

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力安全部会

■ 2019年9月11日(水) 13:00 ~ 14:30 | ■ G会場 共通教育棟 2F C22

[1G_PL] ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み

座長: 関村 直人(東大)

[1G_PL01] 過酷事故解析とソースターム

*梶本 光廣¹ (1. 規制庁)

[1G_PL02] ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

*山本 章夫¹ (1. 名大)

[1G_PL03] ソースタームに関連する安全研究の課題

*中村 秀夫¹ (1. JAEA)

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み

Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Development

(1) 過酷事故解析とソースターム

(1) Analysis of Accident Progressions and Source Terms for Severe Accident Conditions

*梶本光廣¹, 星 陽崇¹¹原子力規制庁

1. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所の1号から3号までが炉心損傷に至り、多量の放射性物質が原子炉施設から放出¹⁾されるという、重大な事故が発生した（以後、「福島原子力発電所事故」）。このような重大事故時の放射性物質挙動については、1979年に発生したTMI-2事故²⁾以後、シビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価（PRA）の研究の相互補完によって、多くの知見が蓄積されてきた。この領域でいう「ソースターム」とは、放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間等を総称のことである。放出先が「大気中」の場合が一般的であるが、「格納容器」等の場合もある³⁾。

本稿では、重大事故に至る種々の事故シーケンスのソースターム評価及び安全性評価等への適用の現状並びに今後の課題についてふれる。

2. ソースターム評価に関する研究

2-1. シビアアクシデント時の放射性物質挙動に関する研究

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に Figure 1. に示す^{4,5)}。事故時に燃料から放出されたエアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系内で沈着すると共に、一部は破断口や逃し安全弁を経由して、格納容器系へ移行する。格納容器内では、沈降及び凝縮等の自然沈着、格納容器スプレー及び圧力抑制プールなどの工学的安全設備によって雰囲気中から除去される。ソースタームの検討において、事故時の放射性物質挙動の把握が重要である。これらの解析モデルの多くは1970年代から1990年代半ばまでに実施された試験の結果を利用して検証された。

(1) 自然沈着及び工学的安全設備による除去

事故後、事故緩和系の機能喪失や運転員による復旧操作に失敗すると、炉心損傷に至る。炉心損傷後の早期には、燃料から Kr-Xe、I、Cs などが放出される。難揮発性の Sr 等は、炉心温度がかなり高温になるまで燃料内に留まる。このように、事故の進展に伴って雰囲気中の放射性物質の組成が変化するなかで、大部分はエアロゾル化して構造物表面に沈着する。

気体状放射性物質は、構造物又はエアロゾル表面で蒸気圧に応じて凝縮・蒸発したり、構造物表面に吸着する。エアロゾル状放射性物質は、拡散、熱泳動、拡散泳動、重力沈降、慣性衝突等によって構造物表面に沈着する。その際、沈着速度は粒子径に依存する。

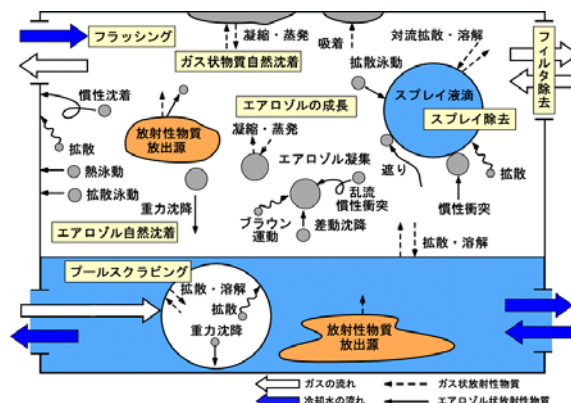


Figure 1. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions (ref. 4, 5)

*Mitsuhiro Kajimoto¹, Harutaka Hoshi¹

¹Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

PWRの加圧器逃しタンク、蒸気発生器及びBWRの圧力抑制プールでは、プール・スクラビングによる気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。また、格納容器スプレイが作動する状況であれば、格納容器に浮遊する気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。

(2)事故晩期の放射性物質挙動

事故緩和系の作動や運転員の回復操作にもすべて失敗すると、溶融した燃料・構造物の一部は原子炉（圧力）容器を貫通して、格納容器内に移動する。このような事態に至ると、a)格納容器内に流出した燃料からの放射性物質放出に加えて、b)原子炉冷却系の構造物に沈着した放射性物質が蒸発して原子炉（圧力）容器の破損口から格納容器雰囲気中に放出される³⁾。

シビアアクシデント条件下での放射性物質挙動において、エアロゾル状の放射性物質の解析の基盤はかなり確立されてきた。しかしながら、化学反応による化学形態の変化や揮発性化合物の形成など、解析上で不確実さが大きな現象の解析モデル及び検証のためのデータの蓄積が重要である。

2-2. 確率論的リスク評価（PRA）に関する研究

1990年代の初めには、シビアアクシデント研究と確率論的リスク評価の研究の成果とが相互補完できるようになり、事故シーケンスグループの検討が飛躍的に進んだ⁵⁾。これらの成果は、日本原子力学会のPRA実施基準にも反映されている。

