

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に  
属しますので公開できません。

## 重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

(第5部 COCO)

## 目 次

### － 第5部 COCO －

1	はじめに.....	5-3
2	重要現象の特定.....	5-4
2.1	事故シーケンスと評価指標.....	5-4
2.2	ランクの定義.....	5-5
2.3	物理現象に対するランク付け.....	5-6
3	解析モデルについて.....	5-8
3.1	コード概要.....	5-8
3.2	解析モデル.....	5-8
3.3	入出力.....	5-11
4	妥当性確認.....	5-14
4.1	重要現象に対する妥当性確認方法.....	5-14
4.2	CVTR試験.....	5-15
4.3	実機解析への適用性.....	5-20
5	有効性評価への適用性.....	5-22
5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）.....	5-22
5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）.....	5-22
6	参考文献.....	5-23
添付1	入力項目リスト.....	5-24
添付2	CVTR Test-3 測定温度について.....	5-25
添付3	NUPEC試験（M-3シリーズ）について.....	5-27

## 1 はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、COCOコードについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

## 2 重要現象の特定

### 2.1 事故シーケンスと評価指標

COCOコードが適用される、炉心損傷防止対策における重要事故シーケンスグループについて、具体的な重要事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

#### 2.1.1 炉心損傷防止対策のシーケンスグループ

##### (1) 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）

全交流動力電源喪失は、原子炉の出力運転中に、送電系統または所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する(全交流動力電源喪失発生)。

その後、全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、1次冷却材ポンプシール部からの冷却材喪失に至り、ECCS等による冷却材の補給が行われない場合には炉心損傷に至る。また、格納容器内に1次冷却材が放出されることから、格納容器内の圧力・温度が上昇し格納容器スプレイ等の除熱手段が作動しない場合には格納容器破損に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水および主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却があり、1次系を冷却・減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することができる。また、代替交流電源の確立後は、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる。また、格納容器破損防止策としては、再循環ユニットに通水を実施して自然対流冷却を実施することで、格納容器内の圧力・温度の上昇を抑制する事ができる。

COCOコードによる評価は、原子炉格納容器の健全性に問題がない事を確認することが目的であることから、評価指標は「格納容器圧力・格納容器雰囲気温度」である。

(炉心冷却能力についてはM-RELAP5コードによる解析で確認する)

##### (2) 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 全交流動力電源喪失と同様である。

## 2.2 ランクの定義

本資料の本文「2.1 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちCOCOで評価する事象において、考慮すべき物理現象を対象に、表2.1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない

### 2.3 物理現象に対するランク付け

格納容器圧力・格納容器雰囲気温度を評価指標とし、表 2-1 の定義に従い評価指標に対する影響度合いに応じて、事故シーケンスグループに対して抽出された物理現象について、表 2-2 のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要事象として抽出した。

なお、COCOコードを適用する事故シーケンスとしては「全交流動力電源喪失」時及び「原子炉補機冷却機能喪失」時の格納容器健全性評価である。両シーケンスに対する炉心冷却性確認のための解析はM-R E L A P 5コードで実施しているが、解析としては共通である。したがって、本資料中では「全交流動力電源喪失」を代表として記載するものとする。

#### 2.3.1 原子炉格納容器関連

##### (1) 放出質量、放出エネルギー流量（1次系冷却系からの冷却材放出）

--

##### (2) 気液界面の熱伝達

--

##### (3) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

--

##### (4) 再循環ユニット自然対流冷却

--

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 2-2 各物理現象に対して重要度の分類

分類	物理現象	評価指標
		全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失) 格納容器圧力 格納容器雰囲気温度
原子炉格納容器	放出流量・放出エネルギー流量	H (COCOコードでは計算しないため「I」)
	気液界面熱伝達	L
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	再循環ユニット自然対流冷却	H (COCOコードでは計算しないため「I」)

### 3 解析モデルについて

#### 3.1 コード概要

COCOコード(Ref. [1])は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に、米国 Westinghouse 社により開発された原子炉格納容器内圧解析コードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

#### 3.2 解析モデル

COCOコードの評価モデル図を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

##### 3.2.1 ノード

対象とする流体としては空気、蒸気を取扱い、空気は理想気体として取扱う。ノードは単一であり、ノードの中は空気-蒸気混合相と液相の2相に分離し、各相内の温度、圧力は均一であるとして取扱う。ノード内の状態量は次の4区分に分けて模擬する。

- (i) 過熱蒸気とサブクール水
- (ii) 飽和蒸気とサブクール水
- (iii) 過熱蒸気と飽和水
- (iv) 飽和蒸気と飽和水

##### 3.2.2 保存則

格納容器内の空気-蒸気混合相、液相の温度、圧力は質量保存式、エネルギーの保存式、体積方程式、状態方程式等を数値解法により解き求めている。

<質量保存則>

$$\frac{dM_a}{dt} = \sum (m_a)_v$$

$$\frac{d[M_{s1} + M_{w1}]}{dt} = \sum (m_s)_i + \sum [(m_s)_v - m_C + m_B] \quad \dots \textcircled{1}$$

$$\frac{d(M_{w2})}{dt} = \sum (m_w)_i - m_R + m_{SP} + m_C - m_B$$

ここで、

$M_a$  : 空気質量  
 $(m_a)_v$  : 空気ベント流量  
 $M_{s1}$  : 蒸気質量 (蒸気相)  
 $M_{w1}$  : 水質量 (蒸気相)  
 $(m_s)_i$  : 放出流量 (蒸気相)  
 $(m_s)_v$  : 蒸気ベント流量  
 $m_c$  : 凝縮質量流量  
 $m_b$  : 沸騰質量流量  
 $M_{w2}$  : 水質量 (液相)  
 $(m_w)_i$  : 放出流量 (液相)  
 $m_R$  : サンプル取水流量  
 $m_{SP}$  : スプレイ流量

サンプル水がサブクール水の場合には沸騰質量流量  $m_b=0$  となり、蒸気が過熱状態の場合には凝縮質量流量  $m_c=0$  となる。

質量保存則は格納容器内の空気、蒸気、水に対し各々考慮している。①式の右辺は各相への質量の収支を表すが、破断流の他、蒸気相に対しては凝縮による減少、再循環サンプル水の沸騰による増加も考慮している。又、水 (液相) に対しては、更にサンプルからの再循環時の取水による減少、スプレイ水による増加も考慮している。

<エネルギー保存則>

$$\frac{d(M_i h_i)}{dt} - V \frac{dP}{dt} = \sum(m_i h_i) + \sum Q \cdots \cdots \textcircled{2}$$

但し、  $M_i$  : 格納容器内の各相質量 (i= 空気-蒸気、液相)

$h_i$  : エンタルピ° (i= 空気-蒸気、液相)

$t$  : 時間

$V$  : 格納容器有効体積

$P$  : 圧力

$m$  : 格納容器内の質量流量

$Q$  : 熱量

エネルギー保存則は格納容器内の空気-蒸気相、水 (液相) に対し各々考慮している。②式の右辺の第1項は、格納容器内各相への破断エネルギー流量である。右辺の第2項は格納容器減圧装置 (スプレイ系、空調系)、ヒートシンク、再循環運転に起因して流出入する熱量である。

<体積方程式>

$$V = V_{as} + V_l \dots \textcircled{3}$$

但し、 $V$  : 格納容器有効体積

$V_{as}$  : 空気-蒸気相体積

$V_l$  : 液相体積

格納容器体積は一定であるので、格納容器内の空気-蒸気相体積と液相体積の合計が保存される。

### 3.2.3 ヒートシンク

格納容器本体及び内部構造物は平板として模擬され、表面熱伝達係数は修正田上-内田の式が内蔵されている。全交流動力電源喪失時の格納容器健全評価においては内田の式を適用している。

