

国産安全解析コード開発戦略検討
報告書

平成26年11月

日本原子力学会

放射線工学部会

国産安全解析コード開発戦略検討ワーキンググループ

目次

1. 序論	1
2. 放射線工学分野の安全解析コードの現状	4
2. 1 放射線工学に関連する分野と解析コード	4
2. 2 各分野の解析コードの現状	6
2. 2. 1 放射線遮蔽解析コード	6
2. 2. 2 臨界安全解析	8
2. 2. 3 インベントリ解析	9
2. 2. 4 核データ処理コード	10
3. 開発内容の検討	11
3. 1 要件の整理	11
3. 2 具体的な開発内容に関する提案	12
3. 2. 1 Sn 法輸送解析コード	12
3. 2. 2 モンテカルロ法解析コード	13
3. 2. 3 核データ処理コード	15
3. 2. 4 臨界安全評価までを含む燃焼解析コード	16
4. コードの開発方針に関する提言	18
4. 1 国産安全解析コードの開発と利用が進まない事由	18
4. 2 ワーキンググループにおける検討	19
4. 3 国産安全解析コードの開発と利用を促進する施策	20
4. 3. 1 規制側と事業者側の共通基盤技術としての安全解析コードの開発	20
4. 3. 2 継続的なコードの開発・改良及び保守のための体制の整備	21
4. 3. 3 安全解析コードの精度評価を進めるための研究計画の策定	22
4. 3. 4 国産安全解析コードの開発と利用における学協会の関与	22
5. 結論	26
参考文献	27

放射線工学部会 国産安全解析コード開発戦略検討ワーキンググループ

【活動期間】 2012年10月1日～2013年9月30日

【メンバー】 所属は、ワーキンググループ終了時点（2013年9月末）

主査：平山英夫（大学共同利用機関法人 高エネルギー加速器研究機構）

幹事：佐藤理（株式会社 三菱総合研究所）

中島宏（独立行政法人 日本原子力研究開発機構）

委員：浅見光史（独立行政法人 海上技術安全研究所）

石川智之（伊藤忠テクノソリューションズ 株式会社）

上松幹夫（株式会社 東芝）

後神進史（独立行政法人 原子力安全基盤機構）

小迫和明（清水建設 株式会社）

坂本浩紀（トランスニュークリア 株式会社）

須山賢也（独立行政法人 日本原子力研究開発機構）

高木俊治（株式会社 三菱総合研究所）

谷内廣明（トランスニュークリア 株式会社）

田山隆一（日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社）*

仁井田浩二（一般財団法人 高度情報科学技術研究機構）

播磨良子（伊藤忠テクノソリューションズ 株式会社）

平尾好弘（独立行政法人 海上技術安全研究所）

森島誠（三菱重工業 株式会社）

山野直樹（国立大学法人 福井大学）

*2013年7月まで

1. 序論

原子力施設の安全解析は解析コードを使用して行われ、安全審査もその結果を参考にしつつ進められる。最新の研究成果の知見を安全規制に取り入れるには、使用する解析コードの開発を継続的に行うことが求められることに疑いの余地はない。しかしながら、これまでは、国内原子力施設の安全審査において、米国で作成された開発年代の古い安全解析コード（あるいはデータ）がいまだに使われており、最新の知見を十分に取り込めていない状況にある。

福島第一原子力発電所事故のような深刻な環境汚染を二度と引き起こさないため、そして、原子力発電所等に対して世界最高水準の安全性を追求するという国家目標を達成するためには、国産の安全解析コードの開発を継続的に行っていく必要がある。しかし、我が国においては、安全解析コードを開発できるだけの人材の不足も深刻さを増している。このままでは将来にわたって独自に開発する体制を構築できなくなる恐れを関係者が共有する事態となっている。最新の技術と知見に基づく安全解析コードを日本独自に開発するとともに、それを支える人材の育成が急務である。また、安全解析コードの国産化は、次のような原子力発電に関する最近の情勢においても求められることである。

(1) 安全解析の高度化

既存の原子炉の安全性高度化が緊急の課題となっているが、そのためには、安全設計及び安全評価の根幹となる安全解析について、精度、信頼性、トレーサビリティといったすべての面での高度化が求められる。安全解析の高度化を図るためには、これまでのように海外で開発された解析コードをブラックボックス的に使用するのではなく、国内で開発して保守・管理されている国産コードを使用していくことが望まれる。

(2) ソフトウェアセキュリティ

米国が開発した MCNP や RELAP コードの輸出規制（10CFR810 の適用）に見られるように、これまで多くの原子力関連コードを公開してきた米国の態度の変化が見られている。国内の原子炉施設や RI 使用施設は、その許認可用の安全解析において、遮蔽解析、放射能インベントリ解析、臨界解析といった放射線輸送に関わる評価においては、総じて米国産のコード（MCNP、ORIGEN2、SCALE など）に依存している。他の原子力先進国（英国・仏国など）は必ず独自の安全解析コード体系を保有しているのに対して、日本では上記の目的にほとんど国産コードが用いられていない。万一、完全に米国産の解析コードを用いることができなくなるようなことがあれば、日本の原子力利用や研究開発に大きな支障が生じるのは明らか

である。

(3) 原子力産業国際化への寄与

日本の原子炉メーカーが日本製の原子炉をベトナムやトルコなどのアジア・中東等へ輸出する動きが活発になっている。輸出先には前項で挙げたような米国産の解析コードが使えないような国も含まれており、これらの国に解析技術も含む安全評価の方法論を伝えようとする場合、米国産の解析コードは相手によっては使えなくなる可能性もある。このため、安全評価の根幹を成す解析コードについて、国産の解析コードを開発しておかなければならない。同じ考えで、新興の原子炉輸出国である中国や韓国では、大規模な国産コード開発事業を立ち上げている。この点について日本は、欧米の原子力先進国のみならず新興輸出国と比較しても立ち遅れており、明らかに時代にとり残されている。

一方、上に述べたように、安全解析用コードは原子力施設の設置に係わる審査やその後の安全評価にも使用されるものであり、その精度や信頼性は国際的なレベルで明確に示されている必要がある。またその目的に合致するためには、開発後の保守体制に持続可能性、持続的発展性がなければならない。国内の解析コードの開発は研究機関において実施され、それを開発し論文を書くまでが仕事として認められる環境下で進められてきたこともあり、解析コード開発後の保守体制は開発した研究者の自主的な取り組みに過度に依存する傾向があった。予算を含む開発資源が豊富にある時代には辛うじて維持できたその体制も現在では存続させることは難しい。我々はこの点についても強い危機感を共有している。

すなわち、これまでのような原子力施設が多く建設される時代が過ぎ去り、原子力に携わる人材の確保も困難になる中で、日本の原子力施設の安全確保に絶対的に必要とされる解析コードの開発とその保守体制の構築には日本としての戦略的な対応が求められている。

本報告書の対象とする放射線工学分野においては、従来も関係者が危機感を訴える例はあった。その例の一つとして、高度情報科学技術研究機構（RIST）による「原子力利用を支えるソフトウェアの状況と開発に関する調査」¹⁾がある。その中で、日本における米国の原子力ソフトウェアに対する依存度が大きいことと、より高い安全基盤を構築するためには、人材育成すると共に国際的に見てもデファクトスタンダードとなるソフト開発を、国を挙げて推進すること重要であることが指摘されている。

以上のような危機意識に基づいて、日本原子力学会放射線工学部会では、「国産安全

解析コード開発戦略検討ワーキンググループ」(以下、WG と略す)を組織して、放射線工学に関連する国産の安全解析コード開発に関する戦略を検討して、原子力推進及び規制行政及び原子力産業界に対して示すこととした。具体的には、放射線工学の視点から上記の開発対象の優先度を明確化し、これらの解析コードに求められる機能要件を整理し、この要件を満たす解析コードを開発・保守するための体制の検討を行った。本報告書は、2012年10月から2013年9月までにWGで行った検討結果をまとめたものである。

2. 放射線工学分野の安全解析コードの現状

2. 1 放射線工学に関連する分野と解析コード

放射線工学の分野で用いられる安全解析コードは、基本的に粒子輸送を解く解析コードである。本ワーキンググループでは、今回の検討対象とする安全解析の分野として、原子力安全に係わる粒子輸送解析コードの応用分野とした。具体的には、放射線遮蔽、臨界安全、線源（インベントリ）解析の三分野を取り上げることとした。また、粒子輸送解析の基礎となる断面積処理に関しても、国産化の可能性の検討対象とした。