(1) 事故シーケンスグループのソースターム

BWR-5 Mark-II 原子炉施設のソースタームの解析結果を Figure 2.に示す。横軸は炉心損傷開始から格納容器過圧破損に至るまでの時間である。縦軸は、それぞれの事故シーケンスの大気中への放出割合を示している。なお、格納容器の破損箇所を、ドライウェル、圧力抑制プール気相部及び圧力抑制プール液相部とした場合の解析結果を、まとめて示している。

高圧系及び低圧系による炉心注水が失敗すると早期に炉心損傷に至る（高圧・低圧注水失敗、高圧・減圧失敗）。その後、事故緩和系の復旧操作等が失敗すると、原子炉圧力容器破損、格納容器破損に至る。

全交流電源喪失では、非常用バッテリーが有効な期間までは、蒸気駆動の隔離時冷却系によって炉心に注水可能である。このため、炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が高圧・低圧注水失敗と比べて短い。

崩壊熱除去機能喪失や原子炉未臨界確保失敗では、格納容器が破損した後に炉心損傷に至る。このため炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が、便宜上で負値になっている。

(2) ソースタームの特徴

Fig. 2 において破線丸印を付しているのは、圧力抑制プール気相部が破損した場合のソースタームである。この場合は、大気中へ放出されるまでに圧力抑制プールでのプール・スクラビングによって放射性物質が除去されるため、他の破損箇所と比べて、ソースタームが小さい。ただし、圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数（DF）をみると、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループでは、圧力抑制プ

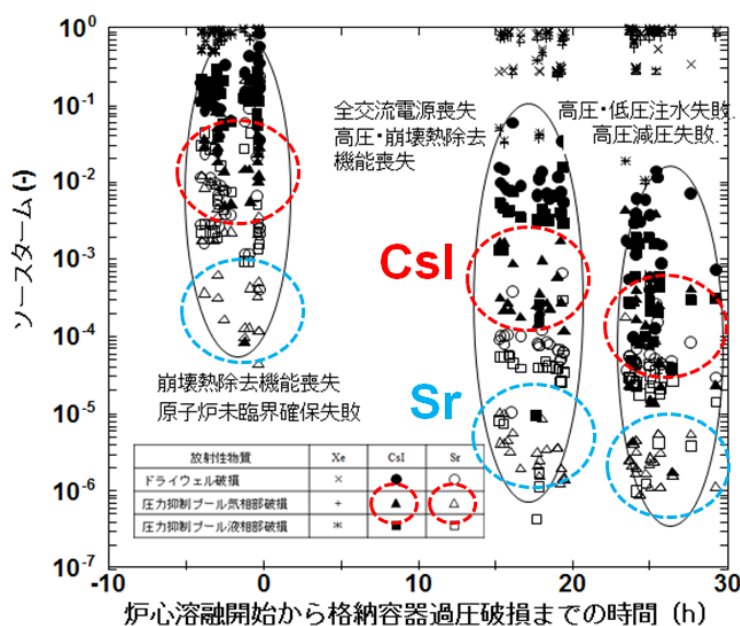


Figure 2. Accident Sequence Groups & Source Terms (ref.5)

ールが飽和状態に近い場合、プール・スクラビングによる放射性物質の除去効率が低下する。

炉心損傷開始から格納容器破損までの時間が長いほどソースタームが小さくなる傾向は、格納容器雰囲気に浮遊する放射性物質がエアロゾルの性状であり、かつ、自然沈着に寄与する時間が長いことによる。

Fig. 2 の CsI に着目すると、同じ事故シーケンスグループのソースタームは1桁程度の幅に収まる。ただし、同じ事故シーケンスグループであっても、破損箇所が異なるとソースタームは桁で相違する。このように、ソースタームの不確かさ幅を分析する際には、条件の相違を十分に把握しておくことが重要である。これを区別しないで一括して不確かさ伝播解析をすると、不確かさの幅が不当に大きくなる。

(3) レベル1 PRA とのインターフェイス

確率論的リスク評価のレベル2（ソースターム頻度）において、**Fig.2** のようなソースタームのプロファイル及びその頻度を導くためには、レベル1 PRA（炉心損傷頻度）の結果を、事故シーケンスグループ毎に集約するためのインターフェイス（プラント損傷状態の分類）が重要である。

3. 安全評価等へのソースターム指標の適用

(1) 安全評価等とソースターム

原子炉施設の安全評価では、周辺監視区域や敷地境界近傍の線量が一つの指標になっている。例えば、日本の安全評価の「事故」の判断基準の一つは線量である。この線量を計算するためには、原子炉施設から大気中へ放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間といった、いわゆるソースタームの評価が必要である。**Figure 3.**に、「事故」及び「重大事故」におけるソースターム評価の位置づけを示す。

安全評価の「事故」のソースターム評価では、格納容器への放出量や放出期間（瞬時放出）等に大きな保守的を見込んでいる。これに対して米国 NRC は、TMI-2 事故後の研究成果を反映して、事故の進展に応じて格納容器への放出率が変化する等の格納容器へのソースタームを考案し、安全評価で適用できるように変更した³⁾。

日本においては、福島原子力発電所事故後の新規制基準の適合性審査において、重大事故の中で Cs-137 の放出量が 100TBq を下回るというソースタームの情報を判断基準に