ヒートシンクとしての格納容器本体及び構造物内部の温度は厚み方向の分布を考慮し、縦、横方向の分布は一定であるとする。ヒートシンクの温度分布は、一般的な1次元熱伝導方程式(④式)を厚さ方向に分割して解く事により求める。但し、内表面及び外表面については雰囲気との熱伝達も考慮する。

$$\rho C_p \frac{dT}{dt} = \frac{d}{dX} \left[ k \frac{dT}{dX} \right] \dots \textcircled{4}$$

但し、 $\rho$  : 密度

$C_p$  : 定圧比熱

$T$  : 温度

$t$  : 時間

$k$  : 熱伝導率

$X$  : 厚さ方向位置

### 3.2.4 その他

工学的に必要とされる以下の項目を選択模擬して評価することができる。

- ① 原子炉格納容器スプレイによる除熱量計算
- ② 原子炉格納容器空調装置による除熱量の計算
- ③ サンプ水温度、スプレイ熱交換器、余熱除去交換器、原子炉補機冷却熱交換器間の熱平衡量の計算とこれらによる空気-蒸気混合相、液相からの除熱量の計算
- ④ ノードへの空気の添加、除去の影響
- ⑤ 外気との熱伝達(太陽熱、輻射、対流)の影響

### 3.3 入出力

主要なインプットデータを以下に示す。

- ① 原子炉格納容器の自由体積
- ② 原子炉格納容器内構造物の形状・数量・物性、初期温度など
- ③ 原子炉格納容器スプレイ、減圧系の特性及び作動パラメータ
- ④ 原子炉格納容器内圧力、雰囲気温度、湿度などの初期条件
- ⑤ 破断流（放出質量・エネルギー流量）（全交流動力電源喪失時の評価で M-RELAP5 の計算結果を入力）