検討対象とした安全解析の分野で用いられる解析コードを、ワーキンググループメンバーからの情報を基にまとめたものを表 2.1 に示す。

表 2.1 国内で放射線工学分野の安全解析に用いられる解析コード

安全解析の分野		国産コード	改良コード	海外製コード
遮蔽解析	簡易解析法		QAD-CGGP2R G33-GP2R SPAN SCATTERING	QAD G33 SKYSHINE
	Sn 法	DIAC	ANISN-JR	ANISN
		ESPRIT	DOT-DD	DOT3.5 DORT
		ENSEMBLE		TORT
モンテカルロ法	MVP PHITS		MCNP	
臨界安全解析			JACS	SCALE
線源解析		MOSRA DCHAIN	ORIGEN-JR, SWAT4	SCALE, ORIGEN2
断面積処理		PROF-GROUCH		NJOY PREPRO

実際に、原子炉や核燃料施設の安全評価に用いられた解析コードの例として、核燃料輸送容器の許認可申請における安全解析に用いられた解析コードを表 2.2 に、規制機関で安全評価のチェック用に整備された解析コードの例を表 2.3 に示す。

表 2.2 核燃料輸送容器の安全解析に用いられた解析コード
(NFT-32B 輸送容器の設計変更承認申請書²⁾より)

解析対象	解析コード
構造解析	CRUSH
熱解析	ABAQUS*
線源解析	ORIGEN2*
遮蔽解析	DOT3.5*
臨界解析	SCALE*

* 海外の公開コード

表 2.3 JNES において再処理施設被ばく線量評価のために
整備された解析コードの例³⁾

分類		解析コード	開発元
放射線輸送解析	1次元 Sn 法	ANISN*	米国 ORNL
	2次元 Sn 法	DORT (DOORS3.2a) *	米国 ORNL
	3次元 MC 法	MCNP*	米国 LANL
臨界安全解析		SCALE*	米国 ORNL
断面積ライブラリー		BUGLE96*	米国 ORNL
		VITAMIN-B6*	米国 ORNL
		FSXLIB	JAEA
断面積処理コード		TRANSX*	米国 LANL

* 海外の公開コード

上記のように、国内の放射線工学分野の安全解析は、事業者側も規制側もほとんど海外（主に米国）で開発された安全解析コードに依存している。

次節以降に、各分野の現状を詳述する。

2. 2 各分野の解析コードの現状

2. 2. 1 放射線遮蔽解析コード

ガンマ線は点減衰核積分コード QAD⁴⁾、SPAN⁵⁾、中性子は Sn 法輸送解析コード ANISN⁶⁾、DOT3.5⁷⁾、スカイシャイン線についてはガンマ線主体のため一回散乱解析コード G33、SKYSHINE が適用されている。これらのほとんどは 30 年以上前に米国で開発され、その後、日本で独自に改良され用いられているものである。

Sn 法輸送解析コードは、体系の空間座標、粒子の進行方向を表す角度座標及び粒子のエネルギーを離散化し、差分方程式近似でボルツマン輸送方程式を解く解析コードである。本解析コードでは、核データライブラリーもエネルギーを離散化（群化）した多群断面積ライブラリーを用いる。原子炉の固有値解析（ k_{eff} など）、中性子及びガンマ線透過解析、中性子及びガンマ線ストリーミング解析（2 次元以上）、検出器応答関数の解析（随伴解析）、スカイシャイン解析（first collision source 使用）等、様々な解析に古くから広く使われている。

体系の形状に応じて、1 次元 Sn 法輸送解析コード（代表解析コード：ANISN、扱える形状：球、無限平板、無限円筒）、2 次元 Sn 法輸送解析コード（代表解析コード：DOT3.5、DORT¹⁰⁾；扱える形状：R-Z、X-Y、R- θ ）、3 次元 Sn 法輸送解析コード（代表解析コード：TORT¹¹⁾、扱える形状：X-Y-Z、R- θ -Z）がある。ANISN、DORT、TORT は一つのパッケージにまとめられ、米国 ORNL から DOORS3.2a¹²⁾としてソースコードとともに供給されている。また、DOORS3.2a と同様のものに、米国 LANL が開発している PARTISN¹³⁾がある。PARTISN は、DANTSYS¹⁴⁾（1 次元 Sn 法輸送解析コード ONEDANT、2 次元 Sn 法輸送解析コード TWODANT、3 次元 Sn 法輸送解析コード THREEDANT）の後継コードで、1 次元、2 次元、3 次元解析コードを含んでいる。

国産コードには、1 次元解析コードの DIAC¹⁵⁾、2 次元解析コードの ESPRIT¹⁵⁾、3 次元解析コードの EMSEMBLE¹⁶⁾がある。DIAC と ESPRIT は Legendre 近似のない微分散乱断面積を使用するという米国の解析コードにない大きな特徴も有している。しかし、継続的なサポートや改良は行われておらず、広く利用されているとは言えない状況である。

最近では、米国 TRANSPIRE 社が 3 次元解析コード ATTILA¹⁷⁾を販売している。ATTILA は、年間 200 万円程度の費用はかかるものの、ユーザーフレンドリーな GUI を備え、体系の CAD データから解析で用いる形状データを自動的に作成し、解析結果

も容易に可視化できるという優れた機能を有している(但し、ソースコードは非公開)。これらの解析コードは全て米国の解析コードである。

ビルドアップ係数などの簡易解析用データについては、解析機性能や詳細解析コードの発達により高精度化が可能になっているが、このような取り組みは日本以外では低調である。例えば、現在のガンマ線ビルドアップ係数標準データは、1991年に公開されたANSI/ANS-6.4.3¹⁸⁾である。この標準データ作成に日本の研究者が大きな貢献をした。日本ではこの標準公開後もビルドアップ係数そのものについての研究が継続されてきており、日本原子力学会の標準として、清水等により開発されたIE法¹⁹⁾を基に一つの解析法で使用する断面積データ等を統一し、透過距離100mfpまでについて、実効線量、周辺線量当量を加えた新しい「ビルドアップ係数データとGPパラメータ」が原子力学会の標準として制定されている²⁰⁾。

しかしながら、点減衰核積分コードについては、これまでは、新たに作成するという取り組みが希薄で、米国で作られた解析コードのデータ部分を入れ替え、QAD-CGGP2Rの様な名称で、準国産コードの様な扱いがされてきたが、解析コードそのものはQADであるので米国の管理下に置かれているコードであることは変わらない。日本で世界最先端のデータを使った国産の点減衰核積分コードを作成することが求められ、その作成が進んでいる。

簡易解析法コードは、その簡易さ故に、適用範囲が限られるなどいくつかの問題を抱えている。例えば、QADでは斜め透過問題を考慮する必要があり、G33では体積線源や面線源を取扱えない。安全評価解析の現場では、QADとG33と同一の入力データを使用する結合解析コードに対する要求がある。更には、特殊組成等の基礎データの整備や、多重層問題等に対する対応を検討する必要がある。

Sn法輸送解析コードで用いられている群定数については、30年以上前に米国で評価された断面積を基に作成されたものが未だに使用されているのが現状であるが、近年、日本で評価した核データライブラリーJENDLを基に作成した群定数セットも公開されている。

三次元解析の適用例では、モンテカルロ法に基づくMCNPや3次元Sn法に基づくTORTが、近年になって設計のバックアップ解析等で用いられた例があるが、いずれも米国で開発されたコードである。実規模設計では、タービン建屋のスカイシャイン、使用済み燃料の中間貯蔵施設(リサイクル燃料貯蔵施設)、高レベル処理施設等サイクル施設にて、これらのコードが使用された実績がある。リサイクル燃料貯蔵施設では許認

可解析に初めて三次元モンテカルロ法 (MCNP) が用いられた。

モンテカルロ法については日本でも MVP²¹⁾、PHITS²²⁾などが開発されているが、3次元 Sn 法輸送解析コードについては、近年、開発の報告がない。PHITS については、加速器施設遮蔽設計解析に用いられた実績があり、近年急速に整備が進められている。しかし、軽水炉、核燃料施設等原子力施設の設計解析や許認可解析への PHITS の適用例は報告されていない。

