

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—

シビアアクシデント評価に関する研究

- シビアアクシデント時ソースターム評価手法及びシビアアクシデント対策有効性評価手法の整備
 - 軽水炉⇒THALES2/KICHEコード
 - 再処理施設⇒CELVA-1D/ARTコード
- 上記手法を用いたソースターム評価及び不確かさ評価

不確かさ評価手法の検討・適用

THALES2及びARTの改造・検証

福島第一原子力発電所事故の解析

軽水炉及び再処理施設のシビアアクシデント時FP移行挙動等に係わる実験を通じた知見の取得とモデル化

現在実施中の研究

MELCOR 参照

THALES2
THALES(熱水力及び炉心溶融進展)
+ ART(放射性物質移行挙動)

フィードバック

不確かさを含めたソースターム

KICHE 連携

(格納容器内ヨウ素化学)

CELVA-1D 連携

(熱流動)

- シビアアクシデント対策の有効性評価
- 公衆被ばく・環境影響評価
- 緊急時防護措置の最適化
- 安全目標・立地評価等
- 福島第一原子力発電所事故の分析・評価

—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

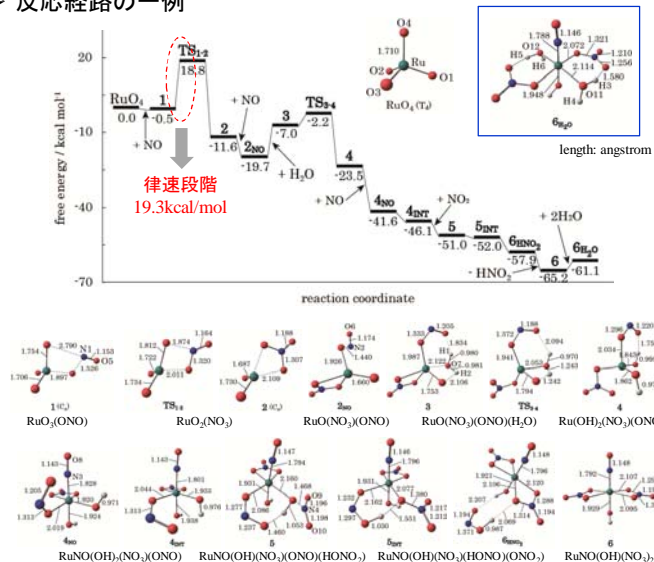
- 貯槽を含めた施設内の熱流動条件
- 沸騰界面の飛沫密度
- ガス状Ruの発生量
- 気相中のガス状Ruの化学変化
- Ruの凝縮液への移行

揮発性ルテニウム化合物とNO_xガスの反応

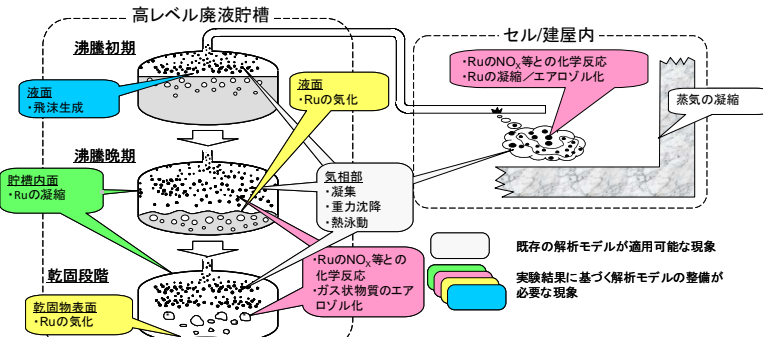
- 廃液の沸騰により生じるRuO₄とNO_x (X=1, 2)の反応を検討 (揮発性)

方法: 分子軌道法 構造最適化: UB3LYP法 基底関数: LANL2DZ(Ru), aug-cc-pVDZ(others)
エネルギー評価: UM06法 基底関数: LANL2TZ(Ru), aug-cc-pVTZ(others)

