

## 8.1 事故時に水化学が関与する事象とその対策

大型の商用原子炉の過去の事故の教訓に則り、TMI-2、チェルノブイリ及び福島第一原子力発電所の事故の知見に基づき、事故時の化学挙動を整理して、対応を明確にする必要がある。表 8.1-1 に商用原子力発電所の事故における化学挙動を比較して示す。

表 8.1-1 商用原子炉事故の化学関連事象の比較

化学関連事象	対象部位	プラント		
		TMI-2	チェルノブイリ	福島第一原子力発電所
安全設備	PCV	PCV 健全	PCV なし	PCV 損傷
	原子炉建屋	-	水素爆発、火災により損傷	水素爆発により損傷
計装系	-	液位計誤作動	-	液位計誤作動
水素発生	-	ジルコニウム-蒸気反応	ジルコニウム-蒸気反応	ジルコニウム-蒸気反応、ホウ酸-蒸気反応、ラジオリシス、溶融燃料コンクリート反応ほか
水素漏洩	建屋内	PCV 健全につき漏洩なし	大量に漏洩	PCV 損傷部からの漏洩
水素爆発	-	水素爆発なし	水素爆発	水素爆発(1、3号機)
FP 漏洩	PCV 内	PCV 内に閉じ込め成功	-	PCV から建屋内へ漏洩 一部はベント系から直接環境へ
	建屋内	-	まず建屋内漏洩	
	敷地内	なし	-	汚染水として敷地内放出
	環境	ほとんどなし	大量の環境放出	建屋内から環境へのガス放出

本節で言う事故時とは、起因事象の発生から事故が収束して安定冷却が達成されるまでの期間を指すものとする。

### 8.1.1 事故シナリオと核分裂生成物の挙動

レベル4を想定した場合、その対応のためには全てが自動、遠隔操作だけでは対処できないことを想定しておくことが重要である。万一の事態に備えたアクシデントマネジメントでは、考え得るあらゆる事象に対しての対処法をマニュアルとして準備し、その際の適切な行動を日頃から訓練しておくことが要求される。これまで、レベル4を想定したSA時のFP挙動については、SA解析コードを用いての評価がなされてきたが、1F事故では、これまでの知見では予測できなかった事象が顕在化した。また、1Fにおける原子炉、原子炉格納容器内のFP挙動の一部しか把握出来ていない現状では、未解明な事象も多く残されている。こういった背景のもと、レベル4を想定した対応においては、特にFPがどう動くのか、その際の線量率はどう変化するのか、必要な対応のために何処までアクセスが可能か等、マニュアル作成のためのFP挙動に係わる状況の適切な把握が要求される。

#### (1) DBA 時の核分裂生成物の挙動

通常運転時に発生する設計基準事故 (DBA) においては燃料の溶融等による大規模な破損は想定されない。したがって、放出対象となり得る最大の放射性核種の量は、炉水中に含まれるトランプウラン等に起因するわずかの FP と、ピンホール燃料等の破損燃料が存在する場合には減圧に伴うヨウ素スパイクによる二次放出により決まる。この放射性核種の量は全量が環境に放出されたと仮定した被ばく評価をすることにより、事故シナリオに依存しない最も保守的な評価が可能であり、評価結果は一般の公衆被ばくに対する閾線量に対して十分低いものとなる。また、定検時の燃料交換時の燃料落下事故の場合には、いくらかの燃料棒の破損を考慮するが、破損燃料の数は限定的であり、放出される FP も燃料プール水中に放出された後、希ガス等揮発性の FP がオペレーションフロアに放出され、これらの FP は非常用ガス処理設備のフィルタを介して排気筒から環境中に放出されることになる。この場合でも、想定される放出量による一般の公衆被ばくは、閾線量に対して十分低いと評価とされている。