MCNP については、その精度検証が開発元である LANL で実験データに基づいて行われてきた。近年では、RSICC 及び OECD/NEA/DB が作成している評価済み遮蔽実験データベース SINBAD²³⁾を使用して精度検証が精力的に行われている。今後、MVP、PHITS など国産コードを標準化していくためには、SINBAD によるベンチマークは基より、今や世界標準となっている MCNP との比較により、その精度を世界的に示していく必要がある。

2. 2. 2 臨界安全解析

六ヶ所再処理工場での安全審査を念頭において、臨界安全ハンドブックが 1980 年代に編纂されたが、その作業においては、米国の多群モンテカルロ法解析コード KENO-IV²⁴⁾ と米国の核データ ENDF/B-IV²⁵⁾から作成された多群断面積ライブラリー MGCL²⁶⁾を中核とする臨界安全評価用システム JACS²⁷⁾が使用された。JACS は六ヶ所再処理工場の許認可解析と安全審査に利用されたものの、その後の日本における臨界安全評価においては、米国の SCALE コードシステム²⁸⁾、さらに高精度な連続エネルギーモンテカルロ法解析コード MCNP (米国产) や MVP (JAEA が開発) が利用されるようになり、実質的に従来の JACS の利用者はいない。

2009 年の MCNP や RELAP コードの輸出規制 (10CFR810 の適用) に伴う MCNP のソース非公開問題 (詳しい経緯に関しては、参考文献 29)を参照) は、日本で臨界安全評価に携わる人にとっても重要な問題となった。現在、SCALE については非公開とする政策はとられていないものの、上記の MCNP のソース非公開が SCALE にも波及するのではないかと、という恐れもあり、国産の臨界解析コード開発に対する要求は大きい。炉物理の解析の主要目的である臨界解析ができる解析コードと臨界解析システムと言われる SCALE のようなパッケージとの違いは、一連の臨界安全評価を効率的に行えるかどうかという点である。例えば、通常の炉物理の臨界解析では各領域の原子個数密度を解析者が手動で入力することとなるが、安全評価用のシステムでは、標準的なデータがあらかじめ用意されており、入力の手間を省くだけでなく、使用されるデータの正

しきの担保がなされるようになっている。この点、上述の JACS は古い解析コードではあるが、標準的原子個数密度算出のためのルーチンが用意してあるなど、最新の解析コードである MCNP や MVP にはない利点もあった。

日本で開発した連続エネルギーモンテカルロ法解析コード MVP は広く利用されており、臨界安全ハンドブック第 2 版データ集では、MVP と JENDL-3.2³⁰⁾ の組み合わせで最少臨界量等の評価が行われている。そのため、MVP は JACS の次を引きつぐ臨界安全評価用プログラムとして利用される素地が十分にある。しかしながら、開発資源の問題から最新の 64bit 解析環境に対応していないという点と、並列処理を行う場合に並列度の違いによって答えが異なる（統計精度内では一致している）ことが安全評価を行う上での問題点として指摘されている。

また、最新の核データと連続エネルギーモンテカルロ法の利用によって解析精度が大幅に向上している現状を反映して、世界各国の臨界安全評価用システムの開発は、現在では、臨界解析の入力や出力を管理するデータベースなどの解析結果の品質保証を可能とするシステムと組み合わせるなど、解析精度だけではないさらに先を見据えた分野でも実施されていることに注意すべきである。

2. 2. 3 インベントリ解析

核燃料中に生成される同位体の量、放射能、崩壊熱は燃焼解析（インベントリ解析）により得られる。日本では米国で開発された一点炉燃焼解析コード ORIGEN2³¹⁾ が広く利用されている。燃焼解析は核燃料の特性を評価するために必要である。JAEA では ORIGEN2 用の断面積ライブラリセットを日本で使用されている核燃料の仕様に基づいて JENDL-3.2、JENDL-3.3³²⁾、及び JENDL-4.0³³⁾ から作成し、その解析精度向上を図っている。我が国で開発した一点炉燃焼解析コードとしては DCAHIN³⁴⁾ があるが、加速器駆動炉などの限られた対象にしか利用されていない。

従来からある炉物理解析コードにも燃焼解析の機能は付加されているが、単独の炉物理解析コード行う燃焼解析は核燃料の反応度変化を評価することに主眼が置かれており、SRAC³⁵⁾ や MVP の燃焼解析機能では扱える同位体数は拡張されてきたものの ORIGEN2 には及ばない。そのような制限をクリアするため、JAEA で開発された多群炉心解析コードシステム SRAC と ORIGEN2 を組み合わせた高精度燃焼解析を行う解析コードとして SWAT³⁶⁾ が開発された。現在では燃焼度依存の実効断面積を求めるための中性子輸送のソルバーとして、SRAC、MVP、MCNP5 のどれかの選択を可能とする SWAT4 が開発されている。

また、SRAC 本体についても現代的なモジュール化した解析コードシステムに拡張する作業が行われ、現在では MOSRA³⁷⁾システムとしてまとめられている。MOSRA は熱水力解析を含む炉心解析まで念頭において開発されたシステムで、SRAC に比べると格段に燃焼解析機能の拡充が図られている。今後福島原発から発生する廃棄物等の処理処分にも適用できる遮蔽解析機能の拡充等も検討されている状況にある。

ORIGEN2 は上記のように我が国で広く用いられているが、古いコードで、その 1 群断面積の作成方法などを十分に説明した文献の不在や、精度評価の点で、現在の安全解析で求められる追跡性 (Traceability) を満たすものではない。このため、米国での型式認定 (DC) などの安全解析には、同じく ORIGEN コードの流れを汲む ORIGEN-ARP³⁸⁾コードが広く用いられている。ORIGEN-ARP は SCALE システムの一部であり、ORIGEN-2 と同じく炉型に応じた 1 群断面積を利用するコードであるが、その 1 群断面積は SCALE システムの TRITON³⁹⁾モジュールで全て作成されているため Traceability も確保され、また、開発元の ORNL による精度評価も為されている。TRITON モジュールも、2 次元(Sn 法)、3 次元(モンテカルロ法)燃焼計算コードとして、米国では広く用いられている。

インベントリ解析の分野においては、連続エネルギーモンテカルロ法解析コードと一点炉燃焼解析の組み合わせが世界の主流となっており、SWAT4 のようなシステムの更なる高度化が求められる。特に ORIGEN-ARP のように簡便で広く利用される一点炉燃焼解析コードとして我が国には存在しておらず、その開発が求められる。

2. 2. 4 核データ処理コード

米国産の NJOY⁴⁰⁾が広く利用されているが、NJOY は米国産の核データ ENDF を処理することを念頭に開発されており、また、NJOY の最新版は米国外に公開されていないため、ENDF 以外の核データの処理が正常にできない問題が発生する可能性がある。核データから温度依存のポイントワイズ断面積を作成するには、IAEA の PREPRO⁴¹⁾システムに内蔵されている LINEAR、RECENT、SIGMA1 が利用可能であるが、最終的に MCNP 等で利用するためのファイルフォーマットに変換し、それぞれの解析コードで必要とされる付加的なデータを作成する解析コードは NJOY 以外には存在しない状態にある。

核データ処理コードに対するユーザーの要望は大きく、また、すべての解析コードの基盤となるデータライブラリーの提供にも関係するため、そのニーズは大きい。ただし、基盤的であるため、その他の核解析コード以上に開発後のメンテナンス体制の維持が強く求められる。

3. 開発内容の検討

3. 1 要件の整理

ワーキンググループでは、原子炉や放射線取扱施設の安全性高度化のための基盤となる解析コードに要求される要件を次の通りに整理した。

- (1) 国産であること
 - a. 原子力技術基盤セキュリティの確保の観点から、諸外国の政策・戦略等、即ち輸出制限に影響されないこと。
 - b. 日本の技術開発戦略の基盤となり、技術輸出展開戦略に適用できること。
 - c. 解析コード開発を通じた人材育成に寄与し、自国における技術継承を可能とすること。
- (2) 最新知見を反映しているものであり続けること
 - a. 自国における研究開発成果の反映を可能とすること。
 - b. それにより、研究開発体制を自国に保有し続けること。
 - c. 諸外国における研究の進展の反映を可能とすること。
 - d. 諸外国との情報交換を常に行う体制を維持すること。
 - e. 情報システムの発展に対応した開発環境を保持すること。
- (3) 品質保証されていること
 - a. 原子力学会・シミュレーションの信頼性分科会との連携。
 - b. V&Vに対する取り組み及びその取り入れ方。
 - ・ 解析コード検証範囲の明確化。
 - ・ ベンチマークの考え方の明確化。
 - c. ベンチマーク妥当性の確認。
 - ・ ベンチマークの評価の仕方。
 - ・ 遮へい分野：SINBADの妥当性評価。
- (4) インターフェイスが充実しており、QMSに対応すること。
 - a. ユーザーフレンドリーであり、使用者の負担を軽減させること。
 - b. 入力ミスを低減させ、業務合理化が図れるものであること。
 - c. 解析の追跡性（トレーサビリティ）を容易にするために、出力に解析条件等が記述されていること。
- (5) 規制側、利用側の双方の共通技術基盤であること。
 - a. 規制側によって標準コードとして認証されていること。
 - b. 十分な信頼性と精度の検証（V&V）がなされていること。
- (6) 検証結果が文書化されていて追跡性があること。上記要件を満たすために、維持・管理・保守及び補助が可能な体制を構築すること。
- (7) 原子力安全に携わる人材の確保及び育成に貢献すること。

