

安全部会フォローアップセミナー
2020年1月14日@東京大学

ソースターム評価に関わる諸課題と 今後の取り組み

ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

名古屋大学 山本章夫



本発表の概要

- 背景
- 学会事故調報告書とソースターム
- 廃炉検討委員会未解明事項報告書とソースターム
- まとめ



背景

- 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。
- 本発表では、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通じて、今後取り組むべき課題を整理する。
 - (学会事故調報告書)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」
 - (未解明事項報告書)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」



学会事故調報告書とソースターム

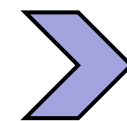
学会事故調最終報告書の構成

章	内容	備考
1章	はじめに	
2章	原子力発電所の概要	事実関係の確認
3章	福島第一原子力発電所における事故の概要	
4章	福島第一以外の原子力発電所で起きた事象の概要	
5章	発電所外でなされた事故対応	
6章	事故の分析評価と課題	事故の分析・評価
7章	原子力安全体制の分析評価と課題	
8章	事故の根本原因と提言	根本原因の分析と提言
9章	現在進行している事故後の対応	廃炉の課題分析
付録	①委員リスト、②活動実績、③英語略語表	その他
Home Page	用語集、(関連資料集)	

学会事故調報告書 提言の構成(全50項目)

(項目数)

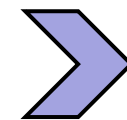
1. 原子力安全の基本的な事項



提言Ⅰ

5

2. 直接要因に関する事項



提言Ⅱ

14

3. 背後要因のうち
組織的なものに関する事項



提言Ⅲ

14

4. 共通的な事項



提言Ⅳ

12

5. 今後の環境修復に関する事項



提言Ⅴ

5



ソースタームに関連する提言の概要

- 提言II ー 直接要因に関する事項 ー
- (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
 - 情報が少なく不確か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。



ソースタームに関連する提言の概要

- 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べきである。
- 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。



ソースタームに関連する提言の概要

■ (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、品質を確保する取り組みを産官学が協力して進めるべきである。



ソースチームに関連する提言の概要

- 提言IV ー共通的な事項ー
- (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。



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事項が述べられている。
- 「提言II ー直接要因に関する事項ー (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 ー直接要因に関する事項ー (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 ー共通的な事項ー(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。



未解明事項報告書とソースターム



未解明事項の調査方法の概要

- 福島第一原子力発電所事故の事故進展に関し、未解明事項とこれまでに得られた知見を整理
- 学会事故調報告書(2014年3月)の第6章付録に示された「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加え、69編の国内外の報告書を精査
- 事故進展解明に関する新たな知見や、残された未解明事項を調査
- 抽出された73項目の課題について、これまでに得られた知見と、未解明WGとしての評価を「対象号機」「日時」「分類」「対象物」「未解明事項」「内容」「調査資料」「調査結果」「評価結果」からなる整理表として取りまとめ

