

概説；原子力安全解析と解析コード

三橋 利玄* 浜野 明千宏*

Introduction to Numerical Analysis Codes for Nuclear Safety Analyses

Toshiharu Mitsuhashi*, Achihiro Hamano*

本特集号は、アドバンスソフト株式会社において、これまでに実施した原子力安全解析で用いた解析コードや、自社開発コードを含めて原子力安全解析に適用可能な解析コードについて、詳細を掲載したものである。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と、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

1. はじめに

「黒鷲死体宅配便」というコミックがある。題名から明るく楽しいコミックではないことが想像でき、風刺ネタや都市伝説が満載のホラーマンガとのことで、ハリウッドで映画化の計画があるらしい。コミックの最新巻の表紙では、震災で事故を起こした福島第一原子力発電所の原子炉と同型炉のポンチ絵が「nuclear reactor」と称して飾っている。事故前までは原子炉の構造や機能などは、専門家だけのものであったが、今では、このコミックのように自動車の構造や機能を普通に語られるのと同様に、原子炉のことも普通に語られ、また、さまざまな形で取り上げられるようになったのは、なんとも皮肉といえる。

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能物質の放出などの極めて深刻な事態が発生した。現状、事故の収束に向けた取り組みが行われているが、計測が充分に行えない状況から、圧力容器内や格納容器内で実際に起こった事象を十分には把握できていないため、廃炉計画を具体化するには多くの課題がある。これら

の事象の解明は、福島第一原子力発電所の事故の収束においてだけではなく、シビアアクシデントの規制要件化を含めて、今後の軽水炉開発などにおいても非常に重要と考えられる。しかし、目視や実測による確認が困難なため、事象の解明には、原子力安全解析コード（解析ソフトウェア）を用いた数値シミュレーションによる予測結果に基づく事象の評価検討が必要となる。

福島第一原子力発電所の事故により、原子力政策の見直しや脱原発の動きがあるが、原子力を除いた場合のわが国のエネルギー自給率が数%と極めて低く、また、京都議定書で定めた温室効果ガスの排出削減に対して、議長国として著しく厳しい宿題を背負わされ、わが国の経済にとって厳しい足かせとなっている。

さらに、アジアやアラブなどの新興国では、人口増加や経済の目覚ましい発展に伴い、エネルギー利用量が増加する一方であるため、原子力発電所の建設が必要であり、わが国を含めて原子力に代わる代替エネルギーの実用化の目途が立つまでは、原子力を上手に利用していく必要がある。しかし、福島第一原子力発電所事故のような事故を二度と起こさないように、原子炉の安全性を怠ることなく常に追求していく必要があり、そのためにも原子力安全解析コードによる数値シミュレーションが果たす役割が非常に大きい。

*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

以上から、福島第一原子力発電所事故の事象解明、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、原子力安全解析における数値シミュレーションと数値シミュレーションに用いられる主要な解析コードについて概説する。

2. 原子力安全解析における数値シミュレーション

商業用原子炉の主流を占めている軽水炉（軽水型発電用原子炉）は、ウランの核分裂反応で発生した熱により冷却材である軽水（水）を加熱して高温高压の水蒸気に変え、これでタービンを駆動させて発電している。

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、燃料棒が大きく破損して放射性物質が大量に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。

