

原子力安全解析コードの概要

三橋 利玄* 浜野 明千宏* 森田 秀利*

Overview of Numerical Analysis Codes for Nuclear Safety Analyses

Toshiharu Mitsuhashi*, Achihiro Hamano** and Hidetoshi Morita**

本特集号は、Vol.10「原子力安全解析」特集号に引き続いて、当社のこれまでの実績で原子力安全解析に用いた解析コードや原子力安全解析に適用可能な自社開発コードについて、特に使用方法に焦点を当てて取りまとめたものである。本特集に先駆けて、本稿では原子力安全解析における数値シミュレーションに用いられる解析コードを中心に概説する。

Key word: 原子力安全解析、数値シミュレーション、解析コード、内部事象、軽水炉

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故は、安全評価指針やアクシデントマネジメントの想定を超える長時間の停電と炉心冷却機能の喪失で、炉心溶融、圧力容器の破損、環境への大量の放射性物質の放出などの極めて深刻な事態が発生したが、事故の事象解明、廃炉に向けた具体的な計画の算定、現有炉の安全性検討、アジアやアラブなどの新興国への原子力発電所の導入には、解析コードによる数値シミュレーションに基づく原子力安全解析が必要である。特に、福島第一原子力発電所事故で起こった事象を詳細に解明するためには、原子炉内で予想される事象に対応した高度な解析機能の構築が要求され、原子力安全解析用の解析コードの高度化が重要である。

本稿では、軽水炉の内部事象を対象とした原子力安全解析における数値シミュレーションに用いられる主要な解析コードを中心に、自社開発の適用可能な解析コードを含めて概説する。

2. 原子力安全解析における数値シミュレーション

原子力安全解析の対象である軽水炉には沸騰水型（BWR : Boiling Water Reactor）と加圧水型（PWR : Pressurized Water Reactor）があるが、どちらも、原子炉圧力容器、蒸気タービン、復水器、ポンプ、加圧器、バルブ、センサー類等の膨大な数の機器装置で構成され、配管はその主要設備となっている。例えば、BWRの配管系には原子炉格納容器内の主蒸気・給水系、再循環系、冷却水系、非常炉心冷却系などがある。それまでのBWRを次世代炉として改良発展させたABWR（ABWR : Advanced Boiling Water Reactor）の非常用炉心冷却系を図1に示す（[1]を参考に作図）。配管部材は主にステンレス鋼、合金鋼、炭素鋼等が用いられている。原子力プラントの心臓部である原子炉圧力容器の構造を、ABWRを例として図2に示す（[1]を参考に作図）。

原子力設備では、機器の破損が重大な事故につながる恐れがあり、腐食、地震、減肉などに対処するための厳格な管理体制が求められている。福島第一原子力発電所の事故の例を引くまでもなく、原子炉の健全性にとって燃料棒の冷却性能が重要であり、原子炉の安全解析において、この軽水の熱的な流動の計算が重要である。

例えば、軽水炉の圧力バウンダリである主冷却系配管が破損して冷却材が流出し続け、通常の給水系

*アドバンスソフト株式会社 専務取締役 技師長

Senior Managing Director and Chief Engineer,

AdvanceSoft Corporation

**アドバンスソフト株式会社 第2事業部

2nd Computational Science and Engineering Group,

AdvanceSoft Corporation

で原子炉内の冷却材量を維持できない事態を冷却材喪失事故（LOCA : Loss of Coolant Accident）と呼んでいる。この場合、原子炉は自動的に緊急停止（スクラム）して制御棒が炉心に挿入され、炉心出力は急速に低下するが、核燃料に蓄積された核分裂生成物が運転時の数%の熱を出し続けるので、炉心温度は上昇し続けてしまう。そこで、炉心を安全に冷却するために、非常用炉心冷却系（ECCS : Emergency Core Cooling System）が設けられている。これはポンプや窒素ガスで加圧されたタンクなどで構成され、LOCA が発生して原子炉の圧力や水位が下がると、自動的に低温の水を注入し、炉心の過熱・破損を防ぐことを目的としている。

軽水炉が十分に安全な設計となっていることを確認するためには、このような事故や外乱、故障の想定下で、放射性物質の障壁の健全性を数値シミュ

レーションすることが重要である。例えば、燃料棒が破損して放射性物質が系外に放出されないために、ジルカロイ被覆燃料棒の被覆管の最高表面温度（PCT : Peak Cladding Temperature）が 1200℃ 以下に抑えられることが、指針に定められている。

