

シビアアクシデント解析コードIMPACT/SAMPSON

浜野 明千宏* 森田 秀利** 吉岡 逸夫** 三橋 利玄* 湊 明彦*

Severe Accident Analysis Code IMPACT/SAMPSON

Achihiro Hamano*, Hidetoshi Morita**, Itsuo Yoshioka**,
Toshiharu Mitsunashi* and Akihiko Minato*

軽水炉プラントのシビアアクシデント解析システム IMPACT/SAMPSON は、財団法人エネルギー総合工学研究所が所有しているソフトウェアである[1]。われわれは IMPACT/SAMPSON を用いた解析を手がけてきた。本項では、われわれの経験に基づき IMPACT/SAMPSON の解説を行う。

Key word:原子力発電、原子力安全解析、シビアアクシデント

1. はじめに

IMPACT[1] (Integrated Modular Plant Analysis with Computer Technologies) は、平成 5 年度から平成 14 年度にかけて旧通商産業省・経済産業省の委託事業の中で旧財団法人原子力発電技術機構が開発し、現在、財団法人エネルギー総合工学研究所が所有しているソフトウェアであり、軽水炉プラントの定常運転からシビアアクシデントに至る種々の事象を対象としたコードの総称である。

IMPACT/SAMPSON (Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized

Simulations Oriented towards Nuclear Fields) はその 1 コードであり、財団法人エネルギー総合工学研究所では、福島第一発電所の事故推移の解明にも IMPACT/SAMPSON による全電源喪失後のプラント挙動解析を実施している[2]。

2. シビアアクシデント

原子炉の中では、燃料ペレットを収めた燃料棒の集合体が炉心に収められ、炉心は原子炉圧力容器に

収められ、それを格納容器に収めることで、核燃料の放射線防護を行っている。シビアアクシデント

(過酷事故) とは、その燃料棒が破損し、炉心が損傷し、原子炉圧力容器が壊れ、さらに格納容器が破損して、放射性物質が外部環境へ放出される過酷事故をいう。これは、アメリカのスリーマイル島の事故をイメージしたものである。

シビアアクシデントに関しては、1990 年に米国の NRC (Nuclear Regulatory Commission 原子力規制委員会) は「シビアアクシデントのリスク」

(NUREG-1150[4]) という報告書を発表している。

そこでは、米国に実在するサリー、セコイヤ、ザイオン (以上、加圧水型原子炉(PWR ; Pressurized Water Reactor))、ピーチボトム、グランドガルフ (以上、沸騰水型原子炉(BWR ; Boiling Water

Reactor)) の 5 つの原子力プラントを対象に、確率的リスク評価という手法を用いて、シビアアクシデントがどのくらいの確率で発生するか分析している。このレポートでは、炉心溶融、格納容器破損の結果、放射性物質が周辺環境へ放出された場合の住民の健康への影響や住民の避難の速度の検討までも行われている。日本では 1992 年に原子力安全委員会がシビアアクシデントの検討が必要との態度を打ち出し、通産省の指導により電力業界が 1994 年にシビアアクシデント対策を出している。

*アドバンスソフト株式会社 第 2 事業部

Computational Science and Engineering Division II,
AdvanceSoft Corporation

**アドバンスソフト株式会社 技術第 4 部

4th Technical Division, AdvanceSoft Corporation

「日本ではシビアアクシデントは起こらない」という態度を変更して、BWR の格納容器について、破壊を防ぐためにガスを大気中に放出するパイプを設置することを決めていることが注目される。

NUREG-1150 では、プラントごとに、炉心溶融に至る確率が事故の種類によって異なることを示している。電気出力 106 万 kW 級の BWR で、MARK I 格納容器であるピーチボトムでは、全電源喪失が炉心溶融に至る事故の内の 47% を占め、ATWS が 43% を占めている。全電源喪失とは、サイト外の電源喪失からサイト内のバッテリー、非常用ディーゼル発電機まで使えなくなる状態である。地震発生→制御棒挿入→地震により送電線の碍子が壊れて外部からの電源喪失→非常用ディーゼル発電機の立ち上げに失敗→温度上昇による炉心損傷というケースがおきる割合が高いという結論が、NUREG-1150 に提示されており、福島第一原子力発電所の事故の展開に似た状況を想定している。

