

熱水力安全解析コードの開発に関する我が国と海外の動向 Development of Thermal-hydraulic Nuclear Safety Analysis Code in Japan and Overseas Countries

(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター
中村 秀夫

軽水炉の安全を確保するためには、原子炉システムの設計段階において、考え得る事故条件に対しても炉心が十分な余裕を持って冷却され続けることを確認しておく必要がある。軽水炉は巨大な設備であり、それを実験で実証することは困難なため、解析コードを用いた安全評価により設計の妥当性が確認されている。本年の3月11日に福島第一原子力発電所で発生した長時間の全交流電源喪失と冷却機器の損壊によってもたらされた炉心溶融を伴うシビアアクシデントの発生は、安全評価の前提に不十分な点があったことを思い知らされる事態であったが、同時に、設計段階において、精度良く事故現象を模擬できる解析コードの重要性をあらためて強く認識させるものでもあった。ここでは、安全評価などに用いられる熱水力解析コードの種類や利用法、開発状況をあらためて振り返り、関連する例として最近の韓国や中国でのコード開発を概観すると共に、我が国における今後のコード開発について考察した。

1. はじめに

2011年3月11日にマグニチュード9を記録した東北地方太平洋沖地震と、それに伴って発生した波高15mの大津波の襲来により、福島第一原子力発電所では3基のBWRが炉心溶融を生じる大事故を生じた[1]。水素爆発による建屋の大規模な損壊や多量の放射性物質の大気や海洋への放出により、地球温暖化対策に有望であると考えられていた原子力発電に対し、その内包する負の側面が最悪の形で顕現されることとなった。

一方、原子力発電所の建設などに際して電気事業者とプラントメーカーは、この様な事態が生じない様にするために原子力安全委員会が策定する安全審査指針類[2]に基づき、深層防護の考えに立脚した安全設計を行っている。同設計に対しては、解析コードを用いた安全解析を行い、その結果を国が安全審査指針に照らして評価し、設計の妥当性を確認

した上で、建設などが許可されている。また、米国スリーマイル島(TMI)原子力発電所での炉心溶融事故(1979)[3]や旧ソ連邦チェルノブイリ原子力発電所での反応度事故(1986)[4]などの事故経験も考慮しつつ、シビアアクシデントへの拡大防止策及びシビアアクシデントに至った場合の影響緩和策としてのアクシデントマネジメント[5, 6]が実施され、解析コードによってその有効性が確認されてきた。

日本原子力研究開発機構(JAEA)[7]では、事故事象の解明に関する研究と共に、この様な解析に用いられる解析コードの検証や改良を行ってきた。解析コードは米国原子力規制委員会(USNRC)など海外の機関が開発した解析コードを入手し、あるいは独自に開発してその性能検証や改良を行い、解析結果の精度向上を図っている。事故現象の解明に対しては、ROSA計画LSTFやTHYNC装置

などを用いて実機と同じ高温高压条件下で事故時や異常過渡時に生じると思われる伝熱流動現象を模擬・再現し、得られたデータの分析に際して解析コードを利用し、その性能検証や改良、モデル開発などを行っている。アクシデントマネジメント策や新型安全系の有効性評価など、安全向上策の有効性を確認するための実験や解析も多く含まれる。

本稿では、この様な研究経験に基づいて、安全評価などに用いられる熱水力解析コードの種類や利用法、開発状況をあらためて振り返り、関連する例として最近の韓国や中国でのコード開発を概観すると共に、我が国における今後のコード開発について考察した。

2. 熱水力解析コード

2.1 熱水力解析コードの種類

熱水力解析コードは、現象の単純化の度合いなどに応じて、大まかに次の3種類に分類される。

(1) 安全評価モデル(EM)コード

炉のコンポーネントや主要な事故現象に対応させた複数の単機能の解析コードを組み合わせ、保守的な解析結果が得られる様な境界条件やモデル群を使用する。蒸気・水の二相流

動は主に均質混合モデルで評価する。図1にEMコード用のBWRのノーディング例を示す。圧力容器は高々20程度の少数の領域に分割され、0次元や1次元のモデルを利用するため、現象の表現力は極めて限定的である。計算機の演算能力が低かった約50年前のアーキテクチャがそのまま利用されているが、結果に保守性が担保されることから、現在も安全評価解析に用いられている。例えばBWRでは、LAMB、SCAT、SAFER、CHASTE、PWRではSATAN-M、WREFLOOD、BASH-M、COCO、LOCTA-M、LOCTA-IVを各々組み合わせ合わせて使用する。

(2) 最適評価(BE)コード

BEコードはTMI事故を前後して開発が本格化し、精度向上が図られてきた。場の平均による2流体モデルに基づいた単一の解析コードであり、原子炉全体での現象と安全余裕を現実的精度で表現(再現)する設計がされている。図2にBEコード用のBWRのノーディング例を示す。200~300程度の分割数と1~3次元で流動を模擬するため、EMコードに比べて現象模擬の詳細度は遙かに高い。ただし解析結果に不確かさが有るため、不確

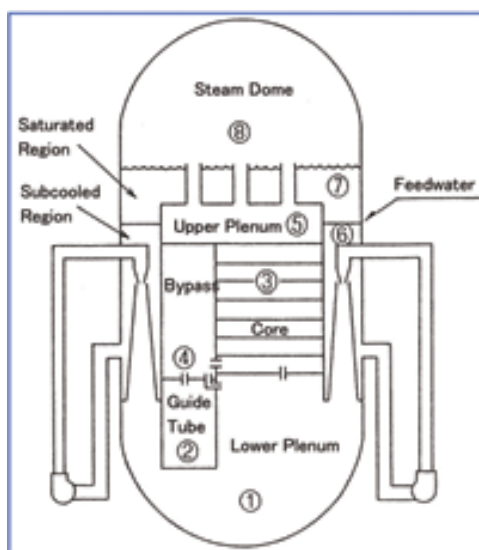


図1 EMコードのノーディング例 (BWR)