上記をインプットデータとして、原子炉格納容器内圧解析を実施する。主要なアウトプットデータを以下に示す。

- ① 原子炉格納容器内圧変化
- ② 原子炉格納容器内温度変化
- ③ サンプ水の温度変化
- ④ 熱構造体（ヒートシンク）温度

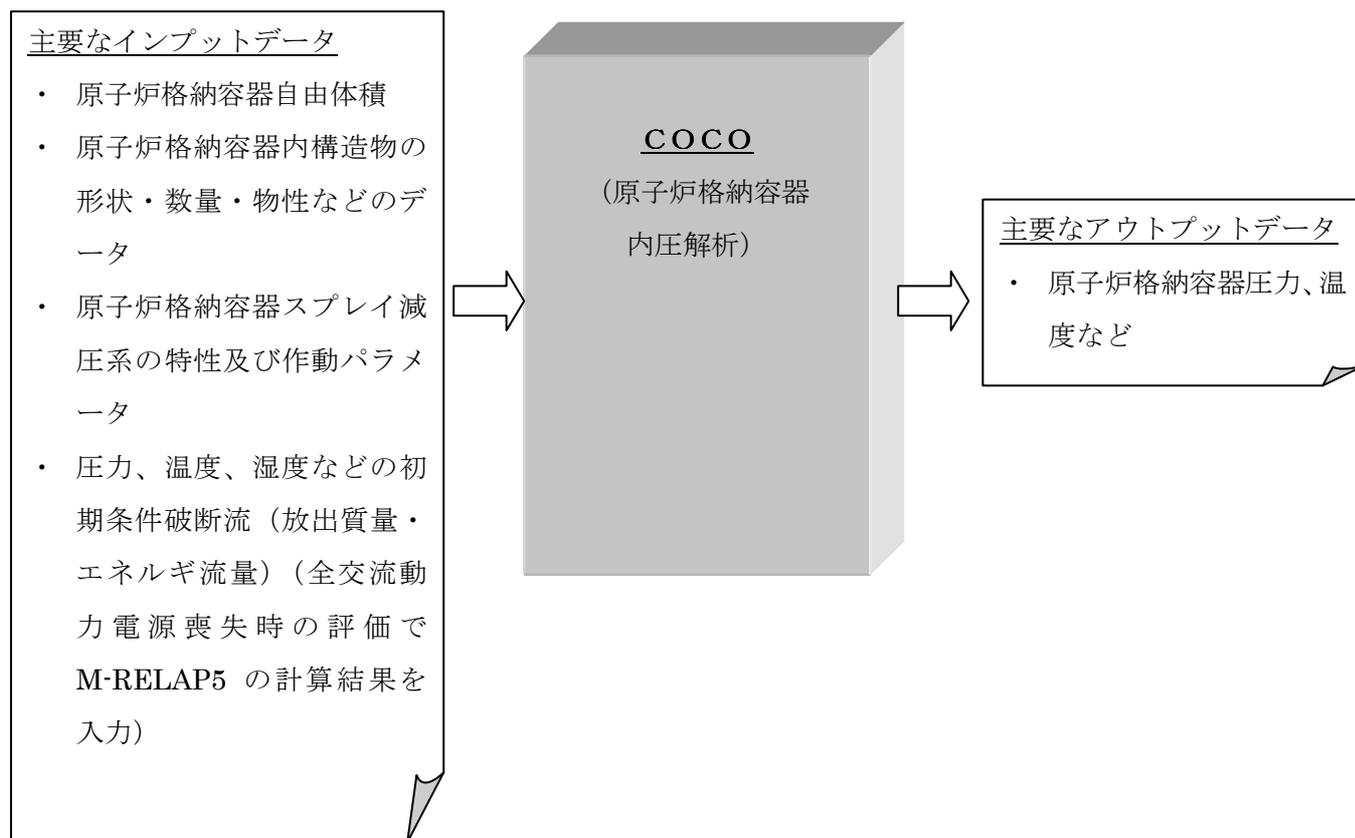


図 3-1 COCOコードモデル

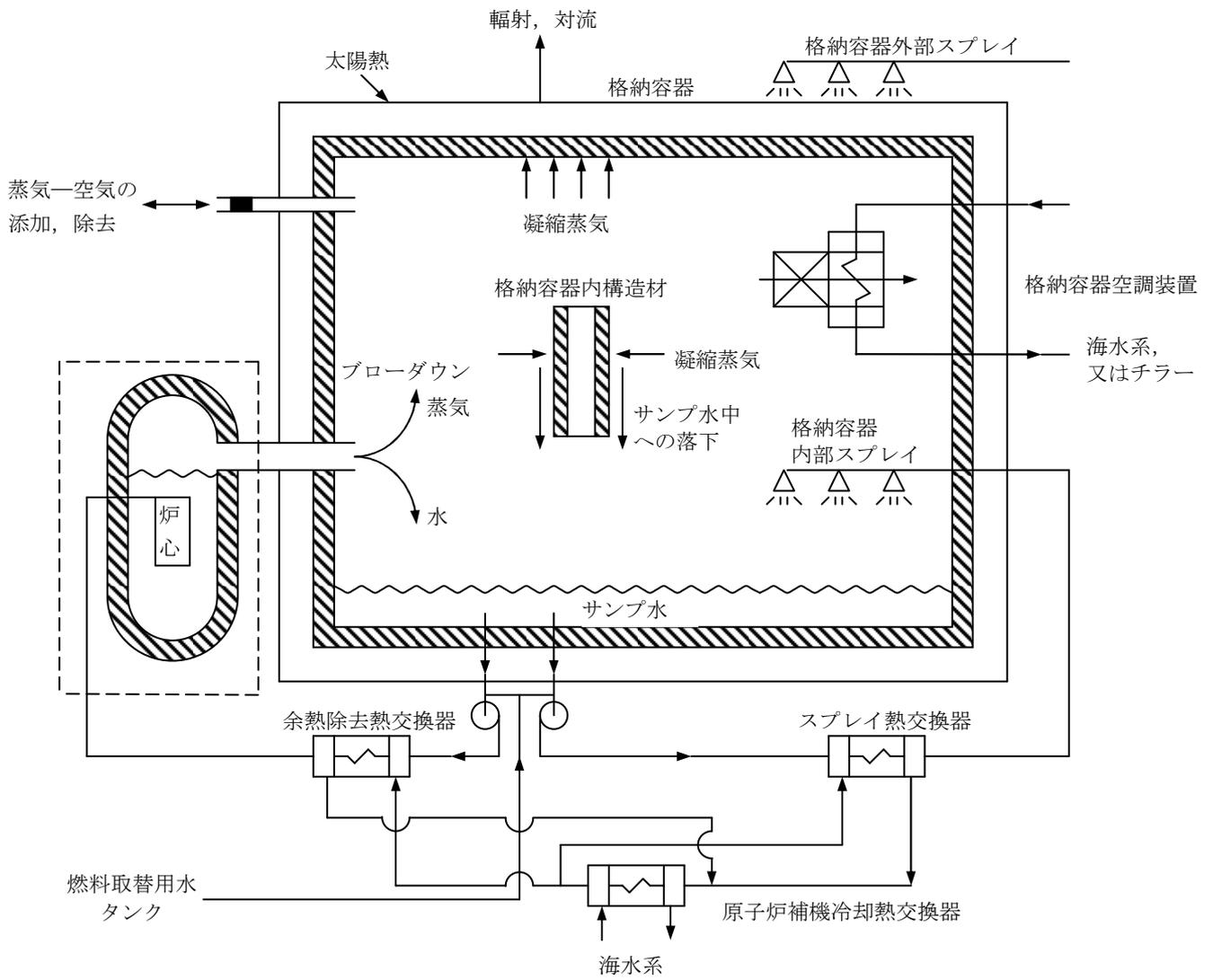


図 3-2 COCOコードモデル概念図

#### 4 妥当性確認

##### 4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

COCOコードの格納容器健全性評価への適用性検証のため、CVTR (Carolina Virginia Tube Reactor) 実験解析を実施した。CVTR実験は設計基準事故 (DBA) を模擬した総合試験であるが、前述の通り、重要となる原子炉格納容器への放出質量及びエネルギー流量に対する格納容器の除熱性能を確認するための試験データとして採用する。対象とした実験ケースは Test-3 であり、一定時間の蒸気放出後、CV スプレイを作動させずに蒸気の凝縮及び自然対流による減圧挙動を観測したケースである。

また、

表 4-1 に「H」ランクとして抽出された重要事象とその妥当性確認方法を示す。

表 4-1 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	物理現象	CVTR Test-3 実験解析	関連モデル
格納容器	構造材との熱伝達 及び内部熱伝導	図 4-3 図 4-4	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル

## 4.2 CVTR試験

実験は1969年にU.S. Atomic Energy Commission's Water Reactor Safety Programの一部として実施された。このプロジェクトの目的は、CVTR格納容器を用いて発電用原子炉の安全評価に直接適用可能な情報を得ることにあつた。(Ref.[2])

### 4.2.1 試験装置の概要

#### (a) 格納容器

格納容器は鉄筋コンクリート製で、平らな底板のあるシリンダー構造物に半円球ドームをかぶせた構造になっている。自由体積は約6400m<sup>3</sup>である。

#### (b) 蒸気注入設備

試験で用いる蒸気は、格納容器近隣にある石炭火力発電所より供給される。

#### (c) 格納容器スプレイ

格納容器の減圧用散水スプレイシステムがDBA模擬実験のために設置された。スプレイノズルは格納容器をカバーできるように配置されている。

#### (d) 計測設備

CVTR試験では格納容器内圧力、格納容器内空気温度、格納容器壁面温度などが計測されている。

### 4.2.2 試験条件 (Test-3)

初期格納容器圧力：大気圧

初期格納容器温度：約27(°C)

注入質量流量：45(kg/sec)

エネルギー注入流量： $3 \times 10^4$ (kcal/sec)

蒸気注入終了時刻：166.4(sec)

格納容器スプレイ：作動無し

### 4.2.3 試験結果 (Test-3)

最高圧力：1.27(kg/cm<sup>2</sup>G)

最高圧力発生時刻：163(sec)

最高温度：113(°C)

最高温度発生時刻：163(sec)

### 4.2.4 解析結果

図4-1にCOCOコードの解析モデル概念図を、図4-2にCVTR格納容器構造の概

略図を示す。COCOコードでは、原子炉格納容器内部の熱的状态を単一ノードで模擬し、その内部で空気-飽和蒸気混合相と液相の2相に分離し各相内の圧力、温度は均一であるとして扱われる。

ヒートシンク表面の熱伝達モデルとしては修正内田の式を使用している。なお、本モデルは全交流動力電源喪失時の格納容器健全性評価で使用しているモデルと同様である。なお、解析においては外部との熱伝達を考慮せず、断熱扱いとしている。また、自由体積やヒートシンクデータについては特に保守性を考慮せずに **As Built** データを使用している。

COCOコードを用いた検証解析の結果を図4-3、図4-4に示す。図4-3に示すように、格納容器圧力については解析結果が実験結果（格納容器最高圧力）を上回って推移していることが確認できる。また、格納容器雰囲気温度については、解析結果が測定位置を勘案して算出したCVTR実験装置の平均雰囲気温度を上回って推移していることが確認できる。これは修正内田の式がヒートシンク表面の熱伝達を過小評価していることを示しており、これにより試験結果に対してピーク圧力は約1.6倍、ピーク温度は約40° F（約20°C）それぞれ高めの解析値を得ている。

従って、放出された蒸気がヒートシンク表面で凝縮するような事象に対して、熱伝達モデルとして修正内田の式を使用したCOCOコードによる解析は格納容器圧力、雰囲気温度を高め評価しているといえる。

表 4-2 CVTR と実機 PWR の比較

	CVTR	PWR プラント(注 1)
格納容器自由体積(m <sup>3</sup> )	6400	約 42000~約 73000
放出流量 (kg/sec)	45	約 85~5 (注 2)
放出エネルギー流量 (kcal/sec)	30000	約 27000~1000 (注 2)

