

[R3-3]

シビアアクシデント時の FP 移行に関する VVUQ (検証、妥当性確認と不確かさ定量化) の検討

Investigation of VVUQ (Verification, Validation, and Uncertainty Quantification) on FP transportation in the severe accident

Pellegrini Marco^{A)}, 内藤正則^{B)}, 三輪周平^{#,C)}
Pellegrini Marco^{A)}, Masanori Naito^{B)}, Shuhei Miwa^{#,C)}

^{A)} Tokyo University

^{B)} Advance Soft Corporation

^{C)} Japan Atomic Energy Agency

Abstract

In this collaborative research, we will investigate the VVUQ (Verification, Validation, and Uncertainty Quantification) methodology for analysis of fission product (FP) transportation with large uncertainty which have revealed by the analysis for severe accident (SA) of TEPCO Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station. In this year, we have extracted the issues in analysis of FP transportation with reference to review results of analysis of 1F SA. And we have started preliminary investigation of VVUQ methods for the analysis of pool scrubbing.

Based on the review results of the 1F SA, we extracted issues and proposed the outline of study necessary for the improvement in analysis of FP transportation. We prepared an experimental set-up and CFD code for the analysis of pool scrubbing which are necessary for investigation of the VVUQ method. And, we confirmed the applicability of the VVUQ method using a random Gaussian field.

Keyword: severe accident analysis code, fission product, VVUQ, cesium, Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station

1. 背景・目的

1.1 背景

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 等の軽水炉のシビアアクシデント (SA) 時における公衆・作業員被ばくや炉内の汚染状況を予測するためには、セシウム等の核分裂生成物 (FP) の移行挙動をより精度高く評価することが必要である。しかしながら、現状の SA 総合解析コードを用いた評価では、非常に大きな不確かさが内在することが示唆されている^[1]。

実際の FP 移行挙動は、複雑な構造である炉内において温度、雰囲気等の熱水力変化や化学反応等が重畳するため、非常に複雑となる。このため、空間分解能が粗いノードジャンクション法を採用している SA 総合解析コードでは、狭隘部等における局所的な FP 移行挙動の把握は困難である。さらに SA 総合解析コードに組み込まれた決定論的モデルは、従来から実施されているような挙動を簡素化した小規模の実験結果をモデル化に使用しており、実機プラントを想定した複雑な条件の FP 移行挙動とは大きく異なる可能性がある。

我々の研究グループでは、これらスケールや体系の違いに起因する課題を解決する方法として、物理現象を忠実に解くことのできる多相の数値流体力学 (CFD) コードを利用することを考案した。すなわち、CFD コードと SA 総合解析コードとの連成によ

り狭隘部の FP 移行挙動を把握できるように、また、CFD コードによる実験解析において解析するスケールを拡張していくことで小規模の実験結果を用いた実機プラントでの決定論的モデルを改良する。ここで課題となるのが、CFD コードの検証、妥当性確認と不確かさ定量化 (VVUQ) である。すなわち、検証と妥当性確認 (V&V) のプロセスを経ることで CFD コードにより物理現象を忠実に解いていることを確認し、その不確かさを定量化することが必要となる。しかしながら、CFD の分野では、VVUQ は米国機械学会 (ASME) の奨励もあり広く実施されてきたものの^[2]、SA 解析の分野においては、複雑な挙動が重畳することから VVUQ の適切な方法は確立されていなかった。

1.2 目的

本共同研究では、FP 移行挙動、特に 1F 事故を受けて明らかとなった不確かさが大きいと考えられる挙動等を対象として VVUQ 手法を検討する。これにより、CFD コードを用いた SA 総合解析コードの改良とその不確かさ定量化方法の具体化に繋げる。なお、本共同研究は、将来的に外部資金を獲得し、SA 総合解析コード及び VVUQ の開発手法構築を進めるためのフィージビリティスタディである。

このため、2021 年度は、1F 事故解析による国内外のレビューを参考に FP 移行挙動評価における課題解決方法を検討・整理するとともに、不確かさが大

miwa.shuhei@jaea.go.jp

[R3-3]

