

格納容器・原子炉建屋内熱流動挙動解析モジュールCOTHAのモデル概要

アレクサンダー 中田* 内藤 正則*

Model Overview of Containment Thermal Hydraulic Analysis Module (COTHA)

Alexandre Nakata* and Masanori Naitoh*

原子力プラントのシビアアクシデント時における原子炉圧力容器内事象を対象とした RELAP/SCDAPSIM と連成させて格納容器・原子炉建屋内の熱流動挙動を解析するモジュール COTHA (COntainment T_hermal H_ydraulic A_nalysis module) のベータ版を開発した。RELAP/SCDAPSIM との連成解析を考慮して COTHA は解析体系をノードジャンクション法で分割することを前提としている。COTHA は単独 (スタンドアローン) でも作動させることも考慮し、解析の対象は軽水冷却型原子力プラントおよび小型モジュラー炉 SMR に代表される第IV世代の原子力プラントとした。本稿では COTHA のモデル概要を紹介する。

Keywords: 原子力安全、シビアアクシデント、格納容器内事象、熱流動解析、シミュレーション

1. はじめに

原子力安全工学センターでは、原子力プラントの通常運転時から格納容器破損に至るシビアアクシデントの一貫解析コード ISAAP を開発している。ISAAP ベータ版は、原子炉圧力容器破損に至るまでの In-Vessel 挙動を対象とした米国 ISS 社の RELAP/SCDAPSIM と、格納容器・原子炉建屋内の Ex-Vessel 挙動を対象として当社独自に開発した熱流動挙動解析モジュール COTHA および核分裂生成物の移行挙動解析モジュール FIPRA を連成させたものである。

以下に、COTHA の概要を紹介する。

2. モデル概要

COTHA は、解析対象の炉型を軽水冷却型原子力プラント (沸騰水型 BWR および加圧水型 PWR) および小型モジュラー炉 SMR (Small Modular Reactor) に代表される第IV世代の原子力プラントとし、格納容器内および原子炉建屋内をノードジャンクション法によって領域分割して熱流動挙動

を解くプログラムである。質量・エネルギー・運動量の保存則を基礎方程式とし、各種構成方程式を組み合わせで解いている。

領域内の雰囲気は、水蒸気と非凝縮性ガス (酸素、窒素、水素、一酸化炭素、二酸化炭素、および希ガス) の7種類の多成分ガスと液体微粒子であるミストで構成し、ガスは水蒸気を含めてすべて理想気体として扱っている。ノードジャンクション法で分割した各空間領域内の雰囲気は、一様混合体としている。すなわち、各空間領域における流体は一つの方法で代表し、各空間領域の位置と内部の物理量は図1に示すように代表1点で近似している。

