

シビアアクシデント評価研究グループ

—より科学的なシビアアクシデントの評価を目指して—

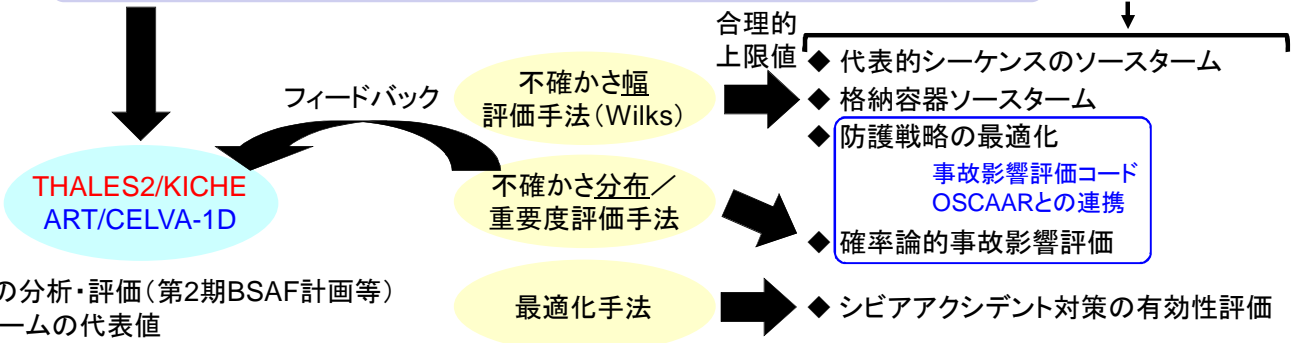
➤ 軽水炉及び再処理施設のシビアアクシデント時におけるソースターム評価手法の高度化

- ・ THALES2/KICHEコード: 軽水炉
- ・ ART/CELVA-1Dコード: 再処理施設

➤ 目的に応じたソースタームの評価

実験や理論に基づいた解析・評価手法の高度化に係わる技術基盤の整備
(安全研究センター内外との協力や国際協力)

- プールスクラビングや揮発性ヨウ素の気液間移行
- FP/制御材化学
- 再処理施設のシビアアクシデント時における放射性物質放出・移行



—最近の研究活動の紹介—

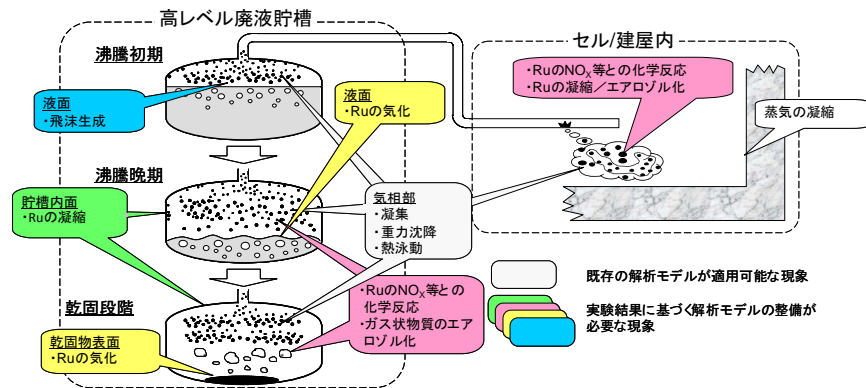
再処理施設における蒸発乾固事故解析手法の整備

蒸発乾固事故(リスク上、最も重要)の特徴

- 沸騰により多量の水蒸気および硝酸蒸気の発生
 - 放射性物質の硝酸塩の脱硝反応によるNoxガスの発生
- ⇒ 貯槽を含めた施設内での熱流動状態および凝集、沈着等のエアロゾルの移行挙動解析が必要

施設外への放射性物質の移行量評価のための主要なデータ

- 貯槽を含めた施設内の熱流動条件
- ガス状Ruの発生量
- Ruの凝縮液への移行
- 飛沫同伴による不揮発性物質の移行
- 気相中のガス状Ruの化学変化



高レベル廃液貯槽の沸騰事故で想定されるエアロゾル等の生成、移行沈着現象

飛沫同伴による不揮発性物質の移行

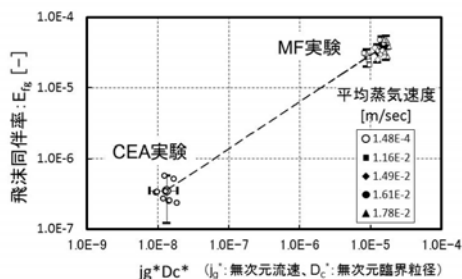
- 産学官共同研究(MF実験)の結果等に基づいて移行率(ARR)に係わる機構論的な相関式を導出