未解明事項整理表

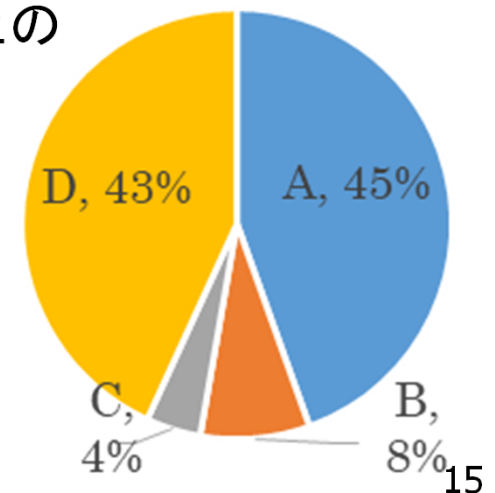
福島第一原子力発電所事故未解明事項およびその検討状況に係る整理表

※1 各報告書は『事故進展に関する未解明事項フォローWG』において調査した報告書一覧』に記載。

番号	対象号機	日時	分類	対象物	未解明事項	内容	調査資料 ^{※1}	調査結果 / 評価結果
1	対象号機	日時	分類	対象物	未解明事項	内容		<p>【調査結果】</p> <p>9(8). 規制庁検討書：13ページ～ 1号機 DG(A)が津波により機能喪失したこと及びその原因を、現地調査、過渡現象記録装置の計測データ、東電による津波到達時間評価結果等から分析。</p> <p>35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書 (p.16) 1号機への津波到着時刻は15時36分47秒前後と推定されている。</p> <p>20. 東電52項目：添付資料 地震津波-1 連続写真の分析等により、津波が発電所に到達した際の挙動を、時系列に整理。津波の敷地への到達時刻、海水ポンプ等の機能喪失時刻を分析。敷地への津波到達時間は15時36分台であること、DGの運転記録および非常用電源盤の電圧の分析結果から津波が原因でDGが機能喪失たと示している。</p> <p>20. 東電52項目：添付資料1-3 1号機 DG(A)が津波により機能喪失したことを、過渡現象記録装置の計測データから分析。</p> <p>20. 東電52項目：添付資料2-2 2号機格納容器圧力の上昇が、解析で想定されるより小さい原因を分析している。一つの仮説として、トラス室へ流入した海水がヒートシンクとなった可能性を検討。このシナリオにより、格納容器圧力上昇の抑制が説明できることを示した。</p> <p>37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会 平成28年度第2回委員会資料3 (委員等の意見) 全電源喪失の原因について国の検討会や東京電力が検証している。原因は浸水と考えられるが、浸水原因の検証は不十分であり、全電源喪失に至った詳細なプロセスは不明である。1号機以外における全電源喪失のプロセスについても確認する必要がある。</p> <p>38. 福島事故検証課題別ディスカッション【地震動による重要機器の影響】第8回資料2 非常用電源設備への津波侵入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅い傾向が確認できており、非常用交流電源は津波により機能喪失したと推定される。</p> <p>【評価結果】</p> <p>A 廃炉確認 ・種々の評価結果及びDGの機能喪失時に余震が重なったことと合わせて考えると、DGの機能喪失に至った要因は、浸水であると考えることが最も妥当であると判断されている。 ・各建屋への浸水のプロセスは、津波侵入の経路長と機能喪失時刻の相関が確認されているなど、概略については把握できていると考えられる。ただし、津波侵入プロセスについては、高精度津波シミュレーションや廃炉作業において新たに得られる知見を活かして、より詳細な全体像を検討する余地がある。</p>
2	共通	津波襲来時	冷却	注水ポンプ (HPICI, CS, CCS, MUWC, CRD, SLC, R HRS)	被水・浸水による注水ポンプ (HPICI, CS, CCS, MUWC, CRD, SLC, R HRS)の機能喪失状況	30. 学会事故調最終報告書 (表6章付録) 電源喪失もしくはサブポート系の喪失で機能喪失したものと、本体の被水・浸水で機能喪失したものの分類が必要と考えられる。「技術的知見」の表IV-2-1に状況がまとめられているが、「政府事故調中間報告書」によると、たとえば、1号機の地下1階は水没していたとされており、電源が失われなかった場合に、地下階に設置されていた機器などが使用できたかどうかは確認できない。交流電源が失われていなければ使用できたものと、交流電源が失われていなくても使用できなかったものの分類が事故対応に関する検討をさらに進めるうえで必要と考えられる。	35	<p>【調査結果】</p> <p>35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書 (p.2,3,8) 3号機のHPICIに関して、津波襲来後12日11時36分にRCICが停止、その後12時35分にHPICI起動に成功。ただし、HPICIによる冷却は原子炉圧力が低下した12日17時30分頃以降は有効に働いていなかったと考えられる。13日2時42分頃、手動で停止される。</p> <p>【評価結果】</p> <p>C ・廃炉作業において現場確認は可能であるとと考えられるが、現場確認の結果から事故当時の機能喪失状況を検討することは困難であるとされる。</p>

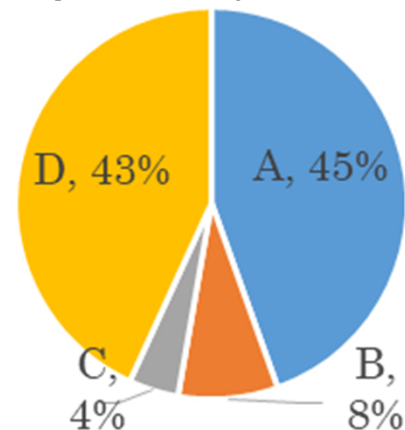
調査結果の概要

- 文献調査の結果、抽出された73項目の課題について、これまでに得られた知見と評価結果を整理表の形に取りまとめた
- 各課題について、以下の様に分類されている
 - A: 合理的な説明がなされていると判断されるもの
 - B: 既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの
 - C: 重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの
 - D: 重要であり、今後も継続した検討が望まれるもの