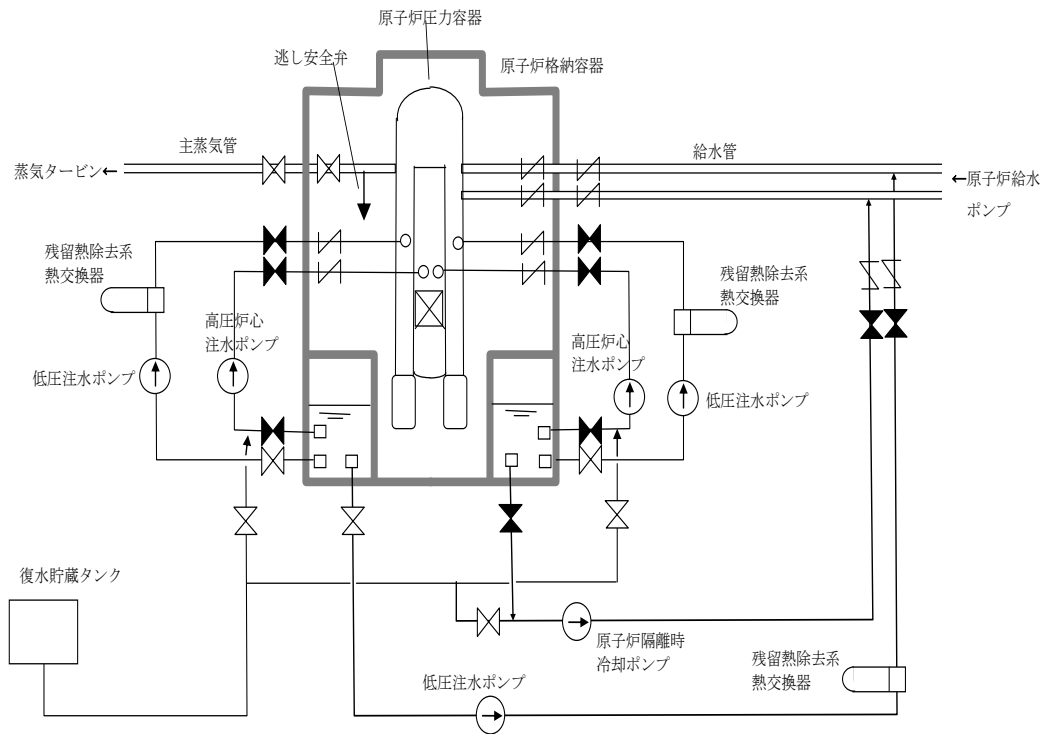


図 1 ABWR 非常用炉心冷却系

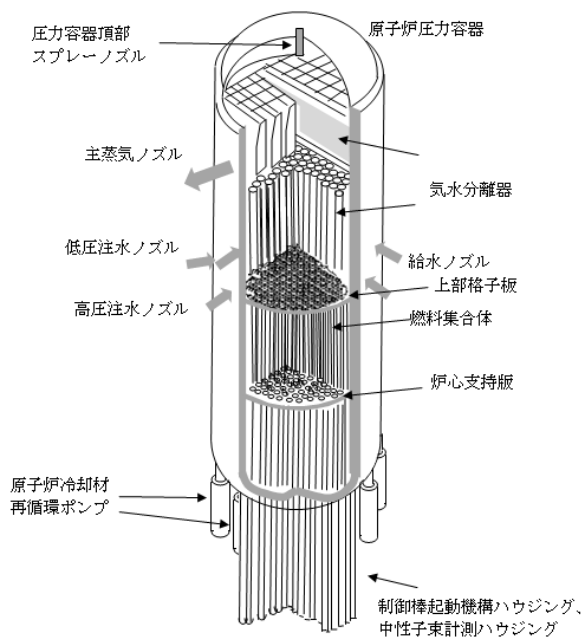


図 2 ABWR 原子炉圧力容器内構造物

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[3]や 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するために、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必要である。

(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
- ・ポンプ

なお、TRACE では、1 次元の管路系モデルの他、原子炉炉心、原子炉プレナム、ダウンカマなどでの流動の 3 次元効果が無視できない場合は、3 次元伝熱流動モデルも利用できるようになっているが、あ

くまでも大雑把な 3 次元挙動の解析が主目的のため、詳細な乱流解析ができないなど、3 次元伝熱流動モデルの機能は限定的である。

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。

従来、核分裂反応モデルとして、集中定数系モデルの一点近似核動特性モデルが主流であったが、計算機や数値計算技術の発展によって、中性子束の空間分布がより詳細に考慮できる 3 次元核動特性モデルが用いられるようになってきている（例えば、TRAC/SKETCH や RELAP5-3D）。

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、上述の 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。