#### (2) SA 時の核分裂生成物の挙動

SA では大規模な燃料破損とジルコニウム・水蒸気反応に伴う多量の水素発生等を想定するため、格納容器内に多量の FP や水素が放出されることになる。図 8.1-1 に BWR を例に SA 時の FP 挙動と事故の進展挙動に大きな影響を与える因子を模式的に示す。燃料被覆管の酸化・破損挙動、溶融燃料の熱力学、下部ヘッ드의破損挙動や溶融燃料落下・拡散挙動等は、FP の燃料中の物理化学状態と相まって燃料からの FP 放出・移行挙動や FP の構造材への吸着・反応に大きな影響を与える。ベント用フィルタの性能はベントが実施される場合の環境に放出される FP の量の低減に関係する。

SA 時の FP 挙動も DBA と同様に事故の進展シナリオに依存することになるが、ここでは典型的な一例として BWR における燃料デブリの格納容器内への落下を含み、格納容器ベントを考慮する場合のシナリオについて図 8.1-2 に FP 放出までの流れとそれと関係する化学挙動について示す。事故時において燃料破損前の炉心内 FP のインベントリは、それまでの運転履歴によって決まるが、燃料からの FP 放出に関しては被覆管の破損が生じる時点での燃料の溶融の有無や被覆管外表面でのジルコニウム・水蒸気反応の発生の有無等により異なってくると考えられ、放出時の FP の化学形態に影響される。溶融燃料が原子炉圧力容器の下部ヘッドを貫通するまでは、放出された FP は一次系内に放出され、その一部は一次系の配管や炉内構造物 (セパレータやドライヤ等) の表面上に付着したり、再浮遊したりすると考えられる。主蒸気隔離弁が閉止された後は、主として安全弁からサプレッションプール (S/P) に蒸気とともに移行し、FP の多くは S/P 内でのスクラビング効果により、プール水の中にトラップされる。これまでの安全研究の中でヨウ素は S/P 水の pH により S/P から気相中に移行する量が化学形態の変化により大きく変わることが知られており、気相中のヨウ素濃度を低減する目的でアルカリ注入が検討・導入されている。一方で、ラジオリシス反応による硝酸の生成やケーブルの被覆材からの塩素の溶出による酸性化の因子も存在し、これらのバランスにより pH が変化し、ヨウ素等の化学的挙動に影響する。溶融燃料が下部ヘッドを貫通した後は、溶融燃料から直接 FP が格納容器内に放出される経路も存在することになるとともに、溶融燃料コンクリート反応等も FP の挙動に影響すると考えられる。格納容器内の FP は格納容器内壁や構造物の表面上に付着し

たり、再浮遊したりすると考えられる。格納容器内のガス中の FP は格納容器の内圧の上昇に伴い、一部が格納容器から原子炉建屋内にリークし、原子炉建屋内の構造物と相互作用を行いながら、一部は環境中にリークしていくと考えられる。一方で、格納容器の内圧が上昇して健全性を脅かす段階では格納容器からのベントが実施され、ベントフィルタによって FP の多くが除去された後、環境中に放出されるルートも考えられる。このように燃料から放出された FP は種々の構造物や冷却水と物理的・化学的反応を繰り返しながらその化学形態を変化させつつ、その一部は環境中に放出されることを想定する。

上記のような想定シナリオの中で、環境中に放出される FP の量に大きく影響する因子を特定し、放出を抑制することに寄与する対策が検討・導入されている。環境への放出量に大きく影響するのは、格納容器の健全性を維持すること（すなわち、水素爆発等により格納容器が破損しないこと）と放出される FP の量を物理的・化学的方策により抑制することであり、次項以降に、それぞれの対策について記載する。