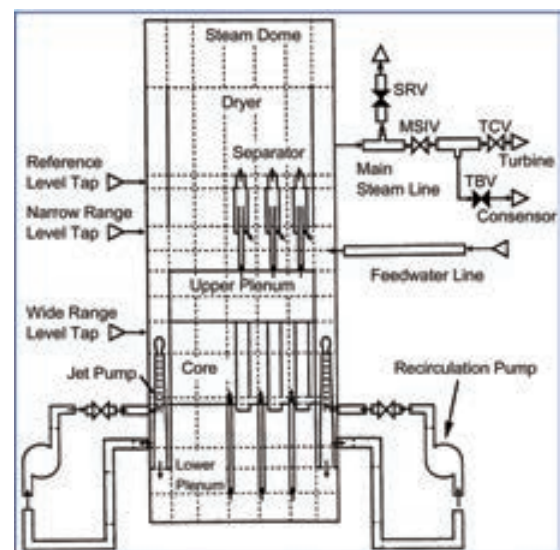


図2 BEコードのノーディング例 (BWR)

かさの統計的表現法と組み合わせたBEPU (best estimate plus uncertainty) 法を併用し、保守性を担保する必要がある。BEPU法は米仏韓などで利用が開始されているが、わが国では原子力学会標準 [8] が策定されたものの、許認可への適用は検討中の段階である。

(3) 数値流体解析 (CFD) コード

CFDコードは現象をできる限り忠実に再現することを目標とし、配管など比較的狭い範囲を非常に詳細にノード分割した3次元体系で流動を計算する。これまでに、関西電力美浜3号機での配管減肉による2次系配管破断事故など、実機事故の現象解明にも用いられてきている。また、BEコード用の相関式やモデルの精度検証や開発などにも利用されるが、計算結果の妥当性確認には非常に精細な計測データが必要となる。CFD用のノード分割例は示さないが、1本の配管を数万から数百万に分割し、流れの詳細構造を表現する。ただし解析資源などの制約により、主に現象の時間平均の表示に用いられ、3次元2相流動の解析技術も発展途上である。このため、事故時の過渡的な現象を炉の全体にわたって時系列で表現することは、現状では困難である。

2.2 熱水力解析コードの用途

一大まかな区分

軽水炉は巨大なシステムである。例えばPWRの主配管は直径約70cmで長さは約7m、蒸気発生器には直径約2cmで高さが約10mの伝熱管が数千本、炉心には直径約1cmで高さ約4mの燃料棒が数万本、タイプレートや複雑形状のスペーサに固定されている。事故時には冷却水は蒸気と水の2相流となるが、高温高圧のため、大気圧におけるアルコールの流れに近い物性を呈する。原子炉の圧力は徐々に、あるいは一気に低下、ないし時

には上昇するため、流体の物性も温度と共に大きく変化し、流動パターンは3次的に様々に推移する。熱水力解析コードは、想定した事故や異常過渡の条件に対して、この様な巨大で複雑な軽水炉体系における冷却水の振舞いや炉心の冷却状況をできるだけ正確に模擬し、燃料棒温度の時間変化などを明示することに用いられる。ただし、熱水力解析コードを用いた解析は大まかに、炉設計の妥当性を確認する安全解析と、事故の詳細な現象解明の2種類に分けられる。

(a) 安全評価解析

解析結果は予め定められた判断条件と比較され、炉設計の妥当性判断に用いられる。例えば、燃料最高被覆管温度が1200℃を十分下回っているか、燃料棒は長期冷却のために冷却可能な形状を保っているか、被覆管の酸化の度合いは15%を十分下回っているか、等が判断条件として用いられている。このとき、想定した最大規模の仮想事故に際しても、材料物性などに基づいたこれらの判断基準が守られていれば良く、その判断に際して解析結果の詳細度は問われないため、必要な指標を表示できる最小限の機能を備えたEMコードで十分である。この事情は、現行炉に新しい設計や機能を付加する場合でも、新型軽水炉の設計に対しても同じである。ただし、EMコードでの評価では安全余裕は不明のままであり、新たな設計による安全性の向上や経済性の改善などについて、十分な精度での議論はできない。このため、現実的な精度で事故事象を表現し、安全余裕を示すことができるBEPUを併用したBEコードの利用法が開発され、米仏韓などで利用が開始されているところである。

(b) 事故現象の解明のための解析

一方、事故後の現象解明では一転して、発生したと思われる現象に肉薄した詳細な現象

解明が求められる。多くの場合、再現実験ならびに実機解析や実験に対する実験解析が行われる。解析においては現象の詳細な表現力(再現力)が必要なため、BEコードやCFDコード、ないしそれらを組み合わせた解析手法が必要となる。この様な事故現象は、そもそも予め条件を定めて準備しておくことができないため、実験においてもモデル開発においても、多様な事故状況を想定した模擬実験や解析のデモンストレーションにより、解析手法の性能検証を行っておく必要がある。なお、この様なBEコードの検証用データを、外挿性や内挿性を確保した十分な条件範囲で取得するためには、模擬実験に用いる実験装置の特性を考慮しつつ、現実には起こらない様な組み合わせの境界条件での実験を実施する場合も有る。