- 反応経路の一例



- ◆最終的にニトロシルルテニウム化合物(6H₂O)を生じる
- ◆律速段階の障壁は低く、沸騰蒸気の温度で十分進行し得る

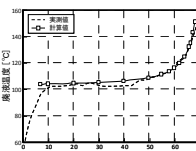


高レベル廃液貯槽の沸騰事故で想定されるエアロゾル等の生成、移行沈着現象

貯槽を含めた施設内の熱流動条件に係る解析

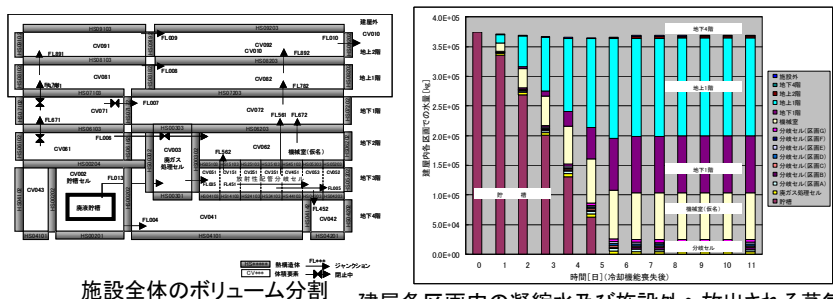
- 廃液の沸騰の模擬

廃液の温度上昇をモル沸点上昇でモデル化し、実廃液を用いた沸騰実験の模擬により有効性を確認



廃液の温度変化

- MELCORを用いた施設内での熱流動解析



施設全体のボリューム分割

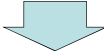
建屋各区画内の凝縮水及び施設外へ放出される蒸気

貯槽で発生した蒸気は施設内の他の区画で凝縮し施設外へはほとんど漏れない

ソースタームの不確かさ評価

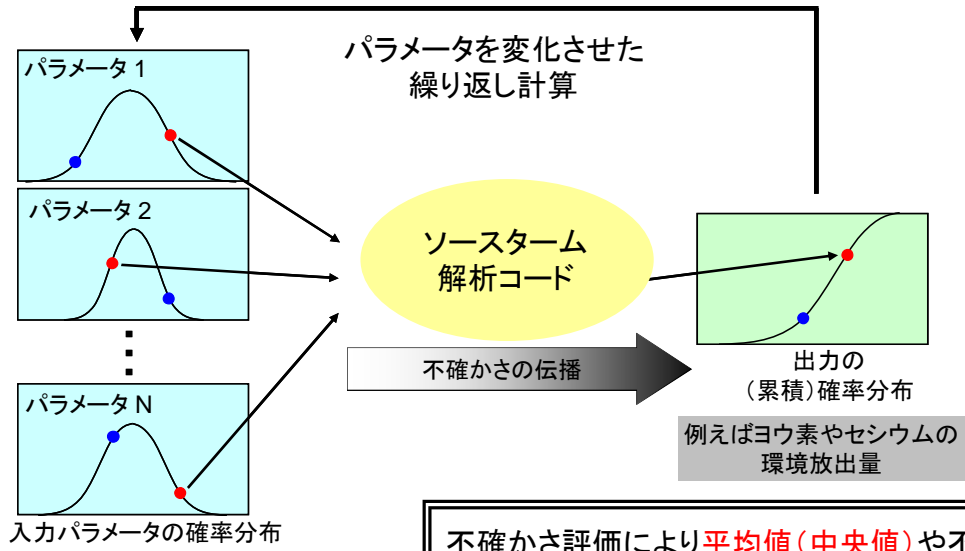
ソースタームを含めたシビアアクシデントの評価と不確かさ

- シビアアクシデント時に生じる炉心溶融進展挙動及び放射性物質の移行・放出挙動には多様な現象が関与
- 複雑な現象に対する理解不足等に起因してシビアアクシデントの評価には一般的に大きな不確かさが存在
- シビアアクシデントの評価においては、不確かさを把握し、必要に応じて**不確かさの低減**を図ることが不可欠



