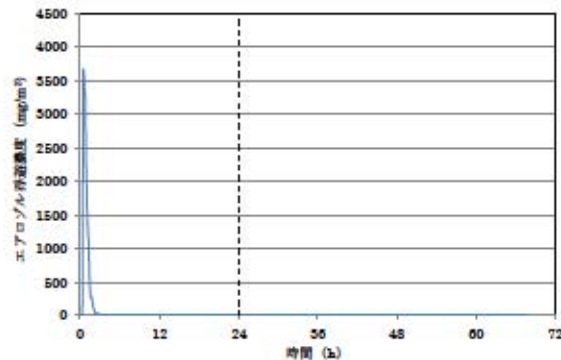


図1 エアロゾルの浮遊濃度（ドーム部）

（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレィ失敗+代替 CV スプレィ成功）シナリオ

### 参考資料-3 格納容器再循環ユニットのダクト内での水素燃焼影響について

#### 1. はじめに

本資料は、格納容器再循環ユニット内の局所的な水素濃度上昇による水素燃焼の影響についてまとめたものである。なお、格納容器再循環ユニット内に着火源はないためユニット内からの水素燃焼は想定しがたいが、冷却コイル出口ではドライ環境のため入口より水素濃度が相対的に上昇することを踏まえ、念のために機器への影響を確認することを目的とする。

#### 2. 爆轟と爆燃における圧力伝播と圧力分布の違い

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

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

イグナイタが着火する8%vol%程度の水素濃度では、火炎伝搬速度は小さく爆轟に至らないため、仮にダクト内又は外で着火・伝播しても、ダクトに有意な圧力（内外圧力差）は生じない。

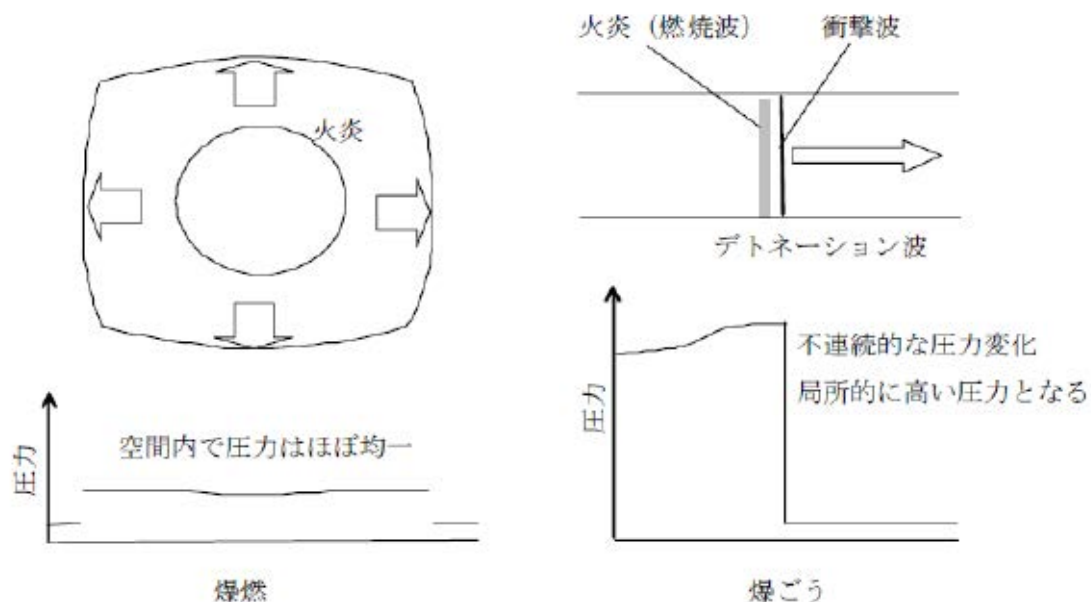


図1 爆燃と爆轟での圧力分布(参考文献(1)より引用)

### 3. 単純な体系での評価

#### (1) 一般的な知見

内容積 2L のステンレス製円筒容器 (102mmφ×210H 視測窓付) を用い、着火は容器中心部において、電気スパーク (15kV のネオントランス) を用いて室温、大気圧下で行った水素/空気混合ガスの爆発圧力特性の測定結果を図 2 に、測定装置の概略を図 3 に示す。

8%程度では、爆発過圧力は、100kPa~200kPa の間にある。

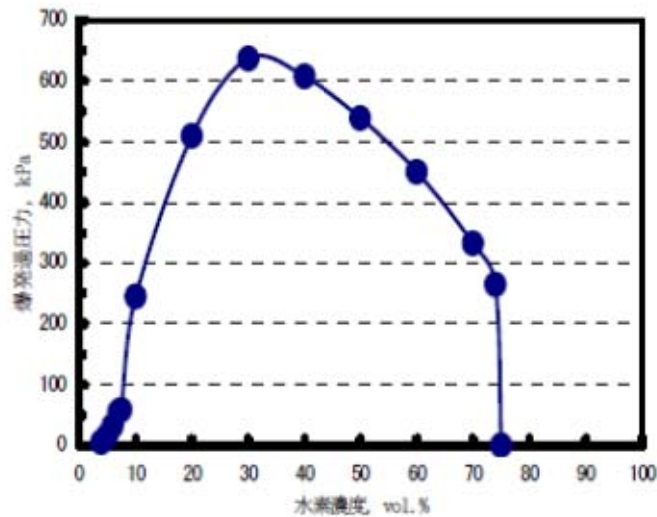


図 2 水素/空気混合ガスの爆発圧力(参考文献(1)より引用)

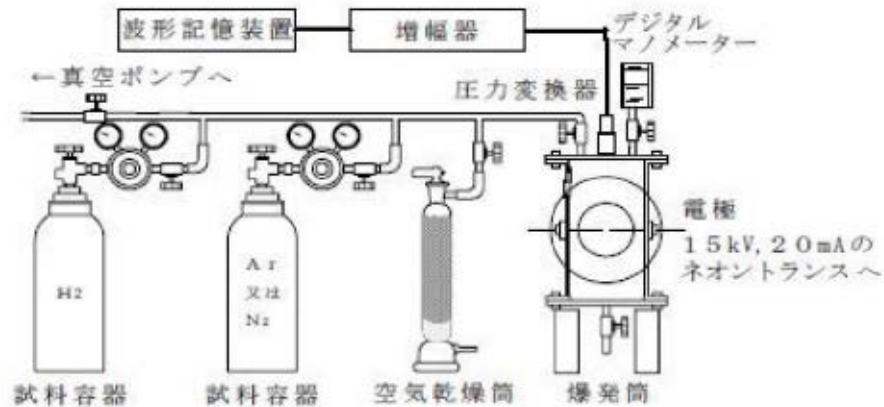


図 3 水素の爆発特性測定装置(参考文献(1)より引用)



(2) 火炎伝播解析による評価

1m<sup>3</sup>、8m<sup>3</sup>及び64m<sup>3</sup>の立方体（閉空間）に一様濃度の水素と空気との予混合気形成されている場合の最大過圧（燃焼終了時）を水素の燃焼解析で求め、その計算結果を表1に示す。理論的には以下の式が成り立つが、別途実施した水素濃度20%の計算結果は文献値より少し低めではあるが、8%および30%を含めて、凡そ文献値とほぼ同じ値を示している。水素濃度8%程度の場合、計算では最大過圧は160kPaであった。

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

8%の水素が全て燃焼した時の到達圧力は、図4に示すとおり、容積(1m<sup>3</sup>、8m<sup>3</sup>及び64m<sup>3</sup>)が異なっても最大で160kPaであり、到達圧力が同じであることを確認した。なお、圧力の時間に伴う上昇は、体系内のどの地点でもほぼ同じ圧力のまま上昇していく結果となっている。このことは、図1に示した爆燃までの燃焼では、燃焼に伴う局所的な圧力の増加は体系内に速やかに均一化されることを裏付けている。

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

表1 最大過圧

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

(\*) : 参考文献1より引用

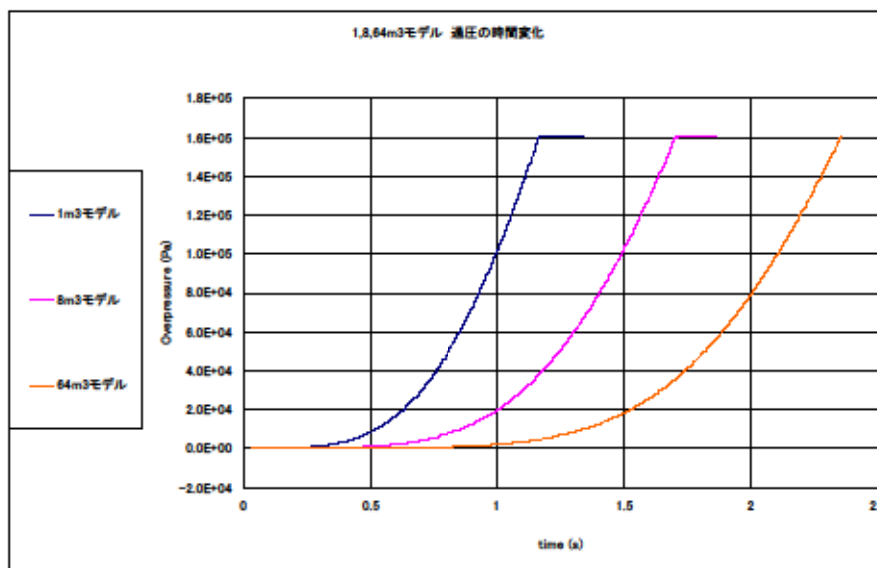


図4 1m<sup>3</sup>、8m<sup>3</sup>及び64m<sup>3</sup>での圧力変化 (H<sub>2</sub>濃度8%)

#### 4. ダクト体系での確認

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

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

- ・ダクト内 13%濃度均一（解析水蒸気凝縮による水素濃度増加を考慮し、GOTHIC解析の CV ドライ平均水素濃度の最大値を包絡する値を設定）
- ・ダクト外（部屋内） 8%均一
- ・ダクト内で何らかの理由で着火仮定

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

#### 4. 1 ダクト内での着火

##### (1) 解析体系

解析体系を図5に示す。点火位置はダクト上部開口部の中央とした。

##### (2) 解析結果

図6に燃焼率コンター図を示すとおり、区画内の燃焼は1秒以内で終わっている。ダクト内の圧力はダクト上部と中央部の開口部から抜けるため内部からの圧力上昇値は高くないが、ダクト内での燃焼終了後もダクト外での燃焼が下部で続いているため、区画内の燃焼終了間際にダクト外部の圧力が内部に比べて若干高くなる。この時の自然対流路（ダクト開口部より上側）の内外差圧は表2及び図7に示すとおりであり、過渡的にも再循環ユニットダクトの許容圧力内に収まる結果となった。

表2 自然対流路の内外圧差評価結果

自然対流路の内外圧差最大値	泊3号機の再循環ユニット ダクトの許容圧力
約 7kPa	約 19.6kPa(*)

(\*) : カタログ保証値

#### 4. 2 ダクト外での着火

##### (1) 解析体系

解析体系を図8に示す。なお、着火点は実機の離隔距離を踏まえ、ダクトから3mとした。

##### (2) 解析結果

図9の燃焼率コンター図に示すとおり、区画内の燃焼は1秒以内で終わっている。

ダクト下端部が閉口であるため、火炎はダクトの外側を取り囲むように進む。火炎がダクト中央部に到達すると、ダクト中央部からダクト内部にも広がり、ダクト内においても上下方向に進むが、ダクト内の下方へ火炎伝播は、上方と比べ、下端が閉構造のため、閉端部での圧力が次第に高くなることからダクト内下端方向への燃焼ガス膨張が妨げられ、火炎はダクト外側よりも緩やかに伝播している。その後、火炎はダクト上部を抜け、火炎は消失している。火炎伝播の時間差によりダクト内外の圧力差が生じるが、自然対流路（ダクト開口部より上側）の内外差圧は最大でも表3及び図10に示すとおりであり、過渡的にも再循環ダクトの許容圧力内に収まる結果となった。

表3 自然対流路の内外圧力差評価結果

自然対流路の内外圧力差最大値	再循環ダクトの許容圧力
約 4.4kPa	約 19.6kPa(*)