(8) 継続的な開発と保守を行うための体制が確立されていること。

3. 2 具体的な開発内容に関する提案

3. 2. 1 Sn 法輸送解析コード

Sn 法輸送解析コードは、空間、角度、エネルギーを離散化しているため、解析には種々の近似が入るが、体系を適切にモデル化して体系に合った解析コード（例えば 3 次元形状であれば 3 次元解析コード）及び適切な多群ライブラリー（特に、適切な自己遮蔽補正）を用いることにより、モンテカルロ法解析コードを用いた解析とほぼ同じ結果を短時間にだすことができる。解析機の発達によりモンテカルロ法解析コードが主流になりつつあるが、Sn 法輸送解析コードは許認可等での適用実績も多く、今後も使われていくであろう。

(1) 求められる機能

- a. 体系内の放射線束の詳細な空間分布・エネルギースペクトル・角度分布を解析する。
- b. 解のメッシュ幅依存性が小さいこと。
- c. 解の一意性。発散、振動のないこと。初期条件に関わらず、単一の解に収束すること。
- d. 解の収束性。収束加速機能があって始めて実用的になり得る。DORT/TORT では Partial Current Rebalance 法、Diffusion Synthetic 法で収束加速を行っている。
- e. 補助コードあるいは商用可視化ソフトを使って、容易に体系メッシュ図、体系物質図、放射線束の等高線分布図（体系図との重ね書き）、エネルギースペクトルを表示する。
- f. CAD 図から形状入力データの自動作成機能。
- g. 解析機の OS、プログラミング言語のコンパイラ依存性がなく、どの解析機でも容易にコンパイルができること。
- h. 自動並列化機能。

(2) 精度検証、その他

- a. SINBAD 等に含まれる透過実験、ストリーミング実験等の種々のベンチマーク実験の解析で行う。
- b. 同じ解析を他の解析法（モンテカルロ法、簡易解析法）でも実施し、解析結果を比較する。

3. 2. 2 モンテカルロ法解析コード

モンテカルロ法解析コードの必要性は、施設設計段階で 3 次元の複雑体系中の放射線挙動を正確に模擬することにある。解析機能力が乏しかった時代は、単純化されたモデルでの評価や、簡易解析法による評価が行われたが、解析機環境の急速な発展に伴い、実体系を忠実に模擬したモンテカルロシミュレーションが可能となり、放射線評価の信頼性を著しく高めた。モンテカルロ法解析コードは、施設設計の放射線評価で多く利用され、実体系を模擬した 3 次元の解析モデルの中で、主に中性子、光子の挙動を解析し、壁厚の最適化等の遮蔽評価、ターゲット材等の発熱評価、容器等の放射線損傷評価、周辺部材の放射物の評価等に使われる。現在、3 次元モンテカルロ法解析コードは、施設設計での放射線評価、安全評価に必須なものとなっている。

3 次元モンテカルロ法解析コードは、原子力エネルギー分野以外でも、例えば、加速器関連、医療分野、放射線防御、宇宙線関連分野等、で多く使われている。加速器関連では、J-PARC のターゲット・ビームライン設計や遮蔽設計、粒子線治療施設での遮蔽設計、医療分野では、炭素線治療における 2 次被ばく線量評価、粒子線治療・BNCT に対する生物学的線量評価モデル、X 線治療で発生する光子・中性子線量評価、放射線防御分野では、ICRP の線量換算係数の解析、CT 線量評価、宇宙線関連分野では、宇宙飛行士・航空機乗務員被ばく線量評価、宇宙線起因の半導体ソフトエラー発生率評価等の多くの分野で利用されてきた。これらの分野では、扱う粒子は、中性子、光子に限らず、陽子、原子核、また、その他の荷電粒子や中間子、また、エネルギー範囲も非常に広い。従って、PHITS のような汎用の 3 次元モンテカルロ法解析コードでは、多種の粒子・原子核と物質の相互作用を広いエネルギー領域で正確に取り扱う必要がある。ただし、本検討で対象とする原子力エネルギー分野に限定すると、扱う粒子は主に中性子と光子、エネルギー範囲としては、20MeV 以下を想定すればよい。

(1) 求められる機能

3 次元モンテカルロ法解析コードを用いて施設の実規模解析をする場合、作業工程で最も負荷がかかる所は、実設計図面から 3 次元数値解析モデルを作成するところである。この作業効率を上げるために、ITER のコミュニティでは、3 次元の設計 CAD データから、3 次元モンテカルロ法解析コード MCNP の数値解析モデルの幾何形状インプットを自動作成するユティリティがいくつかのグループから提案され実用に供されている。このようなユティリティにより数値モデル作成の作業効率は格段に向上するが、全ての状況で全自動とはいかず、今後解決すべき課題も多い。いずれにしても、数値解析用の幾何形状モデルを効率よく作成するためのユティリティ、それらを表示、変更するためのユティリティ、また、解析結果をそれら幾何形状上にマップする機能等が、作

業効率化のために強く求められる。

3次元モンテカルロ法解析コードの解析精度を決定する第一の要素は、輸送粒子と物質の相互作用の素過程である。本検討対象では、中性子、光子に対して、20MeV以下の相互作用を考えればよい。この領域では、ENDF、JENDLのような評価済核データが準備されており、これらの核データの精度検証は必要であるが、モンテカルロ法解析コードとしては、同じ核データを使う限り、素過程の記述にほとんど任意性がないので、同じ結果を与えることが、モンテカルロ法解析コードの精度検証になる。従って、モンテカルロ法解析コードに求められる要件としては、既存の評価済核データが使えること、また、同じ核データを用いた場合、同じ結果を与えること、ということが挙げられる。

3次元モンテカルロ法解析コードの特長は、解析体系のいかなる場所でも目的の粒子のフラックスを解析できるということであるが、その出力には利用者の利便性を考慮した機能が必要である。例えば、任意の場所でのフラックス強度分布及びスペクトルの出力、フラックスに線量換算係数、Kerma 関数、DPA 断面積等に乗じた各種物理量の出力を利用者の要望に基づいて簡便に出力する機能は必須である。

モンテカルロ法解析コードは、放射線の輸送方程式に対して、確率論的に数値解を求めるもので、解析結果には必ず統計誤差が付く。従って複雑で大きな体系を解析する場合は、統計誤差を小さくするために、分散低減というモンテカルロ法の独特のテクニックが使われる。分散低減法には、Importance、Weight Window、Forced Collision、Point Estimator 等があるが、問題の状況に応じてこれらの分散低減法が使えることが解析効率の向上に重要な機能である。また、結果に含まれる統計誤差を明確に出力する機能も、解析結果の信頼性を判断するのに重要である。

モンテカルロ法による数値シミュレーションで、複雑で大きな体系を解析するには、分散低減法を効率よく用いても解析時間が膨大にかかることがある。しかしながら、現在のパーソナルコンピュータ、PC クラスタなどの並列マシン、「京」に代表されるような超並列スーパーコンピュータを効率的に利用することは、解析効率を格段に向上させる。そのためには、モンテカルロ法解析コードが並列化されていなければならない。しかも、現在の解析機の主流は、メモリ分散型並列とメモリ共有型並列の機能が同時に実装されているので、その両者に対応するために、例えば、MPI による並列化と OpenMP による並列化が同時にモンテカルロ法解析コードに行われていなければならない。