代表的な想定事象である大破断 LOCA と外部電源喪失について、原子力安全解析コードによる数値シミュレーションで得られた事象推移を表 1 と表 2 に示す。原子力安全解析を実施する際、解析結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定して解析を行うことが安全評価指針によって要求されており、例えば、大破断 LOCA の場合、ECCS の他、原子炉保護系や ECCS を駆動する電源において、機器の単一故障が仮定されており、事故後の外部電源喪失や低圧系 ECCS の一系統の不作動がそれに当たる。

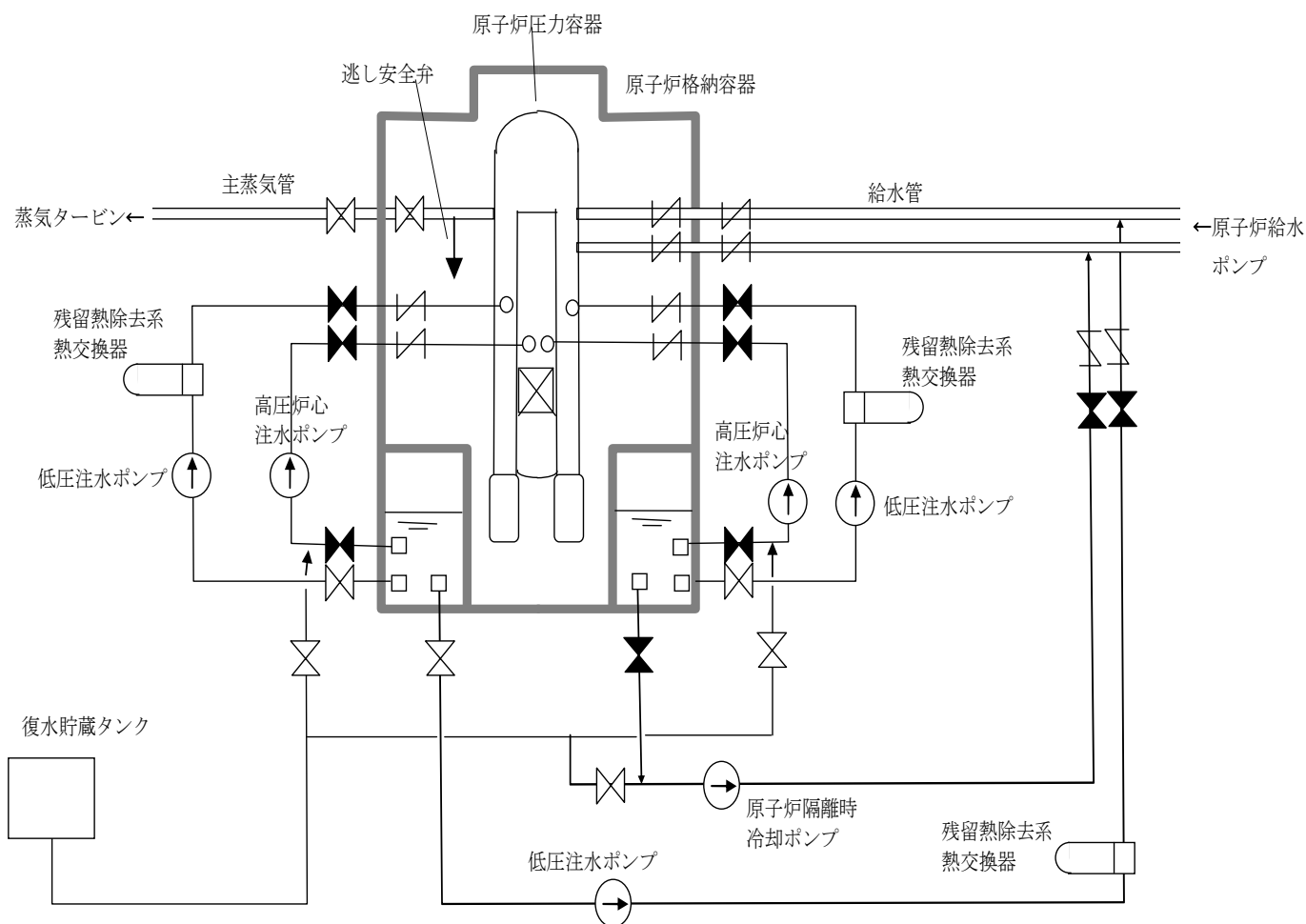


図 1 ABWR 非常用炉心冷却系

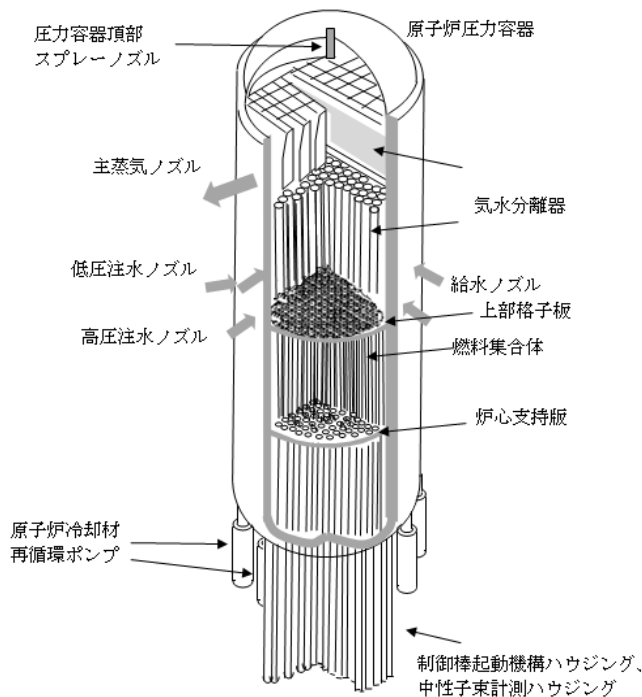


図 2 ABWR 原子炉圧力容器内構造物

大破断 LOCA や外部電源喪失などに対する原子力安全解析の数値シミュレーションには、原子炉全体の挙動が扱える熱水力システム解析コードが用いられている。代表的なものとして、米国で開発された RELAP5[4]、TRAC-M[3]、TRACE[2]などがある。

表 1 大破断 LOCA 時の主要な事象推移

大口径配管破断事故発生
 原子炉スクラム
 原子炉再循環ポンプトリップ（外部電源喪失）
 給水ポンプトリップ（外部電源喪失）
 炉心流量急減
 燃料沸騰遷移
 燃料温度上昇
 原子炉圧力急減
 下部プレナム減圧沸騰
 燃料温度低下
 高圧系 ECCS 作動（ただし、RCIC 不作動）
 炉心水位低下
 燃料温度再上昇
 減圧促進

低圧系 ECCS 作動（ただし、1 系統不作動）
 炉心水位回復
 燃料温度低下