(注 1)代表 2、3、4 ループプラント

(注 2)全交流動力電源喪失事象における 24 時間までの解析結果

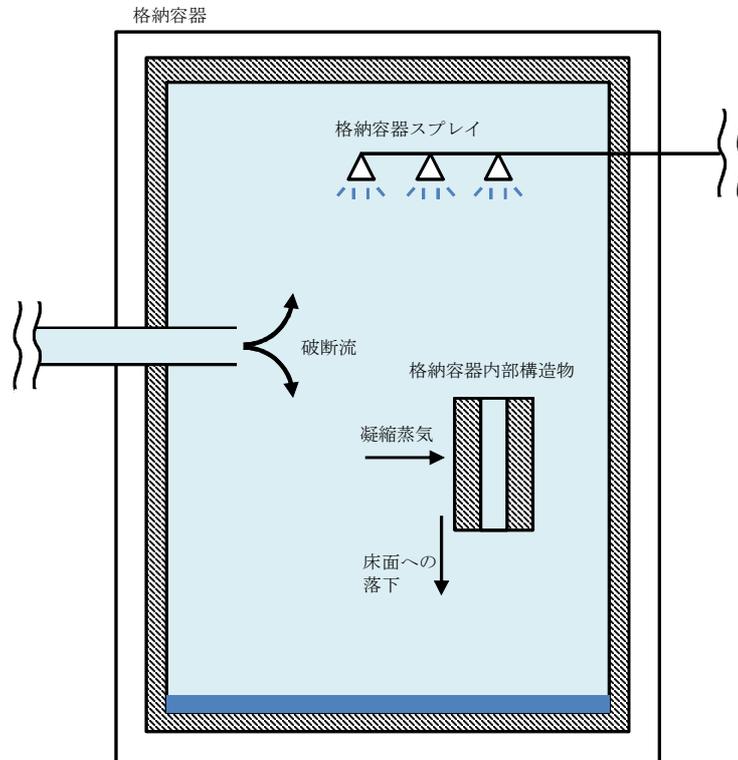


図 4-1 COCO 解析モデル概念図

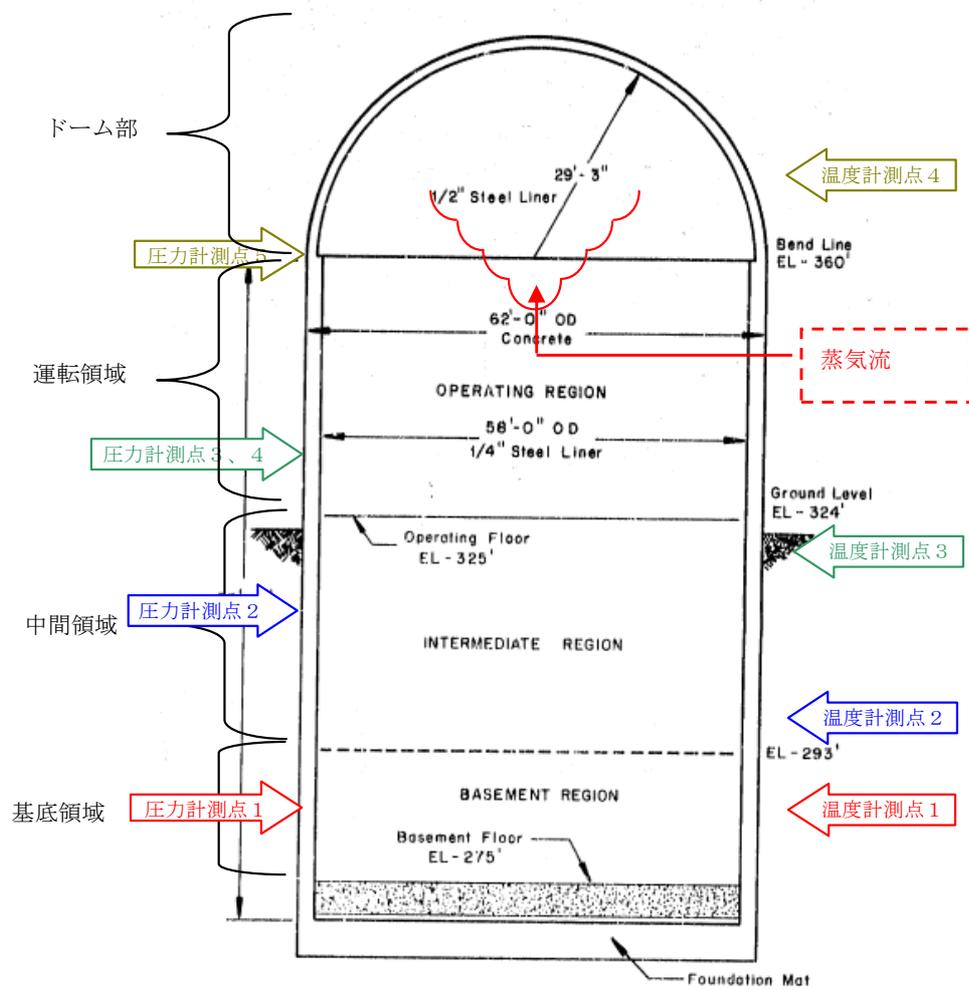


図 4-2 CVTR 格納容器構造概要図

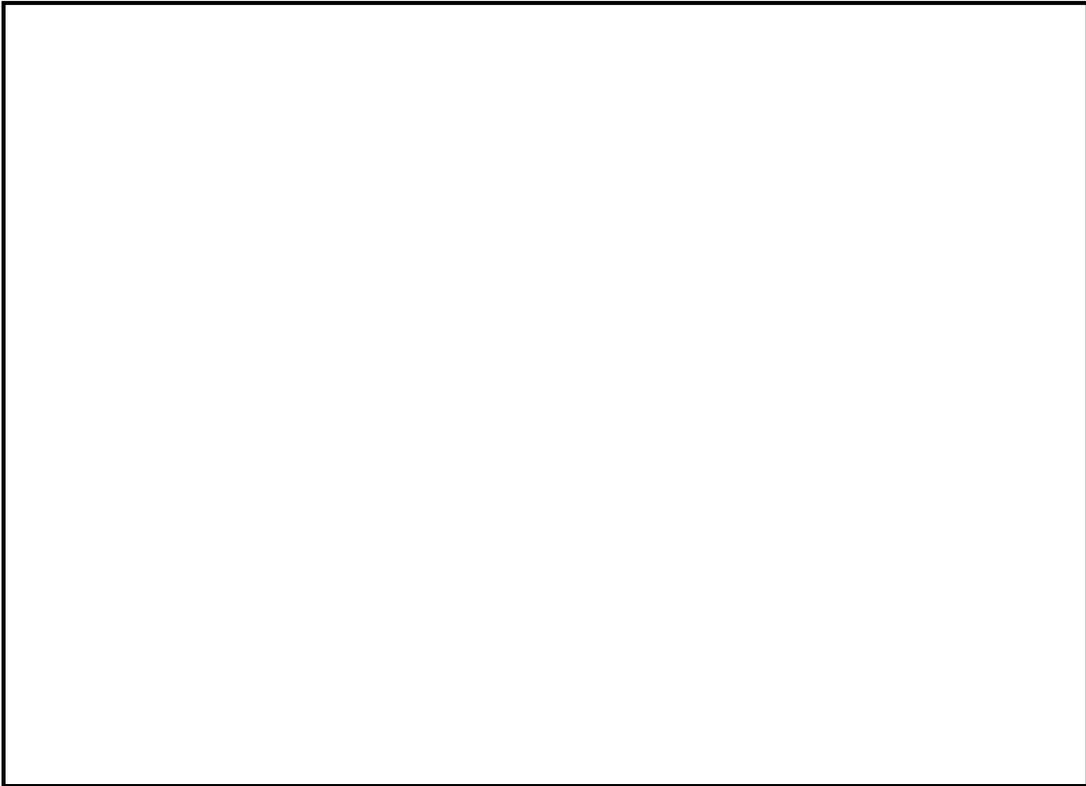


図 4-3 CVTR 実験 (Test-3) 圧力変化

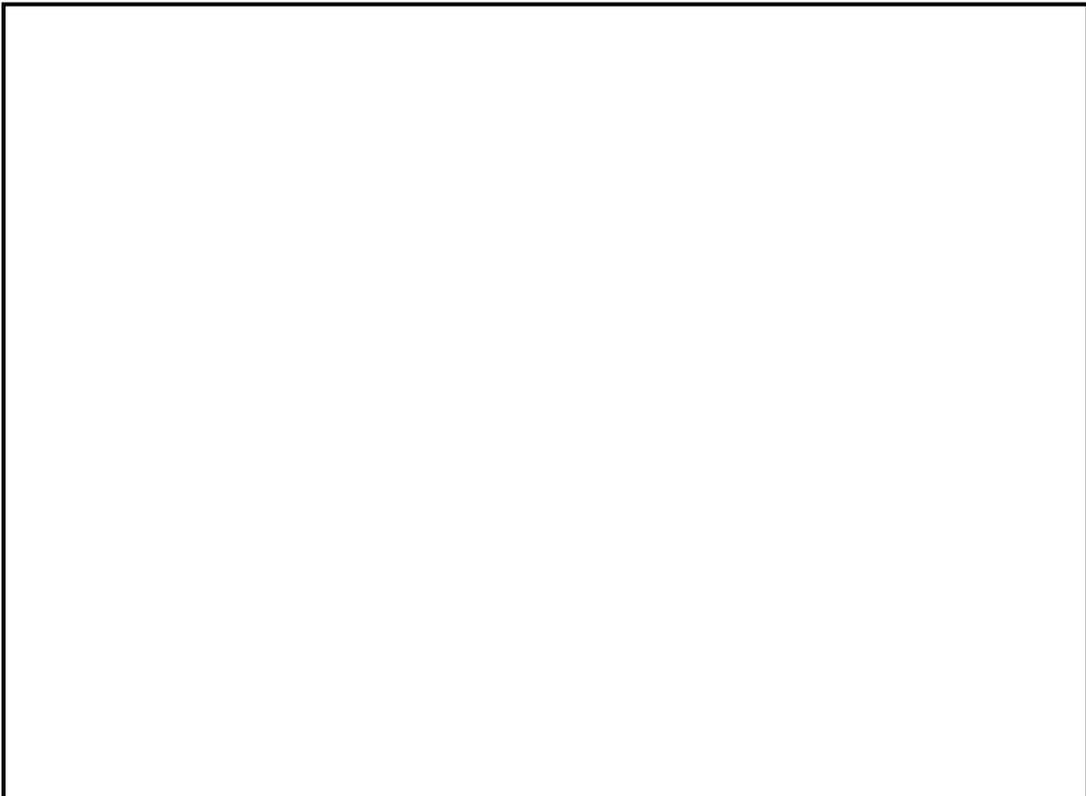


図 4-4 CVTR 実験 (Test-3) 温度変化

枠囲いの内容は、商業機密に属  
しますので公開できません。

#### 4.3 実機解析への適用性

COCOコードを使用した実機解析で対象とする事故シーケンスは全交流動力電源喪失であり、RCPシール部の破損により1次冷却材が格納容器内に放出され、格納容器内圧、雰囲気温度が上昇する状況をCOCOコードにより解析評価を実施している。内圧・温度の上昇を抑制する効果としては格納容器内の構造物によるヒートシンク効果しか期待できないため、検証解析としてはCVTR試験 Test-3 を選定している。この試験は4.2で述べたとおり、格納容器内に蒸気を一定時間放出させて、その後ヒートシンク効果により減圧・冷却させており、内圧・温度の抑制効果とし、ヒートシンクにのみ期待している点が全交流電源喪失事象と類似している。CVTR試験装置と実機PWRの比較を表4-2に示す。自由体積は実機PWRに対して1/10程度であるが、放出流量及び放出エネルギー流量については、実機PWRにおける「全交流動力電源喪失時」のそれらとほぼ同等である。この点が、実験検証と実機PWRにおける「全交流動力電源喪失時」の条件の大きな違いであるものの、添付3に示す漏えい量の小さいNUPEC試験の知見(Ref.[3][4])から、COCOコードを実機PWRにおける「全交流動力電源喪失時」の格納容器圧力・雰囲気温度を評価する場合に用いることは妥当であるといえる。

また、ヒートシンク表面における熱伝達の不確かさについては、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、格納容器雰囲気温度については約40°F(約20°C)高めに評価することを確認している。したがって、CVTR試験 Test-3 で妥当性が確認されたCOCOコードを実機PWRの「全交流動力電源喪失」時の格納容器健全性解析に使用することは妥当である。

CVTR検証解析では、格納容器自由体積やヒートシンク物量として最適値を使用しているが、格納容器及び温度を高めに予測している。この過大評価の傾向はヒートシンク表面の凝縮熱伝達を小さく見積もることによるが、特にドーム部についてフルスケール規模に外挿すると、自由体積、即ち熱源となる蒸気量に対してヒートシンクとなる壁面の割合が相対的に小さくなることから、過大評価傾向は緩和される傾向になるものと考察される。しかし、熱伝達による凝縮を小さく予測するモデルであること、更には実機PWRの解析では不確かさを考慮して自由体積やヒートシンク物量がそれぞれ小さく設定されることから、実機PWRの格納容器圧力、格納容器雰囲気温度を高めに評価されると判断できる。

実機の「全交流動力電源喪失」事象に対する有効性評価解析では事故後24時間までの解析を実施しており、CVTR実験やNUPEC試験よりも長期間となるが、放出された蒸気が格納容器内の構造物(ヒートシンク)との熱伝達により凝縮することで格納容器圧力・雰囲気温度の上昇を抑制するという現象は事象発生直後から長期に至るまで継続する。したがって、CVTR実験に対する検証解析やNUPEC試験の結果から得られるCOCOコードの実機解析への適用性は、長期にわたる有効性評価解析に対しても当てはまると判断できる。

以上より、COCOコードは実機の「全交流動力電源喪失」への適用性を有するとともに、本章の検証／妥当性確認によりヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内部熱伝導モデルの不確かさについても、実機の「全交流動力電源喪失」に適用できるといえる。