(\*) : カタログ保証値

#### 5. まとめ

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

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

以上より、格納容器再循環ユニット内で万一水素が燃焼した場合を仮定しても、機器の機能に影響を及ぼすことはないと考えられる。

参考文献(1) 水素の有効利用ガイドブック 平成20年3月

(独) 新エネルギー・産業技術総合開発機構

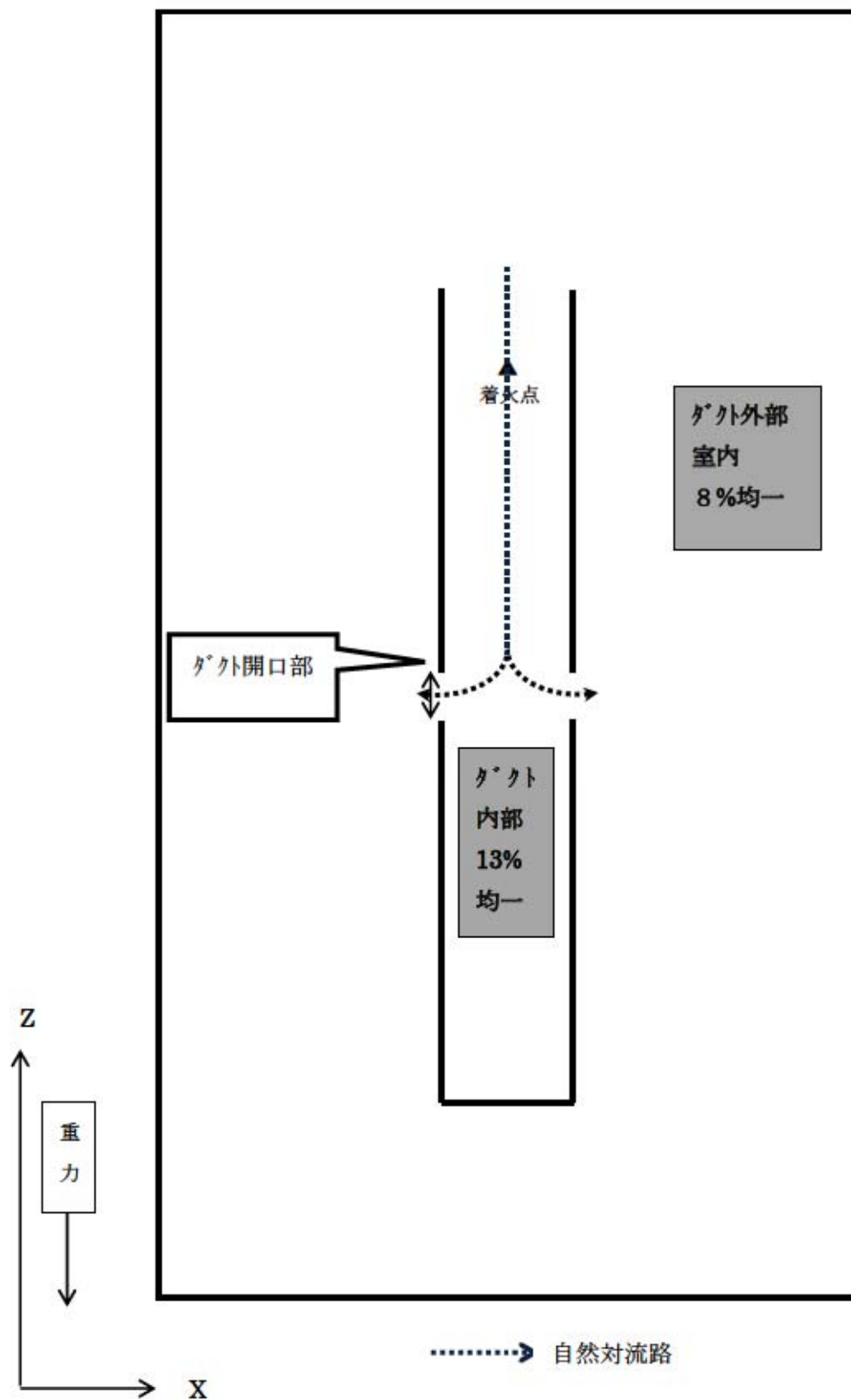
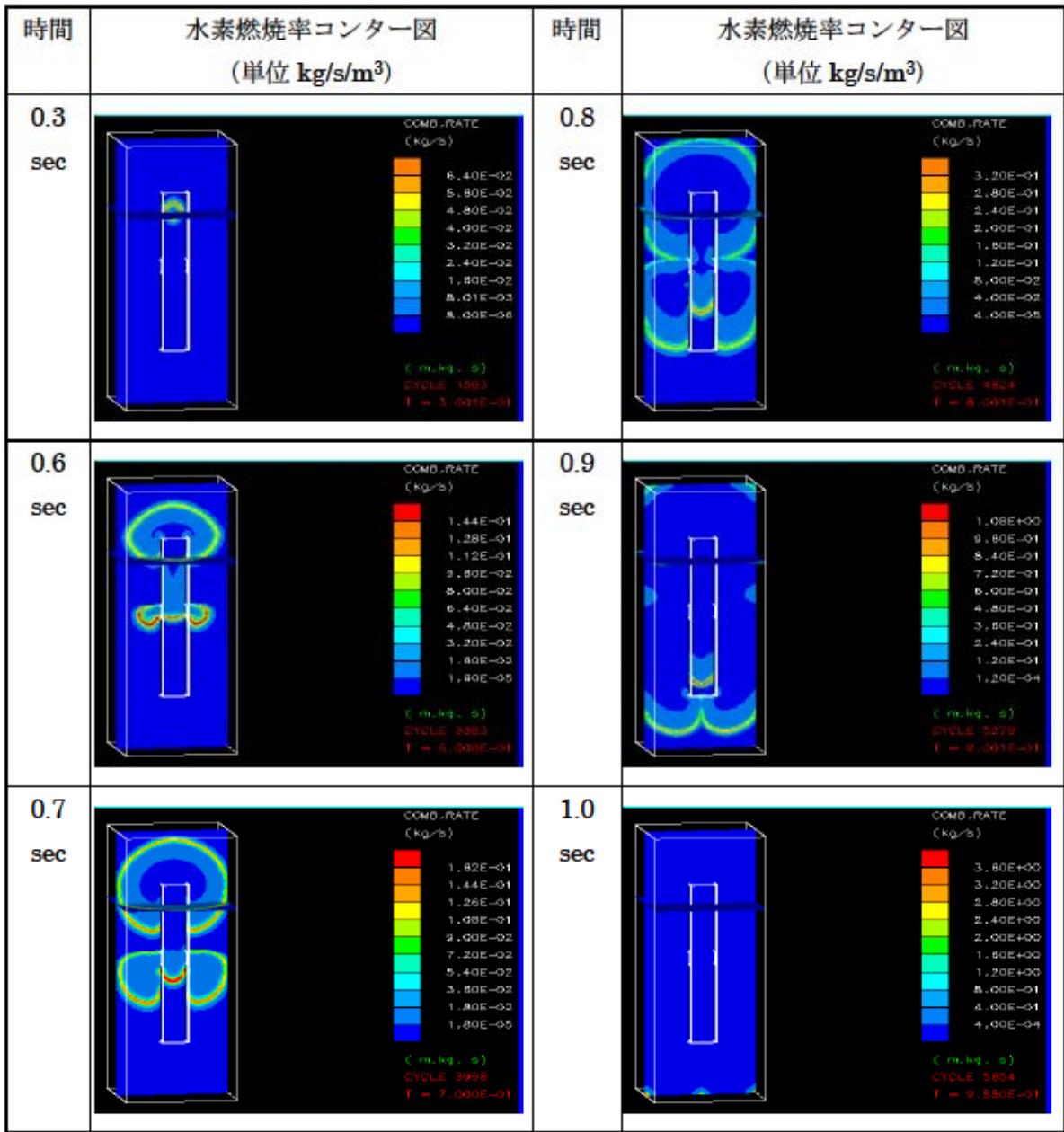
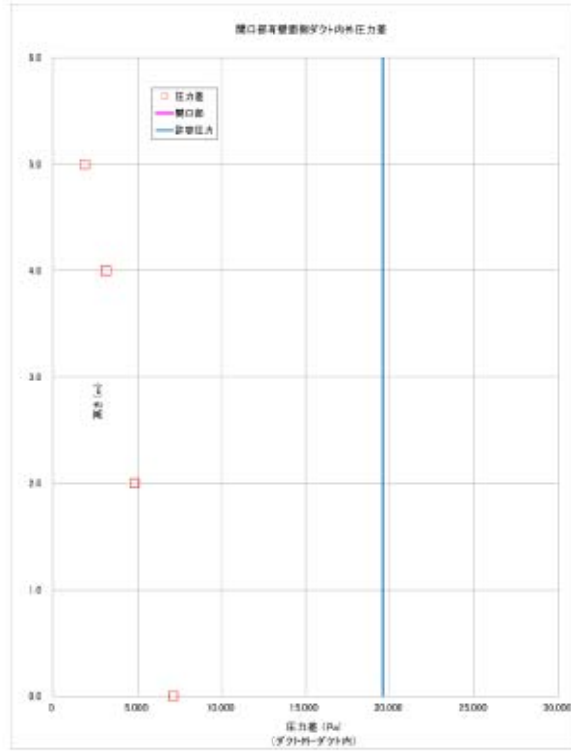


図5 ダクト内外火炎伝播解析体系図 X-Z断面 (Y-Z断面も同様)

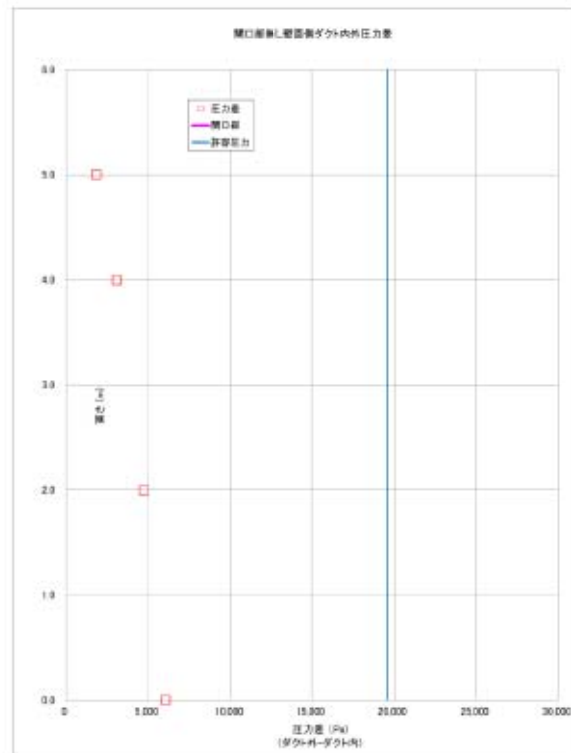


(単位 kg/s)

図6 水素燃焼率コンター図



(1) 中央開口部のある面



(2) 中央開口部のない面

図7 軸方向位置におけるダクト内外圧力差 (0.955 s)

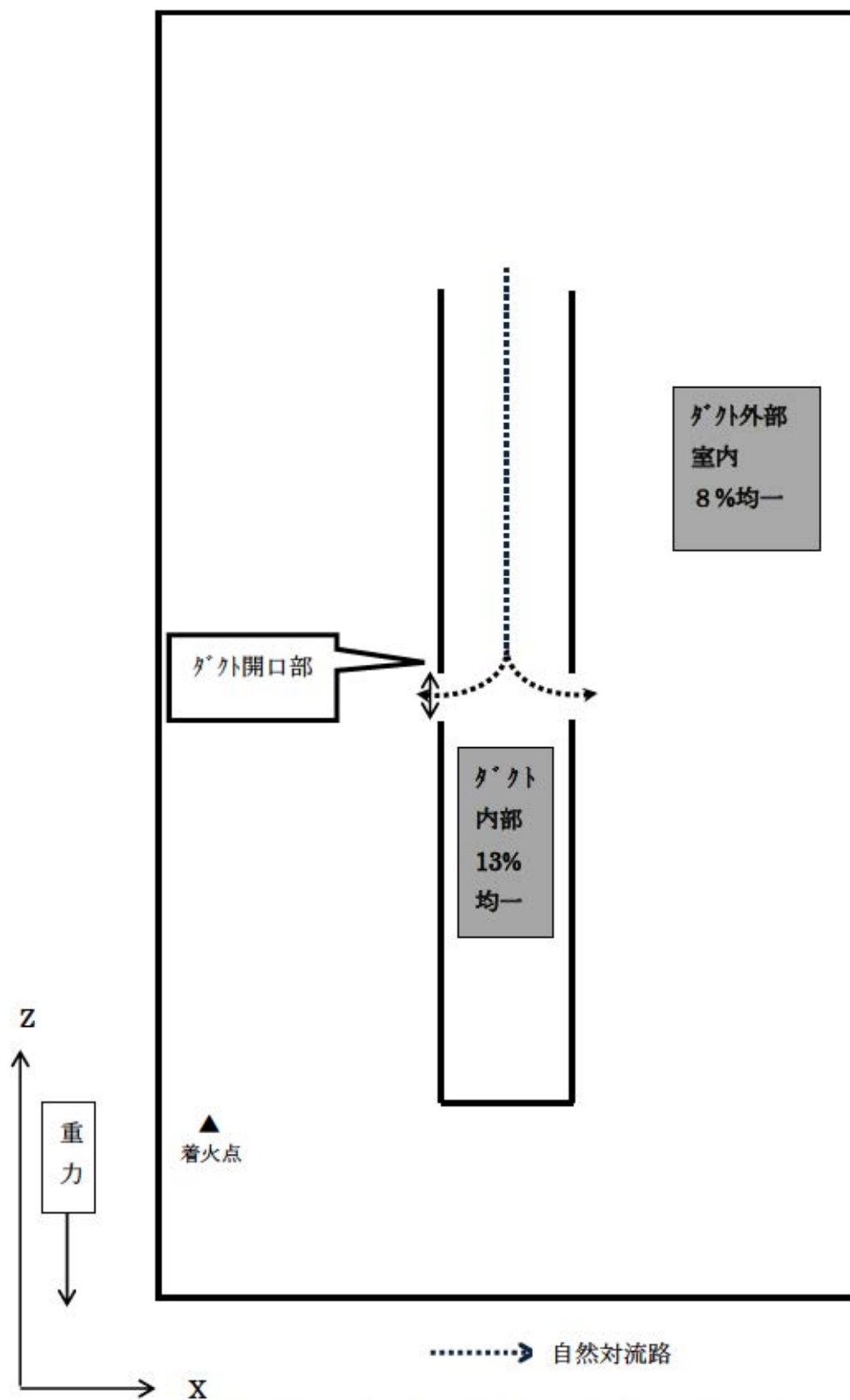
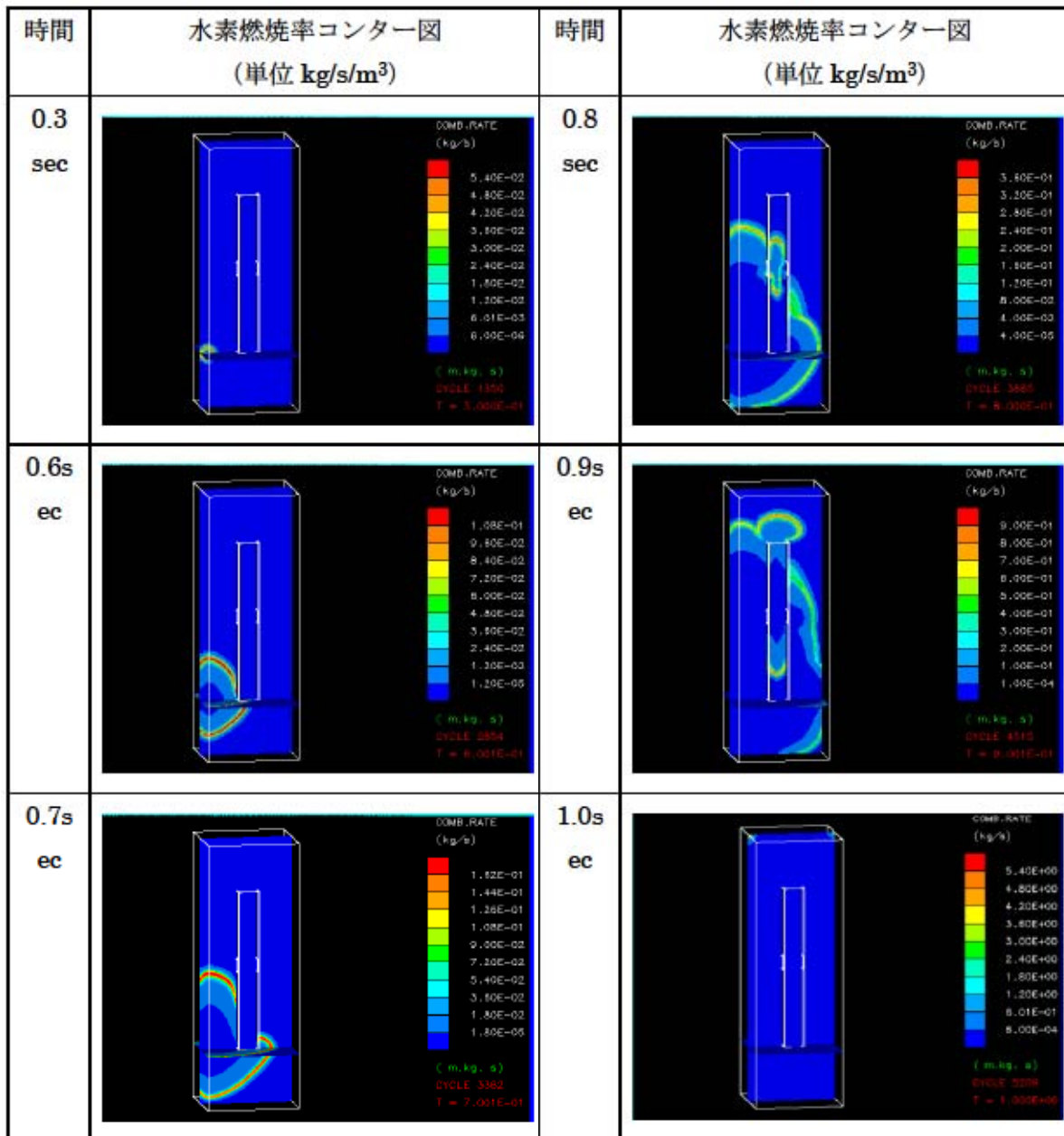