調査結果の概要

- Aの「合理的な説明がなされている」と判断される課題が相当数に上る
- Dの「継続して検討が必要な課題」は、現時点においても項目数は多い
 - 特に、調査が限定的である格納容器内部、あるいは調査が行われていない原子炉容器内部の現状、あるいは溶融燃料挙動に関連するものが多くを占める
 - 現場・現物の確認が重要であり、今後の廃止措置に伴う調査での解明が期待される(A/D8件, C/D1件含む)





ソースタームに関連する未解明事項の概要

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DESTAL, 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，漏えい量の時間的变化。(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，漏えい量の時間的变化。(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)



ソースタームに関連する未解明事項の概要

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)



未解明事項から示唆される今後の取り組み

- 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。
- 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。

最近の知見

原子力規制委員会 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会

1Fベント関連の論点

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染状況

1, 2号機と3, 4号機の汚染レベルの差

- 1, 2号機と3, 4号機は、体系的に「相似」の関係
- 格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存
- 1号機は、ドライで高温なベントガス。3号機は、ウェットで低温なベントガス。
- スクラビングは、サブクールや減圧沸騰の有無より水深がDF効果に影響する
- 1, 3号機の炉心損傷の経緯
- PCVからの漏えい箇所、時期
- 配管等における蒸気凝縮の影響
- 1号機ベントは1回成立
- 3号機ベントは2回成立

⇒ 検討会(次々回以降)

2, 3, 4号機のSGTSフィルタの汚染状況と逆流経路

- 2号機RDの汚染状況と作動の関係
- FP及び水素の逆流経路、汚染レベルの差
- GDのベント時の逆流防止機能

⇒ 検討会(今回、次回)

1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染

- 1号機ベントは真空破壊弁を通じてスクラビングなしの可能性
- 真空破壊弁の構造、機能
- 1, 2号機SGTS配管の高温履歴とベントの関連性

⇒ 検討会(次々回以降)

スタック下部に高線量箇所

- スタック内部の構造が影響
- スタックの構造、機能及び汚染状況

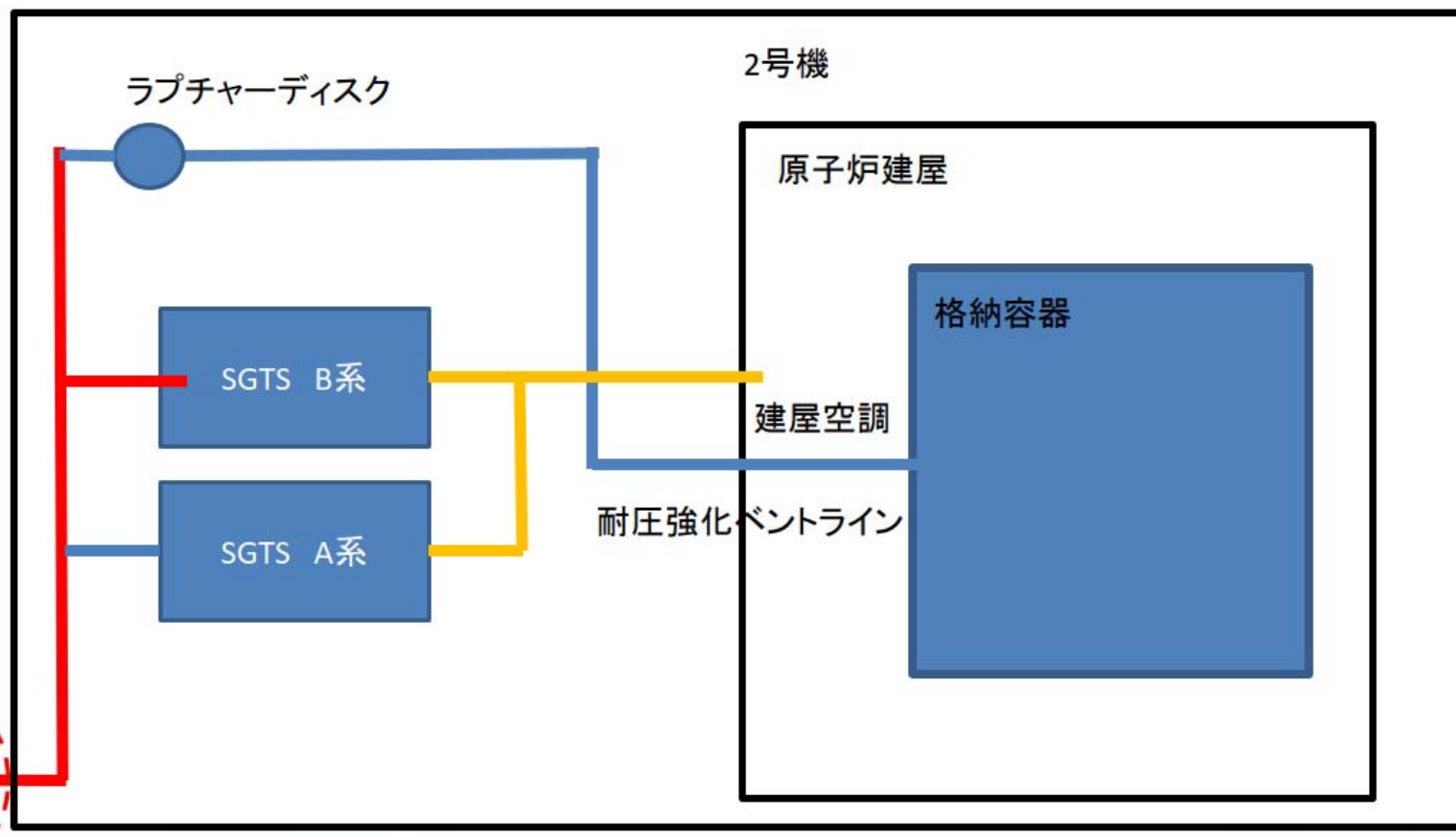
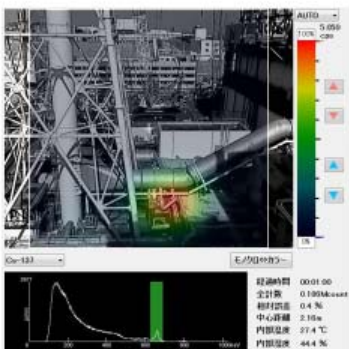
⇒ 検討会(次回)