## 5 有効性評価への適用性

4章にて議論した実験解析を踏まえ、COCOコードでHランクとした物理現象の不確かさについては、下記の通りである。

構造材との熱伝達については修正内田の式を用いることで、熱伝達率を小さく見積もることができ、評価指標である格納容器圧力・格納容器雰囲気温度を高め評価できることが確認された。

以下においては、COCOコードを用いて評価を実施する重要事故シーケンスにおいて評価指標の視点及び運転操作の視点から、上記の不確かさがどのような影響を与えるか考察を行った。

### 5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）

COCOコードが適用される重要事故シーケンスは炉心損傷防止対策における「全交流動力電源喪失（RCPシールLOCA）」である。本事象では、1次冷却材ポンプシールからの1次冷却材漏えいが発生し、漏えいに伴い質量及びエネルギー流量の放出が生じるが、原子炉格納容器内のヒートシンクによる除熱により、圧力及び雰囲気温度の上昇が抑制される。従って、1次冷却系からの放出質量流量及びエネルギー流量と格納容器内ヒートシンクによる吸熱が重要な物理現象となり、COCOコードではプラント過渡解析コードM-RELAP5で計算される放出質量及びエネルギー流量を境界条件として与え、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さく設定（修正内田の式を適用）することで、格納容器圧力及び雰囲気温度を高め評価することができる。

### 5.2 不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）

本事象における運転員操作としては、格納容器内圧力が最高使用圧力まで上昇した時に、再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することであるが、最高使用圧力に到達するまでには十分な時間余裕があるため、不確かさが運転員操作に影響を与えることはない。

## 6 参考文献

- [1] 三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法, MHI-NES-1016,改0 三菱重工業, 平成12年
- [2] R.C.Schmitt, et al., “Simulated Design Basic Accident Tests of The Carolinas Virginia Tube Reactor Containment“, TID-4500, Dec. 1970
- [3] 財団法人 原子力発電技術機構、原子炉格納容器信頼性実証試験 可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験（最終試験報告書）、平成5年3月（非公開資料）
- [4] 独立行政法人 原子力安全基盤機構（財団法人 原子力発電技術機構）、「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成4年度）」、平成5年3月

## 添付1 入力項目リスト

有効性評価で使用する入力パラメータを以下に示す。

入力項目リスト

分類	入力項目	
原子炉格納容器関連データ	格納容器内自由体積	
	初期温度	
	初期圧力	
	ヒートシンク（伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性、初期温度）	CV ドーム部およびリングガータ
		CV シリンダ部
		CV コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
		雑鋼材（ステンレス・スチール）
		雑鋼材（銅フィン・チューブ）
		配管（ステンレス・スチール（内部に水有））
		配管（ステンレス・スチール（内部に水無））
		配管（炭素鋼（内部に水有））
配管（炭素鋼（内部に水無））		
検出器等（アルミニウム）		
境界条件データ	破断流	破断流量
		破断流エネルギー