2.3 熱水力解析コードの利用と精度保証

BEコードやCFDコード、ないしそれらを組み合わせた解析手法を安全評価に用いた場合には、現象を現実的な精度と表現力で模擬・再現することができるため、BEPUなど解析結果の不確かさ評価を適切に行うことにより、解析対象の安全余裕を現実的な精度で定量表示することができる。このため、炉設計や運転手順の改善を行った場合など、その効果の定量的な明示を確実に行うことができる。すなわち、事故現象の解明にとどまらず、新たな事故の発生回避や影響の緩和、経済性の向上に向けた新しい安全系や機器設計の現象論的な妥当性評価に用いることができる。これにより、事故の発生頻度の低下、事故が発生した場合でもより安全性が向上した設計の実現、より効果的なアクシデントマネジメント策によるリスクの低減など、軽水炉の安全確保と向上に有益な技術確認が期待できる。

(a) 解析コードの精度保証

現象の忠実な再現を目指すこれらの詳細解析手法については、その精度保証が最重要課題である。V&V(内挿や外挿などスケーリングの考慮を含む)[9]、BEPUの妥当性[10]、CFD利用に際するBest Practice Guideline[11]の作成やCFDの安全規制への利用[12, 13]など、最近行われている議論の多くがその点に着目したものである。特にV&Vについては、日本原子力学会 計算科学技術部会「シミュレーションの信頼性」ワーキンググループが標準の策定を目指して議論をしているところである。これらの動きは、数値解析手法としては「使える」段階になったことを認識しつつ、数値解析手法や現象モデルの妥当性、数値解析手法に起因した誤差の考え方と排除の方法、スケーリングの議論、統一的な使用法を示して使用者固有の誤り(User Effect)の削減法などを検討するものである。ただし、最近のOECD/NEAを通じた幾つかの取組が端的に示す様に、巨大システムである軽水炉の事故解析において、Reference Dataが無いことやUser Effectなどの諸要因に起因して、BEコードにおいて依然として異なるコード間や同一コードでも解析結果に比較的大きなばらつきが見られており[10]、十分に注意を払う必要がある。

(b) 検証用実験データの整備

解析コードのV&Vの実施には、数値解析手法に充分に対応する検証用実験データの準備が必要である。空間分解能をはじめ、解析コードの精度向上に対応して、実験体系や計測技術など実験技術・手法も向上させ、詳細でかつ精度良いデータをタイムリーに提供する必要が有る。この点に関して、後述の韓国や中国、先行する米国などでは、既存の実験データだけでなく、コードの空間分解能やモデルの表現力の進展に対応した、より高精度で空間分解能の高いデータを新たな実験や計

測によって独自に準備している。このとき、モデルの著作権を含め、他国のコードとの差別化さえ考慮している。関連する国際的な動きとしてはOECD/NEA等の機関を通じた国際共同研究プロジェクト [13] や国際標準問題 (ISP) [14]、国際ベンチマークなどがあり、我が国はJAEAが主催するOECD ROSAプロジェクトを通じて貢献している。

3. 解析コードの開発

本稿では主に熱水力BEコードについて、その開発状況を概括する。

3.1 BEコード開発に係るわが国の状況

わが国のコード開発は、米国で開発されたWREMなどEMコードの導入と改良で開始されたが、EMコードは比較的短期間で独自開発もできる様になり、前出のコード群を含め、許認可に対応する形で多くのEMコードが開発された。旧日本原子力研究所でも80年代まではTHYDE-BやTHYDE-Pをはじめ、種々のEMコードが開発された。

一方BEコードについては、RELAP4, RELAP5, TRACなど米国原子力規制委員会 (USNRC) がアイダホフォールズやロスアラモスなど米国の国立研究所で開発した解析コードを導入し、事故の模擬実験などによって得たデータを用いてその性能検証を行い、予測精度が不十分な現象についてはモデルの改良や開発を行って、同コードの改良を行うことがされてきたが、独自のコード開発はされていない。現在は、TRACコードへRELAP5コードを融合したTRACEコードが用いられている。我が国でBEコードの開発が行われなかった理由として、事故現象の解明のための実験的研究に注力されていたこと、許認可ではEMコードが用いられBEコードの利用は限定的であったこと、BEコードの開発と継続的な改良に非常に大きな労力が予想されたこと、さらにUSNRCとの研究協力関係

によってup-to-dateの性能を有するBEコードをソースコードと共に入手できたこと、などが挙げられる。

3.2 海外でのBEコード開発とわが国の実験研究

BEコードはわが国では開発されていないが、米国、フランス、ドイツ、フィンランド、オランダ、韓国、中国などで開発されている。それらは、米国 (USNRC) : RELAP4, RELAP5, TRAC, TRACE、フランス (CEA, EdF, AREVA_NP, IRSN) : CATHARE、ドイツ (GRS) : ATHLET、フィンランド (VTT, Fortum) : Apros、オランダ (NRG) : SPECTRA、韓国 (KAERIなど) : MARS, SPACE、中国 (SNPSDC) : COSINE、などであり、数値解法を含めて、各機関はほとんど独自のコード開発を行っている。

BEコードの開発が最も精力的に行われた80~90年代は「LOCA/ECCSの時代」と呼ばれ、TMI事故後に課題とされた小破断LOCAや異常過渡に際する多様な事故現象を、実規模を含む多数の実験を通じて解明する時期と重なった。わが国でも精力的に実験研究が行われ、コードの開発に重要な多くの知見が得られた[15]。それらの知見やデータは産業界においては、独自開発のEMコードの改良や導入BEコードの改良、旧原研などでも導入BEコードの改良に用いられた。この様に、これらの実験は事故現象の解明に役立てられたが、それらの結果はモデルや相関式として集大成され解析コードに収斂されてきた。