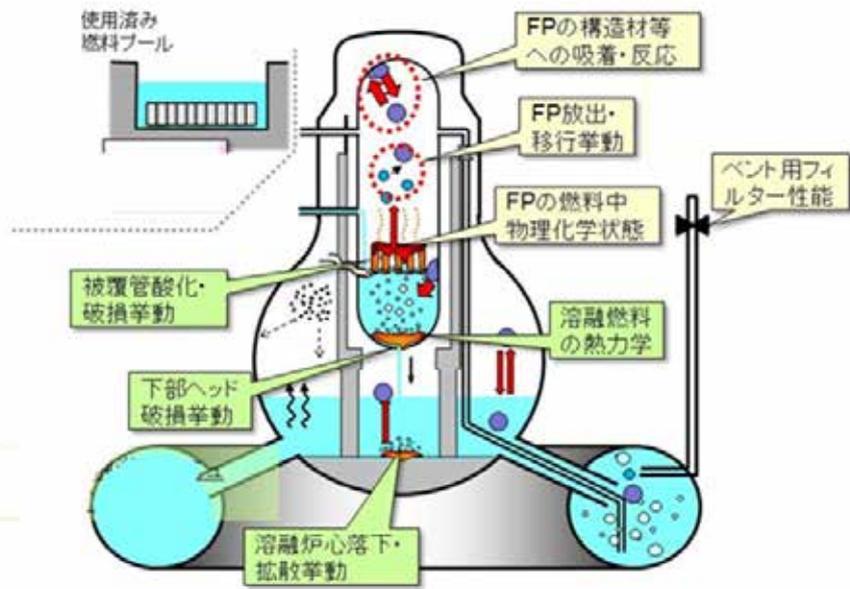


図 8.1-1 沸騰水型原子炉における SA 時の FP 挙動の模式図<sup>[8.1-1]</sup>

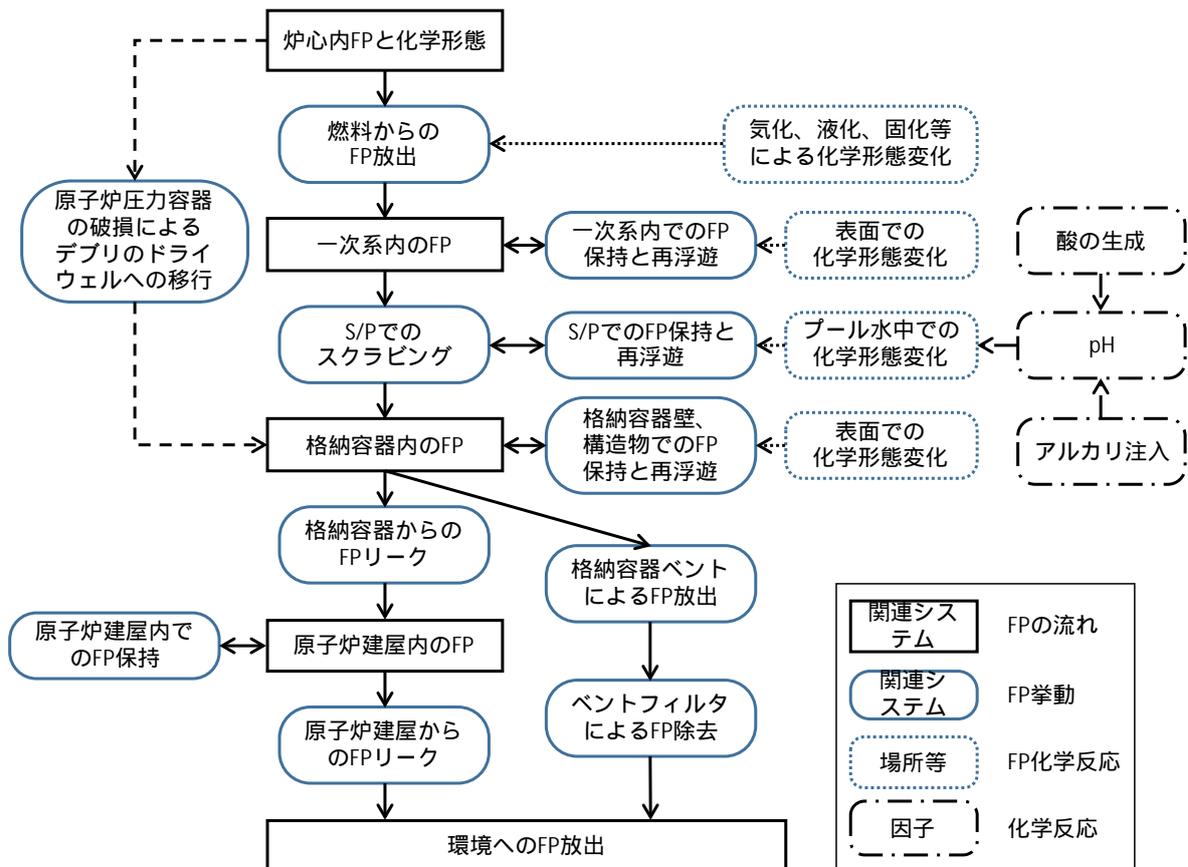


図 8.1-2 事故シナリオと FP 挙動の一例 (PCV ベントを考慮した FP 放出の流れ)

### 8.1.2 水素発生、漏洩と爆発防止対策

BWR プラントにおいては、通常運転時にも水の放射線分解により水素と酸素が炉心部で生成される。この生成した水素と酸素の大部分は沸騰に伴い主蒸気とともにタービン系に移行し、オフガス系の再結合器において水に戻され系統内に水素と酸素が蓄積しない設計となっている（深層防護のレベル 1 相当）。再結合器の性能劣化等により再結合反応が不全となった場合には、排気筒から水素が流出するリスクが発生するが、再結合器出口側に設置されている水素濃度計により水素が検出されるとオフガス系が隔離され、復水器の真空度が低下して原子炉が自動的にスクラムして安全に停止する（深層防護のレベル 2 相当）。設計基準事故の 1 つである再循環系配管等の破断による冷却水の格納容器内への漏えい時には、冷却水に溶存している水素や酸素が格納容器内の気相に移行して蓄積する。あるいは安全弁が作動することによって原子炉圧力容器から蒸気がサプレッションプールに導かれる場合には、蒸気は凝縮するが水素や酸素の非凝縮性ガスは格納容器内に蓄積していく。