シビアアクシデントの研究は、実際に再現することができないことから、コンピューターによるシミュレーションで解析する必要がある。そのような研究では、事故シナリオをどのように想定するかが重要となる。NUREG-1150 で示されたように、個々のプラントによって事故シナリオの展開も異なる。

全電源喪失事故のシナリオの例 (TB1) を、米国バットル研究所の報告書 NUREG-4624[5]に従って説明する。このシナリオでは、まずサイト内外の全ての交流電源が喪失したところから始まる。この状態では原子炉への給水は蒸気駆動の ECCS しか使えず、しかもこの ECCS を作動させるには、DC 電源が必要なため、バッテリーの寿命の 6 時間を過ぎれば、全ての工学的安全機能は喪失する。これにより、冷却材の量が急激に少なくなり、約 9 時間で燃料棒が露出し、燃料棒が溶融し始める。燃料棒が集まっている炉心は、溶融してずり落ち始め、次いで炉心を支持している構造物がやはり溶融してしまい、炉心が崩落する。シナリオの仮定では、炉心の 75% が溶融すれば炉心支持構造物が溶融するとしている。これにより原子炉压力容器内の冷却水は約 12 時間で一気に蒸発する。さらに現象が進展す

ると、高温の溶融物 (デブリ) が原子炉压力容器底部を破損することが想像されている。(以上、[3])

一方、燃料のヒートアップに伴い燃料ペレットから核分裂生成物 (FP : Fission Product) が放出され、燃料/被覆管ギャップに蓄積し、被覆管が破損すると 1 次系へ放出される。燃料溶融後、一部がデブリベッドを形成すると、そこから FP が 1 次系に放出される。デブリが崩壊熱により溶融して溶融プールを形成すると、やはり FP が 1 次系に直接放出される。放出された FP は、ガスやエアロゾルとして移行し、一部は構造物や冷却材に捕捉されるが、格納容器内に移行したエアロゾル状の FP は、重力沈降、慣性衝突、熱泳動、拡散泳動などにより壁や床に蓄積する。その一部は自身の崩壊熱により再浮遊して格納容器内に放出される。これらの FP は、スプレーなどの工学的安全設備により、環境へ放出が抑えられる。

福島第一発電所の事故の例を引くまでもなく、原子炉諸構造物の破損や放射性物質の拡散量の評価が、周辺環境への影響評価上重要である。

3. IMPACT の概要

IMPACT コード[1]は、複数の独立したプログラムで構成されている。内容を以下に示す。

・流体遷移挙動解析コード CAPE

燃料集合体の温度を過度に上昇させることなく安全に運転することのできる最大の出力 (BWR の限界出力、あるいは PWR の DNB 出力) を解析する。

・液体・構造連成解析コード FLAVOR

管群等の流動励起振動現象を移動境界の下で 2 次元解析する。移動境界の効果が無視できる場合には、構造物表面における圧力振動を 3 次元解析する。

・流動解析コード PLASHY

単相、二相及び混相流の 3 次元流動解析モジュールから成る CFD (Computational Fluid Dynamics) コード。過渡変化を含む伝熱・流動挙動を解析する。

・シビアアクシデント解析コード SAMPSON

軽水炉発電プラントの定常運転から原子炉内事象を経て格納容器事象に至る一連のシビアアクシデント事象を、11 個の独立モジュールを組み合わせ、解析する。

IMPACT の特徴として、以下の点があげられる。

- ① 理論式や機構論的モデルを広く採用しており、軽水炉プラントにおける定常運転からシビアアクシデントに至るプラント状態や各種の事象を、精緻に解析できる。
- ② 調整係数 (Tuning Parameter) がほとんどないため、ユーザーに依存しない解析結果が得られる。
- ③ OECD が主催する国際標準問題の解析等により、現在世界で使用されている解析コードの中でトップクラスの性能であることを確認している。
- ④ モジュール構成としているため、必要に応じてモジュールを単独で利用できる。