原子力プラントには、事故の拡大を防止するための工学的安全設備が設置されている。COTHA では以下の設備が作動した場合には、その機能を考慮している。

- 格納容器スプレイ
- ファンクーラー
- 酸水素再結合器
- 圧力抑制プール (BWR の場合)
- 格納容器ベントシステム

図2に解析体系の一例と考慮している主要な伝熱形態を示す。

*アドバンスソフト株式会社 原子力安全工学センター

Nuclear Safety Engineering Center, AdvanceSoft Corporation

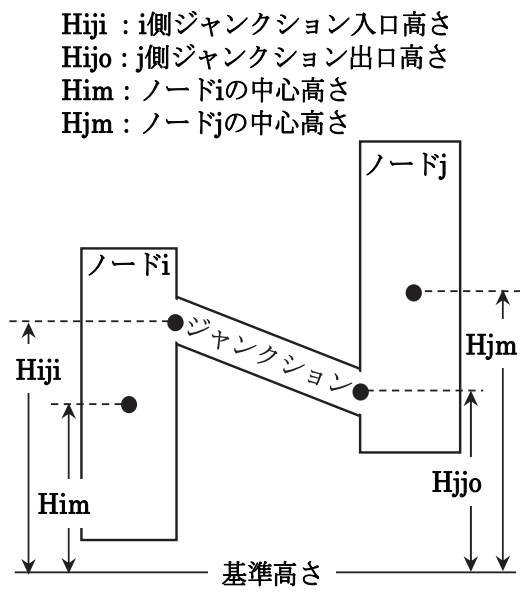


図1 計算領域内の代表位置

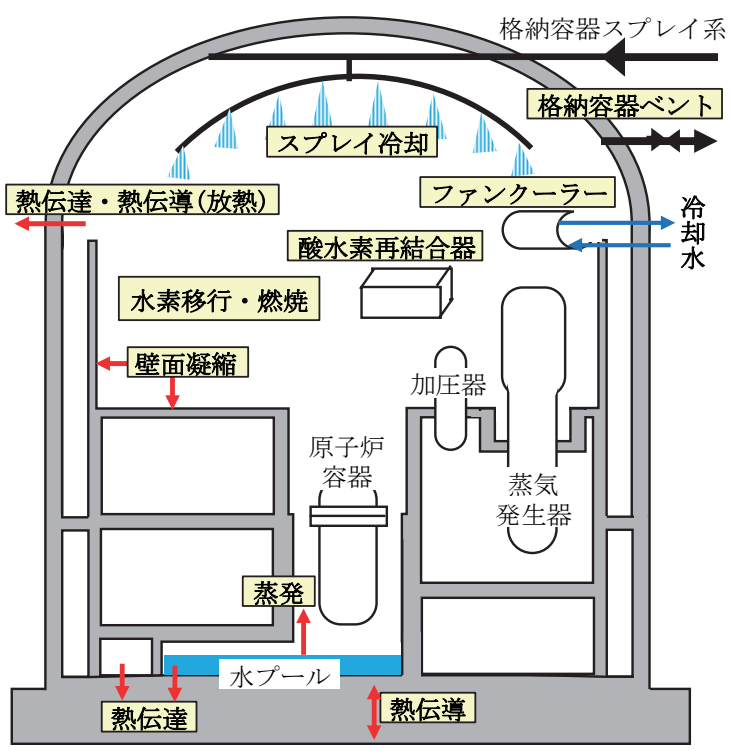


図2 解析体系

3. 基礎方程式

各解析領域の間の流動は以下の方程式で計算する。

- 解析領域間の流量：運動量保存式
- 解析領域内の質量：質量保存式
- 解析領域内の圧力・温度：質量・エネルギー保存式および状態方程式

4. COTHA で考慮している物理現象のモデル

4.1. 溶融コリウムの移行挙動

原子炉圧力容器が破損すると、炉内の溶融物（コリウム）が格納容器内に流出する。容器破損時の圧力に依存して、流出するコリウムの形態として図3に示すような二種類を想定する。

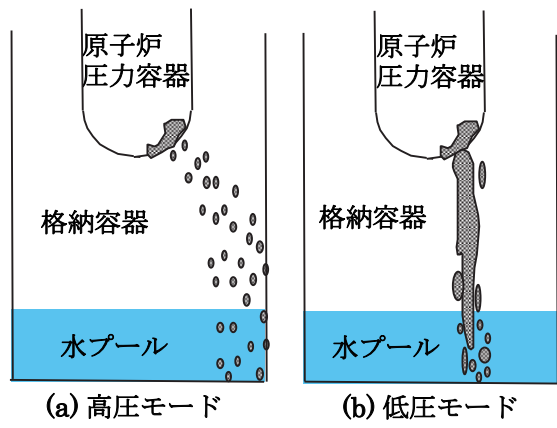


図3 コリウムの流出形態

原子炉圧力容器内圧が高い状態で破損すると、図3(a)のようにコリウムは高圧状態で噴出し、細粒化される。

一方、低圧時には図3(b)のようにコリウムは連続体として流出する。COTHA のモデルでは、コリウムの形態を円柱としており、水プール内に落下してから、細粒化されるとしている。

これらコリウムは、周囲との伝熱によって落下過程で温度が変化する。流出するコリウムの質量は COTHA と連成する In-Vessel 解析コード RELAP/SCDAPSIM により与えられる。

細粒化するコリウムの粒子径は、流体力学的に安定に存在し得る最大の径とし、無次元ウェーバー数に基づいて求める。円柱を想定したコリウム連続体が水プールに落下する際は、連続体が水面に到達時に直ちに細粒化されると仮定し、水中でのさらなる細粒化は想定しない。