## 添付 2 CVTR Test-3 測定温度について

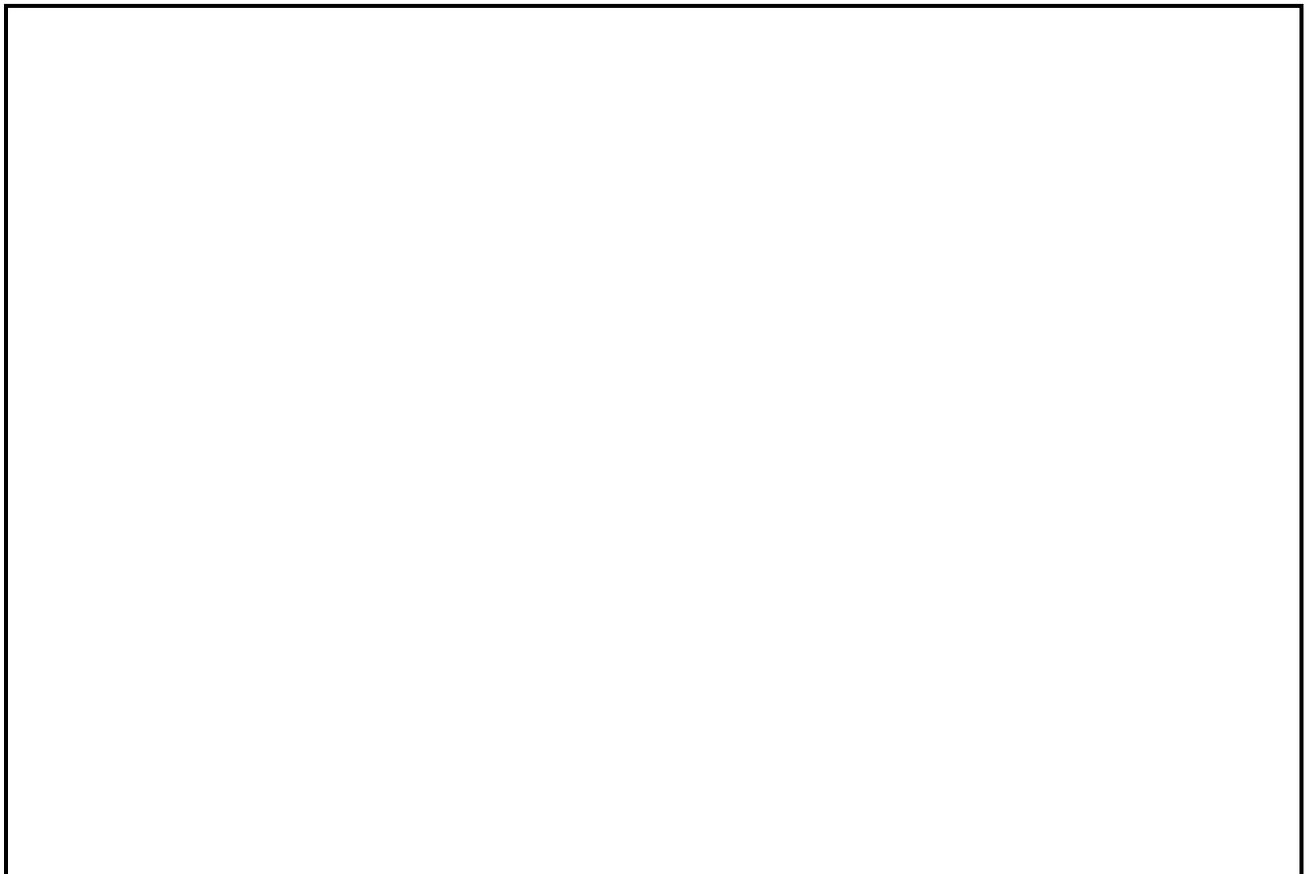
CVTR 試験では、4カ所の異なる高さ位置に温度計を設置して温度測定を実施している。  
(Ref.[2])

図 1 に 4カ所での測定値とCOCOでの解析値を示す。Test-3 試験では格納容器の上部に直接蒸気を放出しているため、上部の温度が高くなりやすい傾向にある。放出蒸気によって暖められた空気-蒸気の混合気体が拡散することで下部の温度も上昇しているが均一に混ざるには至っていない。

一方COCOコードでは解析体系を1ノードで扱うため、算出された温度は系全体の平均温度となる。COCOコードによる解析結果と試験結果を比較するために、試験結果の平均値を算出した。平均温度の算出方法は次項に示す。

この平均温度と比較してCOCOの解析結果は全解析期間にわたって高めの温度を予測していることから、全交流動力電源喪失時の格納容器健全性評価で使用している熱伝達モデル（修正内田の式）を使えば試験結果を高めに予測できるといえる。

なお、本試験では高温蒸気を格納容器の上部に放出しているため、密度差による対流がおこりにくい状況であると考えられるが、PWR プラントにおける SBO 時 RCP シール LOCA の事象では格納容器の下部に高温の 2 相流体が放出され、蒸気が密度差によって格納容器上部に拡散すると考えられるため、Test-3 のような広い空間における顕著な温度分布は生じないと考えられる。



付図 2-1 CVTR Test-3 測定温度と COCO コードに解析結果の比較

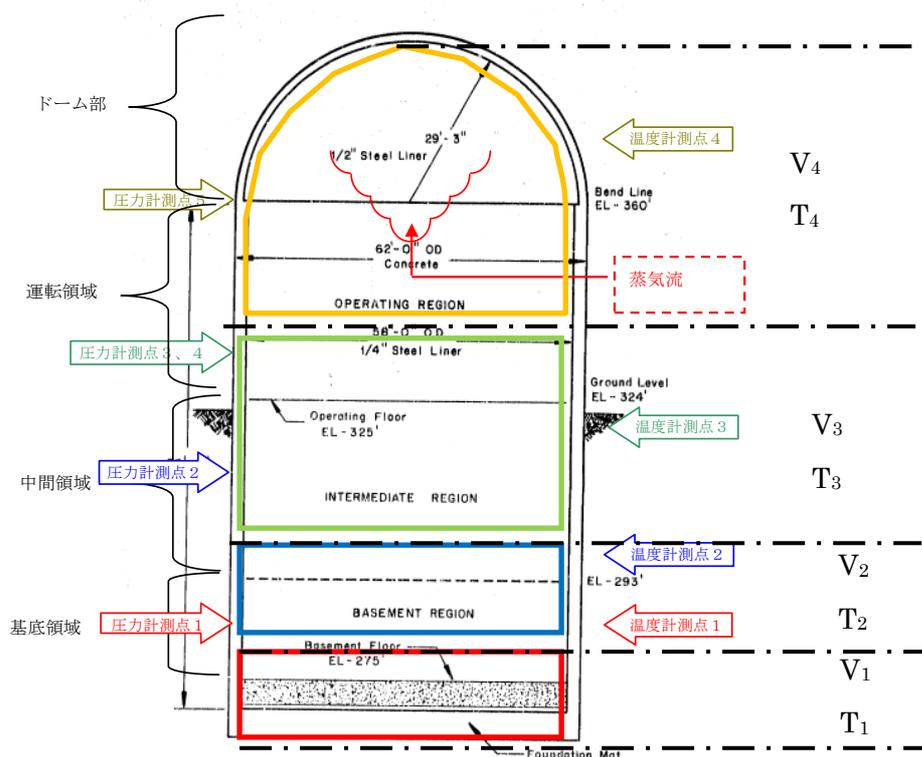
<平均温度の算出方法>

各測定点（高さ）の担当範囲の境界を測定点の中間高さとして、担当範囲の体積を求めて、各測定点の担当体積に応じた重みを掛けて平均温度を算出した。

$$T_{avg} = \frac{T_1 \times V_1 + T_2 \times V_2 + T_3 \times V_3 + T_4 \times V_4}{V_1 + V_2 + V_3 + V_4}$$