■ 現地調査等により確認された事項

■ 主な論点

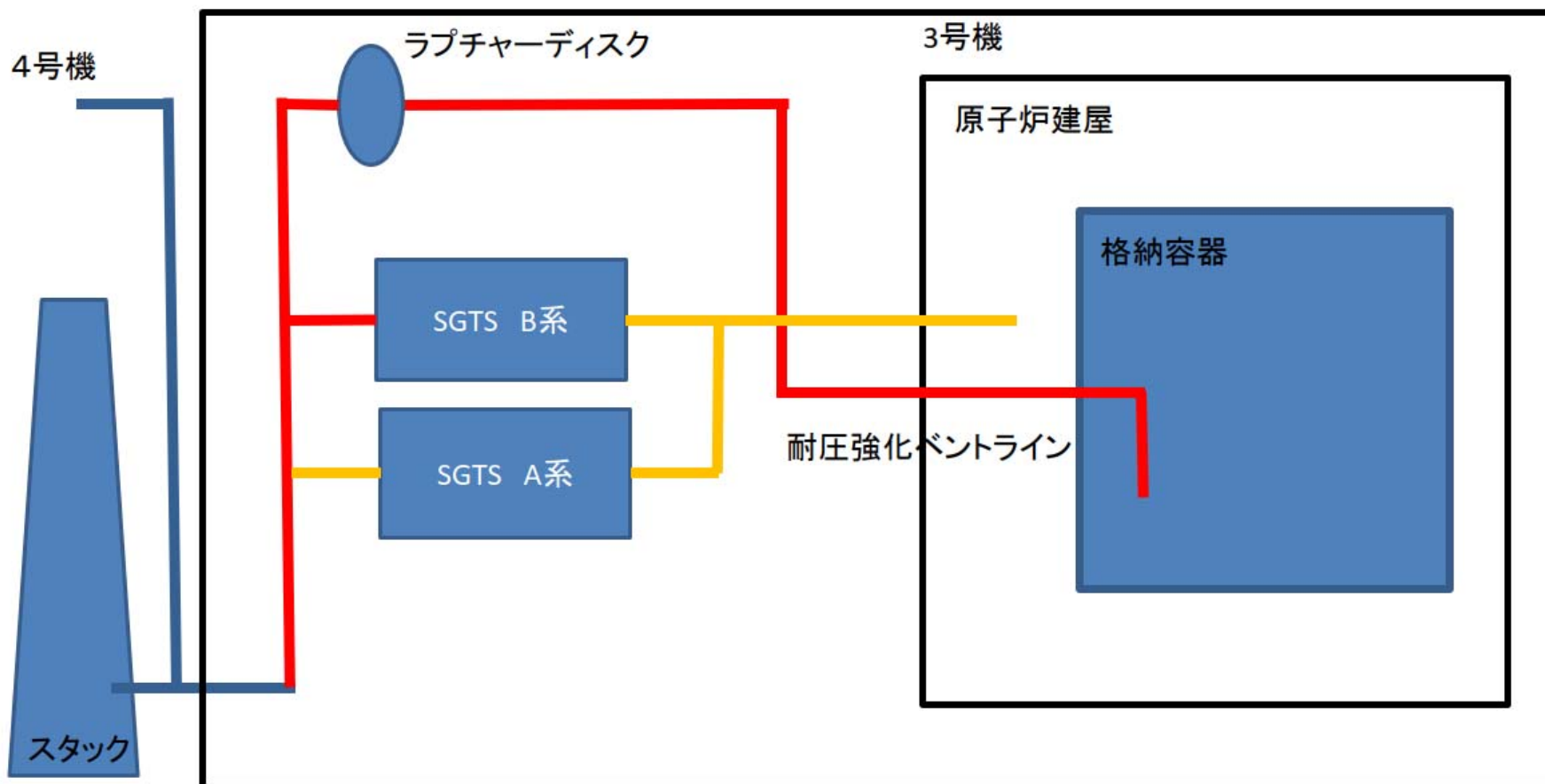
ベントラインの汚染状況調査

2号機耐圧強化ベントライン及びSGTSラインの線量調査



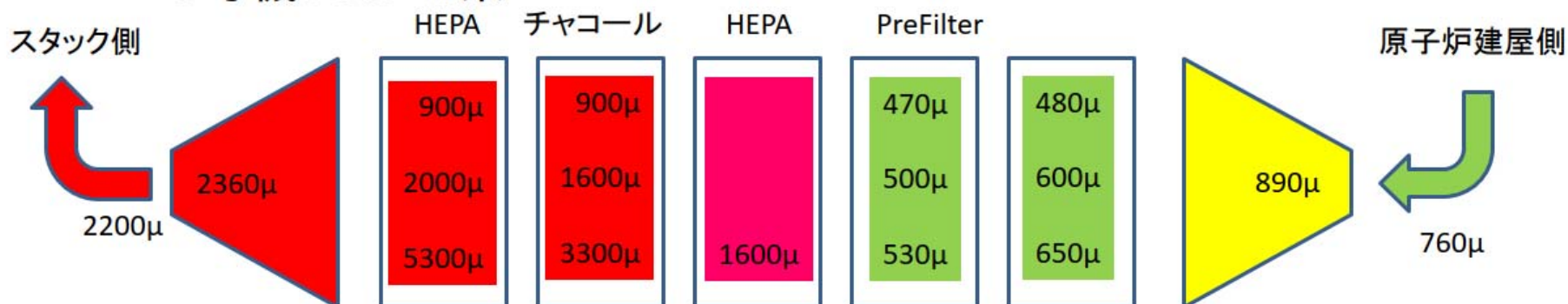
ベントラインの汚染状況調査

3号機耐圧強化ベントライン及びSGTSラインの線量調査