4. IMPACT/SAMPSON の概要

IMPACT/SAMPSON コード[1]は、軽水炉プラン

トのシビアアクシデントにおける原子炉容器内事象を経て格納容器内事象に至る種々の現象を対象として事故の一貫解析を行い、最終的に格納容器の健全性、核分裂生成物の放出挙動を評価するものである。IMPACT/SAMPSON を構成するモジュール群の内容を図 1 に示す。各モジュールの起動・停止及び解析モジュール間の情報の授受は制御モジュールが担当する。

13 カ国、21 の機関が参加した ISP-45 試験解析では、SAMPSON コードのうち「燃料棒ヒートアップ挙動」と「溶融炉心移動挙動」の 2 モジュールを連成させて解析した結果、燃料被覆管の破損時刻 (7182 秒) を唯一正しく評価することができた。解析では電極の接触抵抗や装置からの放熱のみを評価してオープン解析を実施し、それ以外の調整係数は一切ない。最終的な水素蓄積量の解析値は実測値と比べてブラインド解析では 18%ほど少なかったがオープン解析での差は約 6%となり、解析能力の高さが示されている[1]。

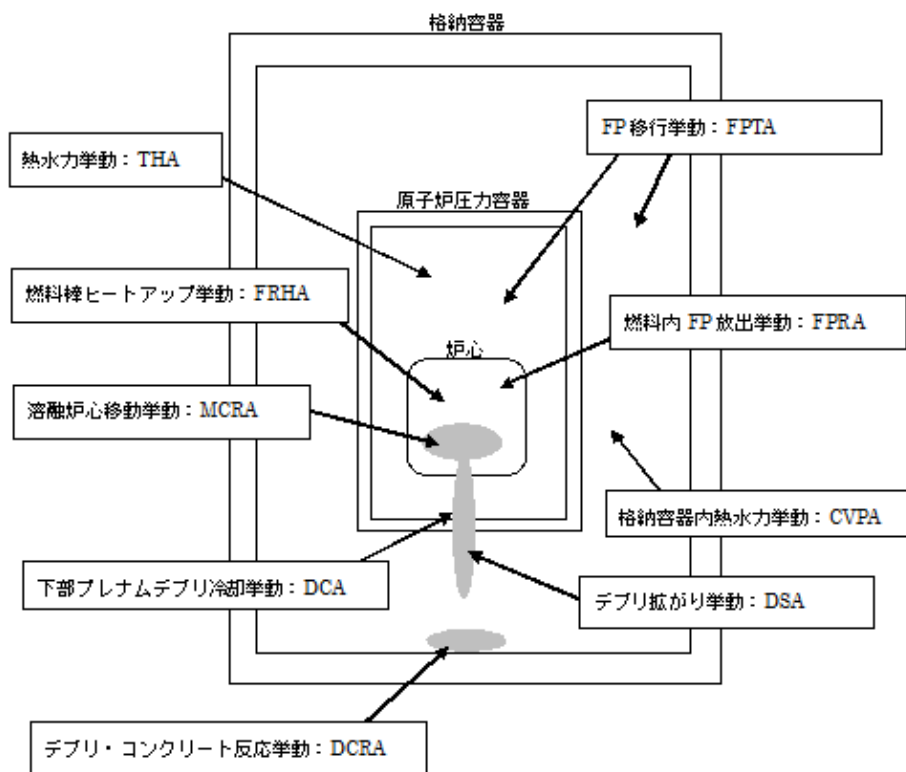


図 1 IMPACT/SAMPSON のモジュール

表 1 事象進展に伴う解析モジュールの組み合わせ

事象	ACM	FRHA	THA	CVPA	FPRA	MCRA	FPTA	DCA	DSA
・ 事象発生	↓	↓	↓	↓					
・ 原子炉トリップ	↓	↓	↓	↓	↓				
・ 燃料被覆管破損	↓	↓	↓ ノード 変更	↓	↓	↓	↓		
・ 压力容器下部プレナム へのデブリ落下	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓
・ デブリ拡がり停止	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓
・ 格納容器破損	↓			↓	↓		↓		