4.2. 構造物のモデル

構造物は解析領域ごとに平板のヒートスラブ（Heat Slab）で模擬し、ヒートスラブ内の伝熱は一次元熱伝導方程式によって解く。構造物表面における熱移動は図4に示すように、隣接する雰囲気との対流熱伝達、凝縮熱伝達、輻射熱伝達の和として評価する。

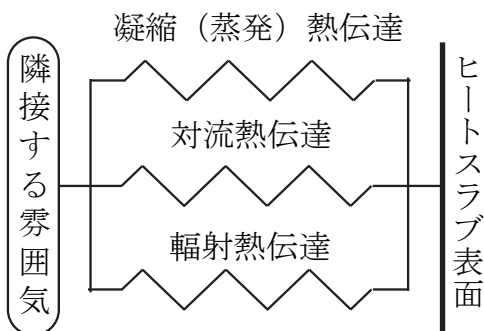


図4 構造物表面からの伝熱モデル

4.3. 燃焼モデル

水素および一酸化炭素の燃焼を総括反応モデルで考慮している。各解析領域内の流体の条件が入力値で与える着火条件に到達した場合に燃焼が始まるとし、火炎の伝播速度は実験で検証された相関式で計算する。燃焼は発熱を伴うので、発生熱は各解析領域における入熱として扱う。

燃焼の速度や燃焼に伴う温度・圧力の急速な変化を仔細に求めるには素反応過程を考慮したCFD解析が望ましく、必要に応じてスタンドアローンで燃焼のCFD解析コードを使用することとして、COTHAの燃焼モデルは上記したような簡易計算モデルとしている。

酸水素再結合器

原子力プラントには酸水素再結合器が設置されていることが多い。この設備は、酸素と水素を結合させる（すなわち、爆発的な反応に至る前に両者を結合させることによって、酸素・水素の濃度増加を抑える）ことによって爆発的な反応を防ぐ安全防護機器である。この設備が働く場合には、設備の詳細仕様を入力値として各解析領域内の酸素・水素の濃度を計算する。

4.4. 格納容器の破損とベントのモデル

格納容器壁は計算においてはヒートスラブとして扱われる。このヒートスラブの温度、および格納容器内外の圧力差が入力値で与える破損条件に到達すると、「格納容器は破損」として扱う。破損面積は入力値で規定し、破損後の格納容器内の気体は内外の圧力差に応じて外部に放出される。

格納容器ベントシステム

原子力プラントには、格納容器圧力の過度な上昇を抑え、格納容器そのものの健全性を維持するために、一定の条件で作動するベントシステムを備えている場合が多い。一般にベントシステムは格納容器と外気（環境）を配管で結び、通常は配管の経路にあるラプチャーディスクと隔離弁によって隔離されている。

COTHAでは、ベント系をジャンクションで模擬し、ラプチャーディスクと隔離弁の両方が入力値で指定する開条件となった場合に圧力差に応じて格納容器内の流体が外気（環境）に放出されるとしている。また、入力値の指定により隔離弁が再び閉じることも想定している。

4.5. ファンクーラー

ファンクーラーは、格納容器内に設置され、格納容器雰囲気を冷却するための安全防護設備の一つである。冷却に使用する二次側冷却水は格納容器外部に接続している。この設備が作動する場合には、入力で与えた設備仕様にしたがって熱を奪い、解析領域の温度を計算する。

4.6. 格納容器スプレイ

格納容器スプレイは、水滴を格納容器内雰囲気中に散布することにより、雰囲気の水蒸気を凝縮させて圧力上昇を抑える安全防護設備である。

スプレイノズルから噴出した水滴は、直ちに終端速度に到達すると仮定して、粘性・密度・水滴径の関数で与えられる相関式から終端速度を求める。水滴の数密度は、スプレイ流量と水滴径の関数として求め、蒸発による水滴径の変化は無視する。そして、水滴への熱伝達および凝縮熱伝達を相関式に基づいて計算する。これらの情報に基づいて落下する水滴の温度変化を求め、水滴による除熱量、ひいては雰囲気の圧力変化を計算する。