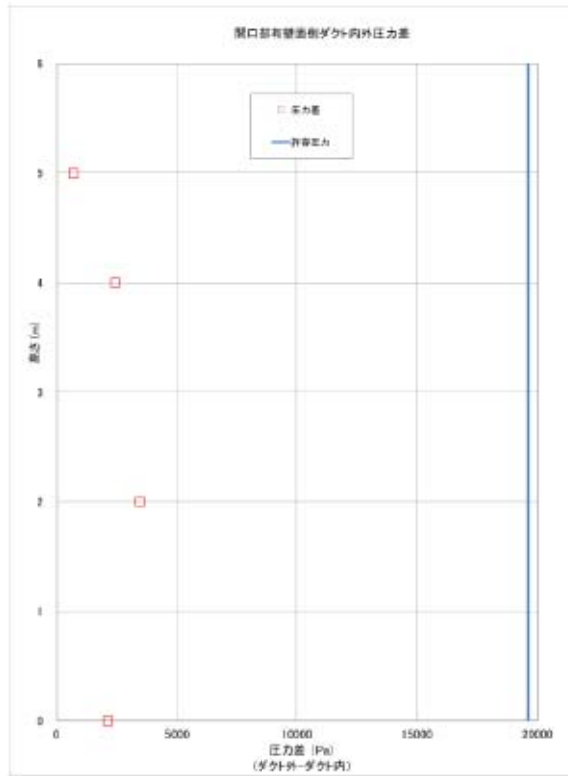
図8 ダクト内外火炎伝播解析体系図 X-Z断面 (Y-Z断面も同様)



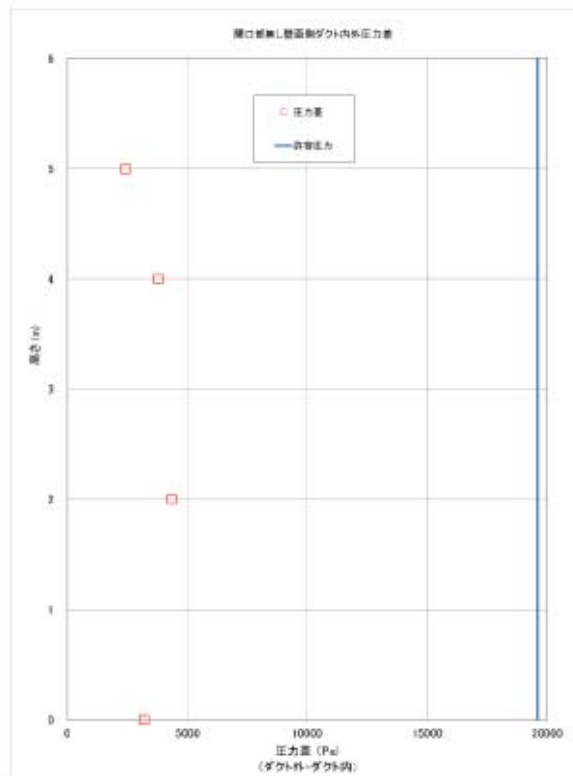
(単位 kg/s)

図9 水素燃焼率コンター図





(1) 中央開口部のある面



(2) 中央開口部の内面

図 10 軸方向位置におけるダクト内外圧力差 (1.006 s)

## 過去の燃焼試験の整理からの考察

過去の水素燃焼に関する試験等の知見を表 1 に整理した。上表に開放空間または X,Y,Z の寸法が同等の閉囲空間での水素燃焼試験の条件を、下表に細長い閉囲空間（管路、ダクト系）での水素燃焼試験の条件を示している。爆轟が発生するのは、過去の試験等では、下表のような細長い配管類に水素と支燃性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり、ダクト・配管以外の広い空間での火炎伝播試験の体系では、水素濃度が 13~15%（ドライ水素濃度）でも、爆轟は発生していない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも発生していない。

また、過去の細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験結果と再循環ダクトの体系の比較を表 2 に示す。

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

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

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

NUPEC の大規模試験は、内径 8m の球体系(270m<sup>3</sup>)で多区画（11 区画）である特徴があり、この球体系の中に円周約 16m、口径 1m のドーナツ状八角形空間があるが、15%（ドライ） 大気圧の条件でも爆轟は発生していない。この結果から、複数の開口部があり、L/D が 20 未満と比較的小さい体系では、15%程度の水素濃度でも爆轟は発生しない傾向にあることが分かる。

以上を整理すると、爆轟発生条件として、以下の条件が挙げられる。

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

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

表 1 過去の水素燃焼に関する試験等の知見

■ 開放空間または X,Y,Z の寸法が同等の閉鎖空間での水素燃焼試験の条件の整理 (爆轟が生じなかった試験結果のみ) :

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

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

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

試験、他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が発生しなかった条件等
RUT 試験 (露) OECD/EU	70 m の閉鎖空間 (480m <sup>3</sup> ) (2.3mW×2.5mH×70m)	12ヶ設置	~60vol% (ドライ) (ウェット条件でも実施)	約 28	あり。 12.5vol%(ドライ)で爆轟発生。	水蒸気 15vol%のウェット条件で は、同一体系でも爆轟は発生 せず。
NUPEC(&米NRC) 高温燃焼試験	爆轟管：2体系。両端部とも閉端 構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×21.3m (HTCF 試験)	障害物(オリフィス)を 多数設置。	約 5~約 50vol% (水素-空気系、水蒸気-水 素-空気系)	SSDA 試験：約 60 HTCF 試験：約 78	あり 300K 条件では 15%(ドライ)か ら、650K 条件では 11%(ドラ イ)から、それぞれ爆轟発生。	同一体系に、ベントによる開 放のパスを追加した試験では 爆轟は発生せず。
SRI (NEDO We-Net)	約 10m の爆轟管。一端は開構造。	障害物有(7,13,25 個)・無の両ケース	20~57vol%	約 26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せ ず。
労働省産業安全研 究所 試験	爆轟管： ・28mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開/閉組み合わせ	障害物(スライダ線) の有無	30vol%(ドライ)	約 75~325	あり	管の両端部とも開の場合は爆 轟は発生せず。(障害物設置の 場合も)

表2 細長い体系（管路、ダクト）での水素燃焼試験結果の分析

	主な試験条件、体系	水素濃度(ドライ)	障害物、閉塞率	端部構造	L/D(長さ/径)	爆轟発生の有無
		●13%より上 ○13%以下	●あり(オフイス、スパイクル) ○なし	●両端又は片端が閉 ○両端とも開放	●20以上 ○20未満	●発生 ○未発生
RUT 試験	水素濃度：9.8～14% (ドライ) 長さ：65m 断面：2.5m×2.2m 【実機が「レベル」寸法】 障害物：12ヶ固定	○：9.8	○	● 両端閉	●：28	○
		○：11	●：30%(閉塞率)	● ↑	●：↑	○
		○：11.2	●：60%	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	○	● ↑	●：↑	○
		○：12.5	●：30%	● ↑	●：↑	●
		○：12.5	●：60%	● ↑	●：↑	○
		●：14	○	● ↑	●：↑	○
労働省 産業安全研究所 試験	水素濃度：30% (ドライ) L：2.1～9.1m D：0.028m 【爆轟試験管サイズ】 障害物：多数	●：30	○	○	●：75～325	○
		●：30	●：スパイクル	○	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉(反点火側)	●：↑	●
		●：30	●：スパイクル	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 片端閉(点火側)	●：↑	●
		●：30	●：スパイクル	● ↑	●：↑	●
		●：30	○	● 両端閉	●：↑	●
NUPEC & USNRC	水素濃度：17～約60% L:21.3m、D:0.27m 【爆轟試験管サイズ】 障害物：多数	●：17	●：57%	●：両端閉	●：78	●
		●：20	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
SRI プロジェクト試験	水素濃度：20～57% 長さ：9.9m 断面：0.381m×0.381m 【爆轟試験管サイズ】 (全13ケース) 障害物：最大25個	●：20	●：32%	●：片端閉(点火側)	●：26	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	○	●：↑	●
		●：20	○	●：片端閉(反点火側)	●：↑	○
		●：20	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：30	○	●：↑	●：↑	○
		●：57	○	●：↑	●：↑	○
		●：30	●：65%	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：57	●：32%	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
		●：30	●：↑	●：↑	●：↑	●
NUPEC 大規模試験	一般部 ドーナツ八角形状 D：1m、全周：16m 【実機が「レベル」寸法】 水素濃度：5～15%	○：8	○	○：複数個所に開口部	○：16	○
		○：12	○	○：↑	○：↑	○
		●：15	○	○：↑	○：↑	○
CV 再循環ダクトの条件		●：13*	○	○：開放箇所複数	○：7～8	

\* 水蒸気の凝縮効果を保守的に考慮。



水素濃度 13vol%より上の試験で爆轟が発生しなかった試験 ----- 障害物なしの条件がすべてに共通。水素濃度は14～57%。  
上記以外の障害物なしの試験 ----- 他の条件がすべて厳しい場合(30%、端部閉、L/D大)にのみ爆轟発生

参考資料-4 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時の沸騰防止運用について

1. はじめに

原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) + 全交流動力電源喪失 (SBO) + 最終ヒートシンク喪失 (LUHS) の事象を想定するような重大事故発生時において、格納容器の自然対流冷却を実施するために可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニット通水時における沸騰防止運用について纏めた。

2. 系統圧損評価について

格納容器過温破損 (全交流電源喪失+補助給水失敗) における格納容器雰囲気温度の最高値は約 141 °C であり、格納容器再循環ユニット内部における流体条件を保守的に格納容器雰囲気温度と同等である 141 °C とした場合の飽和蒸気圧は 0.272MPa(gage)[約 28m] となる。

この場合、格納容器再循環ユニットへの機器、配管・ホース及び弁類の圧損、静水頭差、取水源と移送先の圧力差の合計揚程は下表のとおり [ ] である。

表-1 沸騰防止運用に必要な可搬型大型送水ポンプ車の必要揚程

項目	必要揚程
機器圧損 (可搬型大型送水ポンプ車～格納容器再循環ユニット出口)	[ ]
配管・ホース及び弁類圧損 (可搬型大型送水ポンプ車～格納容器再循環ユニット出口)	[ ]
静水頭差 (可搬型大型送水ポンプ車～格納容器再循環ユニット)	[ ]
取水源と移送先の圧力差 (沸騰防止のための格納容器再循環ユニット出口保持圧力)	約 28m*
合計	[ ]

\* 保守的に重大事故シナリオ「格納容器過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗)」における格納容器雰囲気温度を基に設定

注 可搬型大型送水ポンプ車を T.P.10m (ポンプ吸込位置 (T.P.11.25m)) に設置し、通水した場合の評価。

格納容器自然対流冷却を実施するために可搬型大型送水ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットに海水を通水する際には、格納容器再循環ユニット出口圧力計 (格納容器外) にて圧力を確認しながら海水排水ラインに設けられた流量調整弁 (格納容器外) を操作し、格納容器再循環ユニット内での沸騰を防止する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3. 格納容器再循環ユニット出口における沸騰防止可能な格納容器内温度について

#### (1) はじめに

可搬型大型送水ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットに海水を通水する際に格納容器再循環ユニット出口における沸騰を防止することが可能な格納容器内温度を検討した。

#### (2) 検討内容

格納容器再循環ユニット出口圧力は、静水頭差（再循環ユニット出口最高点高さ－可搬型大型送水ポンプ車設置高さ）、通水ラインの圧損、可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力により求められ、その圧力が格納容器再循環ユニット出口における沸騰防止に寄与する圧力と考えられる。

泊3号機で配備する可搬型大型送水ポンプ車の設置高さと同格納容器再循環ユニット出口の最高点高さより求めた静水頭差、通水ラインの圧損、及び可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は以下のとおりである。この時、格納容器再循環ユニット出口圧力は [ ] となり、この飽和蒸気温度に相当する [ ] まで沸騰防止が可能と考えられる。

#### 【評価条件】

静水頭差：	32m
通水ライン圧損：	[ ]
可搬型大型送水ポンプ車吐出圧力：	1.3 MPa

格納容器再循環ユニット出口最高点高さにおける配管内圧力

$$\begin{aligned} &= 1.3 \text{MPa} - [ ] + 32) \times 9.80665 \times 1.0283 \times 10^{-3} \\ &= [ ] \end{aligned}$$

#### (3) 検討結果

泊3号機で配備する可搬型大型送水ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットに海水を通水する場合は、格納容器雰囲気温度 154℃程度まで沸騰を防止する運用が可能であり、重要事故シーケンスに対する安全解析で確認している格納容器雰囲気温度の最高値である 141℃に対し、十分な余裕を有していることを確認している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

【参考】系統概念図

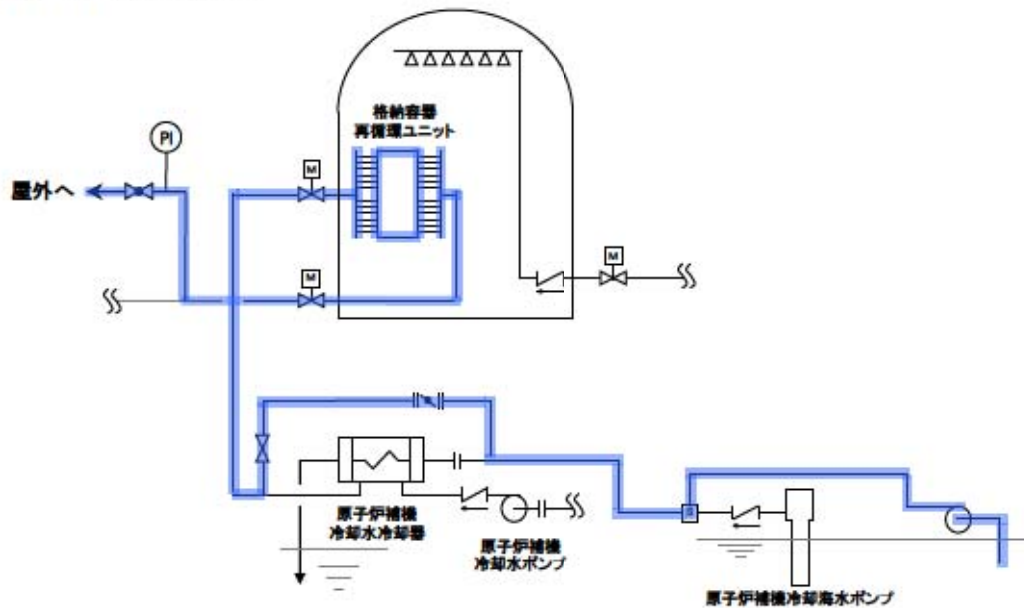


図-1 格納容器再循環ユニット冷却配管概念図 (泊3号機)

【参考2】純水と海水の物性値比較

パラメータ	純水	海水
動粘性係数 (m <sup>2</sup> /s)	1.792 × 10 <sup>-6</sup> * <sup>1</sup>	1.797 × 10 <sup>-6</sup> * <sup>2</sup>
比容積 (m <sup>3</sup> /kg)	0.0010002* <sup>3</sup>	0.0009725* <sup>4</sup>
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	0.99984	1.02833

※1：1999 蒸気表 日本機械学会より大気圧下での 0℃の動粘性係数を使用

※2：流体の熱物性値集 日本機械学会より 0℃の各圧力の動粘性係数を線形近似し、大気圧相当 (1.01325bar) の動粘性係数を算出。

※3：1999 蒸気表 日本機械学会より大気圧下での 0℃の比容積を使用

※4：流体の熱物性値集 日本機械学会より 0℃の各圧力の密度を線形近似し、大気圧相当 (1.01325bar) の密度を算出し比容積に換算。



## 参考資料－5 OECD PANDA 試験の知見を踏まえた自然対流冷却に関する考察

### 1. はじめに

本資料は、OECD で実施された PANDA 試験における格納容器クーラに関する試験を踏まえて、格納容器再循環ユニットの除熱性能への影響を考察したものである。

### 2. OECD PANDA 試験における格納容器クーラ試験

#### (1) 格納容器クーラ試験の概要

PANDA 試験における格納容器クーラに関する試験 (ST4) は、原子炉格納容器内で水素成層化したことを前提として、軽い不凝縮性ガス (実機：水素、PANDA 試験：ヘリウム) によるクーラの除熱性能への影響を評価したものである。