ARR: $\frac{\text{液滴として移行する不揮発性物質の量}}{\text{単位時間当たりに減少する廃液中に含まれる不揮発性物質の量}}$

ARRと飛沫同伴率: E_{fg} の関係

$$ARR \cong \frac{\rho_{fc}}{\rho_f} E_{fg}$$

ρ_{fc} : 蒸発蒸気の凝縮密度
 ρ_f : 廃液密度

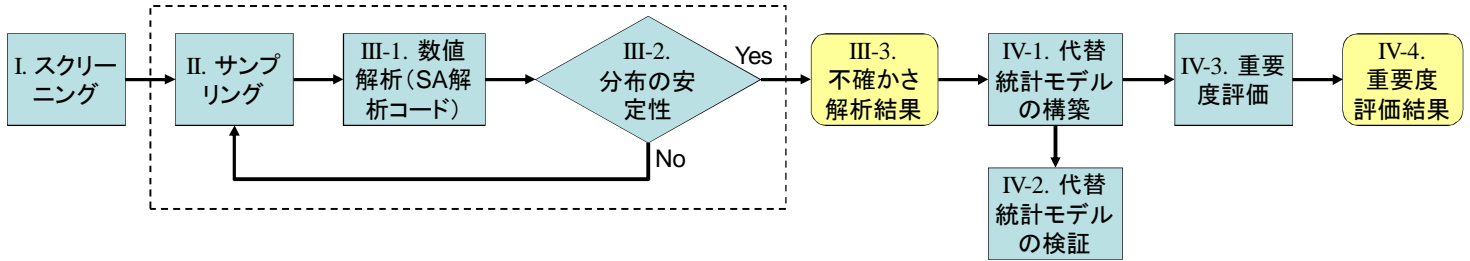


ソースタームの不確かさ及び重要度評価

■ 目的

- リスク評価や緊急時防護措置の最適化等への活用を目的としたソースターム不確かさ分布の評価
- ソースタームの不確かさに重要な影響を与える因子の同定

高度化した不確かさ及び重要度評価の流れと従来手法との比較

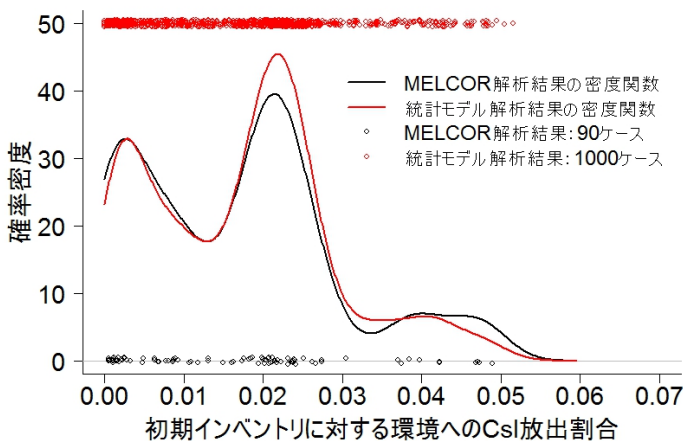


ステップ	ステップ I. 不確かさ因子の選定	ステップ II. パラメータのサンプリング	ステップ III. 不確かさ解析	ステップ IV. 重要度評価
JAEAにおける従来の手法	工学的判断	全パラメータの独立を仮定したラテン超方格法 (LHS)	工学的判断に基づいた解析ケース数の設定	なし
高度化した手法	客観的指標に基づいたスクリーニング (Elementary Effect)	パラメータ間の相関を考慮したサンプリング (LHS&順位相関)	不確かさ分布の安定性を考慮して解析ケース数を設定	代替統計モデルの活用 (多ケース解析の実現)

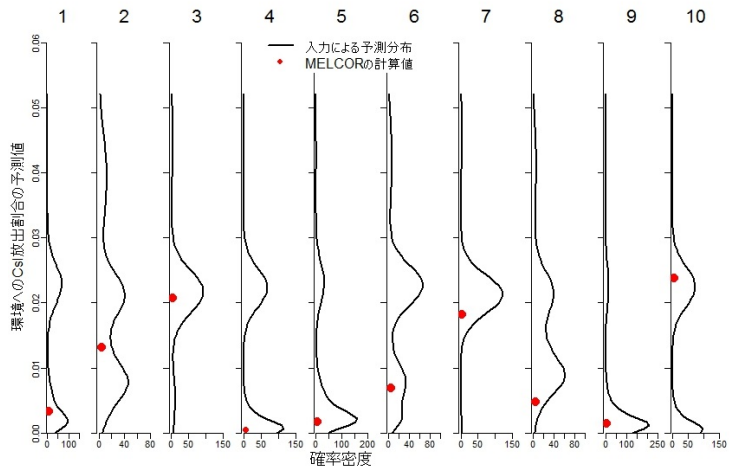
解析の概要(構築した手法の適用性確認)