アウトプットの反映先を考慮して優先度の高い課題を選定し、
効果的・効率的にその解決を目指すことが重要

不確かさ評価とは 手段の一つ



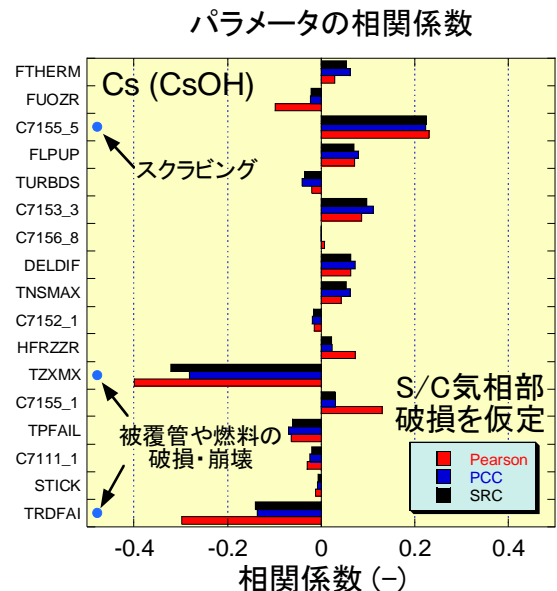
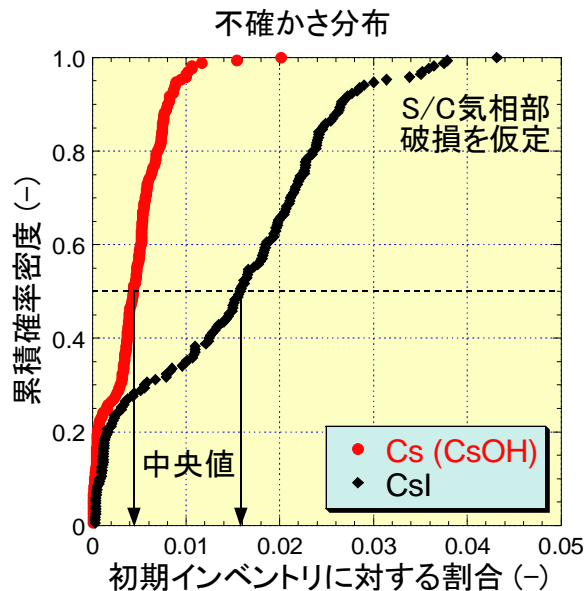
不確かさ評価により**平均値(中央値)**や**不確かさの幅**、
出力の不確かさに**大きな影響を及ぼす因子**の把握が可能

シビアアクシデント総合解析コードMELCOR(Ver.1.8.5)を使用した不確かさ解析

- 専門家判断や定性的スクリーニング手法の利用により不確かさ解析に組み込むパラメータを選定
- 選定したパラメータの不確かさ分布形や値の取り得る幅の検討
- パラメータ間の相関を考慮
- 福島第一原子力発電所2号機の事故を例に解析(放射性物質のプールスクラビングによる除去効果を不確かさ解析の枠組みに取り入れるため圧力抑制室(S/C)気相部の破損を仮定)

⇒ 入力と出力の関係に係わる統計的な検討に基づいて、環境に放出されるヨウ素やセシウムの量等に大きな影響を及ぼし得る因子を把握

ヨウ素及びセシウムの環境放出



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

本研究グループは、シビアアクシデントを考慮した新たな安全規制を技術的に支援することを主な目的として、軽水炉や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を評価するための手法の整備及びそれらを用いた解析・評価を中心に研究を進めています。これらの研究から得られる様々な知見は、確率論的リスク評価 (PRA) やシビアアクシデント対策の有効性評価、福島第一原子力発電所事故の分析・評価に直接活用できるとともに、公衆被ばく・環境影響評価、緊急時防護措置の最適化等に対する入力情報として役立てることができます。

シビアアクシデントの進展やソースタームを評価するためには、シビアアクシデント時に生じる様々な現象、機器の作動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不可欠です。そのため、原子力機構では、シビアアクシデント総合解析コード THALES2 を整備しています。現在は、THALES2 コードや別途開発した格納容器内ヨウ素化学詳細解析コード KICHE、米国のシビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いた福島第一原子力発電所事故のソースターム解析、最新の知見を用いた THALES2 コードの改造やシビアアクシデント対策に係わるモデルの導入を行なっています。合わせて、水素燃焼や受動的な水素再結合器 (PAR) の効果に関する解析的な検討を進めています。

再処理施設においても、新たな規制では、原子炉と同様にシビアアクシデントを考慮することが求められています。想定されるシビアアクシデントの一つとして、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) に着目し、この事故により気相中に放出される放射性物質 (主にルテニウム) の移行や化学的挙動をモデル化し、環境への放出量を評価するための解析コードの開発を進めています。