#### (2) 試験内容

試験は以下のように試験容器内中央部からの注入ガス成分を変化させ、以下の3フェーズにより実施している。

- ・フェーズⅠ：水蒸気注入 (図 1a、2a)
- ・フェーズⅡ：水蒸気－ヘリウム混合ガスの注入 (図 1b～e、図 2b～e)
- ・フェーズⅢ：水蒸気注入 (図 1f、2f)

#### (3) 試験条件

PANDA 試験では、感度ケースとして以下の条件を考慮している。

- ・格納容器クーラの設置高さ  
(基本ケース：容器中央、感度ケース：容器上部)
- ・容器からのベント (加圧状態による影響の確認)
- ・クーラ下部のダクト開口部閉止

#### (4) 試験結果概要

基本ケース (クーラを容器中央設置 (図 1a～f)) では、フェーズⅡ (水蒸気－ヘリウム混合ガスを注入する段階) において、ヘリウム濃度が高いガスがクーラケーシング内に蓄積することで、(図 1b) の段階ですでに排気ダクトを通る下降流がなくなっており、クーラ内部にヘリウム濃度が高まったガスが成層化して蓄積することにより約 20% のクーラ除熱性能低下が見られた (図 1c)。また、蓄積したガスがクーラ入口付近から逆に放出され、容器内の密度成層化を形成している (図 1e、f)

一方、感度ケース (クーラを容器上部設置 (図 2a～f)) では、フェーズⅡにおいてクーラケーシング内へのヘリウムの蓄積が観察されたが、基本ケースと比べてより小さな範囲に留まった。このため、除熱性能の低下は基本ケースと比べて限定的であった。

Figure 40. Temperature Contour Map for the Test with the Cooler at the Middle Position

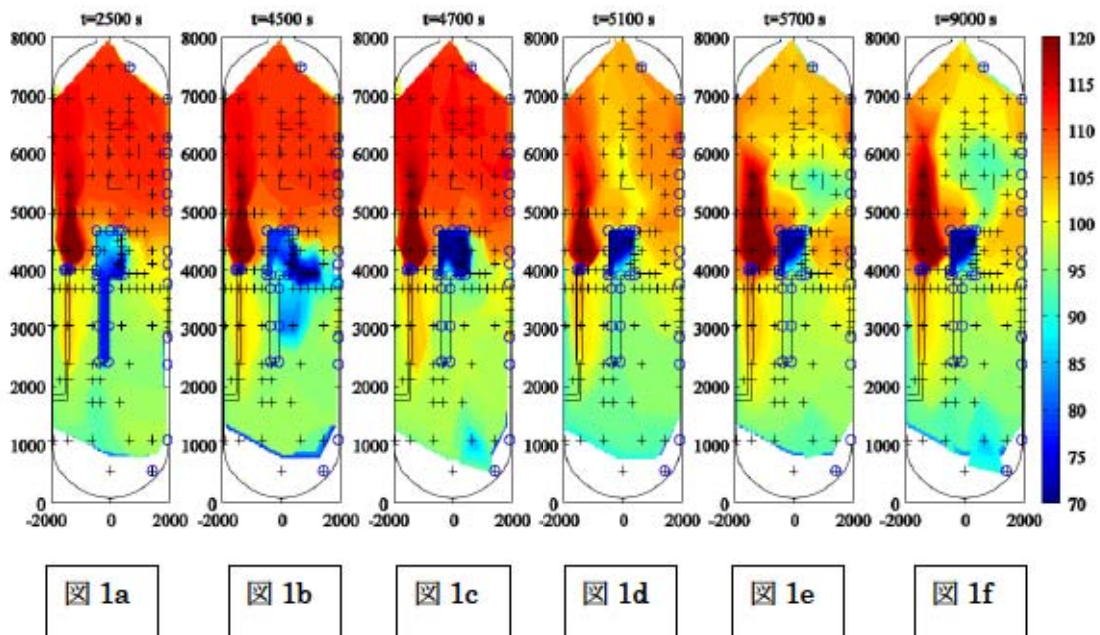
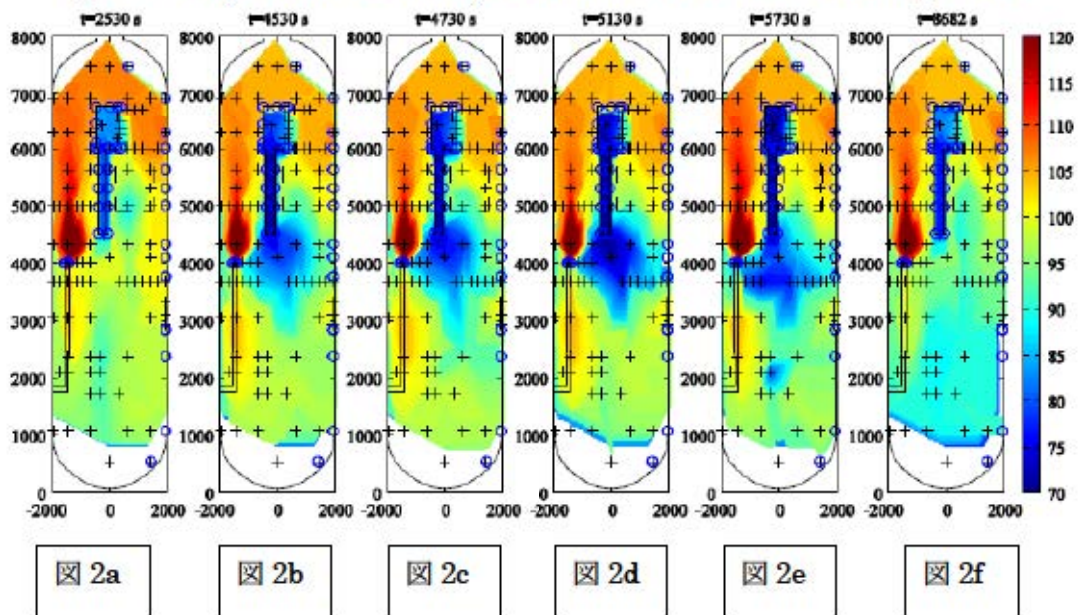


Figure 41. Temperature Contour Map for the Test with the Cooler at the Top Position



### 3. PANDA 試験結果を踏まえた考察

上記の結果を踏まえ、PANDA 試験結果と実機 PWR プラントにおける格納容器内成層化による格納容器クーラ除熱性能の考察を表 1 にまとめる。

表1 PANDA試験と実機PWRにおける格納容器クーラ性能への影響の考察

	PANDA試験 (ST_4)		国内PWR実機	考察
格納容器クーラ使用シナリオ	○格納容器クーラへの成層化の影響を試験するため、クーラ使用時の初期条件として成層化させている。		○CV破損防止シナリオでは原則として、格納容器再循環ユニット動作前にCVスプレイによる除熱あり。 ○再循環ユニット動作(原則24H)までに、水素処理設備(イグナイタ、PAR)により水素処理が進捗。	○再循環ユニット動作前のCV気相部はCVスプレイの影響により混合性が良好と考えられる。 ○水素蓄積による再循環ユニット除熱量への影響は水素処理が進む時間経過につれて縮小される方向。
(水素-水蒸気)混合ガス放出箇所	○格納容器中央部		○原則として格納容器下部(加圧器逃がしタンク、RCPシール部、1次系配管、原子炉下部キャビティ) ○以下の場合には格納容器中央部加圧器気相部破断	○実機では格納容器下部での放出がほとんどで、CV内自然対流生成により密度成層化が発生しにくいと考えられる。
格納容器クーラ(再循環ユニット)設置位置と除熱性能への影響	○格納容器上部 ・クーラ位置が密度成層化の解消に適したものとなっており、早期に解消されるためと推測される。 ・クーラ内のヘリウムリッチ域は小規模であり、除熱性能低下は限定的(20%より少ない)。(PANDA試験を模擬した図3の解析結果でも確認可能)	○格納容器中央部 ・ケーシングからの冷却ガス直接放出により除熱性能は回復しているが、 <u>容器全体では上部で密度成層化を形成</u> している。 ・ヘリウムが寄与した密度成層に対して、格納容器クーラとしてはケーシングが上部(密度低)、ダクト開口部は下部(密度高)となっている。そのため、 <u>クーラ内でのヘリウムの滞留により水蒸気の凝縮が寄与したドラフト力が相対的に低下し除熱性能が悪化</u> している。(図3では、クーラ上下部で20%以上の水素濃度差が発生している。) ・クーラ内にヘリウムリッチ層が蓄積することにより約20%の除熱性能低下。 (PANDA試験を模擬した図3の解析結果でも確認可能)	○格納容器下部 ・格納容器の下部に配置されている。(図4参照)・NUPEC試験体系は、実機において混合に寄与する主要なヒートシンクがなく、外気の影響を受けない断熱された熱成層が生じやすい体系であったため、スプレイのない条件の試験(M-8-1試験)において格納容器内の成層化が生じたが、スプレイを作動させることにより成層化が解消されたことが確認されている。一方で実機はヒートシンクの熱容量が大きく、更にスプレイや自然対流冷却による循環流が存在するため、 <u>密度成層化は発生しがたい。仮に密度成層化が発生したとしても、実機の水素濃度はドライ換算で13%未満であり、PANDA試験のようなクーラ上下部での水素濃度差は発生しがたい。</u> ・PANDA試験で認められたクーラ内での非凝縮性ガスの蓄積は高いガス濃度で発生したものである。一方、 <u>実機では格納容器内のドライ水素濃度は最大でも約11.5%であり、クーラ上下部で大きな水素濃度差が発生することはない。</u>	○実機では密度成層化は発生しがたいので、クーラ内での水素滞留の影響は発生しない。また、実機の水素濃度はドライ換算で最大でも13%であり、さらに仮に成層化が生じたとしても、格納容器下部は水素濃度が低い方となるため、 <u>再循環ユニット内部への水素リッチ層の蓄積は少ない。</u> したがって、 <u>除熱性能への影響はPANDA試験よりも軽微。</u> (実機での水素の影響評価は参考資料-6参照) ○PANDA試験では除熱性能低下からの回復が見られたが、クーラと混合ガス放出源が近いためであり実機と異なる特殊条件。

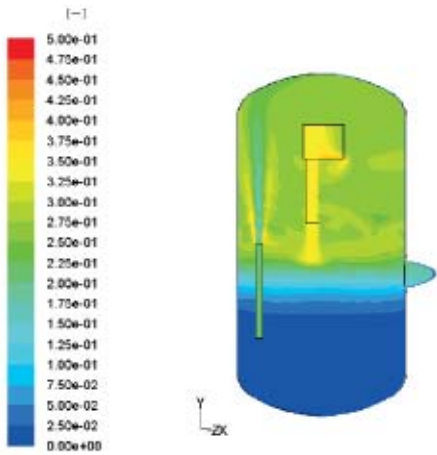


図 2.48 ST4-1 試験 DW1 ヘリウムモル分分布 (2,000 秒, Phase2)

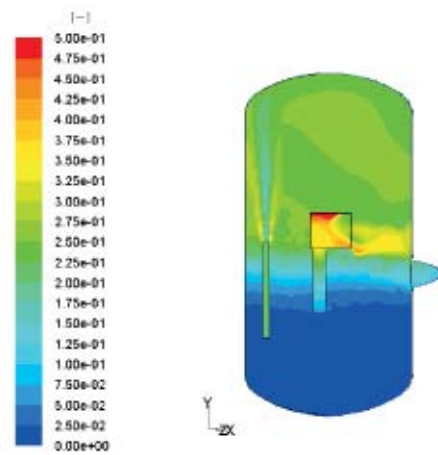


図 2.49 ST4-2 試験 DW1 ヘリウムモル分分布 (2,000 秒, Phase2)

(1) 格納容器上部

(2) 格納容器中央部

図 3 注入ラインとクーラを含む断面におけるフェーズ II (2,000 秒後) のヘリウムモル分率 (出典：平成 21 年度 シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析、平成 22 年 6 月、独立行政法人 原子力安全基盤機構)

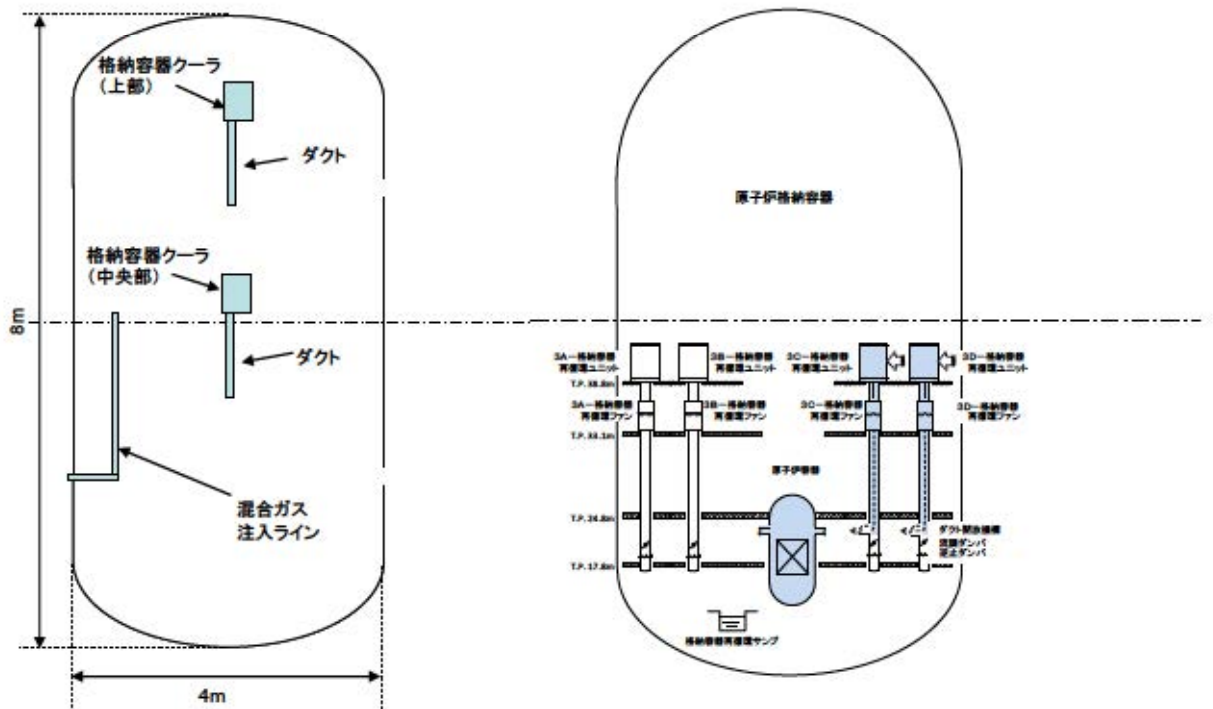


図 4 PANDA と原子炉格納容器 (泊 3 号機の例) との設備位置の相対位置比較

## 参考資料－6 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響について

### 1. はじめに

原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。

### 2. 影響評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図1及び図2に示す。

ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約0.011MPaの範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度を約1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