5. IMPACT/SAMPSON のモジュール構成と機能

SAMPSON コードのうち、シビアアクシデント解析の対象となるモジュールは、解析制御モジュール(ACM)と、以下に示す 10 個の解析モジュールである。各モジュールの対象範囲は図 1 に示した通りである。

- ・ 溶融前熱水力挙動解析モジュール(THA1)
- ・ 溶融後熱水力挙動解析モジュール(THA2)
- ・ 燃料棒ヒートアップ挙動解析モジュール(FRHA)
- ・ 溶融炉心移動挙動解析モジュール(MCRA)
- ・ 下部プレナムデブリ冷却挙動解析モジュール(DCA)
- ・ 燃料内 FP 放出挙動解析モジュール(FPRA)
- ・ FP 移行挙動解析モジュール (FPTA)
- ・ 格納容器内熱水力挙動解析モジュール(CVPA)
- ・ デブリ拡がり挙動解析モジュール(DSA)
- ・ デブリ・コンクリート反応挙動解析モジュール(DCRA)

表 1 に、事象進展に伴う解析モジュールの組み合わせを示す。

モジュールの関係を図 2 に示す。解析モジュールは解析制御モジュール ACM のサブルーチンとなっており、表 1 に示した事象の進展に従って必要となるモジュールを ACM が時間ステップごとに呼び出す。モジュール間では、時々刻々の状態量を共通変

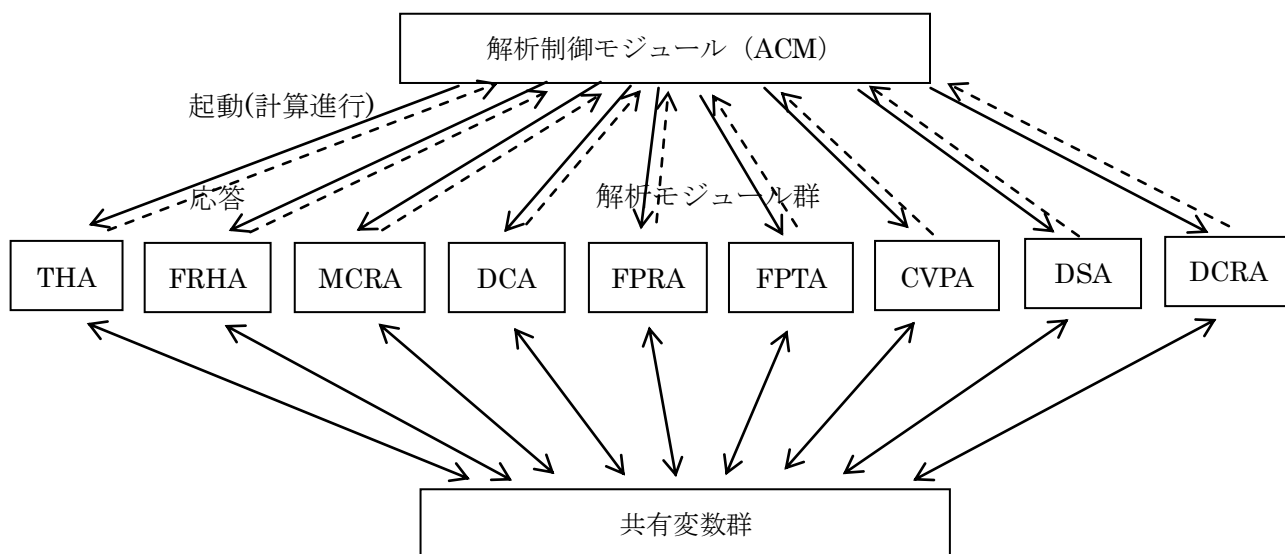
数によってやりとりし、互いにフィードバックしている。また、燃料棒破損などの主要な事象（イベント）は、担当モジュールで判定されると ACM にデータが渡され、ACM がとりまとめる仕組みとなっている。