している（**Fig. 3**）。現在、新規制基準に適合した PWR 型原子炉施設の Cs-137 の放出量はいずれも数 TBq である。なお、重大事故の線量については、新規制制度の「安全性向上評価」の一環として、第1回目の評価の際に公表することになっている。

今後も安全評価等におけるソースターム評価の保守性のあり方や指標を、継続して検討することが重要である。

(2) 安全性向上評価とソースターム

新規制制度の「安全性向上評価」では、確率論的リスク評価のレベル2PRAの中で、ソースタームの超過発生頻度を評価する。レベル2PRAのソースターム評価は、最適評価手法を適用して平均値及び不確かさ幅を評価することが必要である。これらの評価結果が蓄積すると、原子炉施設のソースタームプロファイルが明らかになり、全体を俯瞰したソースターム低減策の検討に役立つ。

レベル2PRAのソースターム評価では、格納容器イベントツリーで分類される事故シーケンスのすべて

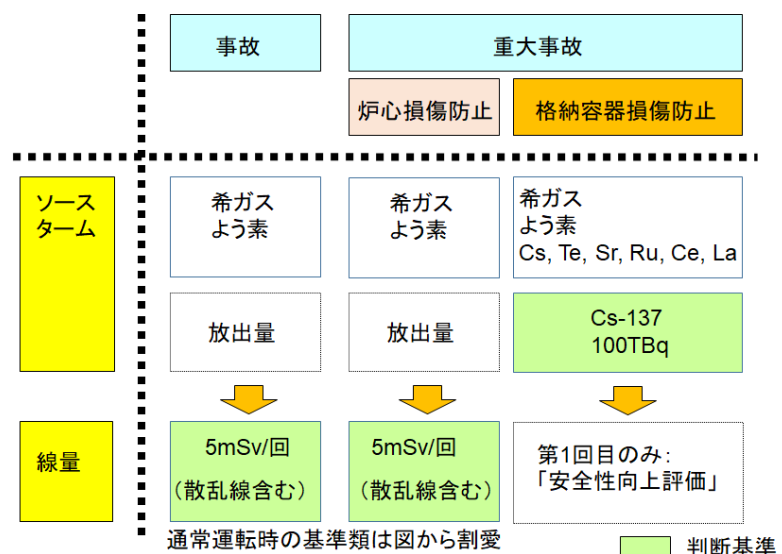


Figure 3. Criteria for Safety Evaluation

についてソースタームを計算する。事故シーケンスをグループ化する等のアプローチを適用しても、シビアアクシデント総合解析コードによる事故進展及び放射性物質挙動の解析が最小限必要である。

このシビアアクシデント総合解析コードについて、最新知見に基づく解析モデルを導入して、最新の試験結果による検証を継続することが必要である。

(3)ソースターム指標の安全規制への適用例

ソースタームの指標は、防災や安全目標等への適用に加え、ソースターム頻度による安全重要度評価等、様々な応用分野がある。

- a) 平成30年度第36回原子力規制委員会（平成30年10月17日）において、事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故は、「Cs-137の放出が100TBqに相当するもの」とされ、ソースタームが指標の一つになっている。
- b) また、原子力規制委員会の安全の目標の議論においては、「Cs137 の放出量が100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に1回程度を超えないように抑制」となっており、ソースタームが指標になっている。

4. おわりに

ソースタームは、1970 年頃から現在に至るまで、原子炉施設の規制基準や安全性評価の中で検討されてきた。ソースタームは、事故時の緩和設備の種類・性能及び操作等の原子炉施設の固有の性能を表しており気象条件などの影響が少ない等、安全評価等における利点がある。

このため、現状でソースターム評価と強い関わりがある安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等の分野について、これまでの技術知見を集約して課題をさらに精査し、基準類整備、技術開発及び基礎・知見提供の活動に反映することが望まれる。

参考文献

- 1) 星 陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).
- 2) M. Rogovin, et al., NUREG/CR-1250 (1980).
- 3) L. Soffer, et al., NUREG-1465 (1995).
- 4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.8, 571(2006).
- 5) 例えば、M. Kajimoto, et al., OECD/NEA, CSNI Report No.176, 525(1990).

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(2) ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

(2) Unresolved Issues on Fukushima Daiichi Accident associated with Source Term Evaluations

*山本 章夫¹¹名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故においては、大量の放射性物質(ソースターム)が環境中に放出された。本稿では、以下の情報源を元に、ソースタームに関連する福島第一事故の提言及び未解明点を整理し、今後取り組むべき課題を整理する。

(1) 日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(2014年3月) 第8章「事故の根本原因と提案」(以下、学会事故調報告書)

(2) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故: 未解明事項の調査と評価」¹⁾(以下、未解明事項報告書)

なお、学会事故調最終報告書の「提言」については、廃炉検討委員会において、提言への取り組み状況のフォローアップ調査が行われており、その結果が報告書に取りまとめられている²⁾。

2. 学会事故調報告書

2-1. ソースタームに関連する提言の概要

学会事故調報告書では、5分類50項目にわたり、原子力安全確保に関する幅広い提言が行われている。これらのうち、ソースタームに関連すると考えられる提言を以下にまとめる。

提言 II - 直接要因に関する事項 -

(3) 緊急事態への準備と対応体制の強化

① 事業者と地方自治体の連携スキームの確立

- ・情報が少なく不確実さが大きい初期の危機管理の段階では、事業者と地方公共団体が連携し、施設の状態に関してあらかじめ決められた判断基準に基づいて、決められた手順で放射性物質の環境放出前に迅速に緊急防護措置を実行していくスキームを確立するべきである。

② 関係者の役割分担の明文化

- ・国、地方公共団体、事業者などの関係者は、あらかじめ緊急時におけるオンサイト、オフサイトの役割と責任の分担を協議・決定のうえ明文化すべきである。その際、オンサイトは事業者が、オフサイトは地方公共団体が責任をもって対応し、国はそれらを支援することを原則とすべきと考える。

④ 放射性物質の拡散解析

- ・SPEEDI などによる放射性物質拡散解析情報については、事故初期の避難などには活用できないなどの限界を理解したうえで、その取扱い方法を明確化するべきである。

*Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ.