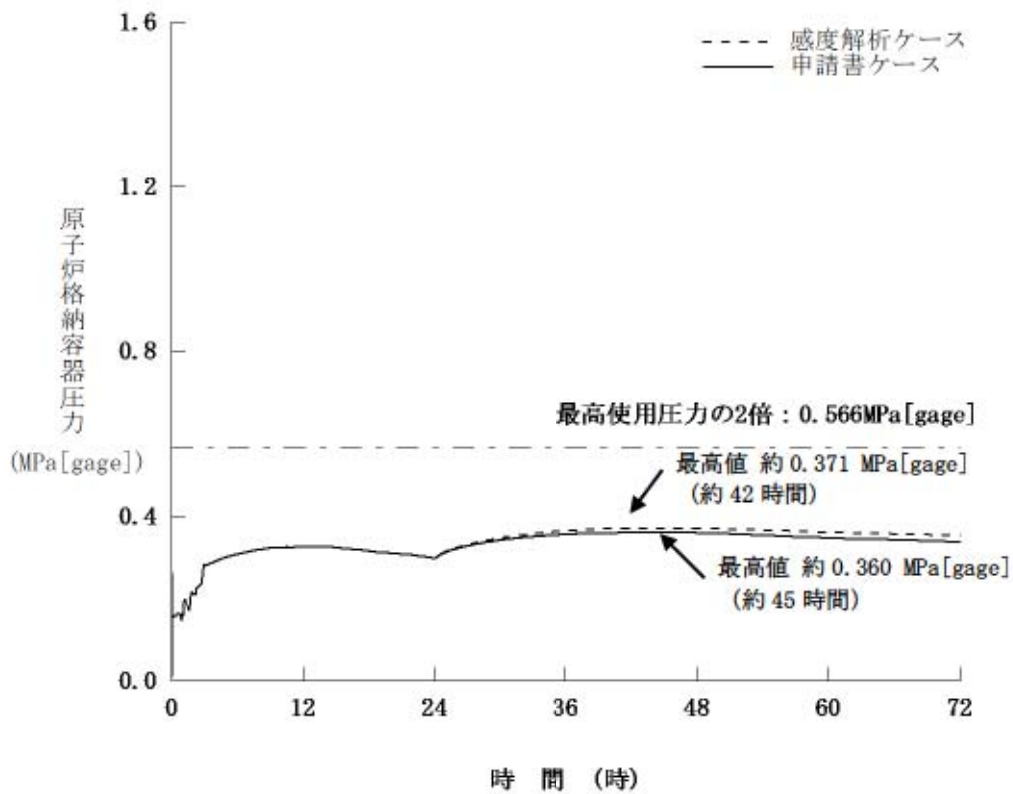


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)

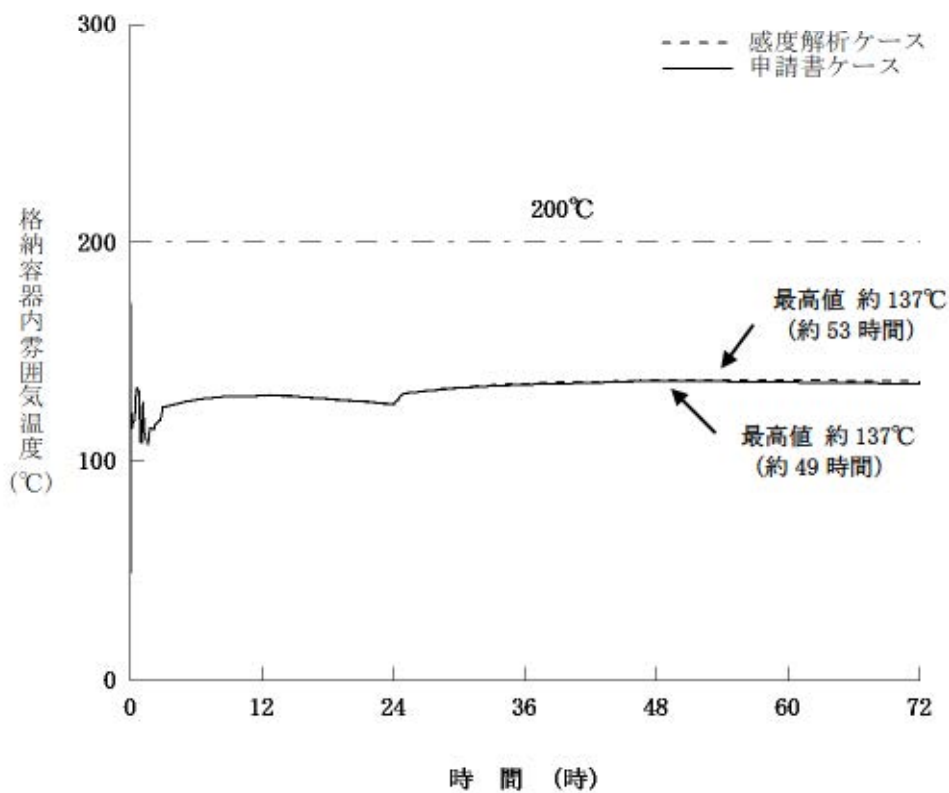


図2 格納容器内雰囲気温度の推移  
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)

## 参考資料－7 実機における凝縮水の影響について

### 1. はじめに

本資料は、実機における凝縮水の影響について考察を行うものである。

### 2. 実機における凝縮水の影響

実機において、格納容器再循環ユニット冷却コイルの凝縮水ドレンについては、下記のような経路を通じて最終的には格納容器サンプへ流出する。図1に格納容器再循環ユニットにおける凝縮水ドレンの流路の模式図を示す。

#### 【凝縮水が少量の場合（通常運転時等）】

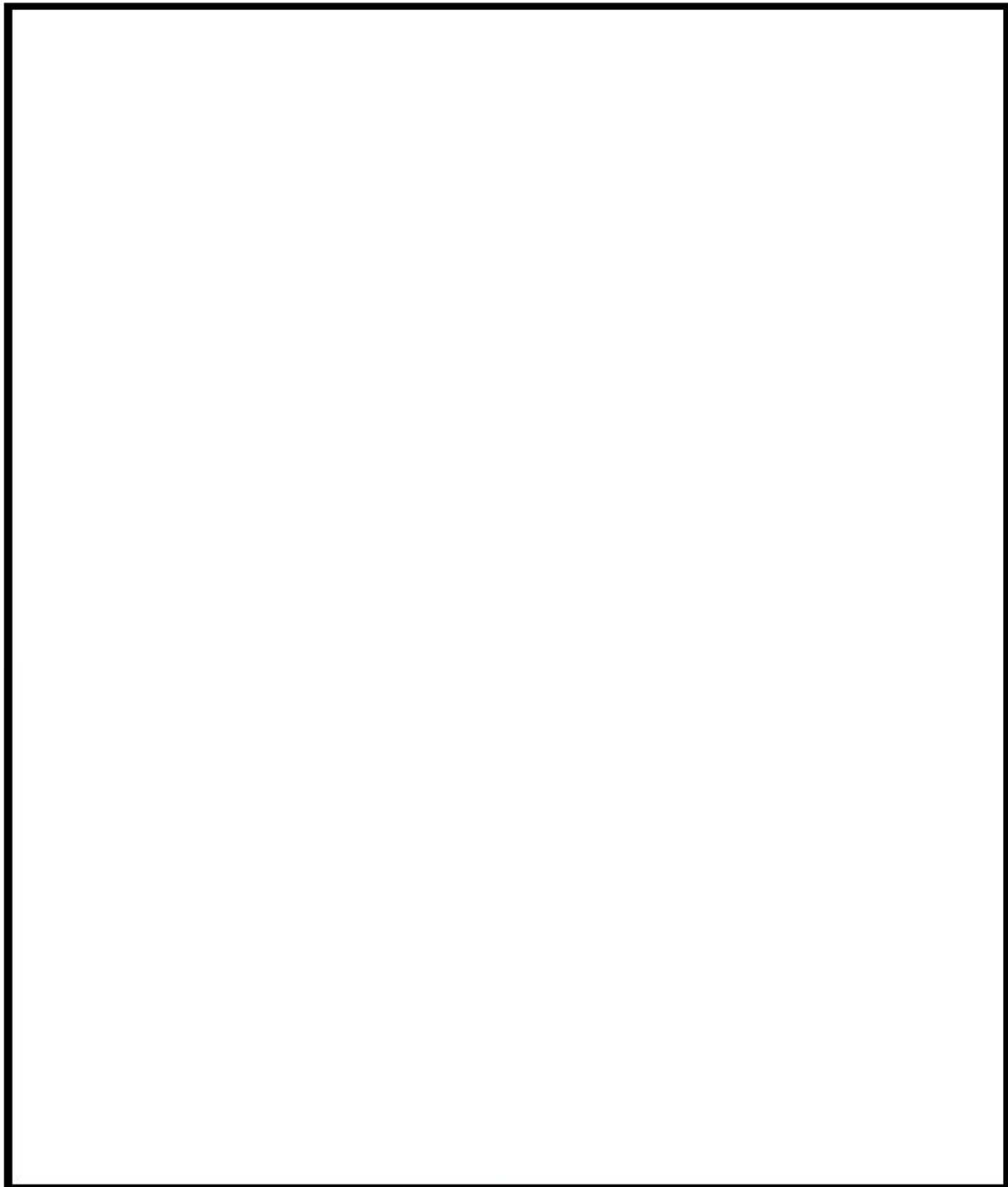
個々の冷却コイル下部に設置されているドレンパンから、ドレンラインを經由して格納容器サンプへ排出される。本ドレンラインは、通常運転時に発生する凝縮水処理機能、及び原子炉冷却材圧力バウンダリから少量の1次冷却材漏えいが発生した場合に備えて、その単位時間当たりの漏えい量を凝縮水として測定する機能を有しており、多量の凝縮水の排出を目的としたものではない。

#### 【凝縮水が多量の場合（重大事故時等）】

重大事故時等においては上記ドレンラインの許容排出流量を超える可能性があるが、超過分の凝縮水についてはドレンパンから溢れることになる。この場合、ユニット外側に流れた凝縮水は、ユニット設置フロアの床ドレンを通じて格納容器サンプへ排出される。一方、ユニット内側に流れた凝縮水はダクト側へ流れる。ダクト下方には再循環ユニットファン出口ダンパがあり、重大事故時には閉止状態となっているので、ダンパ上部での水位が上昇した場合にはダクト開口からダクト外へ流れる。いずれの場合についても、流出先の床ドレンを通じて格納容器サンプへ排出される。

#### (参考)

ドレンパンは、上面から見て直下にあるコイルを十分に覆い隠す程度に広い面積を持っており、さらに、ドレンパンの底面端部はドレンパンの排水溝やサポート板の取り付けにより、端部から溢れた水がドレンパン底面を伝って下部のコイルへ直接滴下し難い構造となっているために、溢れ出た水がその下部のコイルに滴下せず速やかに排出される。また仮に、下部のコイルへ直接水が滴下した場合にもコイル上面には天板が設置されているために上部からの凝縮水の影響を防ぐことが可能である。



凝縮水ドレン流路模式図

図1 格納容器再循環ユニットにおける凝縮水ドレンの流路（模式図）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



## 参考資料－8 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却発生プロセスの定量的考察

格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の発生概念については図4-1に示した通りであり、冷却水通水後に過渡状態を経てユニット外側から下部ダクトへの定常的な流れが発生する。自然対流冷却が確立することに関しては、参考資料－5で示した OECD PANDAにおける実証試験や、独立行政法人 原子力安全基盤機構 (JNES) による同試験の解析による検証結果でも確認することができる。本参考資料では、JNESの解析結果を基にした自然対流冷却発生プロセスの定量的な考察を行う。

JNESでは、国のアクシデントマネジメント(AM)レビューやリスク上重要とされるシビアアクシデント(SA)現象及びAM策の有効性を評価するために、最新の試験研究等で得られた知見やデータを活用して解析ツールの整備が実施されており、数値流体力学解析手法を用いて格納容器内熱流動解析手法を整備し、試験データを用いて検証すること、さらに、代表的な格納容器AM策に適用したその有効性が評価されている。この一環として下記の2点の検討結果が報告されている。

### 【1. PANDA試験の試験前解析】

格納容器内熱流動研究に関する OECD 国際協力プロジェクト PANDA 試験のデータを用いて格納容器内熱流動解析手法を検証するとともに、PANDA 試験の格納容器自然対流冷却試験シリーズの試験前解析を実施しており、クーラ周辺の詳細流動等のクーラ特性に係る有用な知見を得ている。

### 【2. 実炉解析】

上記で検証した解析手法を PWR 実炉の格納容器体系に適用して、SA 時に格納容器自然対流冷却を実施した場合のクーラ除熱効果や格納容器内温度分布、混合ガスの濃度分布等々を評価している。解析メッシュは上記より粗いものの、格納容器自然対流冷却 AM は格納容器内雰囲気を実効的に冷却させることを確認している。

なお、これらの内容は以下の報告書に纏められている。

- ①アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（格納容器内多次元流動解析手法の検証と自然対流冷却 AM 策への適用）(H17～H19 年度)
- ②アクシデントマネジメント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析(H20～H21 年度)

以下では、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の自然対流冷却発生プロセスについて、上記報告書に纏められたこれらの2点の検討結果に基づき、以下に定量的考察を説明する。

## 1. PANDA 試験の試験前解析

PANDA 試験の試験前解析は H17～H21 年度まで毎年実施しているが、ダクト系を模擬した再循環クーラの解析については H20 年度と H21 年度にて実施している。ここでこのうち最新の H21 年度報告書をモデルとして説明する。

### (1) 解析モデルと解析条件

H21 年度の PANDA 試験の ST4 シリーズは自然対流冷却 AM 策を模擬した試験でクーラの配置、及びクーラ下部のダクト有無の影響について模擬格納容器内(DW)の流れに及ぼす影響を把握するものである。PANDA 試験の解析モデルを図 1 に、解析条件を表 1 に示す。

図 1 に示す通りで、クーラは伝熱管とケーシングで構成され、気体が入り出る一側面のみを開放する形状としている。伝熱管群は開放側面に面して奥行きを持ち配置されている。クーラ下部へダクトを配置するケースでは、ケーシング奥側の伝熱管群が存在しない領域の中心にダクトを配置する形状としている。DW 内のクーラの配置は DW 内上段と中段に配置する 2 ケースを実施している。本説明では、ダクト有で、流入蒸気の成層化の影響を受け難い DW 上段設置のケース ST4-1 をモデルケースとする。

表 1 に示す通りで、DW 内の初期圧力は 1.3bar で、SA 時に想定される格納容器内への流入条件として前半 1000 秒(Phase1)は水蒸気のみが流入し、後半 1000 秒(Phase2)は水素ガスを模擬したヘリウムと水蒸気の混合ガスが流入する。本説明では、クーラ作動から自然対流の流れが形成され、除熱量が安定化するまでの過程を把握できる Phase1 をモデルケースとする。