4.7. 圧力抑制プール

BWR固有の安全防護設備として圧力抑制プールがある。この設備は、図5に示すようにBWR格納容器（ドライウェル）内雰囲気を圧力抑制室

(ウェットウェル) 内に蓄えた水中 (圧力抑制プール) に導き、水蒸気を凝縮させることによってドライウエルの過度な圧力上昇を抑えるものである。ドライウエルとウェットウェル水中はベント管で連結されており、ベント管の水頭圧を超えてドライウエルの圧力が高くなると自動的にドライウエルの雰囲気は圧力抑制プール中に導かれて水蒸気が凝縮する仕組みとなっている。圧力抑制プールには、原子炉圧力容器の過圧を防止するための逃がし安全弁からの水蒸気も導かれる。

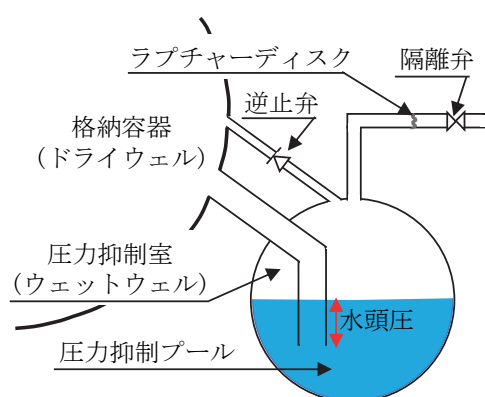


図5 BWR 格納容器圧力抑制の仕組み

圧力抑制プールに導かれる水蒸気には、格納容器内を満たしていた窒素ガスや事故進展に伴って発生する水素ガスなどの非凝縮性ガスが混在する。このような非凝縮性ガスは、ウェットウェル内に溜まるが、逆止弁の作用によってドライウエルに逆流してドライウエルとウェットウェルの均圧化が図られる。

COTHA ではこのような格納容器圧力抑制の仕組みを以下の簡易モデルによって評価している。

圧力抑制プール中での水蒸気凝縮に伴ってプール内では凝縮能力に影響する温度成層化現象が現れることが知られている。温度成層化とそれによる水蒸気の水中における直接凝縮への影響を仔細に解くためには、解析領域を微細に細分化して CFD 的手法を適用する方法がある。これに対して、COTHA では圧力抑制プールを上下の 2 領域に分割している。2 領域間の混合は無視し、温度は熱伝導によってのみ伝わるとしている。水蒸気は上の領域でのみ凝縮し、上の領域が飽和温度になると、それ以上の凝縮はなく、水蒸気は凝縮せずにウェットウェルに溜まる。領域間の境界

位置は、実験で得られている経験値を入力値として設定している。

4.8. 水プールの形成

格納容器床面には、スプレイ水、構造物壁面の凝縮水、原子炉圧力容器破損時に流出する炉水などが蓄積し、プールを形成する。このときの水プールは一様混合の 1 領域で扱い、周囲への放熱（あるいは入熱）を考慮してエネルギー保存則および質量保存則に基づいて温度を計算する。プール水温が、上面の雰囲気温度より高くなった場合には蒸発を考慮して水位変化を計算する。

第 4.1 節で述べたように、水プールにコリウムが流入する際は、すでに細粒化されたコリウムを想定しており、水中でのさらなる微細化は考慮しない。コリウムが円柱の連続体ではなく粒子状であるとしているので、相対的にコリウムから水への伝熱面積は増大し、圧力の急上昇を生むこととなる（この現象は、水蒸気爆発の前段階である「初期粗混合」の過程を想定していることに相当する。COTHA では、圧力変化の伝播速度が音速に近い、あるいは音速を超えるようないわゆる水蒸気爆発は取り扱わない）。

5. まとめ

以上に 2022 年 3 月に完成した COTHA ベータ版に含まれるモデルを概説した。今後、本ベータ版と核分裂生成物移行挙動の FIPRA ベータ版を RELAP/SCDAPSIM と連成させた ISAAP コードにより、PHEBUS に代表される実験解析、TMI 事故解析、および福島第一原子力発電所の事故解析を実施し、コードを検証するとともに必要に応じてモデルの追加・改良を実施していく。

※ 技術情報誌アドバンスシミュレーションは、アドバンスソフト株式会社 ホームページのシミュレーション図書館から、PDF ファイル（カラー版）がダウンロードできます。（ダウンロードしていただくには、アドバンス/シミュレーションフォーラム会員登録が必要です。）