 燃料被覆管温度が 1200℃を大幅に下回って収束

表 2 外部電源喪失時の主要な事象推移

外部電源喪失
 原子炉再循環ポンプトリップ
 給水ポンプトリップ
 炉心流量減少
 原子炉のボイド率の増加
 原子炉出力の低下
 蒸気加減弁急速閉止
 原子炉圧力上昇
 タービンバイパス弁急開
 原子炉スクラム
 原子炉水位低で主蒸気隔離弁閉
 崩壊熱により継続的な蒸気発生で圧力上昇
 逃がし安全弁開閉により原子炉圧力がほぼ一定
 RCIC の作動により原子炉水位維持

熱水力システム解析コードは、冷却材の配管系、原子炉炉心、原子炉プレナム、ダウンカマ、ポンプなどで構成される原子炉を 1 次元の管路系モデルで表現し、表 1 と表 2 に示す事象を数値シミュレーションのために、気液二相流の伝熱流動モデルを基本として、次のようなモデルが用意されている。

(1) 原子炉出力や伝熱に関わるもの

- ・ 原子炉核動特性モデル（核分裂反応モデル）
- ・ 崩壊熱モデル
- ・ 原子炉構造物の熱伝導モデル
- ・ 原子炉構造物表面熱伝達モデル

(2) 原子炉を構成する機器に関わるもの

- ・ 原子炉プロセス機器
- ・ 原子炉保護系や原子炉安全系
- ・ 原子炉制御系
- ・ バルブやポンプ

上記に挙げたモデルのうち、原子力発電プラント固有のモデルが、熱源としての核分裂反応モデルである。軽水炉においては、核分裂反応は、中性子の減速材でもある冷却材の温度やボイド率によるフィードバックがかかる。例えば、BWR（沸騰水型原子炉）では、燃料棒周囲の冷却材のボイド率（気相の体積割合）が増加すると核分裂反応が抑制される傾向があり、温度の変動によっても反応の度合いが変化するので、数値シミュレーションでも冷却材の過渡計算結果を反映して、こうした反応度の変化を考慮している。