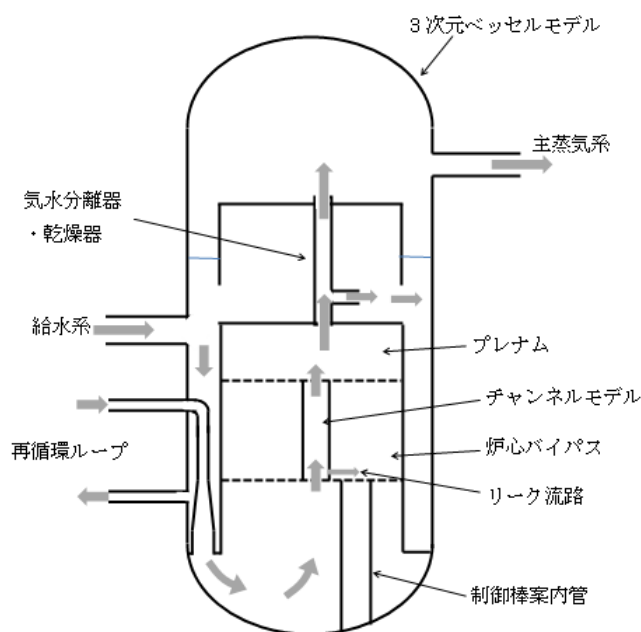


図 3 原子炉压力容器の1次元管路系モデル[2]

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。前述したように、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の壁の原子炉压力容器、および第4の壁の原子炉格納容器が損傷し、環境へ大量の放射能物質が放出する可能性がある。なお、福島第一原子力発電所事故では、水素爆発で第5の壁である原子炉建屋の破損を招いてしまった。シビアアクシデント解析では、炉心の損傷、原子炉压力容器や原子炉格納容器が損傷に至る経緯を知ることの他、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解析コードとして、米国のMELCOR、MAAP、フランスのCATHARE、わが国のIMPACT/SAMPSON、THALES/ARTなどがあり、いずれも、複雑で多岐にわたる挙動を原子力压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、モジュール構成となっている。

例えば、IMPACT/SAMPSON[4]は、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

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。また、図4に示した解析コードの概要を表3と表4に示す。表3には、米国やわが国の原子力関係の研究機関で開発され、

当社で使用実績のある解析コードを示している。表 4 には、当社で開発した原子力安全解析に適用可能な解析コードを示している。

前述したように、RELAP5、TRAC、TRACE は米国で開発された熱水力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。

IMPACT/SAMPSON は、2 章で示したように、わが国で開発されたシビアアクシデント解析コードであり、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なっている。

SPEEDI[5]は、日本原子力研究所（現原子力研究開発機構）で開発された緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステムであり、最近では、福島第一原子力発電所事故の放射性物質の環境影響予測評価も実施され、最近マスコミに頻繁に登場している。

DYNA3D 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試験の解析で実績がある。

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。

4. おわりに

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と、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詳細は、本誌の特集として掲載しているので、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] “TRACE V5.0 THEORY MANUAL ; Field Equations, Solution Methods, and Physical Models”, 米 NRC
- [3] "RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods", NUREG/CR-5535 SCIENTECH, Inc. (March 1998)
- [4] 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
- [5] 文部科学省, “緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム SPEEDI パンフレット”, <<http://www.bousai.ne.jp/vis/torikumi/030103.html>> (2011/10/31 アクセス)