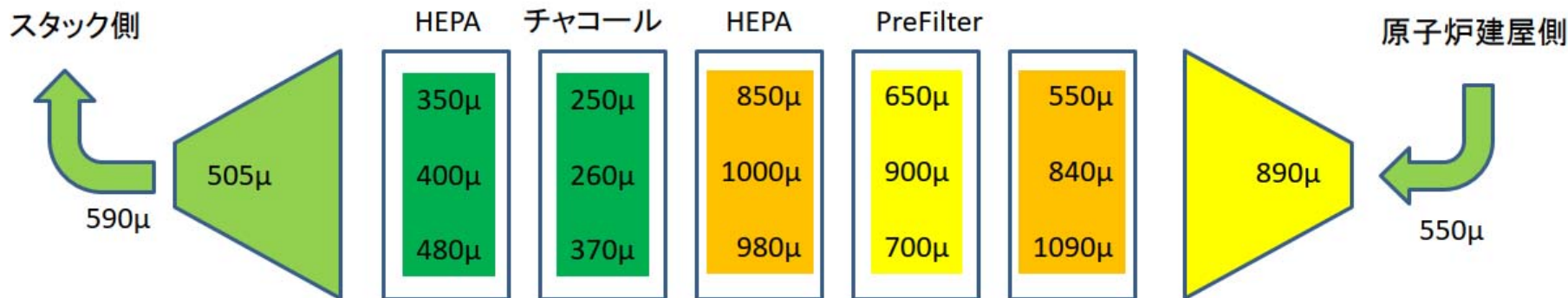


ベントラインの汚染状況調査

3号機SGTS B系



3号機SGTS A系



数値は線量当量率 (Sv/h) を表す



まとめ



まとめ

- 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。
- 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。