きい挙動の一つであるプールスクラビングを対象に VVUQ 手法の検討を開始した。

2. FP 移行挙動評価における課題解決方法の検討

2.1 課題抽出

燃料からの FP 放出・移行挙動に関する実験は、1979 年 3 月に発生した米国スリーマイル島原子力発電所事故 (TMI: Three Mile Island accident) 事故以前、1975 年頃から着手されてきたが、TMI 事故を契機として 1990 年台にかけてより多くの実験が実施されてきた。TMI 事故前に実施された代表的実験には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL: Oak Ridge National Laboratory) による高燃焼度燃料からの FP 放出実験があり、TMI 事故後にはスウェーデンの MARVIKEN、米国アイダホ国立研究所 (INEL: Idaho National Engineering Laboratory) の LOFT LP-FP、サンディア国立研究所 (SNL: Sandia National Laboratory) の ST ソースターム実験、そして仏国放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN: Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) による Phebus-FP 実験などがある。これらの実験と解析コードの概要については NUREG 報告書³⁾に纏められている。

表 1 FP 移行時の現象：太字・下線部は 1F 事故により明らかとなった重要な現象

領域	FP 移行時の現象
圧力容器	水酸化セシウム、ヨウ化セシウムの生成
	セシウムと鋼材との反応：モリブデン酸セシウム、ホウ酸セシウムの生成
格納容器	対流拡散
	凝縮
	拡散
	溶解
	重力沈降
	再浮遊
	再蒸発
	慣性衝突
	熱泳動・拡散泳動
	1F における FP 漏洩経路： 格納容器⇒トップフランジ⇒原子炉 ウェルシールドプラグ⇒運転階
	不溶性セシウム粒子の生成： 酸化ケイ素と水酸化セシウムの気相 中凝固反応
	プールスクラビング：温度成層化、減 圧沸騰

現在実用化されている MAAP、MELCOR、ASTEC、SAMPSON 等の SA 総合解析コードは、いわゆるノードジャンクション法に基づくものであり、それまでに実施された実験の解析によって検証されている。これら SA 総合解析コードにおける FP 挙動のモデル

の多くは、米国 SNL が開発した FP 移行挙動に特化した VICTORIA コード^{4,5)}のモデルを踏襲している。既存の SA 総合解析コードに採用されている FP 移行に関する素過程のモデルで考慮されている現象を表 1 に示す。FP は流れに乗って移行するとしており、これら素過程を解く際には熱流動の解析とリンクさせている。

1F 事故を受けて、経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究 (BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) において、1F の 1～3 号機を対象として計 10 か国、12 の機関が、各機関が所有する従来の SA 総合解析コードを用いて原子炉スクラム後 3 週間までの事故進展挙動を解析している。この結果、大まかな分布は解析されているが、解析を実施した機関、あるいは使用したコードによって定量的な分布の差が大きく、統一的・定量的な結論を得るには至らなかった。BSAF のフェーズ 2 では他の号機の解析も実施したが、結果は同様であった¹⁾。このプロジェクトの結果、特に事故初期において格納容器への放出に伴うスクラビングや事故後期において原子炉から建屋への再移行の挙動で大きな不確かさが内在していることが示された。

一方、1F 実機データとして、格納容器雰囲気モニタ (CAMS) により線量率が測定されている。さらに事故後に各号機の原子炉建屋内の各フロア、及び格納容器内主要部の線量率が実測されている。この一環として、原子炉建屋 5 階床にあるシールドプラグ周りにおいて高線量率が実測された。シールドプラグは 3 分割された板を高さ方向に 3 段に、格子状に積み重ねた構造であり、分割された隙間から建屋 5 階に向けての気流によって FP が隙間に残留したものと考えられている⁶⁾。

既存の SA 総合解析コードは前述の通り、ノードジャンクション法を採用しており、大まかな FP 分布は解析できても、ノードやジャンクションの細分化が難しく、シールドプラグ周りに代表される狭隘部の局所的な FP の残留量を把握するのは困難である。このため、局所的な FP 分布の解析は CFD 手法に頼らざるを得ない。

FP の移行挙動は、事故進展挙動そのものの影響を受ける。したがって、事故進展に伴って発生したイベントを正しく再現し、プラントパラメータ等の実機データと整合性のある事故進展挙動の一貫解析を実施し、線量率実測値との比較検討によって検証を行うことが重要である。ここで、「事故進展に伴って発生したイベント」とは、具体的には以下のようなものが挙げられる。

- 非常用復水器 (IC: Reactor Core Isolation Cooling Condenser) や蒸気逃がし弁 (SRV: Safety Relief Valve) の起動・停止状況
- 自動減圧系・主蒸気自動減圧系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling system)、高圧注水系 (HPCI: High Pressure Coolant Injection) の起動・停止