3.3 最近のBEコード開発の動き

ここでは、軽水炉の輸出も考慮しつつ精力的にコード開発を進める韓国や中国におけるBEコードの独自開発の動きを概観する。

3.3.1 韓国の動き

(a) 韓国の原子力開発

韓国（大韓民国）もわが国と同様に導入技術から開始し、わが国より8年遅い1978年に古里1号（556 MWe、Westinghouse社PWR）での発電を開始した。その後、これまでにCANDU炉4基を含む25基の軽水炉を建設している。その間に旧ABB Combustion Engineering (CE)社のSystem-80（130万kW）を基に、国産化、標準化したOPR1000炉の開発、System-80+（130万kW）を基に大型化と一部に受動安全系を採用した新型炉APR1400の開発を進めた。特に、炉心設計コード、一次冷却材ポンプRCP、計測制御システムMMISの3大コア技術の自立化の重要性を認識しつつ開発が行われた。最近では、2008年に李明博大統領の下で策定された「第一次国家エネルギー基本計画」の中で、原子力を輸出産業化する明確な目標を立て、2009年にはAPR1400のアラブ首長国連邦への輸出契約に成功している。同炉はまた、USNRCへ型式認証の審査を申請中である。なお、韓国では現在、教育科学技術部（MEST、旧MOST、我が国の文部科学省に相当）が策定する原子力技術研究開発計画（5カ年計画）と知識経済部（MKE、我が国の経済産業省に相当）による原子力開発に係るNuTech-2012計画の下で、韓国原子力研究所（KAERI）、韓国電力公社（KEPCO）の電力研究院（KEPRI）、韓国水力原子力株式会社（KHNP）の原子力環境技術院（NETEC）を中心に、原子力開発に係る技術開発や安全研究が進められている。

(b) 韓国でのコード利用と開発の概要 [16]

軽水炉の開発と並行して、'90年代中頃までは大まかに3分野でコードの利用・開発がなされた。それらは、

- (i) 炉の開発元であるWestinghouse (WH) やABB-CE, AECLが開発した

- EMコード群の安全評価などへの利用、
- (ii) 導入したBEコードの炉開発や安全評価など様々な事象解析への利用、
- (iii) USNRCが開発したRELAP5コードの韓国改良版RELAP5/Mod3.1/K^{*1}をベースにしたKEPRI Realistic Evaluation Model (KREM)の開発と大破断LOCAの安全解析への利用、
- である。ここで、利用と開発のベースとしたBEコードは、USNRCが開発したRELAP5のMod2及びMod3.1~Mod3.3、COBRA-TF、TRAC、TRACE、SNAP、フランスCEA等が開発したCATHARE、カナダAECLのCATHENAである。USNRCのコードはICAPやCAMPなどUSNRCが主催するコードの開発と保守に係る国際プログラムに加盟して、フランスやカナダとは各機関と個別の協定を結び、各々入手している。

'90年代の終期からは、上記(i)のコード群の韓国改良版の開発、上記(ii)を発展させる形でUSNRCの熱水力コードRELAP5および炉心サブチャンネル解析用のCOBRA-TFコードをベースにしたBEコードMARSの開発が進められた。

(c) 韓国でのベンダーコードの扱い

韓国も我が国同様、炉の安全評価に際しては上記の(i)や(iii)によるEMコードが用いられてきた。(i)の例を表1に示す。

ところが、これらのコードは輸入された炉の設計確認に対して用いるものであり、韓国国内で独自の炉設計を行う際には、米国政府の方針も有り、特に2007年以降これらのコードは利用できなくなった。さらに、ベンダーや現象毎に異なるコードを用いる不便さをも解消するため、2001~06年にかけて、表2の

*1 KはUSNRC安全審査指針のAppendix K

表1 韓国におけるベンダーコードの例

ベンダー	WH-CENP (ABB-CE)	WH
解析対象	コード名	
通常運転 熱水力	LTC	LOFTRAN
異常過渡 熱水力	CESEC	LOFTRAN
燃料昇温 挙動	STRIKIN-II	PAD /LOC /BART
炉心内伝 熱流動	TORC /CETOP	THINC /BANDIT
小LOCA	CEFLASH-4AS	NOTRUMP
大LOCA	CEFLASH-4A /COMPERC-II	SATAN6 /BASH
ブローダ ウン荷重	CEFLASH-4B	MUTLIFLEX
格納容器	CONTEMPT-LT	CONTEMPT-LT

表2 代替コードの例

解析対象	コード名など
通常運転、異常過渡、 炉心3D核解析、燃料 昇温など	RETRAN-3D/M (RETRAN、MASTER、 TORCの集合コード)
炉心内伝熱流動 (DNB含む)	TORC
小LOCA	RELAP5+Appendix K
大LOCA (上記(iii))	KREM

様な代替コードの整備と規制へのコード登録申請を行った。ただし、これらのコードも基本的には海外で開発されたコードに基づいたものである。

(d) 規制用BEコードMARSの開発 [17]

この様な状況の中で、韓国ではBEコードの現象分析や設計検証における有用性が理解され、PWRやCANDU等の軽水炉だけではなく、Gen-IV炉、新たな設計による一体型炉や研究炉等、多様な応用分野に対する規制にも単一のコードで対応可能なBEコードへの利用ニーズが生じた。このため、RELAP 5と