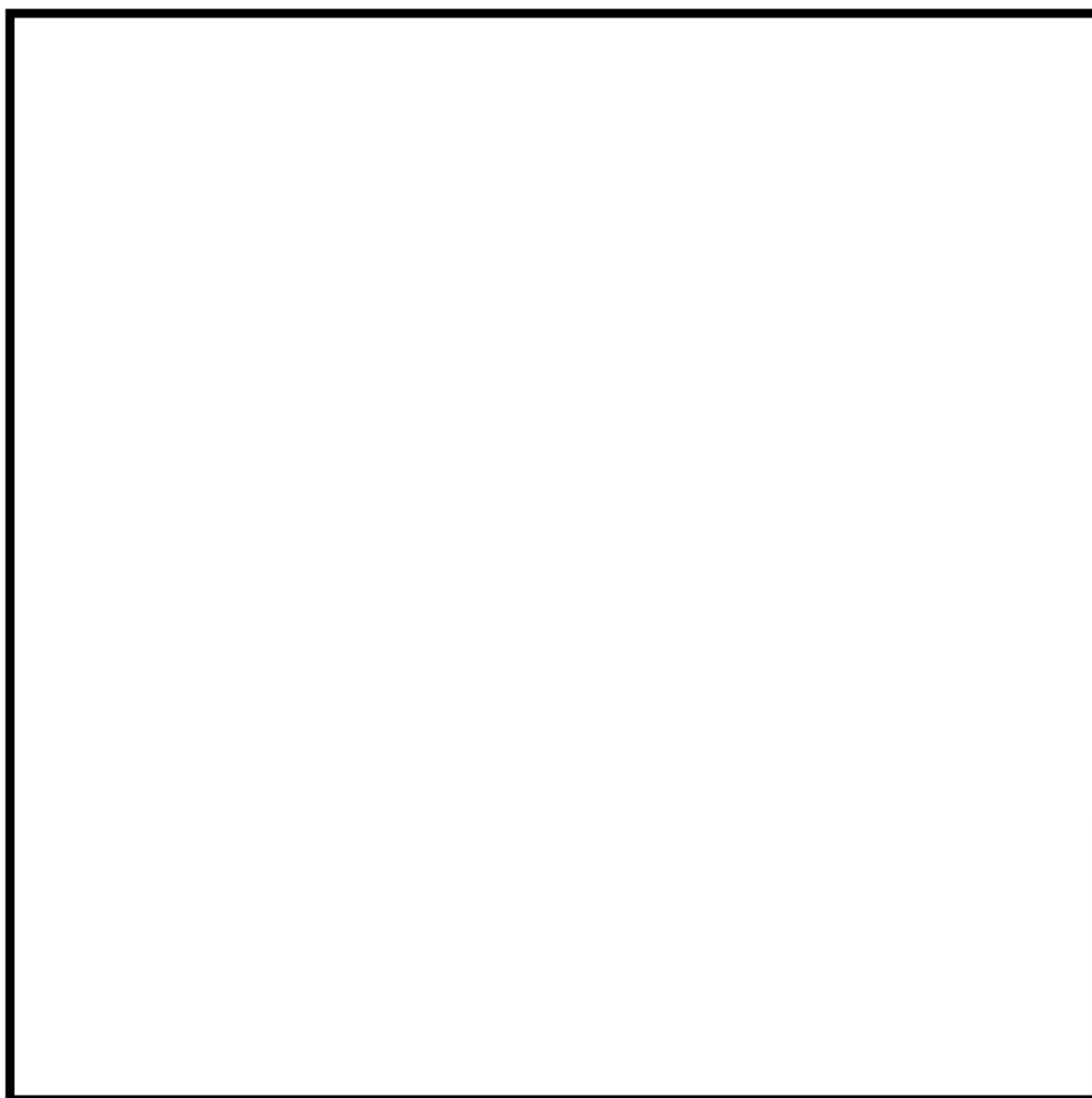


表 1 PANDA 試験の試験前解析条件

ST4	DW 内初期条件			ガス流入条件(インジェクション)		
	圧力	温度	気相組成	組成	流速	温度
Phase1	1.3bar	108℃	空気	水蒸気	40m/s	140℃
Phase2	Phase1 結果	Phase1 結果	Phase1 結果	水蒸気 ヘリウム	40m/s 25m/s	140℃

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## (2)解析結果

クーラ除熱量及び DW 内圧力の時間変化を図 2、及び図 3 に示す。また、クーラ除熱がほぼ安定化した時刻での流速分布、温度分布、水蒸気モル分布を図 5～図 7 に示す。

図 2 の除熱量の時間変化より、除熱量は 200 秒までにはほぼ安定化した状態となっており、その後は図 3 に示す DW 内での圧力の上昇に追従して、増加する変化を示している。

図 5 に示す 1000 秒後の DW 内の流速分布図では、流れはクーラ入口から水平に侵入し、クーラ内で下降流となって下部ダクトを降下してダクト下部から DW へ流出する流れが形成されている。また、クーラ入口の流速分布は入口上部ほど高速の流線を示しており、クーラ下部では流れの一部が正面からクーラ外側へ下降流となって DW へ流出している。

図 6、図 7 の温度分布、水蒸気モル分布図ではクーラ内部、ダクト内部が DW 内と比較して冷却され、水蒸気の割合が低下していることが確認できる。クーラ下部については冷却空気が滞留し、滞留空気の一部がクーラ下部から直接 DW 内へ流出することが確認できる。

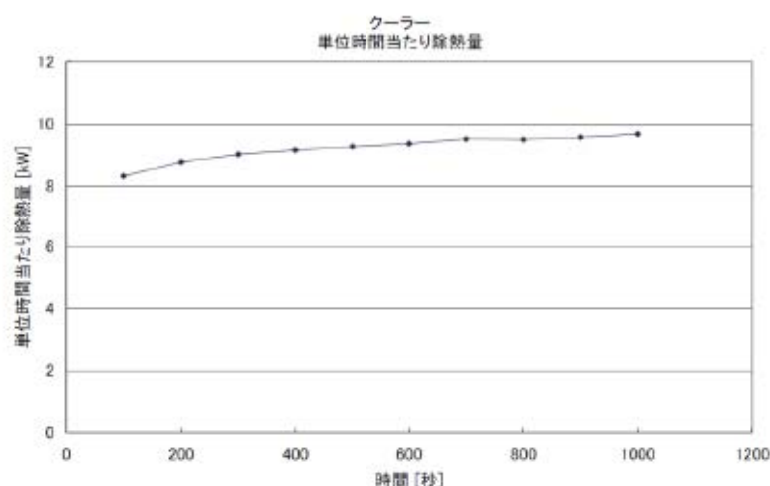


図 2 除熱量時間変化(ST4-1 試験)

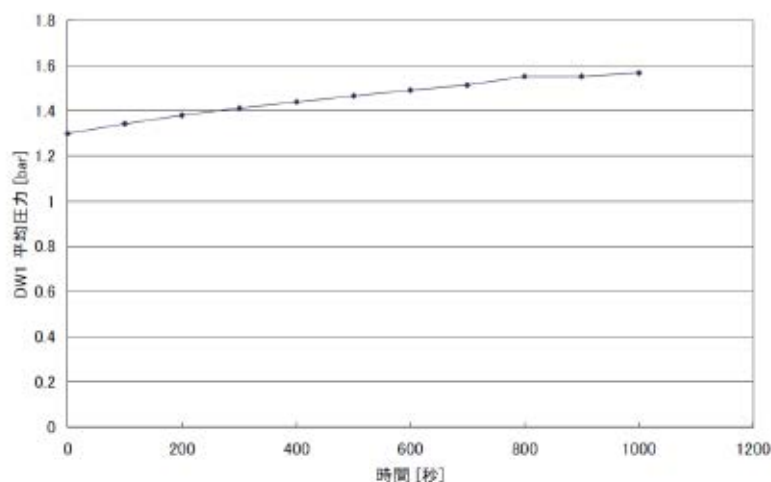


図 3 試験容器内平均圧力時間変化(ST4-1 試験)

本試験前解析に対応する PANDA 試験結果のクーラ除熱量の時間変化を図 4 に示す。図 4 に示す通りで、除熱量は約 1000 秒でほぼ安定化する結果となっており、図 2 に示す試験前解析の結果より若干安定化までの時間は要しているものの、ほぼ同様の傾向を示す結果となった。

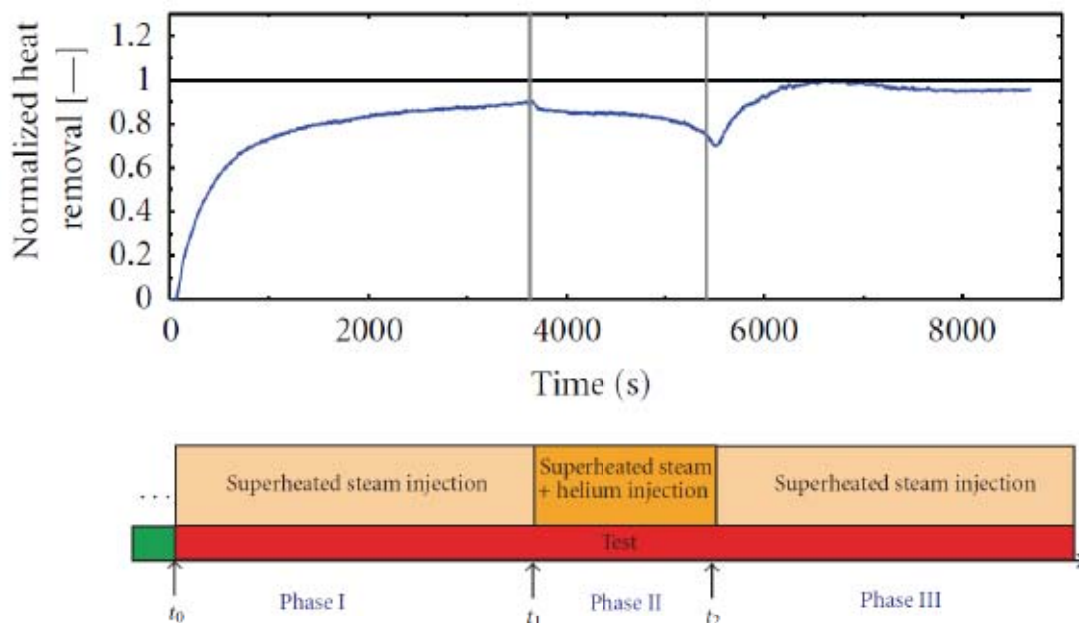


図 4 PANDA 試験結果での除熱量時間変化(ST4-試験)

出典 : Ralf Kapulla, Guillaume Mignot, and Domenico Paladino, Laboratory for Thermalhydraulics (LTH), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen, Switzerland, "Large-Scale Containment Cooler Performance Experiments under Accident Conditions", in Science and Technology of Nuclear Installations, "Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants"

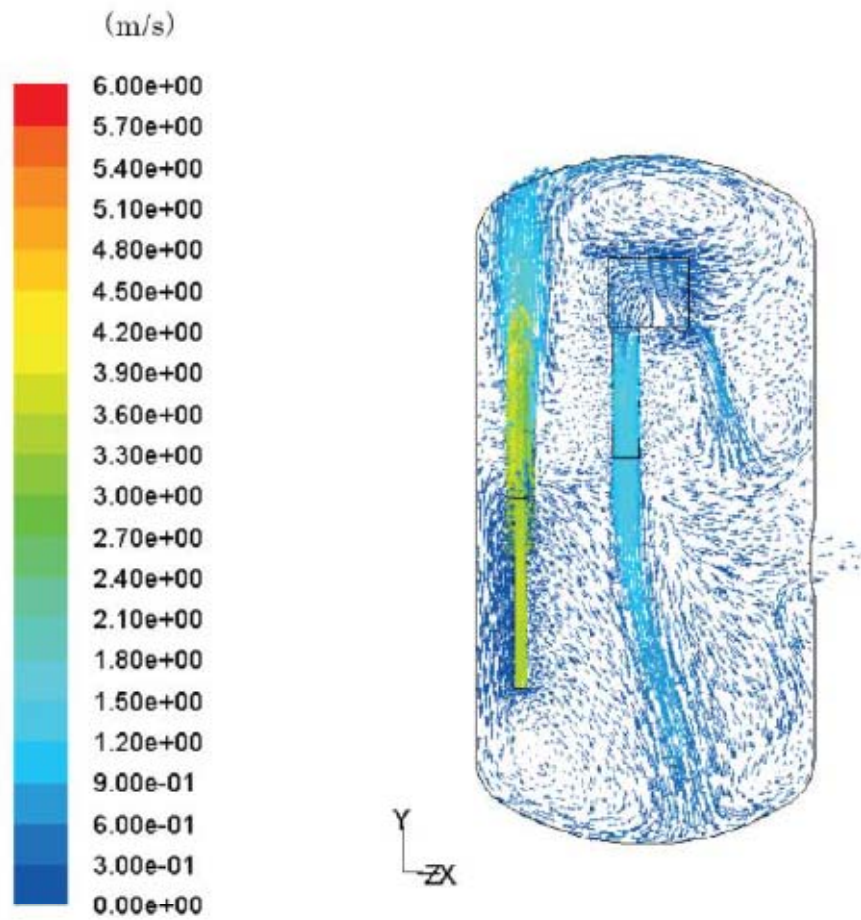


図5 流速分布(1000秒、ST4-1試験)

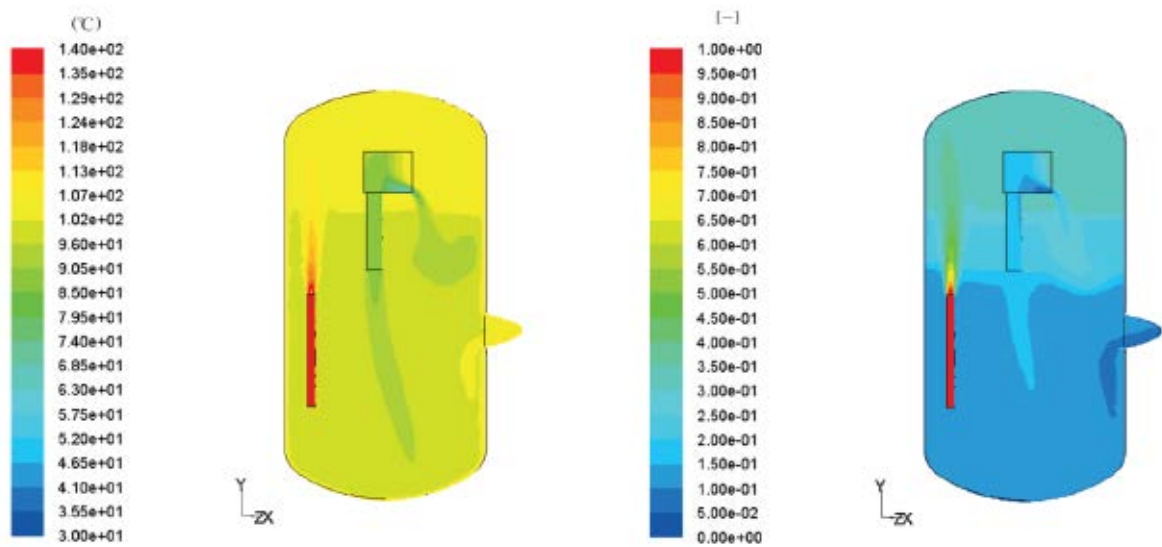


図6 温度分布(1000秒、ST4-1試験) 図7 水蒸気モル分布(1000秒、ST4-1試験)

## 2. 実炉解析

実炉解析は H17～H21 年度まで毎年実施しているが、再循環クーラの除熱量の時間変化が掲載されている報告書は H17～H19 年度までである。ここでは 1 項、PANDA 試験解析に基づく実炉解析と、除熱量の時間変化が掲載される最新の H19 年度報告書をモデルとして説明する。

### 2. 1 H21 年度の実炉解析

#### (1) 解析モデルと解析条件

H21 年度の実炉解析は、ST4 試験の PANDA 試験解析で得た解析手法及び知見をドライ型 PWR 4 ループプラントの実炉スケールの格納容器へ適用して重大事故時の条件下の実炉格納容器内の解析を実施している。