[R3-3]

- 原子炉一次系（原子炉压力容器、及びそれに直結している配管）からドライウェルへの漏洩の有無とタイミング
- 格納容器からの漏洩の有無とそのタイミング
- ドライウェルとウェットウェルを結ぶ配管に設けられている真空破壊弁の損傷の有無とタイミング
- 圧力抑制プールにおける温度成層化現象の定量的把握
- ウェットウェルベント弁の開閉状況とタイミング
- 消防車等による注水のタイミングと実際に炉内に到達した水量の定量的把握

これらの一部は運転員の記録等から確かな情報もあるが、多くはプラントパラメータの変化等に解析による検討を加味して推定することになる。

加えて、これまでの1F解析によれば、原子炉容器内から格納容器に漏れ出すFPは、雰囲気温度として高温を経験したと考えられている。このような高温条件下でのセシウムの挙動についてJAEAが実験を実施し、鋼材との反応や不溶性セシウムの形成等の新たな知見が得られた⁷⁾。この結果を含めて、1F事故で明らかとなった新知見（太字・下線）を表1に示す。1FにおけるFP分布の定量的評価のためには、既往のFP挙動に関する素過程のモデルに加えて、新知見のモデル化が必要となる。

以上の検討に基づき、今後の課題を要約すると以下のとおりとなる。

- FP移行挙動は事故進展挙動そのものの影響を受ける。したがって、事故進展に伴って発生したイベントを正しく再現し、プラントパラメータ等の実機データと整合性のある事故進展挙動の一貫解析を実施し、線量率実測値との比較検討による検証を行うことが必要である。
- 事故進展挙動の一貫解析は従来のSA総合解析コードと同様、ノードジャンクション法を用いることが現実的である。しかしながら、FP移行に関する1F新知見を取り込むこと（表1の太字・下線で示したセシウム化学、プールのスクラビングを主体とする現象のモデル化）が必要であり、それも含め決定論的モデルの改良が必要である。
- ノードジャンクション法による解析では、解析対象となる空間領域の細分化には限界があることから、局所的に残留しているFPについてはCFDにより解析し、実測値によって検証する必要がある。このとき、ノードジャンクション法によるSA総合解析コードの結果をCFD解析の境界条件として利用することになる。
- CFDコードにおいてもFP移行に関する既知の素過程のモデル化に加えて、上記した1F新知見をモデル化して組み込む必要がある。
- ノードジャンクション法による事故進展挙動の一貫解析及びCFDによる局所解析ともに、検証・妥当性確認を行い、その結果については感度解析、パラメータ解析等により不確かさを定量化

することが必要である。

2.2 研究開発方針

以下に、前述した課題を具体的な実施項目として整理する。

- 事故進展挙動の一貫解析を可能とするSA総合解析コードの整備：1F新知見のモデルを組み込み、かつプラントパラメータ等の実機データとの整合性が必須条件となることから、既存コードを利用する場合は、ソースプログラムへのアクセスが条件となる。
- 局所的に偏在するFPの分布を解析、また決定論モデル改良のためのFP実験解析に適用できるCFDコードの整備・VVUQ方法の構築：①と同様、1F新知見を考慮する必要がある、ソースプログラムの改変が必要である。
- 整備したSA総合解析コードによる1Fプラントの事故進展挙動の一貫解析及びCFDコードによる局所解析の実施と実機データとの比較検討に基づく検証・妥当性確認
- 感度解析、パラメータ解析による結果の不確かさの定量化