COBRA-TFをベースとするMARSコードの開発が1997年に開始された。

開発の目的 (利用目標) とステップ:

MARSコードの開発目的は、

- ✓ PWRの事故解析
- ✓ CANDU、研究炉のほか、ガス炉やSMART等Gen-IVを含む新型炉の諸事象
- ✓ 原子力発電所の審査指針の策定、許認可、規制審査の各解析
- ✓ アクシデントマネジメントの戦略立案と指針策定
- ✓ 実験計画
- ✓ プラントアナライザと運転員教育用のプラントシミュレータ

などであり、開発は次の3ステップにより10年計画で行われた。

- ①'97~'01 コードシステムの開発
- ②'02~'04 新たなモデルの開発と検証
- ③'05~'06 総合評価と課題への適用

開発の体制など: MARSコードの開発は、KAERIの熱水力安全研究チームの中の熱水力システムコード開発グループ(約30名)が、OPR1000やAPR1400などの安全確認に関する実験を行う2つの実験グループと連携して実施した。開発費は主にMEST (IHMOST)が拠出し、ソフトウェアのみで当初10年間に約7億円であり、これにシステム効果実験や個別効果実験の実施、国際共同研究プロジェクトへの参加等の実験研究の費用が加算される。

コード開発の特徴: プログラム言語を最新版(Fortran 90)に書き換え、扱うことができる流体物性を液体金属や炭酸ガス、ヘリウムなど多種のガスが含まれる様に拡張し、DLL法を通じて種々のスタンドアロンな単機能コードとカップリングできる様にし、シ

ビアアクシデントも解析できる様にした。結合したコードは、格納容器内の熱水力や放射性物質の移動を解析するCONTAINやCONTEMPT4、3次元核計算を行うMASTER、シビアアクシデントコードとして開発したMIDAS等である。

検証作業： コード開発で最も重要な作業は、開発と並行して行われる性能検証である。これに対してはRELAP5/Mod3.3コード用の評価課題を利用すると共に、3次元流動現象に対する種々のベンチマーク問題、個別効果試験データ、システム効果総合試験データが検証対象として用いられた。特に、解析課題を客観的かつ多様にするため、多くのOECD/NEAのプロジェクト [13] やベンチマーク問題に加入してデータを収集すると共に、参加者と共に解析結果の評価の議論に参加した。KAERIが参加したOECD/NEAのプロジェクトとしては、SETH (ドイツPKL事故模擬実験、スイスPANDA格納容器内流動模擬実験)、PKL 2、BFBT (USNRC、炉心サブチャンネル解析)、ROSA (JAEA主催のLSTF事故模擬実験)、BEMUSE (米国LOFT

大LOCA実験とZion炉解析、BEPUの有用性と限界の確認) やSM2Aが挙げられる。

さらに、韓国内の産官学でMARS Users Group (MUG)を形成し、'97年以降、約2年毎のワークショップとほぼ毎年のバージョンアップ、年数度のMUG会合を実施し、多くのユーザーの手で、コードの性能向上と検証が確実に行われる体制をとった。参加した産官学の関係者を下図に示す。なお、RELAP5コードをベースに利用したことから、MUG会合を2002年以降、USNRCのCAMPと共催する形式とした。また、コード利用に際する誤解や入力の違いを極力排除して、かつ解析結果を迅速に解釈するため、GUIを完備してインタラクティブに解析課題や結果の表示が行える様にした。さらに、その機能を基にして、RETRANコードと共通のPWRプラントアナライザViSAを開発し、韓国内全炉の入力を完備した。

MARSコードの利用： [18, 19] 現在は、MESTの下に置かれる韓国安全技術院(KINS)に移管され、炉規制に使用されるKINS-RETASコードシステムの中心コード

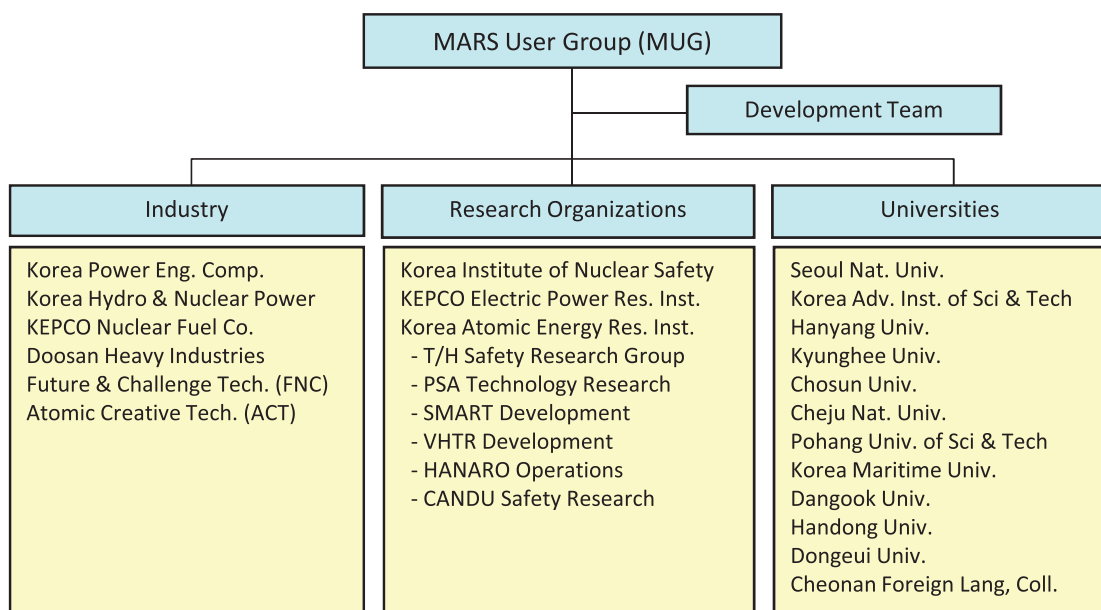


図3 MARSコードのユーザーグループ

MARS-KSとして利用されている。KAERIはMUGと共に、引き続きコード改良に参加している。改良の主課題は、炉の個別のコンポーネントに対応したモデル作成、局所の詳細解析のためのCFDコードとの結合などである。