¹⁾ 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 「福島第一原子力発電所事故: 未解明事項の調査と評価」、2018年1月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

²⁾ 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 「学会事故調最終報告書における提言への取り組み状況(第1回調査報告書)」、2016年3月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

⑥放射線防護への対処能力強化

- ・原子力防災に特有の放射能対策に関しては、すべての事故対応にあたる者が放射線防護の原理と被ばく影響に対する知識を十分にもつようにするとともに対処能力を高めるべきである。

(4) 原子力安全評価技術の高度化

① 確率論的リスク評価技術の活用

- ・自然現象に対する予測の質を高めるため、自然現象の不確かさやプラントシステムの耐性の不確かさを考慮する確率論的リスク評価の活用に優先的に取り組むべきである。

② 最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用

- ・耐震解析や津波伝播と遡上解析については、常に最先端計算機性能を活用した数値計算技法を活用する方向を目指すべきである。一方で、自然現象の複雑さと我々のもつ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証と適切な運用を心がけるべきである。

③ 安全評価技術の課題や限界の正しい認識

- ・シミュレーションやリスク評価は、その適用にあたっての課題や限界を正しく認識することによって、安全評価に有用に活用することができる。これらを積極的に活用しつつ、さらにその技術に関して、完成度を高める努力、新しい知見を収集する活動、品質を確保する取組みを産官学が協力して進めるべきである。

提言 IV ―共通的な事項―

(1) 原子力安全研究基盤の充実強化

① 安全性向上の駆動力

- ・原子力に関する安全研究は、安全に対するアプローチを俯瞰するための理解を深め、多様な安全向上のためのソフト、ハードの継続的な高度化を進めるための駆動力となるべきである。

② 人材の維持、育成

- ・安全研究は高度な原子力人材を維持、育成するためにも重要であって、国際的な協力を進めつつ、真摯に取り組むべきである。

2-2. 提言から示唆される今後の取り組み

ソースタームの評価手法自体に直接言及している提言は少ないものの、ソースタームに関連する提言が述べられている。「提言 II ―直接要因に関する事項― (3)緊急事態への準備と対応体制の強化」においては、SPEEDI の限界及びソースターム評価及び大気拡散計算結果の不確かさについての知識を十分に持つことの重要性を指摘している。「提言 II ―直接要因に関する事項― (4)原子力安全評価技術の高度化」については、ソースターム評価を含む安全評価技術の高度化の重要性を示しているとともに、解析に伴う不確かさの理解と取り扱いについての注意喚起をしている。「提言 IV ―共通的な事項― (1) 原子力安全研究基盤の充実強化」においては、ソースターム評価など基盤研究と、関連する人材育成の重要性を指摘している。

3. 未解明事項報告書

3-1. ソースタームに関連する未解明事項の概要

未解明事項報告書においては、73 項目の「未解明事項」について、報告書発行時までに得られた知見を整理している。これらのうち、ソースタームに関わる項目は以下の通りである。番号は、未解明事項報告書の整理表の番号である。また、未解明事項報告書では、各未解明事項について「A 合理的な説明がなされていると判断されるもの」、「B 重要でないと考えられるもの」、「C これ以上の調査が困難と判断されるもの」、「D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの」という分類に基づく評価を行っており、この評価結果についても合わせて示す。評価の詳細については、未解明事項報告書を参照頂きたい。

11. 溶融燃料の性状と炉心下部への移行挙動。(D)
12. 燃料の損傷状況，溶融および落下した燃料デブリの圧力容器内および格納容器内の分布状況。(D)
14. 圧力容器および制御棒駆動機構を含む炉心内構造物および圧力バウンダリの損傷状況。(D)
15. D/W，ペデスタル，S/C の損傷状況。(D)
16. 格納容器からの気相（水素・蒸気含む）の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
17. 格納容器からの液相の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
18. 気相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
19. 液相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
20. 格納容器から放出された希ガスの放出率および拡散方向と希ガスによる被ばく線量。(C)
21. ウェットベント時の S/C における放射性物質除去性能。(D)
22. 放射性物質の放出とモニタリング結果で見られる大きな放射線量のピークの関連，特に3月15日10時頃，3月15日23時頃，3月16日11時頃の大きなピークの原因，および3月20日前後のピークの原因。(A/D)
32. 正門付近での中性子の検出。(D)
40. RPV, 格納容器の内圧および温度などのプラントパラメータの変化とモニタリングポスト指示値の変化の関係。(D)