$V_i$  : 測定点  $i$  の担当する体積

$T_i$  : 測定点  $i$  における測定温度



付図 2-2 平均温度算出のための体積区分

### 添付 3 NUPEC 試験 (M-3 シリーズ) について

原子力発電技術機構(財) (NUPEC) において昭和 62 年~平成 4 年に実施された可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験であり、炉心損傷事故時における格納容器内水素の濃度分布と混合挙動及び格納容器内水素の燃焼挙動を把握するとともに、放出蒸気等による水素燃焼抑制効果も併せて確認し、また格納容器内の放射性物質の捕集特性の把握ならびに格納容器の耐圧機能限界の把握を行い、格納容器の健全性について総合的評価を実施したものである。

一連の試験の中で、格納容器内に水蒸気のみを放出した試験が実施されており (M-3 シリーズ)、ここではこの試験結果を参照してCOCOコードの実機解析への適用の妥当性について確認する。

#### <試験の概要>

##### (1) 格納容器

格納容器はドライ型 4 ループ PWR の 1/4 規模であり、4 ループ相当の区画が模擬されており、自由体積は 1300m<sup>3</sup> である。付図 3-1 に試験設備の概要図を示す (Ref.[4])。

##### (2) 蒸気供給設備

配管破断時の放出蒸気を模擬するため蒸気供給設備を設けている。

##### (3) 計測設備

雰囲気温度、圧力、格納容器壁面温度、区画壁面温度が計測されている。圧力は区画間圧力損失が微小であることからドーム部の圧力を代表して測定している。区画壁面温度及び空間温度は熱電対により計測している。

#### <試験条件 (M-3 シリーズ) >

放出水蒸気による格納容器内循環確認試験として、格納容器内に水蒸気のみを流入させて、各区画内温度分布、圧力計測を実施している。

M-3-1~4 の各試験条件を付表 3-1 に示す (Ref.[4])。

#### <試験結果 (M-3 シリーズ) >

試験結果を付図 3-2~5 に示す (Ref.[3])。ドーム部及び一般部について複数の高さ位置について温度が計測されているが、いずれの試験においてもドーム部については各測定位置で顕著な温度差は認められない。これは放出水蒸気により格納容器内循環が発生しており、ドーム部において温度成層化していない事を示している。

#### <COCO コードの実機解析への適用性>

本試験は水蒸気量の放出量として実機の「全交流動力電源喪失」時相当もしくはそれより

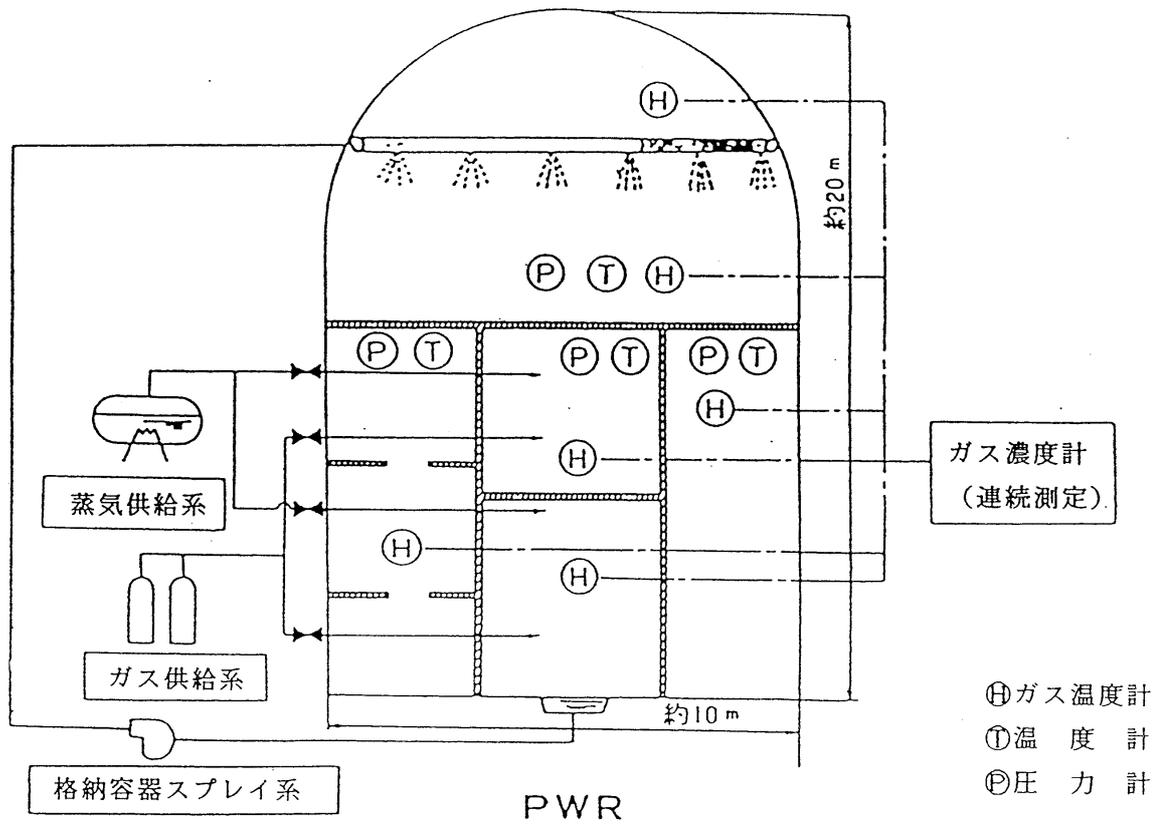
も少ない条件において試験を実施している。本試験結果からもドーム部においては有意な温度成層化は認められていない。したがって、本試験のように小さい漏えい量においても格納容器圧力・雰囲気温度を評価する場合に格納容器内を1ノードで模擬するCOCOコードを用いることは妥当であるといえる。

付表 3-1 NUPERC試験の試験条件 (M-3 シリーズ)

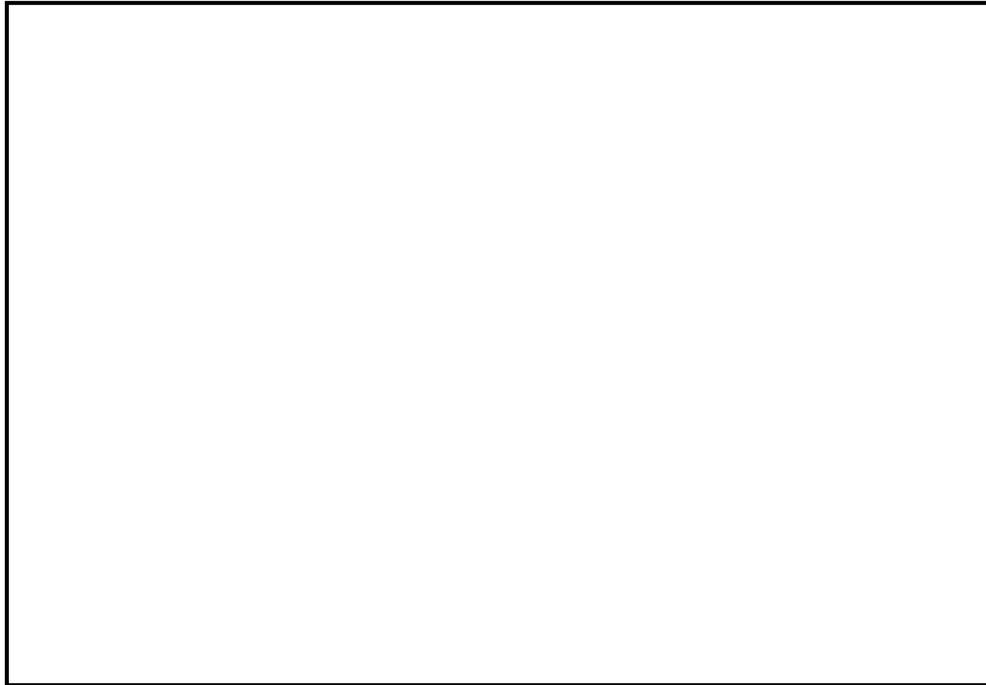
Run No.	CV 初期温度 (°C)	水蒸気放出			放出位置	CV 自由体積 (m <sup>3</sup> )
		流量 (kg/sec)	時間 (min)	気体温度 (°C)		
M-3-1	室温	0.08	30	105	SG ループ室 下部基礎部	1300
M-3-2	室温	0.33	30	128	SG ループ室 下部基礎部	
M-3-3	82	0.33	30	130	SG ループ室 下部基礎部	
M-3-4	室温	0.33	30	128	加圧器逃し タンク	
(参考) 実機 PWR (注1)	約 50°C	約 85~5 (二相放出) (注2)	—	約 300 (RCS 初期 温度)	SG ループ室 下部	約 42000~ 約 73000