以下に、各解析モジュールの概要を説明する。

・ THA、MCRA

熱水力挙動解析モジュール THA は、原子炉 1 次系を複数のノード区画に分割し、各ノードをジャンクションと呼ばれる経路で結ぶことにより、原子炉 1 次系内の質量やエネルギーの移動を計算する。炉心部は燃料集合体の燃料チャンネルと制御棒チャンネル、チャンネルボックス構造材、制御棒ブレード構造材をモデル化している。

THA は、図 3 に示すような冷却系ループ全体を対象としたノード分割と、炉心部を除いたノード分割の 2 種を用意し、それぞれ THA1、THA2 とよんでいる。燃料被覆管破裂後は、1 次系の熱水力挙動を THA1 単体から THA2 と MCRA の 2 モジュールに分担させて解析する。MCRA の解析範囲は炉心支持板下部、下部プレナムから炉心出口部とする。



どのモジュールを起動するかは、ACM がシナリオデータに沿って判断する

図2 モジュールの関係

その部分を除外した1次系の残りを THA2 の解析範囲としている。THA-MCRA のインターフェイスである炉心入口は MCRA 側からは流量固定の境界として、炉心出口は MCRA 側から見ると圧力固定の境界として扱っている。最終的に、MCRA により下部プレナムへの落下デブリ流量、温度等を計算する。

・FRHA

燃料ヒートアップ挙動解析モジュール FRHA では、炉心構造物のうち燃料棒と制御棒を解析対象として熱伝導計算を行う。FRHA では、THA で分割した炉心を、更に燃料棒チャンネルと制御棒チャンネルに分けて取り扱い、図4に示すノード分割で温度を計算し、燃料棒の応力を求め、燃料被覆管の破裂等を解析する。

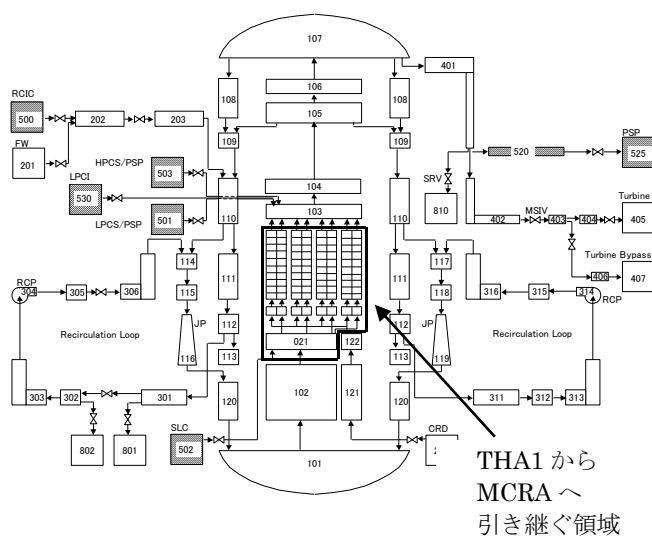


図3 BWRを対象としたTHAモジュールのノード分割例

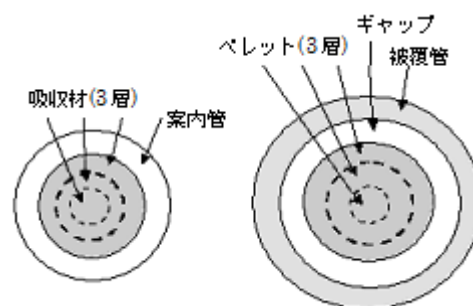


図4 FRHAの燃料棒と制御棒の径方向分割図

SAMPSON コードでは炉心構造物材間の輻射を取り扱っている。BWR の場合、炉心構造物材として、燃料棒、制御棒、チャンネルボックス、制御棒ブレードがある。このうち燃料棒、制御棒を FRHA で