構造物表面伝熱と構造物の熱伝導による構造物温度の計算機能、ポンプや弁および冷却材注入系といった流体機器モデルは、他のプラント系でも利用されている管路系モデルである。

原子炉圧力容器の内部は、実際には前掲図 2 のように構造物が多数あって流路としては複雑な形状であるが、1次元管路系モデルでは図 3 ([2]を参考に作図) のように流路をまとめるモデル化により扱う。ただし、局所的に熱的に厳しい箇所に着目する部分を分けることや、RELAP5-3D[11]、TRAC-M、TRACE などの熱水力システム解析コードでは、3次元伝熱流動モデルを適用することも行われている。

以上述べた手法により、安全評価指針で想定されているさまざまな事故や過渡変化に対する原子炉の安全性を評価することができる。特に、安全設備の起動失敗等の想定に応じた事象の推移、安全性の裕度を定量的に評価することができる。

本章の最後に、シビアアクシデント解析について簡単に触れることとしたい。福島第一原子力発電所事故で発生した事象の解明には、シビアアクシデント解析コードによる数値シミュレーションが必要不可欠である。原子力発電所には、放射能を閉じ込める 5 重の壁があり、シビアアクシデントとは、安全評価指針で定める設計基準事故・事象を大幅に超えて、炉心の重大な損傷（第 1、第 2 の壁である燃料および被覆管の損傷）に至る事故のことである。炉心冷却機能が喪失したまま、事故が推移すると、第 3 の壁の原子炉圧力容器、および第 4 の壁の原子

炉格納容器が損傷し、第 5 の壁の原子炉建屋を通して環境へ大量の放射性物質が放出する。

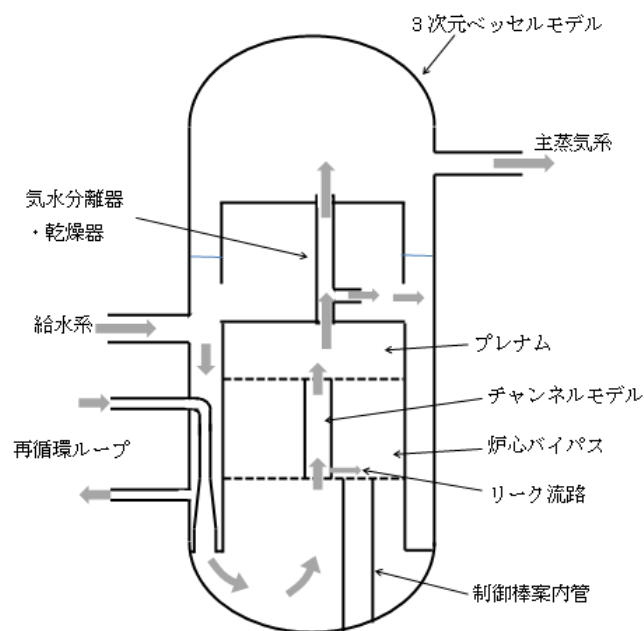


図 3 原子炉圧力容器の 1 次元管路系モデル[2]

シビアアクシデント解析では、炉心の損傷、原子炉圧力容器や原子炉格納容器が損傷に至る経緯を知ることも、放出放射能（ソースターム、FP：Fission Products）の定量的な評価が重要である。シビアアクシデント解析で数値シミュレーションの必要がある挙動は、炉心溶融・崩壊、溶融炉心と冷却材との相互作用、溶融炉心とコンクリートとの相互作用、非凝縮性ガスの発生と拡散、水素燃焼、水蒸気爆発、FP エアロゾルの挙動など、多岐にわたり、熱流動・固体移動・多相流を基本として、固体変形・損傷・破壊、気体・液体・固体の相互作用、溶融・凝固、蒸発・凝縮、溶解・析出、化学反応・燃焼、FP の崩壊・移行拡散・沈着・泳動・再浮遊などの現象を同時に解析しなければならないため、シビアアクシデント解析のための解析コードは膨大なものとなる。