(注1) 代表 2, 3, 4 ループの「全交流動力電源喪失事象」における解析条件及び解析結果

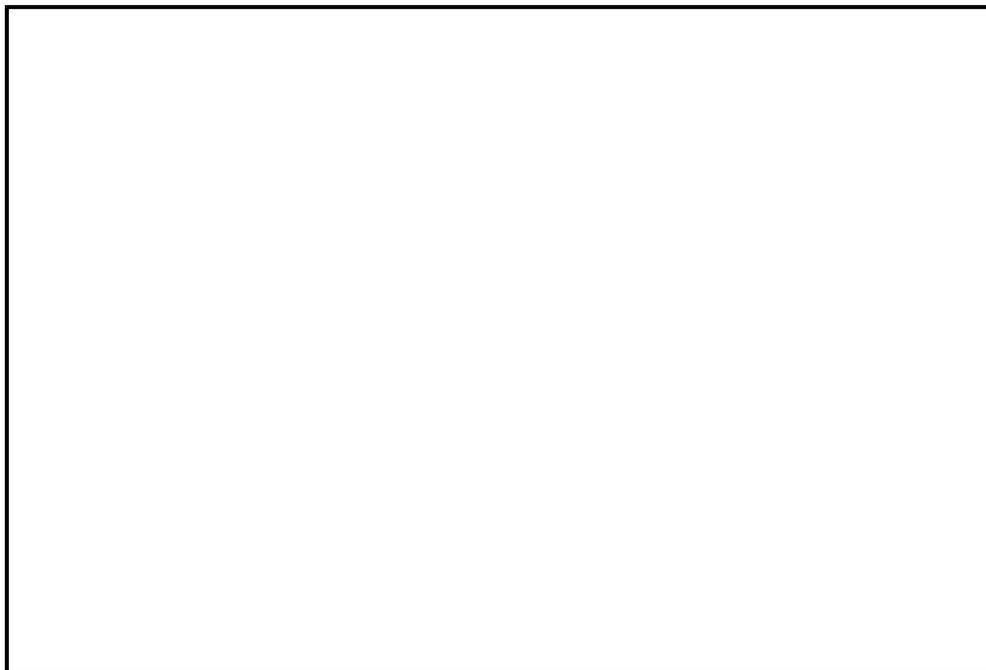
(注2) NUPERC試験における水蒸気放出量を実機の規模に換算した場合、約 19~3kg/sec



付図 3-1 NUPEC 試験設備概念図

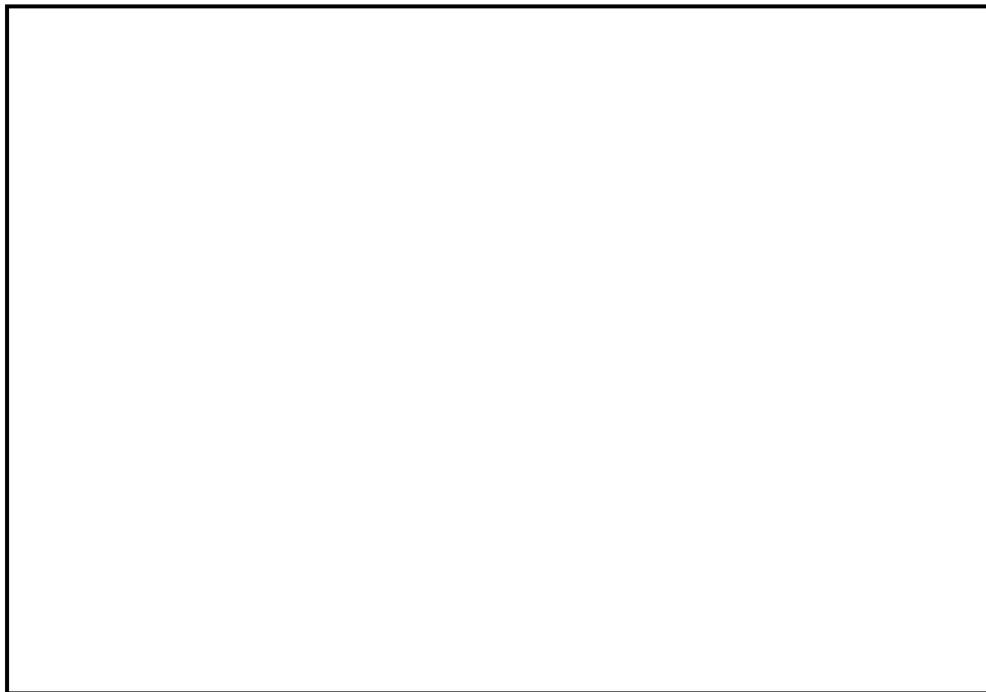


付図 3-2 NUPEC 試験 (M-3-1) 試験結果

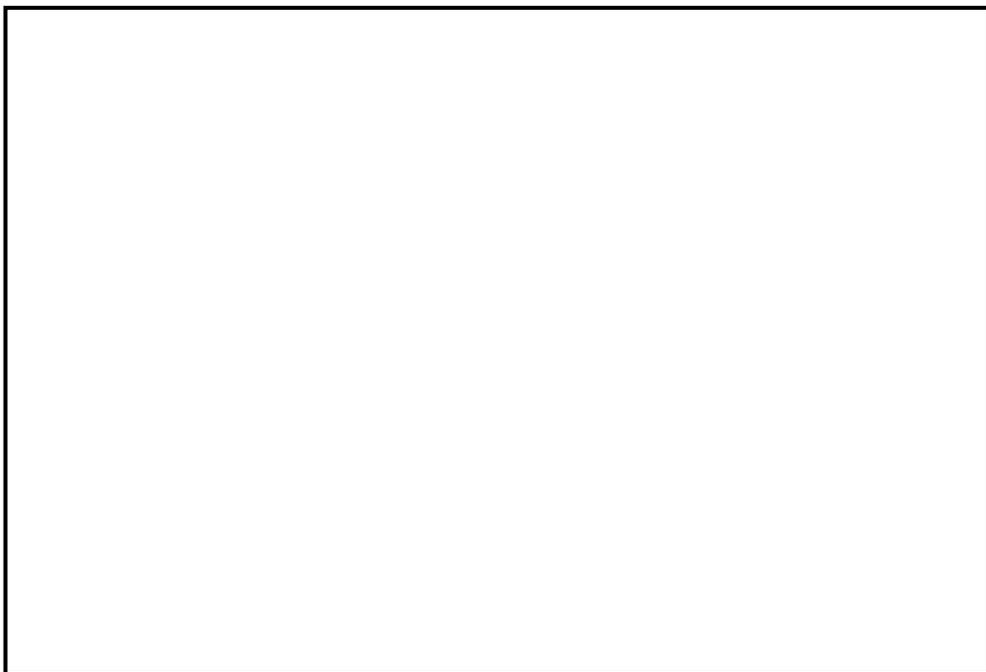


付図 3-3 NUPEC 試験 (M-3-2) 試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref. [3])の内容ですので公開  
できません。



付図 3-4 NUPEC 試験 (M-3-3) 試験結果



付図 3-5 NUPEC 試験 (M-3-4) 試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref. [3])の内容ですので公開  
できません。