3-2. 未解明事項から示唆される今後の取り組み

未解明事項報告書では、73 項目の未解明事項について評価をしており、その内訳は以下の様になっている。

- | | |
|------------------------------|-------|
| A 合理的な説明がなされていると判断されるもの | : 45% |
| B 重要でないと考えられるもの | : 8% |
| C これ以上の調査が困難と判断されるもの | : 4% |
| D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの | : 43% |

これまでに得られた知見で、合理的な説明がなされていると考えられる項目が約半数ある一方、今後も継続した検討が必要とされる項目が約 4 割残っている。3-1 節で示したソースターム関連の未解明事項は、その多くが D との評価になっており、今後も継続した検討が必要とされる課題の多くを占めている。

ソースターム関連の課題は、原子炉建屋、格納容器、原子炉容器内部の調査の進捗により、明らかになっていくものと期待でき、廃止措置作業の着実な進捗が望まれる。なお、廃止措置作業にあたっては、「未解明事項」に関する新たな知見が得られるよう、作業計画の立案及び作業の進め方に留意が必要であることを改めて注意喚起しておきたい。

また、基礎的な項目として、建屋内の放射性物質の化学形態、移動挙動、S/C の DF など、基礎的な項目についても知見が十分でない領域があり、今後の継続的な取り組みが必要である。この点については、学会事故調報告書でも指摘されている。

4. まとめ

本稿では、学会事故調報告書の提言及び未解明事項報告書にまとめられた未解明事項をベースにして、ソースタームに関連する検討事項及び今後の課題を整理した。ソースターム評価は、基盤技術として研究・開発に取り組むことが重要であるとともに、その不確かさの理解、関連する人材育成などが重要となる。また、1F 事故のソースタームに関しては、未解明点が多く残っている。廃止措置に伴う炉内の調査に加え、基礎基盤的な知見の拡充も必要であり、今後の継続した取り組みが必要である。

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み

Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(3) ソースタームに関連する安全研究の課題

(3) Research Subjects on Severe Accident Source Term

*中村秀夫¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに - ソースタームとは

ソースタームは、軽水炉事故時に放射性物質が大気放出に至る様々なプロセスを具体的に考慮した上で、個々のプロセスに固有の物理化学現象を詳細に検討し、それらを一連の現象として捉えて初めて理解が得られる極めて複雑な内容を包含している。そして、原子炉事故に伴う公衆への放射線影響の本質であって、環境放出を防止・極力低減させる技術の開発・有効性検証における中心的な評価指標でもある。

本稿ではソースタームについて、梶本らによる前稿(2)での解釈「放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間、等の総称」を基に、主にオンサイトでのソースタームに焦点を当て、安全研究の現状と今後の課題について整理を試みる。その際、そもそも安全研究は、安全に第一義的責任を負う事業者が、安全の確保と信頼性向上に向けて成果の有効性検証を含めて行う技術の R&D も含むため、規制、産業界、国際機関、学术界等によって国内外で行われる多様な研究や活動の概観を試みた。

2. ソースタームに関わる安全研究について

2-1. ソースターム研究の範囲と安全研究の計画について

原子力発電所の安全機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」のうち、「閉じ込める」が主にソースタームに関わる。ただし、軽水炉では冷却材にも放射性物質が含まれるため、関電美浜 2 号発電所での蒸気発生器伝熱管破断(SGTR)事故の様に、炉心が損傷しなくても微量の放射性物質が環境へ放出される場合がある。一方、放射性物質の大部分は「閉じ込める」機能を持つ燃料ペレットに蓄積するため、炉心の損傷後、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋の順に「閉じ込める」機能が喪失すると大気放出に至る。安全研究では、それらの経路に特有の流動(液相と気相)と、その流動に随伴し、あるいは局所に止まる放射性物質の全ての挙動が考えられる。

ソースタームに関わる代表的な SA 現象では、炉心の損傷過程、FCI(溶融炉心の冷却材との反応)や MCCI(溶融炉心の格納容器床等コンクリートとの反応)等を含む溶融デブリの挙動、水素爆発、等々、局所や体系全体にわたる多様な物理化学反応の影響を受ける。梶本らの前稿(2)にも述べられたが、放射性物質の固化デブリから冷却水へのリーチング(溶出)等、安定冷却の達成後に長時間継続する現象もある。元来、SA 現象は超高温、高圧、多次元流動、境界条件の変化を伴う物理化学反応、強い放射線の影響等の厳しい条件下で生じるが、ソースタームに関わる安全研究の検討では、目標とする特定現象を模擬する特殊な実験設備や計測の検討、適合する解析ツールの都度の開発を含む準備、経験者や関係機関との議論、ギャップアナリシスを含む研究課題と必要性の検討、等を含む周到な計画が行われる。その際、多様な個別現象やその相互連動等を、PRA 分析を含むコード解析等で予備検討し、例えば模擬溶融物を用いた模擬実験の実施と、計測データに基づく新たなモデル・相関式を組み込んだ SA 解析コードの実機適用性の現象スケールリング分析を含む検証を行って初めて、事故の全体を俯瞰した分析が可能になる。

*Hideo NAKAMURA¹¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2-2. ソースタームを評価する解析コードについて