実炉解析での解析モデルを図 8 に、解析条件を表 2 に示す。

図 8 に示す通りで、格納容器モデルは上部コンパートメントの自由空間だけでなく、互いに階段やグレーチング等の開口で連通する下部コンパートメントを含む、全体系を対象としており、オペレーティングフロアにはダクト付きの再循環クーラを模擬している。

再循環クーラの冷却モデルは、クーラ単体の除熱性能を基に、クーラ内各セルあたりの除熱量を時々刻々計算して、格納容器体系の除熱量を計算するもので、局所的な流動や雰囲気温度の影響及びダクト等の周辺形状の効果を解析できるモデルとなっている。

SA 後の事象進展が準静的に至った状態を想定して流動解析を実施している。破断箇所はループ室内、加圧器室の配管破断と原子炉下部ヘッドの破損を想定しているが本説明では代表的なケースとしてループ室破断をモデルケースとする。表 2 に示す通りで、初期条件はクーラが作動する条件で、かつ、格納容器内流れ場が安定している状態における温度、圧力及び気相組成を初期条件としている。流入条件は原子炉キャビティ室床面からガスを流入させている。



表 2 実炉解析条件

破断位置	格納容器内初期条件		ガス流入条件 (原子炉キャビディ)	
	圧力/温度	気相質量分率 空気/蒸気/水素	流入流量	質量分率 空気/蒸気/水素
ループ室	0.164MPa/127℃	0.54/0.43/0.03	$7.969 \times 10^{-2} \text{kg/s}$	0.44/0.30/0.26

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



## (2)解析結果

格納容器内の流速分布、温度分布、水蒸気モル分布を図 9～図 11 に示す。

図 9 に示す 3600 秒後の流速分布図では、流れはクーラ入口から水平に侵入し、クーラ内で下降流となって下部ダクトを降下してダクト下部から格納容器へ流出する流れが形成されている。また、クーラ入口の流速分布は入口下部で低速の流線を示しており、クーラ下部では流れの一部が正面からクーラ外側へ下降流となって格納容器内へ流出している。

図 10、図 11 の温度分布、水蒸気モル分布図ではクーラ内部、ダクト内部が格納容器内と比較して冷却され、水蒸気の割合が低下していることが確認できる。クーラ下部については冷却空気が滞留し、滞留空気の一部がクーラ下部から直接格納容器内へ流出することが確認できる。

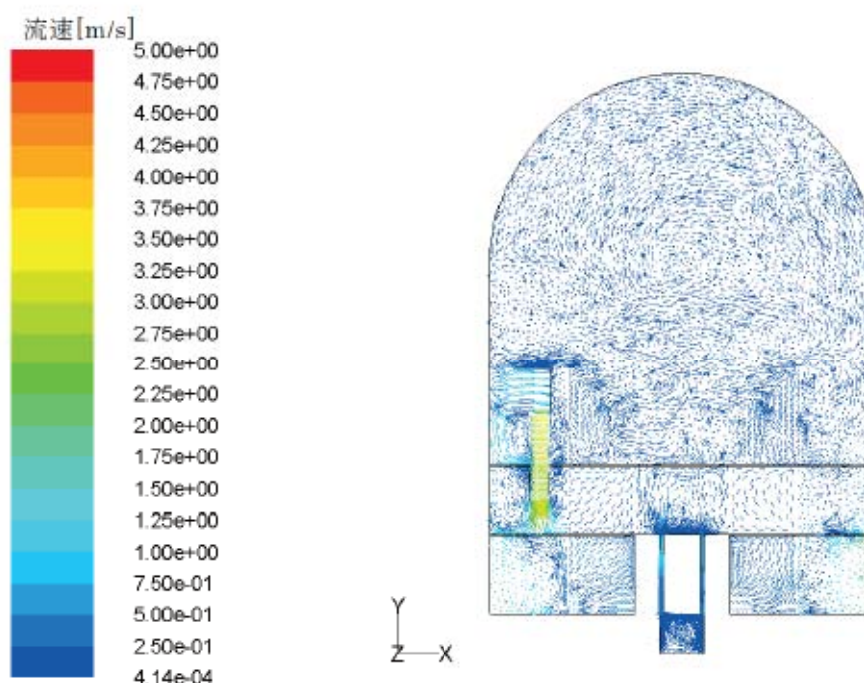


図 9 流速分布(3600 秒、ループ室破断)

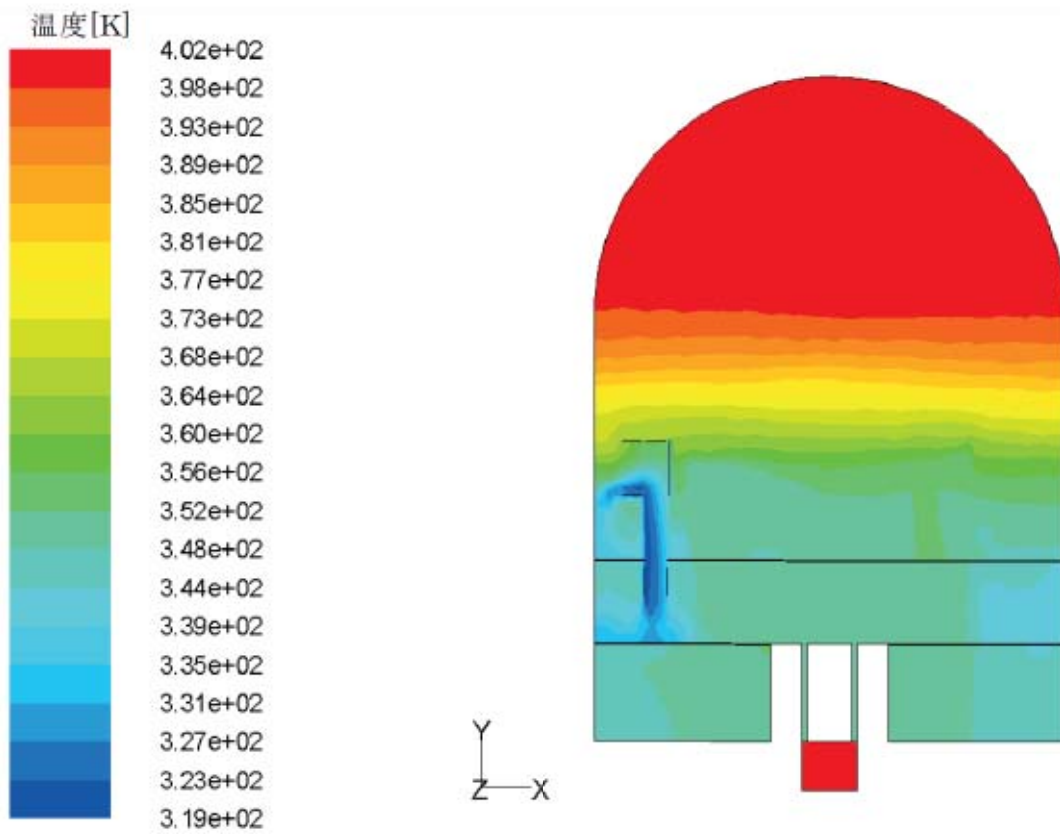


図 10 温度分布(3600 秒、ループ室破断)

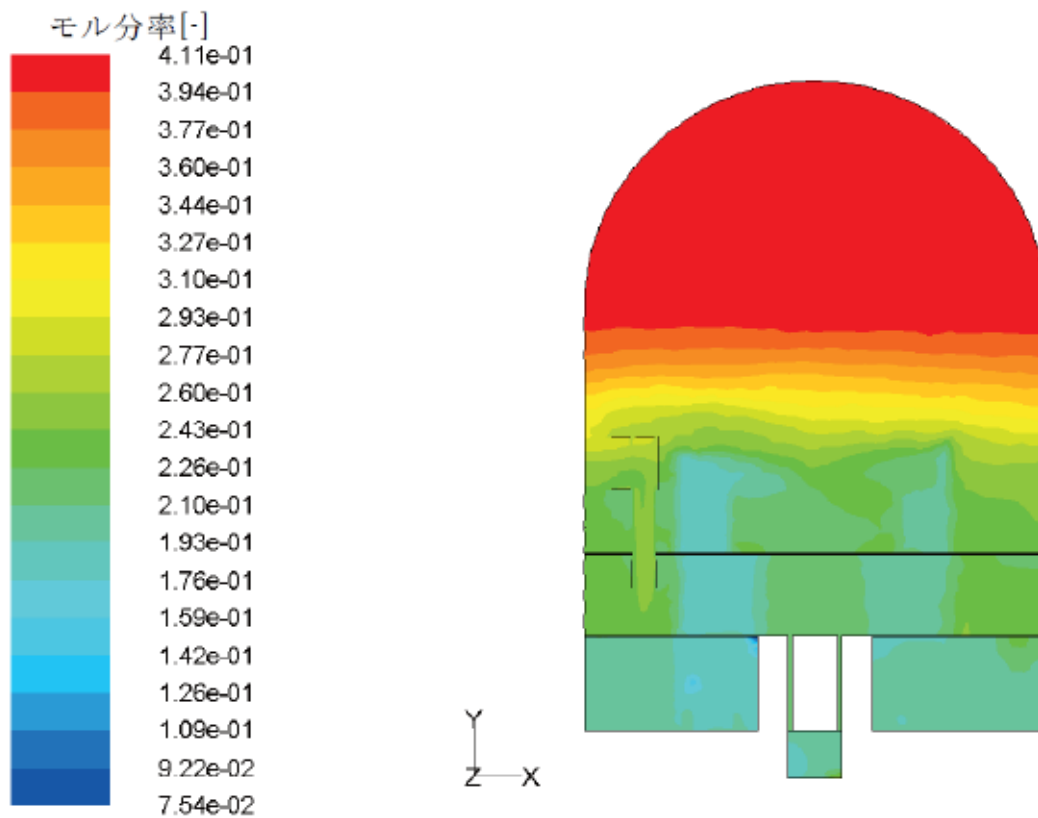


図 11 水蒸気モル分布(3600 秒、ループ室破断)

## 2. 2 H19年度の実炉解析

### (1)解析モデルと解析条件

H19年度の実炉解析は、ダクト無クーラを用いた Test25 の PANDA 試験解析で得た解析手法及び知見をドライ型PWR 4 ループプラントの実炉スケールの格納容器へ適用して重大事故時の条件下の実炉格納容器内の解析を実施している。

実炉解析の解析モデルは H21 年度と同様であり図 8 に示す。

解析は定常計算にて格納容器内流動を確立させた後に、クーラを作動させて非定常計算を実施しており、破断箇所はループ室内、加圧器室の配管破断を想定しているが本説明では代表的なケースとしてループ室破断をモデルケースとする。解析条件は表 3 に示す。

表 3 実炉解析条件

破断位置	格納容器内初期条件		ガス流入条件 (蒸気発生器基礎部)	
	圧力/温度	気相質量分率 空気/蒸気/水素	流入流量	流入温度
ループ室	0.49MPa/140℃	0.26/0.74/0.0	10 kg/s /1.0kg/s	152℃

### (2)解析結果

クーラ除熱量の時間変化を図 12 に示す。また、解析開始から 100 秒、400 秒、1000 秒後の流速分布、温度分布、水蒸気質量分率分布を図 13～図 15 に示す。

図 12 の除熱量の時間変化より、クーラ作動開始後約 15 秒の間にクーラ除熱量が一時的に減少する期間があるが、これはクーラを通過する流れが確立するまでの期間に相当する。クーラを通過する流れがほぼ確立した 15 秒以降では小さな変動が時々見られる程度であり、300 秒以降は除熱量がゆるやかに減少傾向となっているが、これは格納容器内雰囲気温度が全体的に低下しているためであり、クーラの冷却効果が非常に大きいものであることを示している。

図 13 に示す流速分布図では、100 秒後では既に安定した自然対流を形成しており、400 秒後、1000 秒後でもこの傾向に大きな変化はない。流れはクーラ入口から水平に侵入し、クーラ内で下降流となって下部ダクトを降下してダクト下部から格納容器へ流出する流れが形成されている。また、クーラ入口の流速分布は入口下部で低速の流線を示しており、クーラ下部では流れの一部が正面からクーラ外側へ下降流となって格納容器内へ流出している。また、図 14、図 15 の温度分布、水蒸気質量分率分布図ではクーラ内部、ダクト内部が格納容器内と比較して冷却され、水蒸気の割合が低下していることが確認できる。クーラ下部については冷却空気が滞留し、滞留空気の一部がクーラ下部から直接格納容器内へ流出することが確認でき、これは H21 年度の結果と同様である。

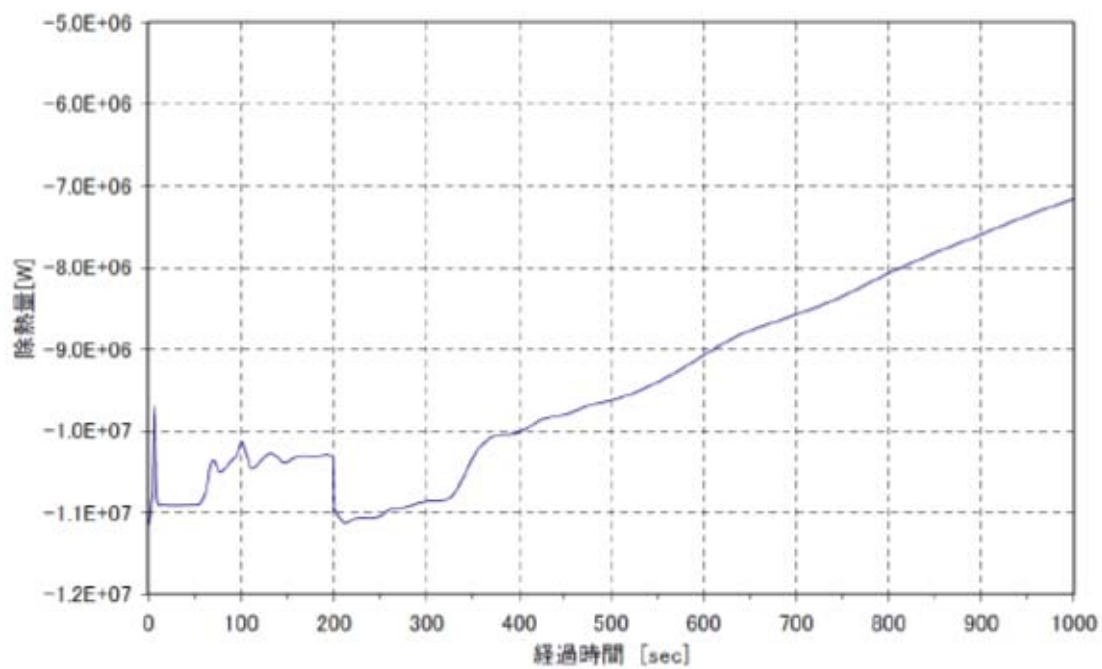
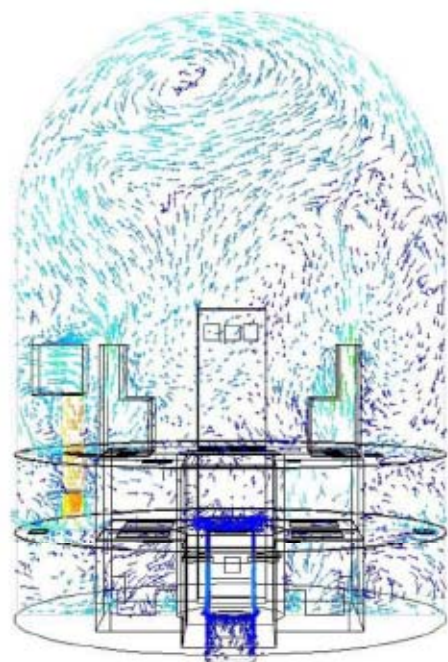
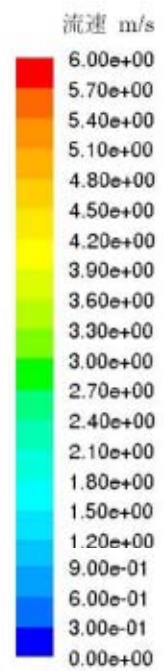
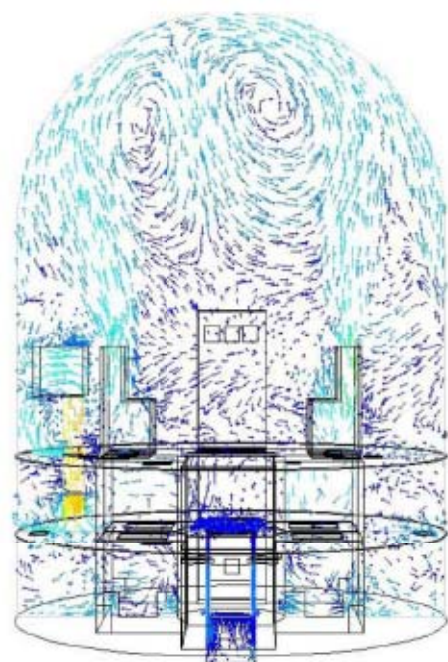