(e) 産業界用BEコードSPACE [20]

MARSコードの開発終了後、新型軽水炉APR10の開発を目指す産業界用に新たなBEコードSPACEの開発が進められている。これにはMARSの開発に携わったKAERIがその経験を活かして担当しているが、新規のコード開発であり、MARSコードより遙かに大規模な取組となっている。なお、SPACEコード開発に対しては、MESTではなく知識経済部(MKE)とその下のKHNPが主担当を努める。

開発の目的(利用目標)、ステップ、体制：

開発の主な目的は、

- ✓ 炉設計と安全解析のための独立した国産コードの確保
- ✓ 開発途上国への炉輸出と技術移転における制限の排除

である。開発のテンポはMARSコードと同じく10年計画であり、大まかに次の3ステップで進められている。

- ①'06～'09 コードシステムの開発と
- ②'10～'12 V&Vの実施 及び
トピカルレポートの作成と
KINSによる承認
- ③'12～'16 SPACEと関連安全評価手法の承認

ただし、ここでは産官学によるユーザーグループは設けられず、KAERIの下へKOPEC、KNFC、KHNP等の機関が参加して共同で開発される。なお、開発スケジュールは、韓国の炉輸出戦略に依存して、変更される可能性がある。

SPACEコードの特徴：[20～22] 新たに開発されるSPACEコードには、MARSと一線を画すためもあってプログラム言語C++が採用され、液相/気相/液滴の3つの流動場に2流体モデルを適用する9方程式系が採用されている。また、配管などは1次元モデル、多孔質場に対しては3次元モデルの空間差分を適用し、Lumped Modelや実験式の利用を容易にしている。組み込まれるモデルの詳細はKAERIの報告に譲るが、RELAP5、TRACE、CATHAREの各コードを比較検討してベストと思われるモデルを選定しつつ著作権を確認する。なお、モデルの選定(優先)条件は、実績、最新、明確な適用性、独自開発である。また、V&Vに必要なデータや実験の選定にはPIRTを作成すると共に、2次元や3次元の二相流動に関する個別効果実験やAPR1400の半分の高さ、1/288の体積を有するシステム効果実験装置ATLASの実験を新たに実施・利用する。

SPACEコードは新たな開発でもあり、MARSコードの様な多機能性(多くの単機能コードとのカップリング機能など)は未だ図られていないが、開発を担当するKAERIは解析部門と実験部門が連携して全力で対応している。特に、例えば燃料棒表面の沸騰熱伝達や各所の流動モデルなど、個別現象に対するモデル毎に担当者を1名以上割り当てて、責任制で性能検証まで実施させ、その様な人員が約120名で開発に関わっているとのこと(2010年、KAERI担当者との会話情報)。韓国は米国の大学への留学も多く、KAERIはその様な分野の博士号取得者(ポスドク)を数年で新たに20名以上採用してきており、この様な豊富なマンパワーを背景にして初めて実現できる計画であるという印象は否めない。

(f) KAERIでの今後の熱水力研究・開発

KAERIは以上の様に、韓国での軽水炉の

設計と安全評価に用いる主要なコードMARSとSPACEの両方を、各々、規制と産業界が用いるという明確な目標の下で計画的に開発すると共に、炉の個々のコンポーネントに対応した多次元二相流解析を目指すCUPIDコード [23] の開発を並行して行っている。SPACEコードの開発には今後、数年で目処を付けて産業界の比重を増していく計画であり、CUPIDの解析機能を向上させつつ、KINSのRETASコードシステムやSPACEコードとの連携を強化しながら、マルチスケール、マルチフィジックスに対応した、より優れた統合コードシステムを目指すとしている。

3.3.2 中国の動き

(a) 中国の原子力開発

共産主義国である中国（中華人民共和国）の原子力開発は軍事目的であり、旧ソビエト連邦からの原子力協力協定を通じた技術導入で開始された。ソ連とは外交トラブルが生じて技術供与などは途絶えたが、ガス拡散法ウラン濃縮技術の開発を経て、'64年に原爆実験、'67年に水爆実験、'71年には原子力潜水艦の運航にこぎ着けている。その後、上海核工程研究設計院（SNERDI）を設置して軽水炉の自主開発を開始し、'73年に泰山原子力発電所（30万kW）の設計開始、'85年に建設開始、'91年に竣工、'94年に発電を開始した。計画から約20年を要したが、独自の技術開発で原子力発電が行える力が示された。この点はインドも同様である。ただし中国では並行して、フランスのPWR、カナダのCANDU炉、ロシアのVVER、米国のAP1000炉など多種類のPWRを輸入し、有望と考えた炉型を国産化・標準化して、輸出をも図る計画を実施している。2011年5月現在、14基の原子力発電所が稼働し、25基を建設中である。