アクシデントマネジメント(AM)による事故進展の防止、影響緩和、回復の各種操作の信頼性の確認には、事故進展と放射性物質の挙動を分析する数値解析コードが用いられ、その現象表現力と精度の確保が求められる。これにより、炉心は健全でも放射性物質の放出を伴う事故から多量の大气放出を伴うシビアアクシデント(SA)迄を一貫評価できる。このとき、考える全ての事故シーケンスを1つの評価モデルセットで分析するPRAには、実時間の何十倍も早く結果を得る解析コードを用いて、現実的な時間内での計算・分析が必要である。例えば、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では安定注水の達成迄に数日を要しており、高速演算の機能は不可欠である。このため日本では、集中定数(LP)型の解析コードとしてTHALESが開発された。米国EPRIが開発して、主に産業界が1F事故分析に利用するMAAPコードも類似の性能を有する。なお、LPコードは解析体系の空間分解能および流動の模擬機能を思い切って単純・簡素化するため、本来は複雑な3次元非平衡流動に随伴するソースターム現象の表現力に劣る場合もあるが、熔融過程を含む炉心損傷を評価する専用モデルとソースターム解析用のモデル群がパッケージとして組み込まれている。これは、1979年のTMI事故以降、世界中で精力的に実施されてきたSA研究の成果を整理・導入したものであり、コード毎に特有の性能を有するが、概ね類似のソースターム分析性能を有している。

一方、LPコードをはじめ、空間分解能の詳細度や流動の多次元・混相・非平衡の段階に応じて、RELAP4コードを起点とするMELCOR(米国)、CATHAREコード等を基にしたASTEC(欧州)、RELAP5コードを基にしたSAMPSON(日本)等々、様々なSA解析コードが開発されている。ただし、詳細度の増加と共に演算速度は低下し、例えばSAMPSONは実時間よりはるかに遅い。

ソースターム分析にはこのほか、局所の現象評価や特定核種の挙動評価等、サブルーチン的とも言える解析コードが開発されてきた。THALESコードも当初は、配管内流況を簡易に多次元模擬してソースターム評価するARTコードと連携して用いられ、現在のTHALES-2コードは、複雑なヨウ素化学を扱えるKicheコード等との連携により、分析性能の向上が図られている。なお、1F事故時には1号、3号、4号の原子炉建屋で水素爆発が生じ、水素に随伴した放射性物質が一気に大气放出された。この様な現象の分析には上記のSA解析コードのほか、格納容器内や原子炉建屋内の3次元流動の現実的評価が期待できるCFDコードが有利であって、解析性能の改善が進められている。

この様に、SA評価はほぼ必然的にソースターム評価を伴い、SA解析コードの利用・連携が不可分であって、安全研究は概ね、例えば規制庁「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」の様に、解析コードの独自開発ないし導入コードの改良と同時並行で、あるいは、それを念頭に進められている。

3. ソースターム研究の現状

国内外で行われるソースターム研究の主な例を概観する。ただし、現象の議論の詳細は割愛する。

3-1. 東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に関連した研究

1Fの廃炉に際しては、政府と東京電力が策定した中長期ロードマップに対応した取り組みが行われている。汚染水対策、使用済み燃料プール(SFP)からの燃料の取り出し、燃料デブリ取り出し、等の主要作業に資する情報の提供を行うソースターム研究として、MAAPやSAMPSONコードの解析精度向上による炉内状況の把握等が国際廃炉研究開発機構(IRID)とエネルギー総合工学研究所(IAE)により国際協力も交えて行われ、現在は「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(廃炉・汚染水対策事業)」が実施され

る(「廃炉研究開発情報ポータルサイト」参照)。また、JAEAの廃炉国際共同研究センター(CLADS)では、燃料破損挙動の機構論的な解明、模擬デブリを用いた燃料デブリの特性評価、Csの鋼材表面での化学挙動の研究、1Fから採取されたサンプルの分析等、ソースターム評価に関係した基礎的な研究が行われている。

3-2. 個別のソースターム研究の例

(1) JAEAでの取り組み

JAEA安全研究センターでは、フランスCEAのVERDON-2及び同-5実験等のデータに基づき平衡計算(米国VICTORIA2コード等)による核分裂生成物(FP)化学形に関する予測精度の検証、平衡論と速度論を考慮

できる原子炉冷却系内 FP 化学解析コード CHEMKEq の開発、平衡計算で整備した FP 化学組成データベースに基づく代替統計モデルの構築及び同モデルを導入した THALES2 コードによる実機解析、等が実施されている。更に、気相中エアロゾルの除去(液相への移行挙動)に関する基礎的研究として、PONTUS 装置によるブルスクラビング実験及びARES装置によるスプレースクラビング実験が行なわれると共に、CFD コードへ組み込むモデルの開発と性能検証用データを取得するため、大型の格納容器模擬試験装置 CIGMA による 3 次元の気相流動や混合挙動、格納容器冷却に関する詳細計測実験等が実施されている。

一方、原子力基礎工学研究センターでは、THALES-2、MAAP、SAMPSON の各 SA 解析コードの改良を目指して FP 化学に関する研究が進められている。例えば、CEA の VERDON 装置に類似の配管軸方向に温度勾配を設定可能な TeRRa 装置を用いて、種々の材料クーポンを内壁に装着した模擬配管内への CsI や B₂O₃ を随伴させた水蒸気流の流入による Cs に与える B の化学的影響の検討、壁面沈着した CsI へ還元雰囲気下で B 蒸気が及ぼす影響の検討、等が行われている。さらに、液滴表面へのエアロゾル沈着挙動や、エアロゾルの原子炉建屋内の移行と内壁への沈着挙動、Cs のケイ酸カルシウム材への吸着挙動、CsOH のステンレス鋼表面への化学吸着、等の模擬 FP の物理化学挙動に関する多様な研究が取り組まれている。