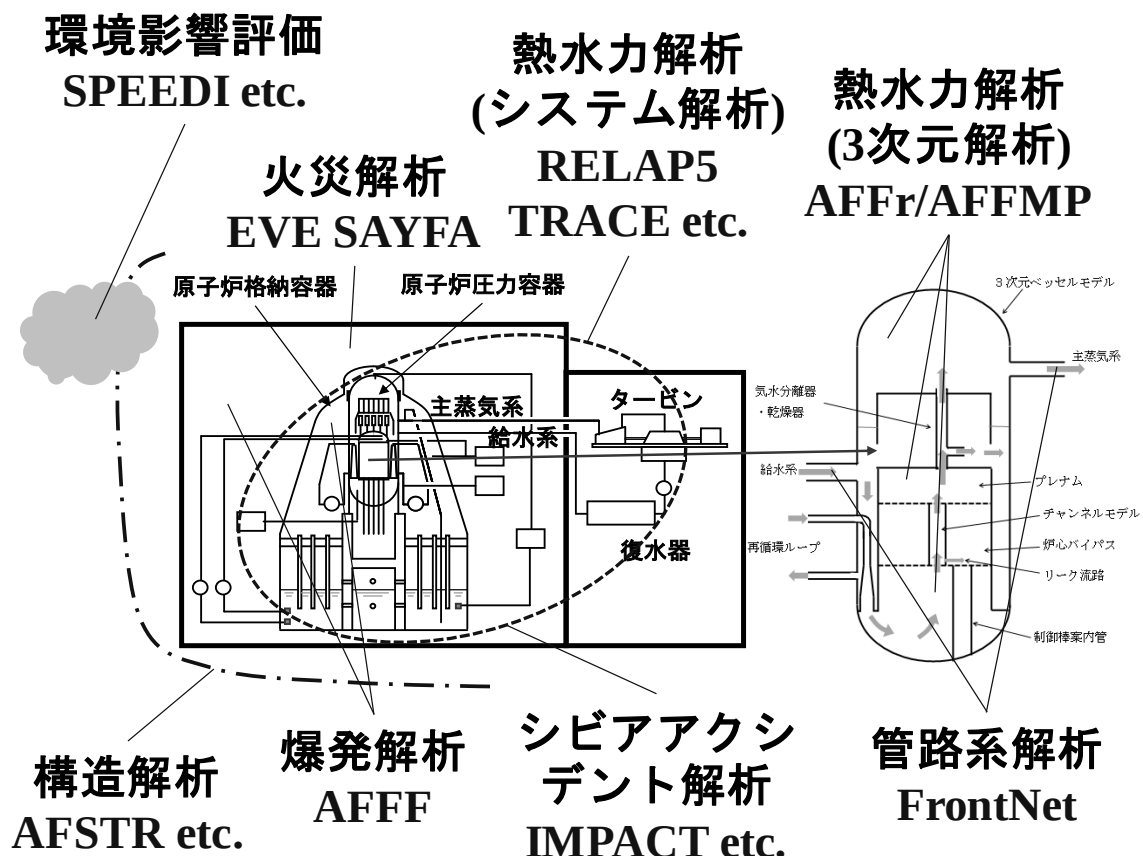


図 4 主要な原子力安全解析コードとそれらの適用領域

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
熱水力解析コード 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解析のためのソフトウェアであり、二流体モデルが採用されるとともに、原子炉を模擬するためのさまざまなモデルが豊富に組み込まれている
熱水力解析ソフトウェア TRAC、TRACE	TRACは米国ロスアラモス国立研究所で開発された熱水力解析ソフトウェアで、TRACEはRELAP5とTRACを合体させた原子炉過渡事象解析ソフトウェアで、圧力容器内の三次元的取り扱いが特徴であり、また、原子炉を模擬するためのさまざまなモデルが豊富に組み込まれている
シビアアクシデント 解析コード IMPACT/SAMPSON	IMPACTは、エネルギー総合工学研究所が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の中の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、放射性物質の放出挙動を評価
緊急時迅速放射能影 響予測シミュレー ションソフトウェア SPEEDI	原子炉施設から放射性物質が放出された場合の大気中の拡散シミュレーションを行い放射性物質の濃度や線量率の分布を予測するシミュレーションソフトウェアで、文部科学省によって運用されている
衝撃解析コード DYNA3D	米国のローレンス・リバモア国立研究所が開発した衝撃解析ソフトウェアであり、構造物の大変形が扱え、Advance/FrontFlow/FOCUSと連成することにより爆発解析が可能

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
流体解析ソフトウェア Advance/FrontFlow/red (AFFr)	LESによる優れた乱流解析機能や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
気液二相流解析ソフトウェア Advance/FrontFlow/MP (AFFMP)	Advance/FrontFlow/redをベースに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の合体を考慮した高精度な気液二相流解析が扱える
爆発解析ソフトウェア Advance/FrontFlow/FOCUS (AFFF)	高速流を効率的に解析するための一般曲線座標構造格子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 (FrontNet)	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
建物内の火災安全・防災のための シミュレータ Advance/EVE SAYFA (EVE SAYFA)	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シミュレータ 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
構造解析ソフトウェア Advance/FrontSTR (AFSTR)	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