このような事象に対しては、格納容器内を運転中に窒素雰囲気中に置換しておくことにより水素の爆発が生じにくくするとともに、万一水素や酸素が蓄積していく場合には、可燃性ガス制御系（FCS）により水素と酸素を安全に再結合させるように設計されている（深層防護のレベル 3 相当）。可燃性ガス制御系としては、最近ではパッシブ式の Passive Autocatalytic Recombiner（PAR）が主流となってきている。SA 時のジルコニウム・水蒸気反応が生じる場合には多量の水素が発生するが、これも PAR 等により爆発に至らないように制御される。

PWR においても BWR と同様に格納容器内に水素が放出された場合の防止対策が必要であるが、PWR の格納容器は BWR と異なり容積が大きくサプレッションプールのような圧力抑制のためのプールを持たないドライ型となっており、格納容器内の雰囲気も大気のままとなっている。そのため、水素が発生した場合に爆燃限界に達する前に水素を燃やすためのイグナイターや PAR の設置が検討・導入されている。

水化学的には水素と酸素の発生そのものを抑制する手段が存在しないため、安全に再結合させることが化学的な対策となるが、既に PAR を含めて既存の対応技術が存在していること、PAR の導入においてはプラント固有の設置位置や数等の設計上の考慮は必要なものの、触媒の性能向上に関する新たな技術開発のニーズは現時点で存在しない。しかしながら、事故時の水素発生や蓄積の評価モデルに関しては、さらに高度化を図っていく必要があると考えられる。また、その結果が従来と大きく変わる場合には、既存の水素発生、漏洩と爆発防止対策の妥当性を再評価し、必要に応じて対策設備の見直し・高度化を図っていく必要がある。