(2) 電力中央研究所での取り組み

電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)では、原子炉、格納容器、原子炉建屋ならびに SFP における SA 時の事故進展評価に用いる MAAP 等の解析コードの検証や改良、高度化が行われている。特に、モデルプラントを対象としたレベル 2 PRA の試行(ソースターム挙動に係る SOARCA(次項参照)レベルの評価)を目指して、現実的な FP 移行挙動評価手法の開発や SFP 熱流動評価手法の構築が進められている。例えば、格納容器に対しては緩和システムであるフィルターベント FCVS のモデル開発や SFP スプレイ冷却モデルの検証と高度化など多様な課題が、海外専門家のレビューを踏まえたロードマップに沿って取り組まれている。

(3) 海外の例

米国では特に TMI 事故以降、精力的に SA 研究が実施され、開発された SA コード MAAP と MELCOR の詳細なモデル比較「MAAP – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study」が、EPRI、サンディア国立研究所(SNL)、NRC、DOE 等、関係者により 2014 年までに行われた。また、NRC は 2012 年までに MELCOR コードを用いた SA の最適評価(best estimate)として SOARCA 研究プロジェクトを行い、代表例としてサリー炉(PWR)とピーチボトム炉(BWR)での種々の SA シーケンスとソースターム(環境放出量)について現実的評価を行った。

3-3. 国際機関等を軸にした研究協力

OECD/NEA や欧州の SARNET/NUGENIA では、参加機関が個別に実施するソースターム研究を含む SA 研究の成果や計画を持ち寄り、研究の到達点や課題を俯瞰した報告書の作成と成果の共有、国際共同研究の場の提供により、参加機関による最新知見の獲得と共有等の活動をしている。

(1) 1F 事故に関わる国際共同研究

OECD/NEA の原子力施設安全委員会(CSNI)は 1F 事故直後から、技術的対応を行う事故の分析と管理ワーキンググループ(WGAMA)を中心に、事故情報の収集や安全性向上に向けた課題の抽出と具体策の検討に努めてきた。特に、1F 事故後の安全研究検討に関する上級専門家グループ(SAREF)を 2013 年末に立ち上げ、1F 事故から得られる安全研究課題及び 1F の安全な廃炉に必要な研究課題の抽出と順位付けを 2016 年迄に行った。一方、2012 年末に事故の進展を SA コードで解析する 1F 事故ベンチマーク解析 BSAF プロジェクト(8 カ国、主催:IAEA)を開始し、2015~'18 年には格納容器外ソースタームを含む BSAF-2 プロジェクト(11 カ国、主催:IAE)を実施した。これらは本年 1 月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析」ARC-F プロジェクト(主催:IAEA)に引き継がれ、1) SA コード解析による 1F 事故の進展と放射性物質の移行挙動のより詳細な推定、2) 原子炉建屋や格納容器の内部調査等から得たデータ・情報の集約と管理、3) 残存課題の明確化と将来の長期プロジェクトの検討を開始した。また、CSNI は ARC-F に先行して「燃料デブリの分析に関する予備的研究」PreADES プロジェクトを、NEA 原子力科学委員会(NSC)は「福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト」TCOFF プロジェクトを、各々実施している(共に、主催:IAEA)。

(2) OECD/NEA 国際共同研究

OECD/NEA では TMI 事故以降、SA 時に環境放出を伴うソースターム評価における不確かさの低減を図るため、PWR の損傷炉心からの FP 放出を検討した OECD-LOFT プロジェクト(1983-'89)を皮切りに、ソースタームについて多くの国際共同研究が行われてきた。代表例は、カナダ AECL によるヨウ素挙動試験 RTF に基づいた BIP(2007-'14)、BIP と関連して行われたフランス IRSN による EPICUR 試験等を利用したヨウ素やルテニウムの挙動に関する STEM(2011-'19)、ドイツ GRS 等による格納容器内の多次元水素挙動やソースターム等に関する THAI(2007-'19)の各プロジェクトであり、概ね第 2 期以上継続されている。

OECD/NEA ではこのほか、各国で行われた代表的実験に対するベンチマーク活動が、国際標準問題(ISP)として行われてきた。ソースタームについては例えば、SA 模擬実験 PHEBUS FPT-1 による ISP-46、TOSQAN、MISTRA、THAI の形状等の異なる格納容器模擬装置の多次元水素挙動模擬実験等による ISP-47 等がある。

(3) 各国ないし EC による国際共同研究

フランス IRSN は、EC 及び EdF と共に PWR 模擬体系で損傷した照射済み核燃料からの FP 移行挙動に関する PHEBUS 実験を基にした PHEBUS FP 研究プログラム(1988-2010)を実施した。更に、ヨウ素化学、炭化ホウ素 B₄C 制御棒の影響、空中での燃料棒の過熱、高温での照射燃料からの FP 放出、の 4 種類の個別効果実験による国際ソースタームプログラム ISTP(2005-'10)を実施した。