3. VVUQ手法の検討

3.1 プールスクラビングに係る予備実験

不確かさが大きい挙動の一つであるプールスクラビングを対象として、CFDコードのVVUQ手法を検討するため、まずは実験装置を組み立て、予備実験を実施した。

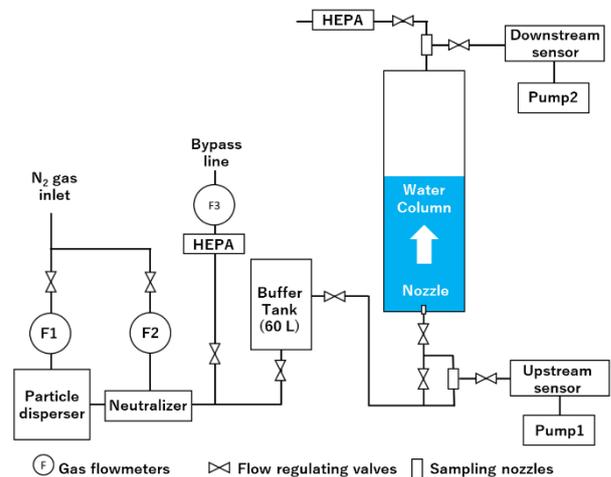


図1 実験装置の模式図

図1に実験装置の模式図を示す。微細孔（ $\phi 0.5 \text{ mm}$ ）を37個有するノズル（ $\phi 6.5 \text{ mm}$ ）を使用して、粒子を含むガスを底部からアクリル製の水槽（ $0.2 \text{ m} \times 0.2 \text{ m} \times 1.1 \text{ m}$ ）に注入する。ガスとしては窒素ガスを用いた。エアロゾル発生装置（PALAS製 RBG 1000）は、 $0.1 \sim 100 \mu\text{m}$ の粒径範囲と $0.04 \sim 430 \text{ g/h}$ の範囲の質量流量の粒子を分散できる発生装置である。エアロゾルを含む窒素ガスは、コロナ式エアロゾル中和器

[R3-3]

(PALAS製 CD 2000) に供給され、そこで粒子発生器から流れるエアロゾルと希釈ラインからの窒素ガスが混合される。希釈ラインを通る窒素ガスは、イオン化チャンバを通過し、ガスはコロナ放電によってイオン化される。エアロゾル気流とイオンを含む混合気流は、チャンバ内で混合され、エアロゾル中の粒子の電荷が中和される。中和器の下流において高い粒子濃度のガスの一部は、高効率微粒子空気 (HEPA) フィルターを介して環境に放出され、濃度が制御される。その後、粒子を含むエアロゾルは60 Lのバッファタンクに流れる。このタンクは、ガス中の粒子濃度の変動を抑制するために設置されたものである。

エアロゾル測定には、2つのセンサーを備えたエアロゾルスpektロメーター (welas®製 digital 3000, 2070P) を用いた。エアロゾルスpektロメーターは、4つの測定範囲に細分化されるものの全体で0.2 μm ~ 100 μmの粒子の測定が可能である。また、最大106 p/cm³までの濃度範囲に対応している。今回の予備試験では、エアロゾル粒子は0.2 μm ~ 10 μmの範囲で測定した。

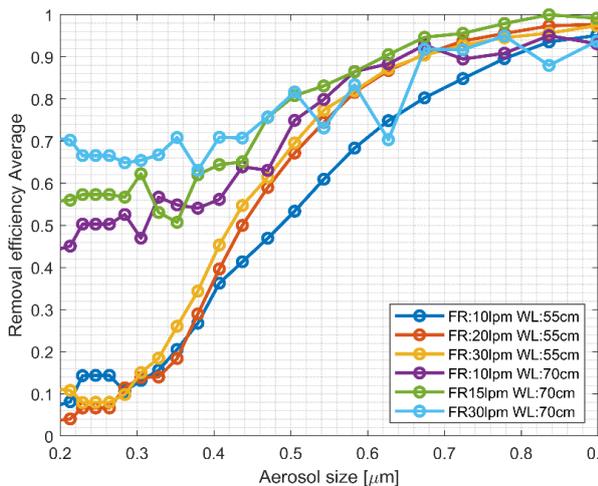


図2 除去効率の測定結果

本実験装置によるエアロゾル除去効率は、次のように計算できる：

$$\eta_i = \frac{C_{up,i} - C_{down,i}}{C_{up,i}}$$

ここで、 i は特定の粒子を表し、 η_i は特定の粒径に対する除去効率、 $C_{up,i}$ は水槽の上流の粒子濃度、 $C_{down,i}$ は水槽の下流の粒子濃度を示している。流量 (FR) と水位 (WL) をパラメータとして除去効率を測定した結果を図2に示す。この結果より、水位が低い場合は質量流量の影響があまり顕著ではなく、水位が大きい場合は質量流量が除去効率に影響を与えることが分かった。

3.2 CFD 解析コード開発

CFD コードでは、数値モデリングに対して Volume of Fluid (VOF)-ラグランジュ法を用いた。ここでは、流体相に対してオイラー連続体方程式を解き、各エアロゾル粒子の軌道を決めるためにニュートンの運動方程式を解く。連続相、等温流、粒子の存在を考慮したナビエ・ストークス方程式を以下に示す。

a) 連続位相連続方程式

$$\frac{\partial \epsilon_f}{\partial t} + \nabla \cdot (\epsilon_f U) = 0$$

b) 連続位相運動量方程式

$$\rho_f \frac{\partial (\epsilon_f U)}{\partial t} + \rho_f \nabla \cdot (\epsilon_f U U) = -\nabla p + \nabla \cdot (\epsilon_f \tau) + \epsilon_f \rho_f g + F_{pf} + F_{bl}$$