代表的なシビアアクシデント総合解析コードとして、米国の MELCOR[6]、MAAP[12]、フランスの CATHARE[13]、日本の IMPACT/SAMPSON[5]、THALES2[14]などがある。いずれも、原子力圧力容器から原子炉格納容器へ推移する一連の事象の中で複雑で多岐にわたる挙動を取り扱わなければ

ならないため、プログラムが膨大であること、およびプログラムの解析機能の改良やプログラムの保守を考慮して、プログラム構成を工夫している。

3. 主要な解析コード

本章では、当社で実施した原子力安全解析で用いた解析コード、および当社で開発し、原子力安全解析に適用可能な解析コードの概要を紹介する。

図 4 に主要な原子力安全解析コードの、原子炉 (BWR) における適用領域を示す。コード名を色濃くして示した解析コードは本誌で取り上げたものであり、解析コードの概要を表 3 と表 4 に示す。表 3 は、米国やわが国の原子力関係の研究機関で開発されたものであり、表 4 は、原子力安全解析に適用可能な自社開発コードである。

前述したように、RELAP5、TRAC-M、TRACE は米国で開発された熱水力学解析のシステムコードであり、原子炉全体に適用できるものである。これら解析コードでは、設計基準事故・事象の原子力安全解析を対象としている。本誌では、先の 3 つの解析コードの中で代表的な RELAP5 コードを取り上げている。

IMPACT/SAMPSON は、わが国で開発されたシビアアクシデント総合解析コードであり、原子炉圧力容器内事象から原子炉格納容器内事象に至る現象を一貫して解析できるように、次のようなモジュールで構成されており、シビアアクシデント解析の流れの中で、必要なモジュールだけを動作するようになっている。

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

MELCOR は、米国で開発されたシビアアクシデ

ント総合解析コードであり、原子炉圧力容器内事象から原子炉格納容器内事象に至る現象を一貫して解析できるように、IMPACT/SAMPSON のモジュールに相当するパッケージで構成されている。

GOTHIC[9]は、米国で開発された原子炉格納容器専用の熱水力学解析コードである。多成分気体から成る気相、液滴の分散液相、液膜やプール水の連続液相の多相流モデルを採用し、格納容器内の現象や機器のための解析モデルが一通り用意されている。

DYNA3D[10]は、米国で開発された衝撃時の構造物の大変形や破壊の挙動を解析するコードであり、当社では、Advance/FrontFlow/FOCUS と組み合わせて、爆発解析に利用している。

Advance/FrontFlow/red と Advance/FrontFlow/MP は、下部プレナム、上部プレナム、蒸気ドーム、ダウンカマなどでの 3 次元詳細熱流動解析が可能な 3 次元流体解析ソフトウェアであり、単相流から、気液混合流、界面追跡法や気泡・液滴追跡法などの気液二相流の解析が可能である。T 字管における熱衝撃解析、下部プレナム溶融炉心冷却性能解析、下部プレナム、上部プレナム、気水分離器内の詳細熱流動解析、燃料集合体サブチャンネル内詳細熱流動解析などで使用実績がある。

Advance/FrontFlow/FOCUS は、爆発解析用の 3 次元流体解析ソフトウェアであり、DYNA3D と組み合わせて、爆発時の容器内の大変形解析の利用実績があり、福島第一原子力発電所事故で発生した水素爆発解析に適用可能な解析コードである。

Advance/FrontNet は、配管内を流れる流体（液体、気体、超臨界、気液混合流）の特性を活かし使い分ける管路系流体解析ソフトウェア群であり、原子力発電所のさまざまな配管での流体解析が可能である。

Advance/EVE SAYFA は、原子炉建屋内での火災解析に利用できる解析コードであり、原子炉建屋での火災を想定した PRISME 試験の解析で実績がある[8]。Advance/EVE SAYFA は、米国で開発された 3 次元火災解析コード FDS[7]と結合することが可能であり、多数の区画から成る建築物や船舶などの火災解析を効率良く行えるようになっている。

Advance/FrontSTR は、弾塑性静解析、固有値解析、熱解析および動解析に関する 3 次元解析のための、先進性と実用性を兼ね備えた汎用構造解析ソフトウェアであり、大規模な解析を得意としている。