### 8.1.3 核分裂生成物の放出抑制対策

#### (1) DBA 時の放出抑制対策

既に 8.1.1(1)に記載したように PCV 内に放出された放射性物質は PCV が健全であることが前提となるので PCV からの放出を考える必要がなく、事故収束後の復旧作業での作業従事者の被ばくへの影響が安全上の課題となる。原子炉建屋内にリークするケースでもリーク量は限定的であり、建屋の換気空調系での処理を含めて放射性物質の放出が公衆被ばく上問題となるレベルではない。したがって、DBA の範疇においては事故時の放出抑制として水化学の視点から特別な対策は不要と考えられる。

#### (2) SA 時の放出抑制対策

大規模な燃料破損が発生する SA では希ガスや揮発性のヨウ素を含む多量の FP が PCV 内に放出されるとともに、事故の進展シナリオによっては PCV の健全性を守るためにベントによりガスを PCV から放出すること(図 8.1-2 の例)や、PCV の健全性が損なわれてガスがリークすることも想定される。これらのシナリオにおいて公衆被ばくに与える寄与の大きい放射性核種はヨウ素やセシウムである。ヨウ素は種々の形態や化合物を形成するため、その挙動は複雑であるが、冷却水の pH により気液分配が大きく変化することが知られており、アルカリ側に冷却水の水質を制御することによりヨウ素の多くを液相側に保持できる。すなわち、気相側に含まれるヨウ素のインベントリを減らすことになるため、PCV からのリークやベントガス中に含まれるヨウ素を減らすことができる。このため、放出抑制対策の 1 つとしてサプレッションプール水の pH を事故時にはアルカリ性に制御するシステムが検討・導入されている。また、PCV の健全性を維持し、制御できない放射性核種の放出を抑制するため、放射性核種を除去する機能を有するフィルターベントシステムも検討・導入されている。フィルターベントシステムでもスクラビング水の pH をアルカリに制御することでヨウ素の除去効率が向上するが、さらにスクラビングで除去しにくい有機ヨウ素等の除去効率を向上させるために銀ゼオライトのフィルタを設ける場合もある。

前記のように SA 時の環境への放射性物質の放出を抑制するための深層防護のレベル 4 に相当する対策技術に関して基本的な方向性は示されているが、SA 時の過酷な環境で確実にサプレッションプール水の pH を測定して制御するシステムを構築することは容易ではなく、複雑な PCV 内の化学反応をできるだけ理解し、それを考慮して必要な時間の間は pH をアルカリに維持できる薬剤をサプレッションプールに注入することが現実的な対応策となる。

SA シナリオの中で水化学的な視点からサプレッションプール水の pH に影響すると考えられる因子としては、ケーブルの被覆材中に含まれる塩素が熱や放射線による劣化で溶出することや、不活性化のために封入している窒素と水のラジオリシス反応で生成する酸素とが結合して生成する窒素酸化物が水に溶解することが考えられ、これらはプール水の pH を酸性側にシフトさせるため、これらの影響を定量的に評価する必要がある。さらに、下部ドライウェルに滞留する冷却水では燃料デブリやコンクリートからの溶出成分も考慮する必要がある可能性があり、現時点で十分な知見が得られているとは言い難く、今後とも評価結果に大きな影響を与える反応等を特定した上で、それらの挙動を明らかにして評価精度を向上させる必要があると考えられる。