(2) 精度検証、その他

同じ核データを用いたときには同じ結果を与えるというのが、モンテカルロ法解析コードの精度検証に重要である。現在、MCNP コードがモンテカルロ法解析コードの世界標準となっているので、MCNP との標準問題でのベンチマークが基本的な精度検証である。更に、分散低減等の輸送のアルゴリズムの細かい違いまでの精度検証には、SINBAD 等の評価済遮蔽実験データとのベンチマークが必要である。

3. 2. 3 核データ処理コード

JENDL-4.0 や ENDF/B-VII.0 などの最新の評価済み核データファイル进行处理して、種々の放射線輸送解析コードに特化した形式の断面積ライブラリーを作成するためのコードシステムである。主な対象となる輸送解析コードは、連続エネルギー輸送解析コード (MCNP, MVP, MCBEND, PHITS, FLUKA, TRIPOLI など) と多群輸送解析コード (ANISN, DORT, TORT, SRAC, MOSRA, KENO, WIMS, APPOLO, ONEDANT, TWODANT, THREEDANT など) に大別される。

核データ処理コードは、1 種類の断面積ライブラリーのみを作成する専用処理コードと、複数の断面積ライブラリーを作成する汎用処理コードがある。専用処理コードは、輸送解析コード専用の断面積ライブラリーを作成するものであるため、輸送解析コードの開発状況に依存するので一般的ではない。そのため、有力な輸送解析コードを網羅するような汎用処理コードが必要とされている。これらの輸送解析コードは、断面積ライブラリーの形式が公開され、基本的に上位互換が担保されている必要がある。汎用処理コードは、処理に必要な機能を共有化し統合したものであるため、処理の検証が一度で済む利点があるが、問題によっては全ての断面積ライブラリーに波及する弱点もある。現在、国際的に利用されている汎用処理コードは NJOY99 であるので、これを基本ターゲットとして新たな汎用処理コードは開発すべきである。また、多群輸送解析コード用の断面積ライブラリーは、利用可能な形式が複数あり、設定条件も複雑であるため、TRANSX2 のような中間処理コードを利用した方が効率的かもしれない。

(1) 求められる機能

核データ処理コードに必要な機能を以下に列挙する：最新の評価済み核データファイルを取り扱える、核データファイル形式の将来的な拡張や変更に対応できる、共鳴パラメータ処理を効率的に行える、ポイントワイズ断面積を作成できる、温度依存のドップラー拡張処理を精密に行える、自己遮蔽因子を取り扱える、熱中性子散乱則を取り扱える、核発熱・損傷データ・PKA を導出できる、共分散データを処理できる、入射粒子は中性子と γ 線だけでなく陽子・重陽子・トリチウム・ α 粒子を取り扱える、各種の断

面積ライブラリー形式または中間ファイル形式でデータファイルを作成できる。核データ処理コードは、特定の利用者に対象を絞られるため、ある程度使い易い GUI 環境が提供されるのが望ましい。けれども、解析機依存性を回避するためにも、シェルスクリプトによる実行環境整備は必要である。

(2) 精度検証、その他

作成した断面積ライブラリーの検証は、困難を伴う開発課題である。元の核データファイルのデータと一対一に対応するものは容易に比較できるが、近似処理したものやデータ形式が変更になるものは直接的な比較ができない。近似処理やデータ形式の変更処理に内包しているかもしれないバグの発見には、輸送解析コードで実際に適用して妥当性を検討する必要がある。また、断面積データのプロット図を作成して、核データファイルと比較することも必要である。しかし、データ形式変更が行われると同じ条件でプロット図を作成することができないことや、膨大なプロット図を視覚的に確認する困難さなどがある。そのため、これらを踏まえた検証プロセスの構築が非常に重要である。

3. 2. 4 臨界安全評価までを含む燃焼解析コード

放射線工学の分野では、大規模な炉心解析ではなく、所謂、単一ピンセルの無限配列を対象とした単純体系から、単独及び複数の燃料集合体配列の燃焼・臨界解析までが可能なシステムを対象とする。すなわち、燃料集合体を対象とした燃焼解析に始まり、燃料輸送キャスクや再処理工程等で必要となる臨界安全解析で使用する解析コードである。インベントリ解析の機能に着目すれば遮蔽解析コードとのリンクや、大規模な炉心解析コードの参照すべき燃焼解析の参照解を与える解析コードとなる。

既存の解析コードでこのコードに近いものには、MVP や MCNP5 と ORIGEN2 を組み合わせた統合化燃焼解析コード SWAT4 や MVP-BURN がある。SWAT4 や MVP-BURN にこれらに標準物質データベースを付加することで相当部分が完成したこととなる。ただし、世界の潮流は連続エネルギーモンテカルロ法解析コードと一点炉燃焼解析コードを組み合わせたものである。その観点からすれば、SWAT4 のさらなる高度化を目指すか、MVP-BURN の大幅な改良が必要となる。

また、SWAT4 でも一点炉燃焼解析には ORIGEN2 を使用しており、その国産化は大きな課題である。どちらにしても中性子輸送解析のソルバーは MVP がその中核となることは間違いがない。引き続き遮蔽解析に関しては、PHITS を利用するか、国産の Sn 法輸送解析コードを開発することで対応する事が必要となる。

(1) 求められる機能

- a. PC や小さなクラスタシステムでの稼働を前提とした高速性を有するだけでなく、大規模スパコンへも対応すること。
- b. 中性子スペクトル、実効断面積、 β_{eff} など様々な核特性の評価で必要とされるデータを算出する機能を有していること。
- c. ユーザー親和性の高い入力。例えば、MVP の長所を活かし、MCNP5 や KENO-VI といった世界標準コードとの互換性を持たせる等によって、既存ユーザーの導入を促すことが考えられる。
- d. 出力の可視化のための補助プログラムがあること。
- e. 入出力データベースがあり、解析結果の QA までが実施可能であること。
- f. SCALE の Driver のような概念をもち、標準的解析ルートをつかうことで、特別な指定をしなくてもデフォルトの解析パラメータが設定されること。
- g. 標準物質データベースをもち、原子個数密度のデータを一つ一つ指定しなくても最小限のデータで入力が構築できること。
- h. ベンチマーク解析が行われ、その入出力が保存されていること。

(2) 精度検証、その他

- a. 燃焼解析の精度評価の観点からは、OECD/NEA で管理している使用済燃料同位体組成データベース SFCOMPO に内蔵されているデータを対象とした解析精度の検証が行われていることが必要である。
- b. 臨界解析の精度評価は、臨界集合体を使用した臨界試験解析で行うことが求められる。

4. コードの開発方針に関する提言

4. 1 国産安全解析コードの開発と利用が進まない事由

JAEA で開発・整備されたコンピュータプログラム及びデータベースの情報を検索する PRODAS システムには、300 件を超える多種多様な目的の原子力コードが登録されている。しかし、その存在を知られているコードは限定的であり、我が国で開発されたコードの多くが利用されていない状況にある。開発動機が明確でないものは別にしても、幅広い応用を目的とし、相応のコストを費やして作成されたコードの活用がすすまない要因の解明は、本ワーキンググループにおける中心的な議題であった。

研究開発機関、規制機関、及び民間企業から成るワーキンググループでの議論の結果、コードの組織的な保守・管理体制の欠如しており、開発担当者の個人的な努力に依存していること、が原因である、という結論となった。

海外の解析コードにおいては、米国の安全設計解析コード **SCALE** やモンテカルロ法解析コード **MCNP** では数十人の、仏国のモンテカルロ法解析コード **TRIPOLI** や決定論的炉心解析コード **APOLLO** も 5 人から 10 人程度のチームを編成して開発とメンテナンスを行っている。それら諸外国のコードがデファクトスタンダードとして確固たる地位を確保しているのは、「チームとして」の開発及びメンテナンス体制が確立され、ユーザーからの声を確実にフィードバックする体制ができているからに他ならない。本来の開発者が退職、異動、や他の理由で不在となっても、コードに対するメンテナンスを滞らせない体制でなければ、いかに高性能なコードであろうと「広く利用されるシステム」として信頼を得ることは困難である。