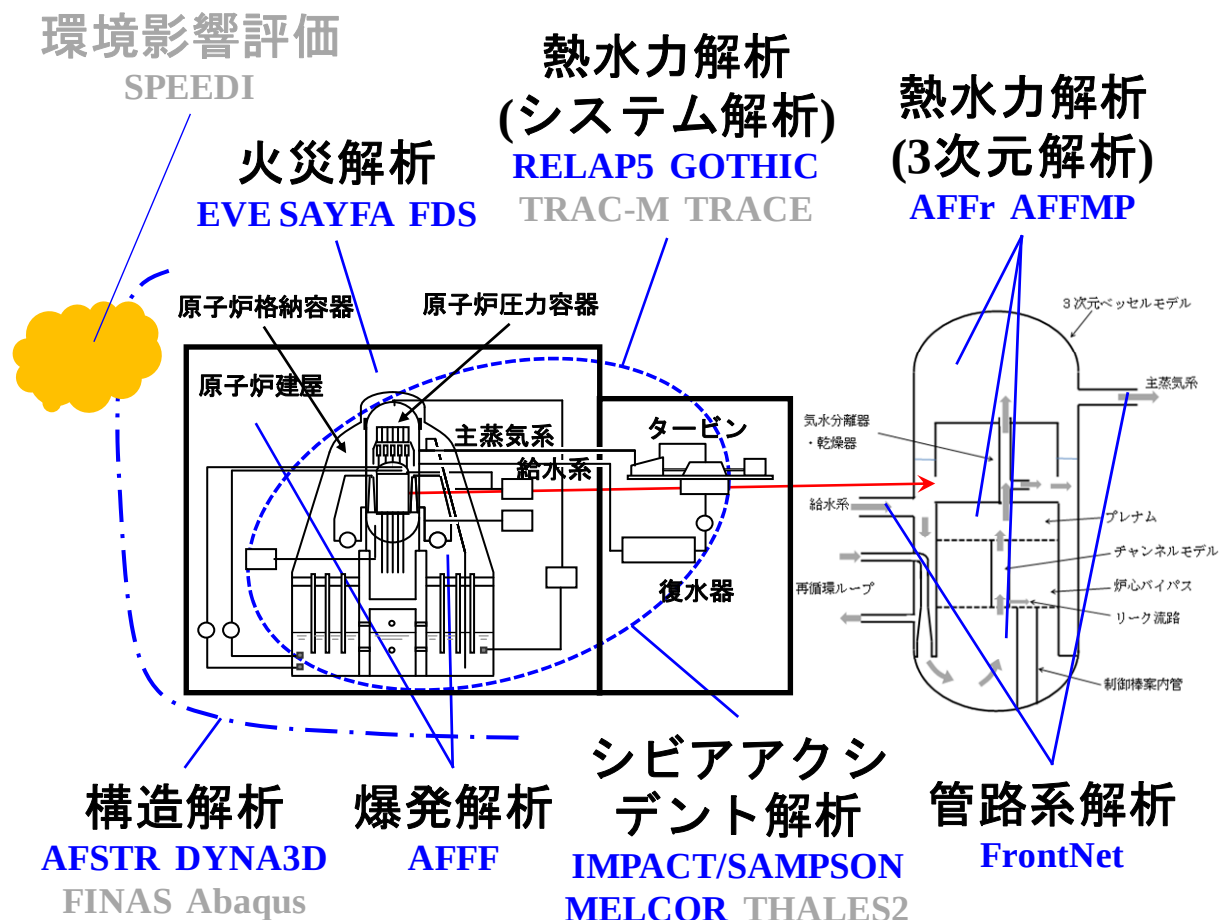


図 4 主要な原子力安全解析コードとそれらの適用領域

表 3 当社で使用実績のある原子力安全解析コード

解析コード	概要
熱水力解析ソフトウェア RELAP5	RELAP シリーズは米国アイダホ国立研究所で開発が続けられてきた原子炉での事故解析および過渡事象の解析コードであり、RELAP5 では、二流体モデルが採用され、原子炉内の現象や機器のために豊富な解析モデルを実装
格納容器熱水力解析ソフトウェア GOTHIC	米国で開発された原子炉格納容器専用の熱水力解析コードであり、多成分気体から成る気相、液滴の分散液相、液膜やプール水の連続液相の多相流モデルを採用し、格納容器内の現象や機器のための解析モデルが一通り用意
シビアアクシデント総合解析ソフトウェア IMPACT/SAMPSON	IMPACT は、エネルギー総合工学研究所で所有している、軽水炉プラントシビアアクシデント解析ソフトウェアシステム、IMPACT 中の SAMPSON は、運転からシビアアクシデント時の原子炉容器内事象、格納容器内事象に至る現象を一貫解析し、格納容器の健全性、核分裂生成物の放出挙動を評価
シビアアクシデント総合解析ソフトウェア MELCOR	米国で開発されたシビアアクシデント総合解析コードであり、原子炉圧力容器内事象から原子炉格納容器内事象に至る現象を一貫して解析可能
衝撃解析ソフトウェア DYNA3D	米国で開発された衝撃時の構造物の大変形や破壊の挙動の解析コードであり、Advance/FrontFlow/FOCUS と組み合わせて、爆発解析が可能