取り扱い、チャンネルボックス、制御棒ブレードは燃料被覆管破裂前までは THA1 で、燃料被覆管破裂後からは MCRA で取り扱う。

・ CVPA

格納容器内熱水力挙動解析モジュール CVPA は、格納容器の主要空間をセルとしてモデル化する。運動量保存則によりセル間流量を求め、質量保存則、エネルギー保存則、状態方程式により、セル内ガスの質量、圧力、温度を計算し、格納容器内の水素・水蒸気濃度等を求める。

工学的安全設備を模擬するため、ファンクラーモデル、スプレイモデル、サプレッションプールモデル等が組み込まれている。BWR (Mark-II 型炉) では、ドライウェルとウェットウェルの間に複数の垂直なベント管が設けられ、これにより、冷却材喪失事故時などにドライウェルに放出された蒸気・水は、ウェットウェルに導かれて冷却、凝縮され、ドライウェル内圧の上昇を抑制する。サプレッションプールモデルは、この機能を模擬するものである。

・ FPRA および FPTA

FP 放出挙動解析モジュール FPRA は燃料から放出される FP 量を解析し、FP 移行挙動解析モジュール FPTA は放出された FP の 1 次系や格納容器内の分布を解析し、環境に放出される FP を計算する。

FPRA における解析格子は、燃料棒および制御棒に関するもので、FRHA と同様である。放射性物質の物質別放出量を解析する。FPTA は、1 次系は THA と MCRA、格納容器は CVPA と同様のノードにより、各部の核種質量等を解析する。

放出された FP の崩壊熱により熱水力挙動に影響を及ぼすため、FPRA では FP の崩壊熱を計算して他モジュールに引き渡している。

・ DCA

下部プレナムデブリ冷却解析モジュール DCA における解析モデルは、圧力容器下部ヘッドを対象とし、デブリ拡がりモデルおよび圧力容器破損モデル用の計算メッシュを設定する。デブリ拡がりモデル

の解析体系を図 5 に示す。XY 平面にデブリ高さ方向を加えた 3 次元体系である。デブリは連続相でデブリと粒子状デブリに分けてそれぞれのデブリと壁の温度を計算し、格納容器破損と判定した場合はデブリの放出量を計算する。圧力容器破損モデルの解析体系の縦断面図を図 6 に示す。