国産の解析コードの保守・管理が組織的に行われぬ原因として、ワーキンググループでは次の 3 点を挙げた。

(1) 開発者の保守・管理に対するモチベーション

コード開発者は大抵そのコードの理論を提起した研究者が兼ねているが、研究者本来の行為目標は自らの理論や手法を論文や特許として発表することにあるのであって、コードはあくまでそれらの検証を目的として作成されるにすぎない。もとより公の利活用など志向されていないのであるから、目的の達成とともに放置されるのは当然である。事実、登録されている原子力コードの多くは適用範囲が狭く、利用者の立場に立って作られたものではない。

(2) コード保守・管理に対する組織的なサポート

広く利用される実用的なコード開発を開発者が志したとしても、所属する組織のミッションとして位置付けられていない限り、キャリアに影響しない、個人的な趣味嗜好に基づく活動とみなされるのが常である。大学や研究所であれば、発明や知的財産を適宜マッチングする事業者売却するかライセンスングすることで活動を継続することは勧められるものの、コードのライセンスを事業として、コード開発や営業のための人員や設備を自前で抱えこむようなリスクを負うことはまずない。

(3) 規制に関わる安全解析における国産コード利用の必要性

安全解析コードの直接的あるいは間接的な受益者は、これを用いて安全審査に必要な解析を実施する原子力事業者、及び、これを用いて安全審査における技術的な検証を行う規制機関である。本来、ユーザーである彼らが主導して規制利用に必要なコードを開発し、自ら利活用を進めていけば自然な形で安全解析コードは国産化されたはずである。ところが、軽水炉輸入の段階で、安全解析コードのコアとなる部分が自由に利用できる形で米国から与えられたため、それらを使い続けることで本来の開発ニーズが失われてきたというのが実状だろう。それらのコードは米国において基本的な検証がなされており、信頼性の問題で悩まされることも少ない。国産コードの開発にはコストもかかるし、新たに国産コードを導入して解析に不定なリスクが混入するのを避けたい、という意識が永らく続いてきた。結局、規制者が前例を、事業者がコストを重視するのであれば、本質的に従来環境で対応できない場合を除き、安全審査に新たなコードが入り込む余地は少ないだろう。このため、本来あるべきユーザーが失われているのだから、コードの保守・管理のための予算措置や組織的な開発体制など整うわけもなかった。

上記のように国産コードの開発が、その保守・管理体制の欠如から進んでいない状況で、米国の解析コードの入手と利用が核セキュリティの見地から制限されるということになりつつある。この状況を打破するために、次節では、コード開発を国内で持続的に行う足がかりとなる施策について論ずる。

4. 2 ワーキンググループにおける検討

前節で挙げた、国産安全解析コードの保守・管理体制を整備して、その開発と利用を促すため施策についても、ワーキンググループで議論して検討した。

前節で挙げた原因のうち、開発者の保守・管理に対するモチベーションに関しては、これに対する組織的なサポートが行われることによって、解決する。したがって、解決すべき課題は、コードを開発する組織において、如何に組織的なサポートを行えるようにするか、及び、規制において事業者や規制機関が国産コードを積極的に用いるようにするためにはどうすればよいか、の2点となる。

この2点の課題を解決する施策についても、ワーキンググループで検討した。その結果、次の3つの施策を提言することとした。

- ① 規制側と事業者側の共通基盤技術としての安全解析コードの開発
- ② 継続的なコードの開発・改良及び保守のための体制の整備
- ③ 安全解析コードの精度評価（V&V）を進めるための研究計画の策定

次節以降では、これらの3つの施策の提案内容について述べる。

4. 3 国産安全解析コードの開発と利用を促進する施策

4. 3. 1 規制側と事業者側の共通基盤技術としての安全解析コードの開発

これまで、規制側の機関が行ってきたクロスチェック解析では、事業者である申請者と異なる解析コードを用いて行った解析結果を比較する、という方法が用いられてきた。この方法は、仮定の設定、解析モデルの構築、入力データの作成、解析の実行、解析結果の整理といった、解析の各過程のチェックを最初から行うことができ、また、合わせて使用する解析コードや手法の精度の相違も確認できる、と言う点で、非常に詳細な確認方法である。しかし、詳細ゆえに、すべての安全解析結果に対する確認にクロスチェック解析を用いることはできず、一部をピックアップしての確認しか行えない、というデメリットがある。

適切に信頼性及び精度評価が行われた解析コードを、規制側と事業者側が共通して用いることができれば、解析に用いるコード開発や検証に掛ける時間やコストを合理化できるとともに、事象の想定、設計の考え方、解析における仮定や解析モデルの妥当性、といった安全評価の妥当性を確認する際に本質的に確認すべき点のチェックに注力することができるようになる。

このために、規制側と事業者側が共通して用いることのできる安全解析コードを、両者共通の基盤技術として開発し、その改良と保守を共同して継続的に行っていくことを提案する。

安全解析コードの開発と、継続的な改良・保守には、多くの人的資源とコストを必要とするが、最新の知見を安全評価に反映し、より信頼性の高い評価を行っていくためには不可欠な事業である。この事業を合理的に実施するには、安全解析コードを安全評価における規制側と事業者側の共通基盤技術と位置付けて、双方協力していくことが望ま

れる。規制側と事業者側では、目的によって解析コードに要求される機能が若干異なることが考えられる。例えば、事業者側では最適な設計を探るためにパラメータサーベィの機能が望まれるのに対して、規制側では提出された設計の妥当性を確認すればよいので、この機能は必要性が少ない、といった点である。ただし、基本的な方程式の解法や解析に用いるデータ（遮蔽解析の場合は断面積データなど）は共通であり、これらの解析精度や信頼性に関わる基本的な共通部分を、共通基盤技術として開発し、その基盤の上に規制側あるいは事業者側が必要に応じて、（ただし、精度や信頼性を損なわない範囲で）機能を付加できるようにする。

また、共通基盤技術となる解析コードがあれば、コード利用に関する知見を、規制側・事業者側が共有することによって、誤ったコードの使用による安全解析のミスと、これによって引き起こされる設計の誤りを事前に防ぐことができる。

福島第一原子力発電所事故後の原子力安全規制改革に伴って、規制側・事業者側ともに解析によって安全評価を行う項目はより増してくると考えられる。このためにも安全解析の合理化は早急に求められるところであり、共通基盤としての安全解析コードの必要性も増していると考ええる。

4. 3. 2 継続的なコードの開発・改良及び保守のための体制の整備

前節で示した共通基盤としての安全解析コードを開発するには、解析手法の研究、解析コードの構想検討、設計といった初期段階から、コード開発後の継続的な改良や保守、ユーザーサポートなどまで、一貫して行うことができる体制を構築することが必要である。特に、これまで日本では継続的な改良・保守・ユーザーサポートが十分に行われずに、せっかく開発された解析コードが死蔵されてきたことはすでに述べたとおりである。

この状況を打破するためには、解析コードの開発者が、継続的な改良・保守・ユーザーサービスに従事し続けることができる環境を整備しなければならない。その際に必要なのは、これまで十分に予算が充てられてこなかった、改良・保守・ユーザーサービスの予算を手当てすることである。

改良・保守・ユーザーサービスを安定して継続するには、利用者、特に安定した予算を得やすい規制側の予算をベースロードのための予算に充てることが考えられる。ただし、改良・保守すべき安全解析コードの数が増えてくると、それを担当する人員の数も多くなり、規制側の予算、すなわち公的な資金だけでは賄えないと考えられる。先に述べたように安全解析コードは規制側と事業者側の共通の技術基盤であるので、事業者側

も応分の負担をしなければならない。事業者側が負担するためには、そのコストに見合う便益（ベネフィット）が必要となる。その便益とは、無償で手に入る公開コードなどと比較しても、国産の安全解析コードを用いるメリットがある、ということである。

事業者側にとって、使用する解析コードの精度や信頼性が規制側によって担保され、認証されたものであれば、その解析コードを用いるメリットは非常に大きくなる。さらに進めて、解析結果の信頼性確保のために、規制側が解析コードを指定して評価を行わせることができるような制度を整備することも考えられる。これらは、いわゆる解析コードの「標準化」であり、これには後に述べるように学会が果たすべき役割が大きい。

4. 3. 3 安全解析コードの精度評価を進めるための研究計画の策定

安全コードの信頼性を確保するために、Verification and Validation（V&V：検証と妥当性確認）が重要な活動である。V&Vは、検証と妥当性確認を意味し、ソフトウェア品質保証における基本的な考え方の一つである。ソフトウェアの要求分析、アーキテクチャ構築、設計、コーディングといった製作工程と、モジュールテストから統合テスト、ベンチマーク解析までの試験過程の各段階において、その前段で確立された要求事項を満たしているかどうかを決定するのが「検証：Verification」とし、ソフトウェア開発工程の最後に、ソフトウェアの要求事項に従っているか否かを確認し、評価することを「妥当性確認：Validation」と呼んでいる。