ここで、 U は速度ベクトル、 ϵ_f は連続流体のホールドアップ、 ρ_f は密度、 p は圧力、 τ は粘性応力、 F_{pf} は固体粒子によって連続相に作用する力、 F_{bl} は液体と気泡の間の相互作用力を示している。 F_{bl} は、連続体表面力によって次式のように与えられる：

$$F_{bl} = \sigma k(x, t) \nabla F(x, t)$$

ここで、 $F(x, t)$ は、液体中では $F(x, t) = 1$ 、気泡間相で $0 < F(x, t) < 1$ 、気体中では $F(x, t) = 0$ であり、 σ_k は界面を横切る表面張力誘起圧力ジャンプを示している。粒子から連続相への運動量移動は、次式の粒子-流体相互作用力 F_{pf} によって考慮されている。

$$F_{pf} = - \frac{\sum F_{fp}^k}{\nabla V_{ij}^k}, x_p^k \in \Omega_{ij}$$

ここで、添字 ij は計算セルの位置を定義し、 Ω は領域、 ∇V はセルの体積、 x_p^k は粒子 k の位置を示している。 F_{fp}^k は、個々の粒子に作用する流体-粒子相互作用力を示している。粘性流体内の球状粒子に係る力は次式となる。

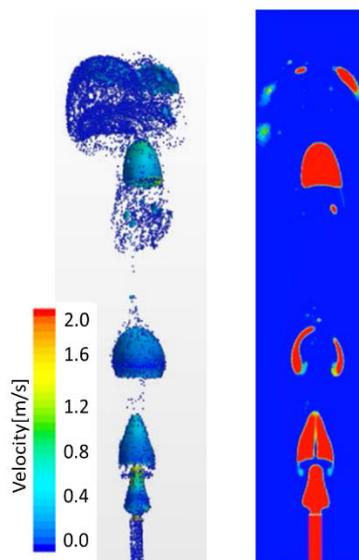


図3 スクラビングにて除去された粒子の可視化

[R3-3]

$$m_p \frac{dU_p}{dt} = F_D + F_p$$

1 μm サイズの粒子を対象に VOF-ラグランジュ法を用いたシミュレーション結果を図 3 に、これをもとに除去効率を計算した結果を図 4 に示す。

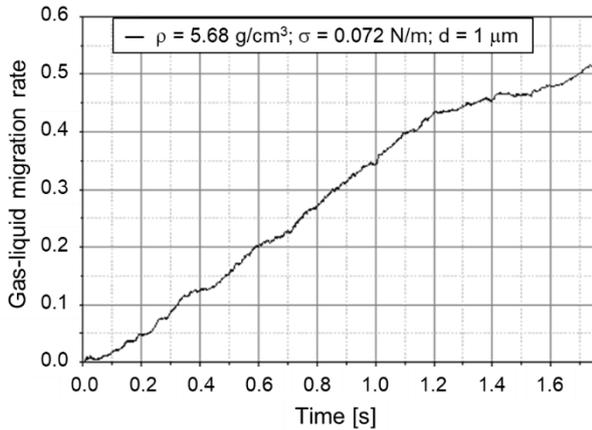


図 4 CFD により計算された除去効率

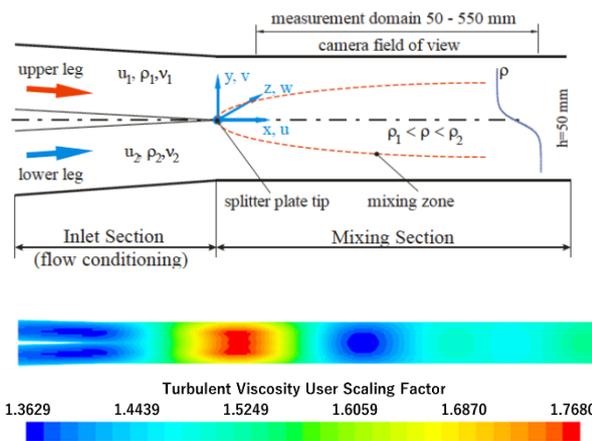


図 5 GEMIX 施設 (上図) とランダムガウス場 (下図)