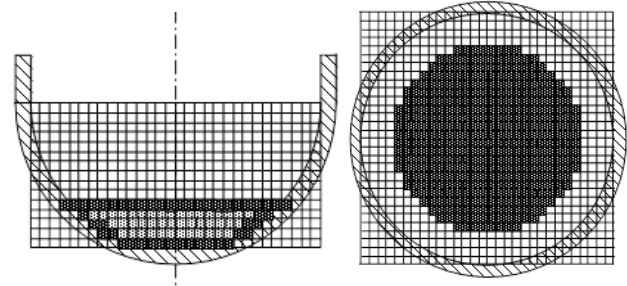


図 5 DCA のデブリ拡がり冷却モデル

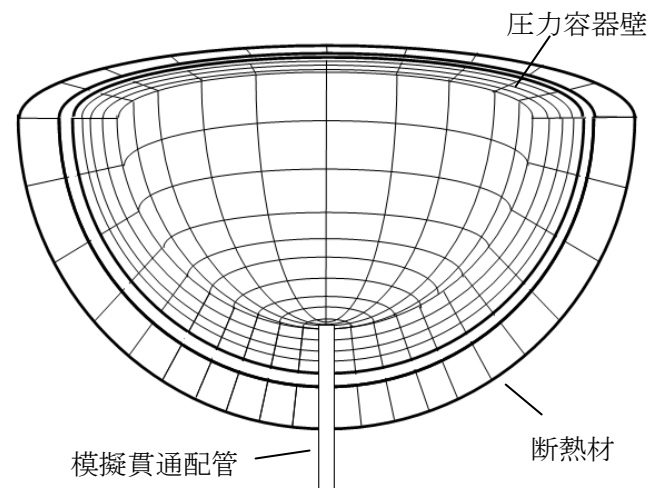


図 6 DCA の圧力容器破損モデル

・ DSA

デブリ拡がり挙動解析モジュール DSA における解析モデルは、BWR の場合、ペデスタル床面およびウェットウェル床面を対象とし、デブリ拡がりモデルとコンクリート熱負荷モデル用の計算メッシュを設定する。図 7 に DSA モジュールの解析体系を示す。DSA により Zr-ガス反応熱量、ガス発生率、格納容器内連続相デブリ・粒子状デブリの温度、溶融デブリ温度、コンクリート温度等を計算する。

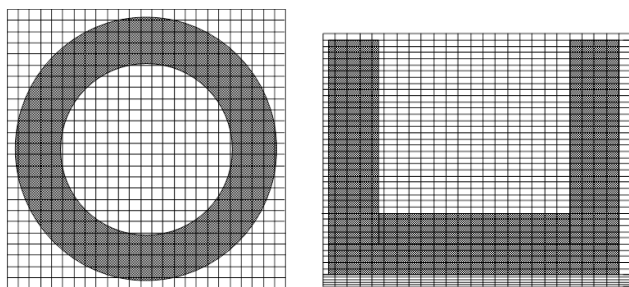


図7 DSAの解析モデル
(濃色：コンクリート)

・DCRA

デブリ・コンクリート反応挙動解析モジュール

DCRAは、デブリ表面での熱バランス（デブリから冷却材あるいはコンクリートへの熱流束、発熱率、溶融潜熱）を解くことにより、クラストの成長速度を求める。具体的には、図8に示すモデルに対して、コンクリートへの熱伝達、コンクリートの侵食と熱伝導、デブリへのコンクリート侵食成分流入、コンクリート分解生成ガスによるデブリ中の金属酸化反応等を計算することで、侵食界面位置、デブリ横方向広がり半径、コンクリート垂直方向侵食深さ等を求める。

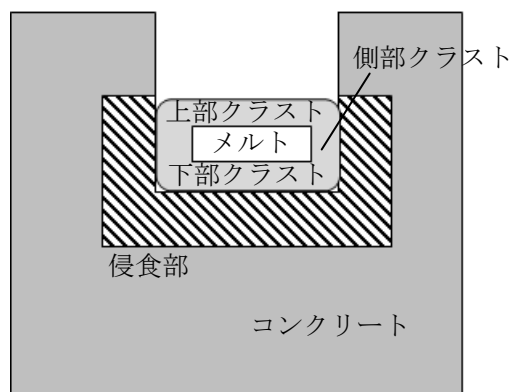


図8 DCRAの解析モデル

6. おわりに

軽水炉プラントのシビアアクシデント解析システム IMPACT/SAMPSON について、われわれの経験に基づき概要を解説した。

参考文献

[1] 内藤 正則, “原子力分野における安全解析技術

とその応用展開— 安全解析グループの取組み”, 季報 エネルギー総合工学 第31巻第3号, 平成20年10月20日発行, 財団法人 エネルギー総合工学研究所

[2] 内藤 正則, “福島原発で起きた原子炉建屋も損傷 なぜ水素爆発が起きたのか”, 日本原子力学会誌 Vol.53, No.7 2011

[3] “BWR（沸騰水型原子炉）の出力発振—核暴走事故の危険性—”, 発行：BWR 出力発振問題検討グループ, 1995

(<http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/NSRG/seminar/100/PDF/No43-2.pdf>)

[4] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, Dec. 1990.

[5] R.S. Denning, et al., "Radionuclide Release Calculations for Selected Severe Accident Scenarios: BWR Mark I Design, "NUREG/CR-4624, Vol. 1, prepared for NRC by Battelle Memorial Institute, July 1986.