発電所を建設・運営する主な事業体は中国核工業集团公司（CNNC）、中国広東核電集団

公司（CGNPC）、国家核電技術有限公司（SNPTC）である。現在建設中の炉の大部分は第2世代炉であるフランス型PWRをCNNCが国産標準化したCPR1000だが、最近では第3世代炉である米国Westinghouse社の受動安全炉AP1000への転換と、同炉の国産・標準化が考えられている。これは、ポンプなどの動的機器を使わない受動安全機器の採用で経済性と安全性の向上が図られ、USNRCの型式認証が得られているからと思われる。なお、Westinghouse社は中国が国産化する場合には出力を135万kW以上とすることを条件とし、SNPTCはこのため出力を140万kW、170万kWとするCAP1400、CAP1700を国産・標準化の目標としている。

(b) 中国のBEコード開発

中国のソフトウェア事情はわが国と良く似ており、実用レベルのものはほとんどが海外からの導入であり、300件以上のソフト開発が為されているが、研究者に独自の研究用ソフトがほとんどである。また、中国には開発に係る規制や標準が無く、大規模に開発を行うチームが無い。このような状況で、韓国と同様に炉輸出を目指す中国にとって、新たな解析コードの開発体制を作ることが急務となり、2007年にCNNCよりSNERDIがSNPTCの下へ移籍すると共に、2010年5月には新たに国家核ソフトウェア開発センター（SNPSDC）を設立した。

開発の目的(利用目標)とステップ: 開発の目的は、SNPTCが行うAP1000の国産化炉CAP1400設計などについての熱水力と核(炉心)設計および許認可のための安全評価を1つのコードで行うことであり、COSINE (Core and System Integrated Engine for design and analysis) コードの開発を開始した。開発のテンポは8~10年の計画であり、次の3ステップで進められている。中国に

とってこの様な統合型BEコードについて、ユーザーの歴史は有っても開発は初めてだが、開発のテンポは韓国のSPACEコードのそれとほぼ同じとしている。

- ①'10～'12 約3年 コーディング
 - '10：基本設計
 - '11：プロトタイプ
 - '12：デバッグとユニットのテスト等
- ②'13～ 2～3年 V&Vの実施
- ③最終 2～3年 安全当局による認可

開発の体制など： 開発体制は、2010年に20名、2011年に50名へ増員、その後も徐々に増員して300名規模とする計画である。期待される人員の30%程度を海外での博士取得者とし、上海交通大学、西安交通大学など主要大学の教授（教員）も参加する。実は、中国には原子力工学科を持つ大学が4つしか無いため、人員育成のために60へ増加させる計画も同時に進められている。

COSINEコードの特徴： 韓国のSPACEコードと同じく、2流体（気相、液相）3流動場（気相、液相、液滴）にLumped Modelの利用を可能としてPWRの炉システム全体と格納容器を包含する熱水力BEコードである。これに加えて、燃料設計のために格子定数などへの依存性を考慮した燃料とサブチャンネルのモデル化ができる様にする。また、プログラムの容易さと拡張性、汎用性のためにFortran 95とモジュラー型の統合プラットフォームを採用して易メンテナンス性を確保し、パラレル計算によって高速計算を可能とする計画である。

検証作業： まず、特筆すべきは、V&V（コードの性能検証）の実実施計画を非常に明確に打ち出していることである。'93年にUSNRCが出しISO-9001が準拠する能力成熟度モデル統合CMMI（Capability Maturity Model

Integration）[24]をベースに品質保証プログラム（QEP：Quality Enhancement Program）を構築し、具体的な作業はUSNRCによる規制指針RG 1.157（'89, BE解析手法）[25]やRG 1.203（'05, EMDAP）[26]に沿って実施するとしている。

この様なV&Vの計画に沿って、上海交通大学など国内の大学を中心に次の6種類の新しい実験装置を製作してデータベースの独自構築を図りつつある：

- a) システム効果用の総合試験装置（米オレゴン州立大学（OSU）のAPEX装置* [27]より大型）
- b) ダウンカマ流量分布
- c) 蒸気発生器
- d) 制御棒
- e) 格納容器冷却
- f) IVR（溶融炉心の圧力容器内保持）

さらに、海外のデータへのアクセスも積極的に行い、その一環として、わが国のJAEAがLSTF実験により主催するOECD ROSAプロジェクトへの加盟手続きを進めるなど、周到に計画を進めつつある。

4. 我が国のコード開発について

今後も軽水炉で発電を続けることを想定した場合、今回の福島第一原子力発電所の事故を含め、万一の事故に際して発生しうる現象を正確に模擬・再現する解析手法を準備しておくことは、軽水炉の安全確保上、当然の作業である。一方、本稿でも概観した様に、現在手にしている解析手法は、その様な現象を須く十分な精度で表現できるレベルに到達しているとは結論できず、研究・開発の余地が多く残されていることは明白である。

本稿では、軽水炉に係る熱水力解析コード

* AP600を体積比1/192、長さ比1/4、時間比1/2、2ループ（各ループ1HL+2CL）、最高圧力25.5気圧で模擬するシステム効果試験装置

の現状と、最近の韓国や中国での開発の動きを概観した。今後、我が国でコード開発を行う際には、今回はレポートしていない欧米でのコード開発を含めた最近のコード開発の動きや方法を考慮して、コード性能などの技術論と共に次の様な内容の考慮が必要ではと考える。

- (1) 第一に、主要な利用者とニーズを明確化した上で、利用者と共にコード開発後の改良も継続的に行う。
- (2) 開発当初からV&Vの計画をたて、新たな実験の実施を含めた検証データの確保を図る。
- (3) GUIなどを含む「使いやすさ」と「メンテナンス性」、コーディングなどでの「継承性」を図り、(1)に加えて、より多数のユーザーが継続的にV&Vに参加できる仕組みを作る。
- (4) V&Vのための実験を含めて「学」が参加しやすい体制とし、長期的なマンパワーの確保に展望を確保する。