- 解析対象シビアアクシデントシーケンス: 福島第一原子力発電所2号機の事故と類似
- 不確かさ解析における使用解析コード: シビアアクシデント総合解析コードMELCOR (Version 1.8.5)
- 重要度評価における代替統計モデル: ノンパラメトリックベイズ法(ディリクレ過程)に基づいたモデル

ソースターム不確かさ解析の結果



代替統計モデルの検証



重要度評価の結果(Sobol'感度指標)

パラメータ	指標1	指標2	重要度順位	関連するモデル
x_1 TRDFAI	8.62E-02	8.24E-01	2	燃料棒の崩壊
x_2 TZXMX	1.68E-01	9.18E-01	1	溶融金属ジルコニウムのリロケーション
x_3 SC7155(5)	3.76E-03	7.78E-01	3	放射性物質のプールスクラビング

代替統計モデルを用いて16000ケースの解析を実施

まとめ

- 従来の手法を高度化した不確かさ及び重要度評価手法を構築するとともに、実機ソースターム評価への適用性を確認
- 今後、JAEAのシビアアクシデント総合解析コードTHALES2/KICHEを用いて代表的なシビアアクシデントシーケンスについて不確かさと影響因子を評価

より科学的なシビアアクシデントの評価を目指して

日本原子力研究開発機構 安全研究センター シビアアクシデント評価研究グループ

当研究グループは、原子力施設のもつ潜在的なリスクに関する情報を活用したより科学的・合理的な規制の構築を支援するため、シビアアクシデントの進展やそれに伴うソースタームを評価するための研究を行っています。これらの研究は、原子力施設における多様なシビアアクシデント対策の有用性評価等、更なる安全性向上に係わる検討にも役立ちます。

シビアアクシデントの事故進展やソースタームを把握するためには、シビアアクシデント時の様々な現象や運転員の操作等を考慮できるシビアアクシデント総合解析コードが必要です。原子力機構では、シビアアクシデント総合解析コード THALES2/KICHE を整備し、現在は、原子炉冷却系内及び格納容器内における核分裂生成物 (FP) の化学的挙動に係わるモデルを中心に同コードの改良を進めています。また、福島第一原子力発電所 (1F) 事故の解析に THALES2/KICHE コードを適用し、炉内状況や放射性ヨウ素やセシウム の環境への放出量の評価を進めています。THALES2/KICHE コードの整備と合わせて、ソースタームの不確かさ・重要度評価手法及びシビアアクシデント対策有効性評価手法 (最適化手法) の構築を行っています。これらの手法を有効に活用することにより、目的に応じたソースターム の評価が可能になります。

1F 事故を踏まえた新たな原子力規制では、再処理施設においても、シビアアクシデントへの対処が要求されています。当研究グループでは、再処理施設のリスク評価上重要な高レベル放射性廃液貯槽における冷却機能喪失事故 (蒸発乾固事故) を対象に、廃液から気相中に放出される放射性物質の量や化学形を予測するモデルを構築しています。合わせて、これらの知見を原子力機構の放射性物質放出移行挙動解析コード ART に導入するとともに、熱流動解析コード CELVA-1D との連携を視野に入れて、再処理施設ソースターム評価手法の高度化を進めています。

ここでは、最近の成果から以下の 2 つの研究成果をご紹介します。

1. 蒸発乾固事故の解析手法の整備

蒸発乾固事故では、沸騰により大量の水蒸気および硝酸蒸気が発生し、さらに沸騰が進むと廃液は乾固し、放射性物質の硝酸塩の脱硝反応が起こり、 NO_x ガスが発生します。これらの気体が貯槽から施設内のセル等に流出し、放射性物質も主にエアロゾルの形態で、搬送気体の移動によって施設内を移動し施設外へ移行すると考えられます。事故影響を評価する上では、貯槽を含めた施設内での熱流動状態および凝集、沈着等のエアロゾルの移行挙動を解析する必要があります。