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。

再処理廃液は、多様な核分裂生成物の硝酸塩が溶解した硝酸水溶液です。このような廃液の沸騰時の温度挙動を、モル沸点上昇でモデル化することを試みました。モデルの有効性を確認するため、実廃液を用いた沸騰実験の温度挙動を模擬しました。計算結果と温度の実測値の一致は良好であることからモデルの有効性が確認できました。

貯槽で発生した蒸気は、排ガス処理系の封水系を逆流し、セル内に漏洩し換気系を通過して施設

内の他の区画に移行し、コンクリート壁面で凝縮すると推察されます。そこで、原子炉のシビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いて再処理施設内のエアロゾル移行を含む熱流動の解析を試み、再処理施設への適用可能性を検討しました。解析では、MELCOR コードの制御関数機能及び複数の状態入力ボリュームで貯槽をモデル化し再処理廃液の沸騰の特徴である 100°C より高い温度での沸騰、硝酸蒸気、NO_xガスの発生などを模擬し、MELCOR を用いて再処理施設での再処理廃液の沸騰事象を模擬できることを確認しました。また、この解析から、貯槽から流出する蒸気は、各区画の空間容積とコンクリート壁面の広さに応じて蒸気の凝縮が促進され、各領域に停留し、沸騰乾固後に発生する NO_xガスと凝縮水の再蒸発による気体の発生で蒸気の極一部が施設外へ流出するという結果が得られました。

沸騰晩期で発生するガス状 Ru 化合物の硝酸蒸気、あるいは NO_xガス雰囲気での化学変化については、実験的な難しさからほとんど知見が得られていません。Ru の施設内の移行を定量するために、そのメカニズムを解明する必要があります。そこで、第一原理分子軌道法を用いてガス状の Ru (RuO₄)と水蒸気を含む NO_xガスの反応を検討しました。ポスターに示した経路では、3 分子の NO と 1 分子の NO₂、一つの水分子と反応して Ru(NO)化合物が生成されます。最も高い活性障壁を持つステップ(律速段階)は TS_{1,2} で、そのエネルギーは 19.3kcal/mol です。これは、一連の反応が沸騰蒸気の温度で進行し得ることを示しています。本解析から得られた結果は、発生した RuO₄の一部が水溶性の Ru(NO)化合物へ変換され、移行量の減少に寄与することを示唆しています。

2. ソースタームの不確かさ評価研究

シビアアクシデント時には、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・溶融が進展します。この過程において、放射性物質を閉じ込めている多重の物理的な障壁が機能を喪失し、その程度に応じて、放射性物質が原子炉冷却系内、格納容器内、原子炉建屋内あるいは環境中に移行・拡散することになります。シビアアクシデント時に生じる種々の現象は非常に複雑です。そのため、シビアアクシデントの評価には、現象の理解が不十分なこと等に起因して、一般的に大きな不確かさが含まれています。シビアアクシデントの評価においては、不確かさを把握し、必要に応じて不確かさの低減を図ることが重要となります。このような背景から、本研究グループでは、ソースタームの不確かさ解析に着手しました。

不確かさ解析を行うことにより、解析コードに組み込まれているモデルや境界条件に係わる入力パラメータ等の有する不確かさがアウトプット（ここではソースターム）に及ぼす影響を定量的に評価することができます。具体的には、アウトプットの不確かさの幅やその平均値・中央値等が得られます。同時に、入力パラメータとアウトプットの関係に係わる統計的な検討から得られる情報は、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を同定する一助となります。

本研究では、MELCOR コード (ver.1.8.5) を用い、福島第一発電所 2 号機の事故を例に取って不確かさ解析を行いました。この不確かさ解析は、大きく分けると 3 つのステップから構成されます。最初のステップでは、専門家の工学的な判断や定性的スクリーニング手法を用いて不確かさ解析に組み込むパラメータを選定しました。次のステップにおいては、選定したパラメータが取り得る値の確率分布形やその幅（パラメータの有する不確かさ）とともに、パラメータ間の相関についての検討を行いました。最終ステップでは、第 2 ステップの検討に基づいて作成した多数の入力データ（170 ケース）を用いて解析を行いました。その結果、環境に放出されるヨウ素（CsI を仮定）やセシウム（CsOH を仮定）の量等に係わる不確かさの特性と合わせて、不確かさに大きな影響を及ぼし得る因子を同定することができました。