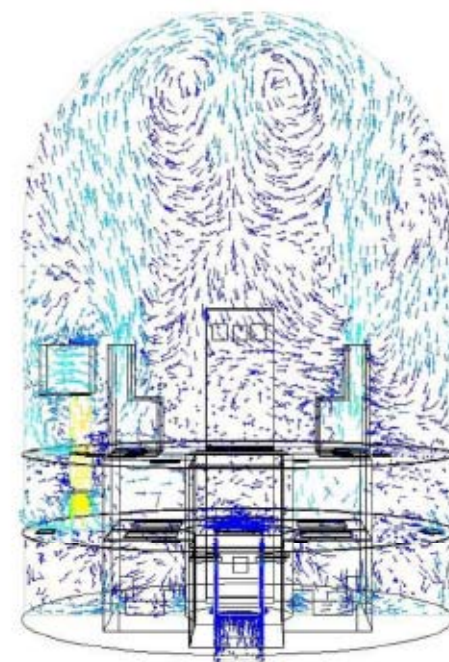
図 12 除熱量時間変化(ケース 1)



流速分布 (ケース 1 : 100 秒)



流速分布 (ケース 1 : 400 秒)



流速分布 (ケース 1 : 1000 秒)

図 13 流速分布図(ケース 1)

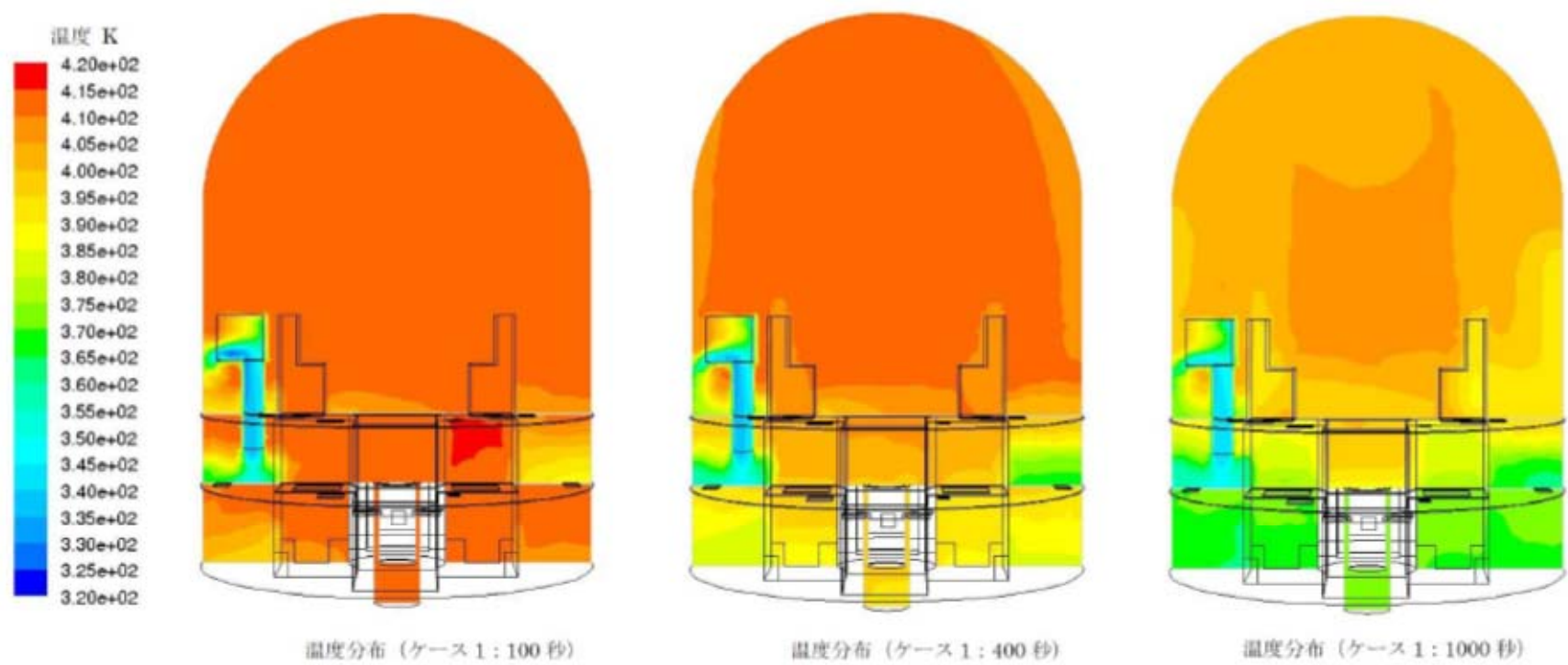


図 14 温度分布図(ケース 1)

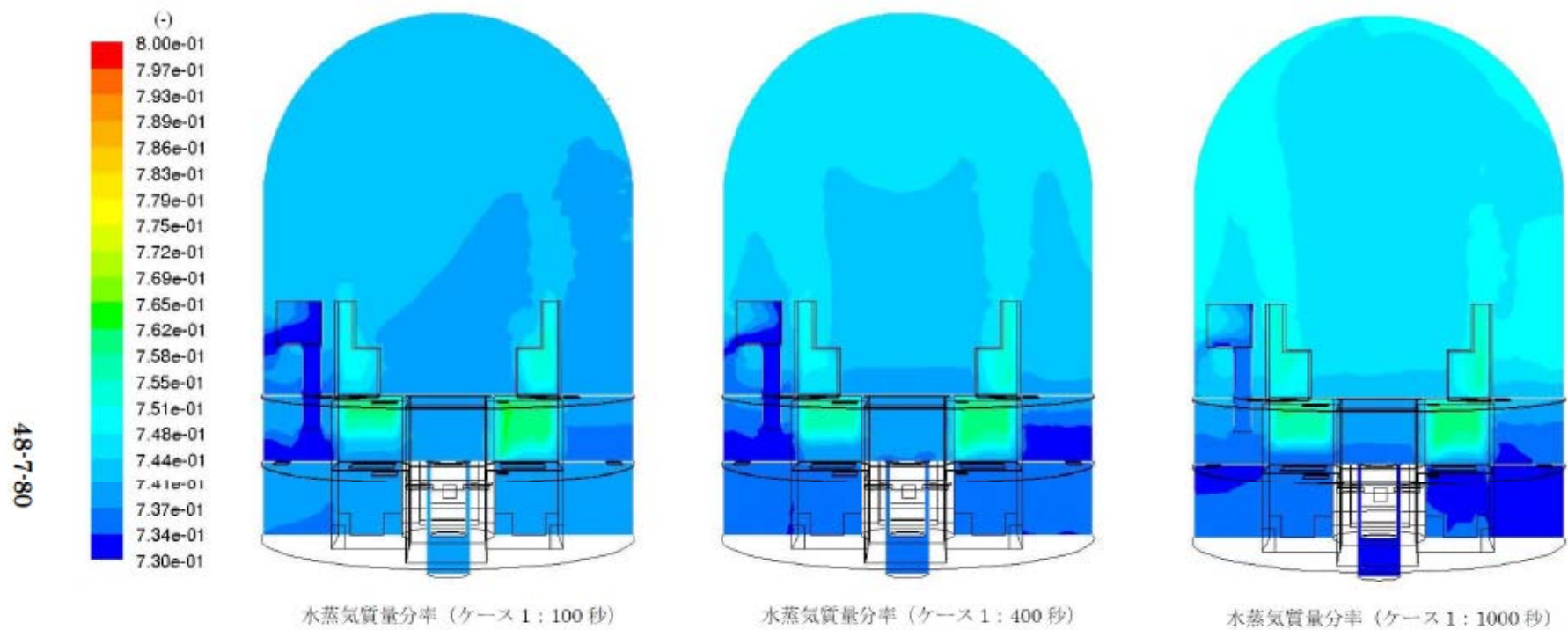


図 15 水蒸気質量分率分布図(ケース 1)

### 3. PANDA 試験と実機条件との比較

PANDA 試験のクーラモデルと実機再循環ユニットのダクト系を含めた形状は、それぞれ図1及び参考資料0の図1-2に示すようにほぼ同様（相似）な形状をしており、実機の方が大型である。

一方、自然対流の流れの安定化には、主としてドラフト力と圧力損失、ユニット外からユニット内への初期流れの形成が影響するものと考えられる。ここで、ユニットの単位除熱能力（単位通過面積当たりの除熱量、及び単位流速を流した場合のコイル前後の温度（密度）変化量）が同様とした場合を想定すると、スケールの変化が生じた場合には下記の通り、圧力損失は同等のまま、ドラフト力の増加と初期流れの形成時間の遅れの影響は相殺される方向となる。その結果として、自然対流の安定化までの時間については、PANDA 試験と実機で大きな差異は発生しないものと予想される。

- ドラフト力＝ユニット内外の密度差×ドラフト高さであるため、スケールが大きい実機の方がドラフト高さが大きい分ドラフト力も大きくなり、自然対流の流速が速くなる。
- 圧力損失＝抵抗係数×動圧であり、抵抗係数はスケールに影響しないために、流速が一定であれば圧力損失はスケールが変化しても変わらない。
- ユニット外から内への初期の流れの形成は、ユニット内の容積とユニットの除熱能力に主として影響されるが、容積はスケールの三乗に比例するのに対して、除熱能力（伝熱面積）は二乗に比例するために、流速一定であればスケールが大きい実機の方が初期の流れの形成については時間を要する傾向となる。



#### 4. まとめ

PANDA 試験の試験前解析の結果では、自然対流冷却の除熱量はクーラ作動から 200 秒程度で安定化し、また、対応する実際の PANDA 試験結果においても 1000 秒程で安定化している。さらに、実炉解析では、15 秒程度で流れが形成され、300 秒程度で流れが安定化する結果が得られている。

安定化した状態においては、クーラ周囲の流れはクーラ入口から水平に侵入し、クーラ内で下降流となって下部ダクトを降下してダクト下部から排出する流れが形成される。また、クーラ入口の流速分布は入口上部ほど高速の流線を示し、クーラ下部では流れの一部が正面からクーラ外側へ下降流となって流出している。クーラ周囲の温度分布、水蒸気モル分布はクーラ内部、ダクト内部が容器内と比較して冷却され、水蒸気の割合が低下している。クーラ下部については冷却空気が滞留し、滞留空気の一部がクーラ下部から直接外側へ流出する。これらの流況は、PANDA 試験解析、実炉解析の結果において確認できている。

以上より、格納容器再循環ユニットによる自然対流発生のプロセスについて、再循環ユニットが冷却に寄与し始める初期状態から約十数分以内には、ユニット外側からダクトへの下降流が発生し定常的な自然対流冷却状態に至ることが、PANDA 試験の試験前解析及び実炉解析の結果から定量的に確認されていると言える。

実機の格納容器再循環ユニットは、PANDA 試験等のクーラと基本的な構造、仕組みは類似（形状は相似）していることから、実機において上記の知見と大きく異なる挙動が発生することは考え難い。しかしながら、PANDA 試験モデル及び条件と実機では詳細が異なることが予想されることから、初期状態から自然対流冷却安定化までの時間やそれが有効性評価に与える影響については定量的に把握しておくことが重要である。そのために、今後、PANDA 試験の詳細な試験結果を含めたデータの分析を行うこと等により知見の拡充を図り、引き続き実機での挙動を定量的に分析することとする。

以上

## 参考文献

1. Evaluation of the Cooling Performance of Non Safety Grade Air Recirculation System Cooling Coils (JEARI-memo 08-127, June 1996, "PROCEEDINGS OF THE WORKSHOP ON SEVERE ACCIDENT RESEARCH IN JAPAN (SARJ-95) December 4-6, 1995, Tokyo Japan")
2. Ralf Kapulla, Guillaume Mignot, and Domenico Paladino, "Large-Scale Containment Cooler Performance Experiments under Accident Conditions", Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2012, Article ID 943197, 20 pages
3. アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（格納容器内多次元流動解析手法の検証と自然対流冷却 AM 策への適用）（H17～H19 年度）  
独立行政法人 原子力安全基盤機構 事業成果報告書
4. アクシデントマネジメント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（H20～H21 年度） 独立行政法人 原子力安全基盤機構 事業成果報告書

## 参考資料－9 格納容器再循環ユニット粗フィルタ撤去による影響について

### 1. 格納容器再循環ユニット粗フィルタの機能

換気空調設備においては、コイルの上流側にコイルの汚れによる伝熱性能低下を考慮して基本的にコイル上流側にラフィルタを設置しており、格納容器再循環ユニットも冷却コイルの前面に粗フィルタを設置している。

### 2. 格納容器再循環ユニット粗フィルタ撤去による影響

泊3号炉の格納容器再循環ユニット粗フィルタは 294Pa の差圧を目安に交換をする運用をしているが、2009年12月の運転開始以来、フィルタ交換の実績はない。

また、同様の仕様のフィルタ、フィルタユニットの1、2号炉については、既に2000年よりプラント運転中D号機の粗フィルタを撤去した運用を行っているが、4定検に1度の目視点検においても、ユニットのコイルが汚れるような現象は見られていない。

以上より、プラント運転中の格納容器内雰囲気の空気の清浄度は良いと判断でき、格納容器再循環ユニットにフィルタがなくても問題はない。

一方、重大事故時においては、エアロゾル発生による悪影響が懸念されるが、自然対流冷却開始時点ではエアロゾルはCVスプレーにより除去できるため、格納容器内に有意なエアロゾルの浮遊はないことから、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について、エアロゾルによる有意な除熱性能劣化の影響はない。(参考資料－2参照)

### 3. まとめ

泊3号炉の格納容器再循環ユニットに内蔵している粗フィルタは、冷却コイルの汚れによる伝熱性能低下を防止する目的で設置しているが、これまでフィルタ差圧の上昇はほとんど無く、粗フィルタがなくても問題ないと判断できる。

また、重大事故時においても自然対流冷却開始時点では格納容器内に有意なエアロゾルの浮遊はないため、エアロゾルによる有意な除熱性能劣化の影響はない。従って、格納容器再循環ユニットの粗フィルタの撤去による悪影響はない。

以上