我が国では実は、今回の事故以前まで、安全評価や炉設計のためのコード開発を行う必要性やV&V標準の作成などについて多くの議論がなされていた。例えばV&Vについては独自の標準を作成し、BEコードについては具体的な開発計画を検討している[28]。昨年来、米国製の解析コードの一部についてソースコードが公開されなくなったことや、ベトナムなどの原子力新興国から安全解析コードの提供の要請があったことなどがその理由として挙げられる。さらに、軽水炉の長期利用の計画にもかかわらず、我が国の原子力関係者のアクティビティが低下している点も指摘されていた。

今後、これまでの解析コードに対する姿勢が見直され、責任を持ったコード開発と継続的利用・改良が、我が国の原子力分野に活気を取り戻し、かつ、当然のことながら、2度

と福島第一原子力発電所の様な事故を繰り返さない設計を行うための強力な支援ツールとなることを期待したい。

参考文献

- [1] 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—」原子力災害対策本部、平成23年6月
- [2] 安全審査指針類等
(<http://www.nsc.go.jp/>)
- [3] 原子力百科事典ATOMICA「米国スリー・マイル・アイランド原子力発電所事故の概要 (02-07-04-01)」、等
- [4] 原子力百科事典ATOMICA「チェルノブイリ原子力発電所事故の経過 (02-07-04-12)」、等
- [5] 原子力百科事典ATOMICA「軽水炉におけるシビアアクシデントマネジメントについて(11-03-01-24)」、等
- [6] 経済産業省 原子力安全・保安院「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について評価報告書」平成14年10月
- [7] JAEA安全研究センターホームページ
(<http://www.jaea.go.jp/04/anzen/index.html>)
- [8] 日本原子力学会 統計的安全評価手法標準分科会「統計的安全評価の実施基準:2008 (AESJ-SC-S001:2008)」
- [9] 例:ASME, “Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer,” ASME V&V 20-2009.
- [10] 例:OECD/NEA, “BEMUSE Phase VI Report - Status report on the area, classification of the methods, conclusions and recommendations,” NEA/CSNI/R (2011) 4
- [11] OECD/NEA, “Best Practice Guidelines

- for the use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications,” NEA/CSNI/R (2007) 5
- [12] OECD/NEA, “Assessment of CFD for Nuclear Reactor Safety Problems,” NEA/CSNI/R(2007)13
- [13] OECD/NEA, “Extension of CFD Codes Application to Two-Phase Flow Safety Problems - Phase 2,” NEA/CSNI/R(2010)2
- [13] OECD/NEAプロジェクトホームページ (JAEAのROSA-2プロジェクトを含む) (<http://www.oecd-nea.org/jointproj/>)
- [14] 例 : OECD/NEA, “International Standard Problem ISP - 47 on Containment Thermal Hydraulics: Final Report,” NEA/CSNI/R (2007) 10
- [15] 例：原子力ハンドブック (2007年版、IX編 原子力安全と環境) Ohmsha
- [16] W.-P. Baek, J.-E. Yang and J.-J. Ha, “Safety Assessment of Korean Nuclear Facilities: Current Status and Future,” Nucl. Engng. and Technol., vol.41 no.4 (2009) pp 391.
- [17] KAERI MARS開発ホームページ (<http://thcode.kaeri.re.kr/default.htm>)
- [18] 例1:J. Kim, K. Kim and K. Seul, “Simulation of SBLOCA in RD-14M Test Facility using Computer Code MARS_KS,” Proc. NUTHOS - 8, N8P0329, Shanghai (2010)
- [19] 例2:Y.S. Bang, J.H. Chun, S.S. Jeon, G.C. Park, “MARS Code Improvements for Condensation Heat Transfer in Vertical Tube with Presence of Non-Condensable Gas,” Proc. NURETH-13, N13P1270, Kanazawa (2009)
- [20] D.-H. Lee, C.-K. Yang, S. Kim, S.-J. Ha. “Overview of SPACE Thermal-hydraulic Analysis Code Development,” Proc. NUTHOS-7, Seoul (2008)
- [21] K.D. Kim, S.W. Lee, S.W. Bae, S.K. Moon, S.H. Kim, “Development of Physical Models and Correlation Packages for the SPACE code,” Proc. NURETH-13, N13P1321, Kanazawa (2009)
- [22] 例:B.J. Kim, M.K. Hwang, K.D. Kim and S.W. Lee, “Assessment of the Wall and Interphase Friction Modules in SPACE Code,” Proc. NUTHOS-8, N8P0260, Shanghai (2010)
- [23] J.J. Jeong, H.Y. Yoon, I.K. Park and H. K. Cho, “The CUPID Code Development and Assessment Strategy,” Nucl. Engng. and Technol., vol.42 no.6 (2010) pp 637.
- [24] Software Engineering Institute, “CMMI[®] for Development, Version 1.2,” CMU/SEI-2006-TR-008, ESC-TR-2006-008 (2006)
- [25] NRC Regulatory Guide, “1.157: Best-Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance,” (1989)
- [26] NRC Regulatory Guide, “1.203: Transient and Accident Analysis Methods,” (2005)
- [27] USNRC, “APEX-AP1000 Confirmatory Testing to Support AP1000 Design Certification (Non - Proprietary),” NUREG-1826 (2005).
- [28] 岡本ら「軽水炉分野におけるモデリング・シミュレーション技術の現状と課題」原子力eye, vol.57, No.6 (2011) 29