表 4 原子力安全解析に適用可能な自社開発コード

解析コード	概要
建物内の火災安全・防災のためのシミュレータAdvance/EVE SAYFA	原子炉建屋の火災解析の実績を持ち、屋内火災や生物化学兵器テロの発生を想定した有害危険物質の拡散予測、機械排煙などの防災設備による減災効果の検証や避難計画の立案など、災害予防・被害低減に活用
爆発解析ソフトウェアAdvance/FrontFlow/FOCUS	高速流を効率的に解析するための構造格子系（一般曲線座標系）の流体解析ソフトウェアで、DYNA3Dと組み合わせることで構造物の大変形を伴う爆発解析に適用
管路系流体解析ソフトウェアAdvance/FrontNet	配管内を流れる流体（液体、単相流、気液混合流）の特性を活かし使い分ける管路系流体解析ソフトウェア群
気液二相流解析ソフトウェアAdvance/FrontFlow/MP	Advance/FrontFlow/redの枠組みを活用した複雑な形状での混相流問題に特化した気液二相流解析ソフトウェア、沸騰・凝縮を伴う気液二相流解析や気泡群詳細解析などの高精度な気液二相流解析が可能
流体解析ソフトウェアAdvance/FrontFlow/red	LESによる優れた乱流解析機能やささまざまな現象を忠実に再現する高度な解析機能を有した流体解析ソフトウェア
構造解析ソフトウェアAdvance/FrontSTR	弾塑性静解析、固有値解析、熱解析および動解析に関する3次元解析のための、先進性と実用性を兼ね備えた汎用構造解析ソフトウェア

4. おわりに

本稿では、原子力安全解析の数値シミュレーションに用いられる解析コードについて概説した。本稿で取り上げた解析コードの使用法を中心とした詳細は、本誌の特集として掲載しているの、原子力安全解析に携わっている方々にとって多少でもお役にたてれば幸いである。

参考文献

- [1] 火力原子力発電技術協会（編・刊）「原子力発電所—全体計画と設備—（改訂版）」平成 14 年 6 月
- [2] USNRC, “TRACE V5.0 THEORY MANUAL ; Field Equations, Solution Methods and Physical Models”
- [3] J.W. Spore, et. al., “TRAC-M/FORTRAN 90 Version 3.0 Theory Manual”, NUREG/CR-6724 (July 2001)
- [4] "RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods", NUREG/CR-5535 SCIENTECH, Inc. (March 1998)
- [5] 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り組み”, 季報 エネルギー総合工学 第 31 巻第 3 号,財団法人 エネルギー総合工学研究所（平成 20 年 10 月 20 日）
- [6] "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and User's Guide Version 1.8.6 ", NUREG/CR-6119 Sandia National Laboratories (September 2005)
- [7] Kevin McGrattan, et. al., “Fire Dynamics Simulator (Version 5) Technical Reference Guide Volume 1: Mathematical Model”, NIST Special Publication 1018-5 (June 23, 2010)
- [8] 独立行政法人原子力安全基盤機構, “実機プラントに適用するための火災解析コードの改良”, 10 原確報-0013 (平成 23 年 4 月)
- [9] Frank Rahn , “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE TECHNICAL MANUAL Version 7.2b(QA)”, NAI 8907-06 Rev 17 (March 2009)
- [10] J. Lin, et. al., “DYNA3D Code Practices and

Developments”, UCRL-ID-138654, LLNL
(April 21,2000)

[11] <http://www.inl.gov/relap5/>

[12] <http://www.fauske.com/nuclear/maap-module-ar-accident-analysis-program>

[13] <http://www-cathare.cea.fr/scripts/home/publicgen/content/templates/show.asp?L=EN&P=134>

[14] 石川 淳 他, “THALES-2 コードによる
BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA の
ための系統的なソースターム解析”, JAERI
-Research 2005-021(2005)

※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。)