V&Vは、ソフトウェアの信頼性確認を行うため以外にも、副次的な効果がある。V&Vを目的として、妥当性確認に必要なベンチマーク実験のデータを整理することにより、安全解析の対象位となる様々な事象について、そのデータの現状を一望することができるようになる。また、安全評価上重要であるが、欠落しているデータを取得するために実験研究の必要性を掘り起し、安全性研究の方向性を定めるのに大きく貢献する。

放射線遮蔽に関する安全解析コードの場合を例にとれば、OECD/NEAのSINBADなどの遮蔽実験データベースの活用しつつ、我が国で行った遮蔽実験データの提供を通じたデータベース整備への貢献を行うことにより、海外との相互協力によるデータの拡充を図る。このために、遮蔽解析の精度評価に必要なデータを整理して、データが欠落している部分については新たな遮蔽実験の必要性の検討を行う。これを基として、データを取得するための長期的な研究ロードマップの策定を行うことが望まれる。

4. 3. 4 国産安全解析コードの開発と利用における学協会の関与

学協会の役割として期待されるのは、ステークホルダーの意見を聴いて認証候補とな

る既存コード類を洗い出し、国産化対象を優先順位とともに提示すること、コード類の標準化やV&Vに係る標準を策定すること、そして規制側の支援になるがコード類の委託開発が適正に実施されているか評価することである。

(1) 国産化すべき開発対象の選定と優先順位付け

規制利用を認めるコード類に対しては、開発サポート側が必要に応じて下記(2)、(3)に係る作業を行い、規制側の認証を経て事業者が申請で使用できるようにする形が望ましい。申請に必要なコード類は審査対象毎、審査項目毎にあるため、学協会はまずそれらの全体像を示し、認証候補となる既存コード類を洗い出すことが求められる。そして、その中から新たに国産化すべき対象を見定め、開発目標を優先順位とともに提案する。このとき、ユーザー側である規制者と事業者の意見を十分に汲み取らねばならない。

(2) コード類の標準化

ここでの標準化とは、規制利用を意図するコード類に対して、コード類の概要や目的、そして規制利用に相応しいことを示す付属文書を作成することを指す。標準化の必要事項については、学協会によって策定された標準化指針に依拠する形が望ましい。例えば、概要、目的、プラットフォーム、インストールと実行、解析機言語、改訂履歴、解析手法、入出力のフォーマット、ユーザーインターフェース、適用範囲、V&V レポート、権利関係、免責事項、サポート、配布、参考文献である。これら必要事項の構成、書式、用語については、諸外国の例やオープンソフトウェアを参考にできるだけ共通化を目指す取り決めを行う。

標準化は広くユーザーに便宜をもたらすものであるが、規制利用に適するかについては別途審議を行って認証を与える仕組みが必要である。認証手続きと認証基準は、学協会の助言をもとに規制者が主体的に係わって作成し、認証機関自体は外部に設置することも考えられる。認証の要件について、次章で述べるように、特に権利関係、帰責・免責事項、サポートについて注意が必要である。認証機関はそれらについて誤りがないこと、不明瞭な部分のないことを確認する。

標準化に際して、コードの内容や権利関係は明らかでなければならないが、慣例的に用いられてきた著名なコード類の中にも、データ作成方法の欠失、権利者不明等、曖昧さがみられるものがある。また、海外から日本に対して事業申請がある場合、我が国で認証されていないコード類が使用される可能性がある。そういった事例について規制者と対応策を協議する必要があるだろう。

(3) V&V を通じた認証支援

コード類の精度・信頼性・品質保証は、学協会に所属する専門家らの支援を要するため、標準化要件に含めるべきと考える。これに関して、現在日本原子力学会で取り組んでいる V&V 標準作成活動において、V&V の民間基準についての方向性と基準案がまとめられ、ガイドラインの策定が進められている。現段階で規制応用を目論むものではないが、将来的に個別分野を対象とした要領や手続き等が策定され、具体的な事例に適用されるようになれば、規制者が民間基準をエンドースする形で認証の基礎になりうる。開発サポート側は、開発コード類の V&V を同標準にもとづいて実施し、必要なレポートを付属する形になるだろう。

日本原子力学会における V&V の取り組みに関しては、初めに、学会解析科学技術部会「解析結果評価法研究専門委員会」（2002-2005 年）において、原子炉物理、熱流動、構造等に共通の課題である解析結果の信頼性評価法がまとめられた。次に、安全評価に用いる最適評価＋不確かさ評価法の民間基準として、学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」⁴²⁾が 2008 年に作成された。学会解析科学技術部会「シミュレーションの信頼性研究ワーキンググループ」（2009-2012 年）においては、原子力プラント設計のモデリング&シミュレーション及び V&V の民間基準についての方向性と基準案がまとめられた。

現在は、学会基盤応用技術専門部会において、日本原子力学会としての V&V 標準を作成するための分科会が設置され、「外部環境に関する所定の条件の下で、原子力関連施設の設計、建設、安全評価、シビアアクシデント対策の有効性評価、運転、及び保守に適用される、核、放射線、熱流動、化学反応及び構造分野、並びにこれらの複合分野におけるモデリング&シミュレーションを実施するときのシミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示す」ことを適用範囲とした、ガイドラインの策定がすすめられている。適用範囲にもあるように、このガイドラインは、モデル V&V に関する基本的な考え方（方法論の枠組）を示すものであり、モデリング&シミュレーションの実施手順を直接規定するものではない。また、V&V の「概念モデル」「所期の利用目的」については、可能な限り解説を拡充して「考え方」に付随するバリエーションを具体的に説明することとしている。

策定中のガイドラインは、シミュレーションの品質管理（保証）を実務で行うことを支援するためのものと位置づけられている。各分野のシミュレーションに対応した内容とする代りに、各分野の課題を集約して、その最大公約数としての内容で構成することを考えており、個別分野のベストプラクティスとしての様々な事例に関しては別にする事としている。個別分野は、大区分及び中区分に分類されており、放射線及び遮蔽分

野は中区分において出現する；大区分は 1) 核解析、2) 熱流動、3) 構造の 3 分野、中区分は、1) 伝熱・安全解析、2) シビアアクシデント、3) 炉物理、4) 遮蔽・放射線、5) 燃料設計、6) 耐震・構造等、である。現在、本分科会の下にタスクグループを設置し、分野別でのガイドの適用可能性を評価するために実施した調査票回答結果に基づき、課題を抽出して分野別に論点を整理し、ガイドへのフィードバックの要否の評価を開始している。

タスクでは、課題に関する論点整理、調査票の見直しが分野ごとに個別に実施され、分科会により、ガイドの改定に係る審議が行われる。タスクグループ員は、担当する分野における課題を、モデル V&V の趣旨に照らして検討し、論点を整理し、論点整理結果を調査票の見直しに反映する。タスクグループの分野は、熱機械設計、核設計、核熱流動、熱流動、実験、放射線、構造、シビアアクシデント及び化学反応（火災）である。タスクグループに関しては、放射線分野のタスクグループも活動を開始している。

5. 結論

本 WG の検討の結論として、今後の放射線輸送に関わるコードを国産化していくための開発・維持体制に関して次の点を提言する。ここに挙げたように、国内の総力を結集した安全解析コードを開発・改良及び保守していくことは、原子力施設の安全確保に不可欠である。

(1) 規制側と事業者側の共通基盤技術としての安全解析コードの開発

安全解析コードは、共通の基盤技術であり、規制側と事業者側が別な解析コードを用いることに合理性は無い。規制側と事業者側で共通の解析コードを使用することにより、事象の想定や設計の考え方等、解析手法の相違以上に安全評価にとって重要な点を重点的に確認できるようになる。また、最新の知見を反映した検証され標準化された解析コードを開発整備することは、安全評価の信頼性や精度向上に不可欠であり、これを限られた人的・経済的資源の中で合理的に行うためにも、共通の基盤としてのコード開発が必要である。