3.3 VVUQ の検討

2021 年度に検討した VVUQ 法は、複雑なスクラビング現象を対象とはせず、先ずは図 5 に示されるポールシェラー研究所 (PSI: Paul Scherrer Institut) の GEMIX 施設における比較的単純な流れを用いて検討を進めた。

先ず、乱流粘度の乗数として使用するランダムなガウス場を 50 個生成した。シミュレーション結果を図 6 (灰色) に示す。このシミュレーション結果の範囲が実験データとよく一致しており、この方法を使用することで、解の領域と信頼区間を予測できるこ

とを確認した。

4. まとめ

本共同研究では、1F 事故を受けて明らかとなった不確かさが大きいと考えられる FP 移行挙動を対象として VVUQ 手法を検討し、CFD コードを利用した SA 総合解析コードの改良とその不確かさの定量化方法の具体化に繋げる。このため、2021 年度は、1F 事故解析による国内外のレビューを参考に FP 移行挙動評価における課題解決方法を検討・整理するとともに、不確かさが大きい挙動の一つであるプールのスクラビングを対象に VVUQ 手法の検討を開始した。

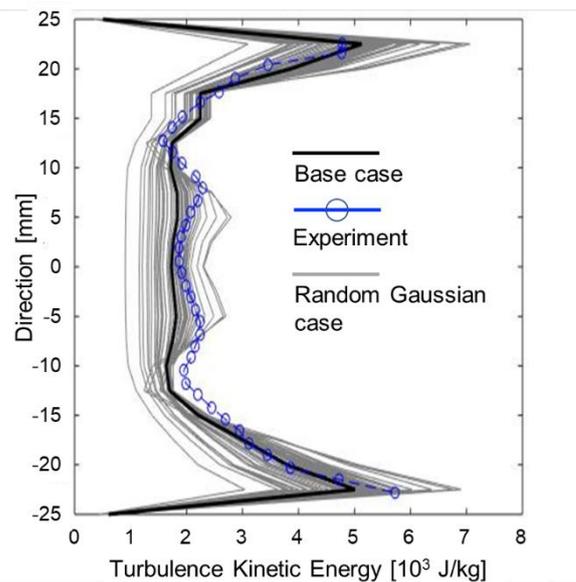


図 6 乱流運動エネルギーを対象とした不確かさ評価の例

1F 事故解析の国内外のレビューをもとに課題を抽出し、今後必要となる研究開発方針を策定した。

- 事故進展挙動の一貫解析を可能とする SA 総合解析コードへの 1F 新知見のモデルの組み込み
- 局所的に偏在する FP の分布を解析、また決定論モデル改良のための FP 実験解析に適用できる CFD コードの整備・VVUQ 方法の構築
- 整備した SA 総合解析コード・CFD コードによる解析結果と実機データとの比較検討に基づく検証
- 感度解析、パラメータ解析による結果の不確かさの定量化

また、VVUQ 手法の検討に必要な、プールのスクラビングを対象とした実験装置、CFD コードを整備し、ランダムガウス場による VVUQ 手法の適用性を確認した。

[R3-3]

参考文献

- [1] M.Pellegrini, et al., “Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project”, Nuclear Technology, 206, 9 (2020) 1449-1463.
- [2] M. Acton, E. Baglietto, “Addressing the usage of CFD within the CSAU framework for nuclear reactor safety analysis simulations”, Proc. NURETH-18, Portland, Oregon, USA, August 18-23, 2019, 4780-4794.
- [3] R. A. Lorenz, M. F. Osborne, “A Summary of ORNL Fission Product Release Tests with Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients”, NUREG/CR-6261, July 1995.
- [4] T. J. Heames, et al., “VICTORIA: A Mechanistic Model of Radionuclide Behavior in the Reactor Coolant System Under Severe Accident Conditions”, NUREG/CR-5545, Dec. 1992.
- [5] N. E. Bixler, “VICTORIA 2.0: A Mechanistic Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System Under Severe Accident Conditions”, NUREG/CR-6131, Dec. 1998.
- [6] 例えば, 原子力規制庁、冬季用電力部九嶋第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 第 22 回会合資料, 2021 年 9 月 14 日
- [7] S. Miwa, et al., “Development of fission product chemistry database ECUME for the LWR severe accident”, Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3, 2020.