スイス PSI は、PWR 蒸気発生器(SG)伝熱管が SA 時の高温・高圧で破損した際の FP 挙動に着目した ARTIST 実験プロジェクト(2003-'11)を実施した。

EC では、主催機関を IRSN とする SARNET が 2004 年から行われ、米国、カナダ、韓国、インドを含む 18 カ国 43 機関が参加している。ここでは、IRSN とドイツ GRS が共同して SA コード ASTEC を開発し、欧州での解析プラットフォームとして解析機能の改善が取り組まれている。また、SA 研究に関する欧州レビュー会議 ERMSAR が隔年で開催され、ソースタームを含む多数の研究発表が行われている。2019 年には、燃料損傷模擬実験、PHEBUS 実験解析、ヨウ素のスクラビング除去、液相中放射性物質評価上の不確かさ、Cs の化学吸着(JAEA)等 11 件がソースターム研究の成果として発表された。なお、SARNET は 2013 年に、Gen.-II と -III の炉を包括して扱う EU のプログラム NUGENIA に組み込まれた。

3-4. 原子力学会での検討

日本原子力学会では、ソースターム分野の研究者の減少に危機感が持たれ、2017 年に「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会が設立されて、FP 実験、ベンチマーク評価、技術課題抽出の 3 つの WG を通じた活動を開始した。同委員会はまず、フランス IRSN での PHEBUS FP プロジェクトの調査報告書に基づいた活動と FP 挙動に関する情報の共有を図ることで、新たな技術者集団の構築を目指した。更に、1F 事故時の FP 挙動について、従来技術では予測できなかったものの抽出と新たな技術課題の整理を試みた。PHEBUS FP 実験のベンチマーク解析活動等の成果は 2018 年 10 月、「事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦」として原子力学会誌に掲載され、更に、「福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響評価」が、1F での FP 分布の検討の成果として同誌に掲載される予定である。

3-5. ソースターム研究の計画検討

SA 時のソースタームについては既に多くの成果が得られていることから、今後の研究課題とプライオリティの検討が行われており、ここに数件の例を紹介する。

(1) SARNET での検討

SARNET では 2013 年に欧州の専門家グループにより 1F 事故の検討を行い、ニーズと到達点とのギャップ分析に基づいた SARP と呼ばれる SA 研究課題の整理とプライオリティ付けが OECD/NEA の WGAMA 等国際機関の活動と協力しつつ行われた。更に、2017 年に再び NUGENIA TA2/SARNET の 15 の参加機関から専門家グループが選出され、2013-SARP の見直しが図られた。検討対象は、圧力容器内の事故進展、早期及び晩期の格納容器破損のリスク、FP 放出と移行挙動、使用済み燃料プールでの事故、炉計装、熱力学データベース等の 35 課題である。結果に大きな修正はなく、SA 後の長期マネジメントに関する数件の課題が加えられた程度であった。結果は 2019 年の ERMSAR に発表された。ソースタームに係る具体的な課題としては FP の放出や移行に係る現象について、ソースタームへの(放射線照射の影響等による)酸化腐

囲気の影響、高温化学の影響、格納容器内化学の影響等の8件が挙げられている。

(2) 原子力学会での検討の例

原子力学会では、熱流動部会、核燃料部会、水化学部会が研究ロードマップを作成している。このうち熱流動部会では2013年にSAに関する詳細な技術マップを完成し、同部会のホームページより「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）28 年度報告書」の一部として公開されている（http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf）。SAの進展に伴って現れる様々なSA現象を素過程に分解して示し、それらに関する検討の到達点、解析コードやモデル開発等の現状とニーズや課題の分析に基づいたプライオリティ付け等が行われている。本ロードマップは現在、2020年の春の完成を目指して改定作業が進められている。

4. おわりに ～ ソースターム研究の課題

ソースタームが関わる現象の理解と、より精確な評価に資する情報を提供する安全研究は、本稿に紹介した様にSA研究と表裏一体で、かつ多様に進められてきた。TMI事故から40年を経て、ソースタームが関わる現象の解明とモデル化も進められた。山本により前稿(1)に示された1F事故での未解明事項のうち、基礎的事項に挙げられる放射性物質の化学形態、移動挙動、S/CのDF(除染係数～スクラビングによる)についても取り組みが行われており、今後の成果が期待される。

一方で、OECD/NEAのBSAFプロジェクトでは、開発を経たはずのSAコードによる1F事故の解析結果に大きなばらつきが見られた。これは、過酷な条件で生じるSA現象の理解には依然として不十分な点が多く、解析結果の不確かさを評価・是正する方法が確立されていないからでもある。これに対し、1F事故現場からの情報を活かしたOECD/NEA ARK-Fプロジェクトをはじめフォローアップの努力により、今後もSA現象の更なる理解や解析精度の改善が進められる。ただし、梶本らが前稿(2)に挙げている安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等、安全上の重要な検討分野の全てに対して、安全研究を通じて確実に実機適用性が図られることがポイントであり、チャレンジが期待される。

最後に、本稿の作成にあたり、研究の内容や計画、実施状況について、現場での最新情報を寄せていただいたSAとソースターム分野の研究者の方々へ、心より感謝を申し上げる。