蒸発乾固事故での放射性物質の再処理廃液から気相への移行メカニズムとしては、沸騰の初期段階では、沸騰により発生した気泡が液面から離脱することによって生成される飛沫のうち比較的小さい粒径の放射性物質を含む液滴がエアロゾルとして気相へ移行します。さらに沸騰が進み溶液が乾固に至る沸騰晩期の過程では Ru 等の揮発性核種が大量に揮発し始めます。このような現象での放射性物質の移行量評価では、放射性物質の気相への移行量、移行量を左右する沸騰中の廃液の温度、硝酸濃度、気相中の移動の媒体である水および硝酸の蒸気量、移行途中での化学変化、蒸気の凝縮等による移行量の減少割合が重要なパラメータとなります。

沸騰初期の飛沫同伴による不揮発性放射性物質の移行率: ARR を、「単位時間当たり減少する廃液中に含まれる不揮発性物質の量」に対する「液滴として移行する不揮発性物質の量」と定義しました。蒸気流速の大きく異なる 2 つの実験データを基に機構論的に飛沫同伴率相関式を導出すると共に、ARR を飛沫同伴率で表した相関式を計算コードに組み込みました。

再処理廃液中では、Ru は $\text{Ru}(\text{NO})(\text{NO}_3)_3$ のニトロシル錯体で存在し、廃液の温度上昇で活性化

した硝酸により酸化され、揮発性を示すVIII価の RuO_4 に変化し気相部に移行すると考えられます。 Ru の発生速度を、廃液中の硝酸の活量、濃度および廃液温度の関数とする既往研究を参考に、模擬廃液を用いた蒸発乾固実験で取得された Ru の気相への移行に係るデータを基に、単位硝酸量当たりの Ru の移行速度を廃液中の硝酸の活量、硝酸モル分率および廃液温度の関数で表す実験式を導出し、長時間のにわたる実廃液実験での Ru の発生量を再現できることを確認しました。

2. ソースタームの不確かさ及び重要度評価

シビアアクシデントの進展やソースタームを評価する解析コードでは、崩壊熱や被覆管等の酸化により発生する熱を主要な熱源として炉心の損傷・溶融が進展する様子を解析するためのモデルや燃料から放出された放射性物質が種々の経路を通過して環境中に移行する様子を解析するためのモデル等が用いられます。これらの解析モデル等には、現象の理解が不十分であること等に起因して一般的に大きな不確かさが含まれ、シビアアクシデント解析コードにより得られるアウトプットに影響を及ぼします。そのため、シビアアクシデント解析コードの結果をリスク評価や緊急時防護措置の最適化等に活用するためには、アウトプットに含まれる不確かさを適切に評価することが求められます。更に、不確かさの効果的な低減を図るためには、不確かさに大きな影響を与える因子を同定する（個々の因子の重要度を評価する）ことが重要です。

当研究グループでは、シビアアクシデント時のソースターム評価を対象に、原子力機構における従来の不確かさ解析手法を高度化するとともに、新たな重要度評価手法の構築を進めています。この不確かさ及び重要度評価手法の主要なステップを以下に示します。

- ①客観的な指標に基づいたパラメータ（アウトプットの不確かさに大きな影響を及ぼし得る因子）のスクリーニング
- ②選定したパラメータに対する不確かさ分布（正規分布や一様分布等の確率分布）の設定と不確かさ分布に従ったパラメータのサンプリング（パラメータ間の相関を考慮）
- ③シビアアクシデント総合解析コードによる不確かさ解析の実施（ステップ②を繰り返して作成した入力データのセット数に相当するケースの解析を実施）
- ④不確かさ解析の結果に基づいてアウトプットを推定する代替統計モデルの構築とそれを適用した重要度評価の実施

ステップ④における代替統計モデルはノンパラメトリックベイズ手法に基づいて構築し、その妥当性は、同一の入力条件を用いたシビアアクシデント総合解析コードの結果と比較することにより評価しました。

福島第一原子力発電所 2 号機で起きた事故と類似のシーケンスを対象とした一連の解析を通じて、構築した不確かさ及び重要度評価手法の実機ソースターム評価への適用性を確認することができました。この評価では、スクリーニングのステップにより 3 つのパラメータを選定し、米国で開発されたシビアアクシデント総合解析コード MELCOR1.8.5 を用いた 90 ケースの不確かさ解析を実施しました。重要度評価では、代替統計モデルを用いた 16000 ケースの解析に基づいて、ソースターム（ポスターではヨウ化セシウムの環境放出量を例示）に係わる重要度指標（Sobol' 感度指標）を算出しました。今後、原子力機構で整備しているシビアアクシデント総合解析コード THALES2/KICHE を用いて、代表的なシビアアクシデントシーケンスについて不確かさ及び重要度評価を行う計画です。