(2) 継続的なコードの開発・改良及び保守のための体制の整備

共通基盤としての安全解析コードを開発するには、解析手法の研究、解析コードの構想検討、設計といった初期段階から、コード開発後の継続的な改良や保守、ユーザーサポートなどまで、一貫して行うことができる体制を構築をはじめとして、次の事項の実施が望まれる。

- a. 開発の初期から、継続的な開発・改良及び保守のできる体制。
- b. 専門家間のコミュニケーションを通じた活動の推進。
- c. 標準解析コードの認証とそのための法令や制度の整備。
- d. 国産コードの利用者への経済的なインセンティブの付与。

(3) 安全解析コードの精度評価(V&V)を進めるための研究計画の策定

放射線遮蔽に関する安全解析コードの場合を例にとれば、OECD/NEA の SINBAD などの遮蔽実験データベースの活用しつつ、我が国で行った遮蔽実験データの提供を通じたデータベース整備への貢献を行うことにより、海外との相互協力によるデータの拡充を図る。このために、遮蔽解析の精度評価に必要なデータを整理して、データが欠落している部分については新たな遮蔽実験の必要性の検討を行う。これを基として、データを取得するための長期的な研究ロードマップの策定を行う。

上記を実現するために、国内の総力を結集して、国産の安全解析コードを開発・改良及び保守していくことは、今後の原子力施設の安全確保に不可欠なことである。

参考文献

- 1) (一財) 高度情報科学技術研究機構、*原子力利用を支えるソフトウェアの状況と開発に関する調査*. (平成 23 年 11 月).
- 2) 原燃輸送株式会社、核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について、原技発第 100 号 (平成 26 年 1 月 10 日)
- 3) 原子力安全基盤機構、「再処理施設被ばく線量評価コードの改良—直接線・スカイシャイン線解析コードの感度解析—」, JNES/SAE09-032 (平成 21 年 3 月)
- 4) R. E. Malenfant, "QAD: A Series of Point Kernel General-Purpose Shielding Programs," LA-3573 (April 1967).
- 5) 三菱原子力工業株式会社、「SPAN コードの概要」、MAPI ; 1049 改 2 (1992)
- 6) W. W. Engle, Jr., "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693 (March 1967).
- 7) F.R.Mynatt, et al., "The DOT III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Codes," ORNL-TM-4280 (1973).
- 8) D. K. Trubey, Informal Notes, ORNL (February 1994). and Richard E. Malenfant, "G3: A General Purpose Gamma-Ray Scattering Code," LA-5176 (1973).
- 9) SKYSHINE-III: C. M. Lampley, M. C. Andrews and M. B. Wells, "The SKYSHINE-III Procedure: Calculation of the Effects of Structure Design on Neutron, Primary Gamma-Ray and Secondary Gamma-Ray Dose Rates in Air," RRA-T8209A (June 1982, revised September 1988).
- 10) M. B. Emmett, W. A. Rhoades, R. L. Childs, and J. O. Johnson, the DORT section of "A User's Manual for MASH 1.0 - A Monte Carlo Adjoint Shielding Code System," ORNL/TM-11778 (March 1992).
- 11) W. A. Rhoades and D. B. Simpson, arlo Adjoint Shielding Code System, RT section of edure: Calculation of the Effects of Structure Design on Ne
- 12) RSIC CODE PACKAGE CCC-650, "DOORS3.2a: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System," (1996).
- 13) R. E. Alcouffe, R. S. Baker, J. A. Dahl, S.A. Turner, and Robert Ward, "PARTISN: A Time-Dependent, Parallel Neutral Particle Transport Code System," LA-UR-08-07258 (Revised Nov. 2008).

- 14) R. E. Alcouffe, R. S. Baker, F. W. Brinkley, D. R. Marr, R. D. O'Dell, and W. F. Walters, "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (June 1995).
- 15) N. Yamano, et al., "RADHEAT-V4; A code system to generate multigroup constants and analyze radiation transport for shielding safety evaluation," JAERI 1316 (1989)
- 16) T. Nishimura, K. Tada, and H. Yokobori, "Multigroup constants and analyze radiation transport for shielding safety evaluation and Neutral Particle Transport Code System," J. Nucl. Sci. Technol., 17, 7, 539–558 (1980).
- 17) T.A. Wareing, J. M. McGhee, J.E. Morel, "ATTILA: A three-dimensional, unstructured tetrahedral mesh discrete ordinates transport code," Trans. Am. Nucl. Soc., **12/1996**, 75 (1996)
- 18) "Gamma-Ray Attenuation Coefficients and Buildup Factors for Engineering Materials," an American National Standard, ANSI/ANS-6.4.3-1991 (August 26, 1991).
- 19) A. Shimizu and K. Aoki, *Application of Invariant Imbedding to Reactor Physics (Nuclear Science & Technology)* (1972, Academic Press Inc)
- 20) 日本原子力学会標準委員会、「 γ 線ビルドアップ係数：2013」、AESJ-SC-A005:2013 (2013年12月)
- 21) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori and M. Nakagawa, "MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," [In Japanese and English] JAERI-1348 (2005).
- 22) K. Niita, et al. "PHITS: Particle and Heavy Ion Transport code System, Version 2.23," JAEA-Data/Code 2010-022 (October 4, 2010).
- 23) I. Kodeli, E. Sartori and B. Kirk, "Transport code System, Version 2.23 experiments - Status and Planned Activities, and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and n Protection and Shielding Division, Carlsbad, New Mexico (April 3-6, 2006).
- 24) L.M. Petrie, N.F. Cross, "KENO IV: an improved Monte Carlo criticality program," ORNL--4938 (1975).

- 25) D. Garber: "ENDF/B Summary Documentation," BNL-17541, 2nd Edition (1975).
- 26) T.Naito, S.Tsuruta, T.Matsumura and T.Ohuchi,"MGCL-PROCESSOR: A COMPUTER CODESYSTEM FOR PROCESSING MULTIGROUP CONSTANTS LIBRARY MGCL," JAERI-M 9396 (March 1981).
- 27) J.Katakura, Y.Naito and Y.Komuro, "Development of the Computer Code System JACS for Criticality Safety," Trans. Am. Nucl. Soc., **41**, 329 (1982).
- 28) *Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1 (June 2011).
- 29) 田中俊一、佐藤治、石島清見、「我が国での米国製原子力ソフトウェアの利用と課題 -米国の管理政策に変化の兆し-」、原子力 eye, **56**, No.11 (2010年11月)
- 30) T. Nakagawa, et al.," Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," J. Nucl. Sci. Technol., **32**, 1259 (1995).
- 31) A. G. Croff, "ORIGEN2 Code Package CCC-371," Informal Notes (October 1981).
- 32) K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol., **39**, 1125 (2002).
- 33) K. Shibata, et al.,"JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1 (2011).
- 34) 田坂完二、「DCHAIN: 放射性ならびに安定核種の生成崩壊解析コード」、JAERI 1250 (1976)
- 35) K. Tsuchihashi, Y. Ishiguro, K. Kaneko, and M. Idom "Revised SRAC Code System," JAERI 1302 (1986)
- 36) K. Suyama and H. Mochizuki, "Revised Burnup Code System Swat: Description And Validation Using Postirradiation Examination Data," Nuclear Technology, Vol. 138, pp. 97 (May 2002).
- 37) 奥村啓介、久語輝彦、中野佳洋、長家 康展、小嶋 健介、千葉 豪、岡嶋 成晃、「モジュラー型炉心解析コードシステム MOSRA の開発」、日本原子力学会 2008年春の年会 L46 (2008).

- 38) I. C. Gauld, S. M. Bowman and J. E. Horwedel, "ORIGEN-ARP: AUTOMATIC RAPID PROCESSING FOR SPENT FUEL DEPLETION, DECAY, AND SOURCE TERM ANALYSIS," ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Sect. D1 (June 2011)
- 39) M. A. Jessee and M. D. DeHart, "TRITON: A MULTIPURPOSE TRANSPORT, DEPLETION, AND SENSITIVITY AND UNCERTAINTY ANALYSIS MODULE," ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Sect. T1 (June 2011).
- 40) R. E. MacFarlane and D. W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91," LA-12740-M (October 1994).
- 41) D. E. Cullen, "PREPRO2012 2012 ENDF/B Pre-processing Codes (ENDF/B-VII Tested)," IAEA-NDS-39, Rev. 15 (October 31, 2012)
- 42) 日本原子力学会標準委員会、「統計的安全評価の実施基準：2008」、AESJ-SC-S001：2008 (2009年5月)