#### 8.1.4 事故時の水化学的対策における今後の課題と対応

8.1.2 及び 8.1.3 に記載したように水化学が関与する事故時対策として導入されている既存の対策設備は、既に世界の他のプラント等で導入実績のあるもので、現在の事故シナリオとリスク評価の観点から直ちに新たな研究開発が必要となる事項はないと考えられる。しかしながら、SA 時の事故シナリオや 7.1.2 節に記載されている共通基盤技術の進歩、具体的には事故時の水素発生や FP 挙動に関する新たな知見の獲得等により現象の詳細な理解が進み、その結果に基づき解析モデルや解析コードが高度化されることにより、従来と異なる結果が将来得られるようになることが想定される。その場合には、既存の対策設備の妥当性を再評価し、必要に応じて対策設備の見直し・高度化を図っていく必要がある。水化学的な観点から、対策設備に関連する基盤技術に対する課題としては、FP を含む系でのラジオリシスによる水素発生や窒素化合物の生成挙動の評価技術の高度化や、事故時化学には溶融燃料コンクリート反応等のより広い化学反応が含まれ、これらのサプレッションプール水を含む格納容器内滞留水の pH への影響も考慮していく必要が生じることも考えられる。これらの基盤技術に関する研究開発の課題やロードマップに関しては 7.1.2 節に記載されている内容に含まれているため、本節においては改めて導入シナリオや技術マップ、ロードマップを重複して記載することはしない。しかしながら、対策設備の妥当性の再評価と必要に応じた対策設備の見直し・高度化は、基盤技術の進歩が進む 2025 年付近より先の中長期的課題としての対応となると予想され、将来具体的な課題が見えた段階でロードマップの形に落とし込んでいく必要がある。

本節の水化学が関与する事故時対策に係わる課題調査票を以下に記載する。

#### 参考文献

- [8.1-1] 日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センターのホームページより引用  
<https://nsec.jaea.go.jp/decom/decom2.html>  
(確認日：2019.4.2)

## 課題調査票

課題名	水化学が関与する事故時対策
マイルストーン 及び 目指す姿との関連	<p>短I. 事故発生リスク低減・更なる安全性向上の実施 リスク情報に基づいた事故発生リスク低減策が効果的に実施される必要がある。</p> <p>短 IV. 信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 福島第一事故を踏まえ設置導入した SA 対策設備等の保全・運用管理が最適化される必要がある。</p> <p>中I. 包括的リスク情報活用の向上 原子力に係わるリスクを効果的・継続的に低減する必要がある。</p> <p>中III. 事故発生リスクを飛躍的に低減する技術の整備 原子力をベースロード電源として活用されるため、事故発生リスクを飛躍的に低減する技術開発及び設計技術への反映がなされる必要がある。</p> <p>長I. 放射能の環境放出や被曝リスク低減に係わる革新的技術開発の進展</p> <p>長III. 国際的な原子力安全の牽引 深層防護概念を踏まえ、規制の枠を超えた自主的安全性向上が効果的・継続的に実施される必要がある。 効果的・継続的なリスク低減活動・自主的安全性向上活動の推進にあたって、国際協力の枠組みの構築や規制の高度化が促される必要がある。</p>
概要（内容）	<p>(1) 水素蓄積防止技術の最適化・高度化 福島事故での水素爆発の教訓を踏まえて、アクティブ型の FCS からパッシブ型の FCS に変更していくことにより安全性の向上を図るとともに、水素発生、蓄積挙動モデルの高度化の結果を反映したシステムの最適化・高度化を図る。</p> <p>(2) FP 挙動の解明と解析コードの高度化 国内外の最新知見を反映したアクシデントシナリオとヨウ素等の FP 挙動をモデル化し、安全解析コードの高度化を図るとともに、不確かさ情報の整理・拡充を継続的に実施する。またモデル高度化に資する試験についても国内外の研究機関と連携して継続的に実施する。</p> <p>(3) pH 制御技術の開発・高度化 アクシデントシナリオと安全解析の結果に基づき、合理的で実効性のあるサプレッションプールを含む格納容器内滞留水の pH 制御システムの開発と高度化を図り、公衆被ばくのリスクを低減する。</p> <p>(4) フィルターベントシステムの開発・高度化 アクシデントシナリオと安全解析の結果に基づき、合理的で実効</p>

	<p>性のあるベント時のフィルタシステムの開発と高度化を図り、公衆被ばくのリスクを低減する。</p> <p>(5) SA 対策設備の保守・管理方法の確立 新たに導入される SA 対策設備の保守・管理方法を確立する必要がある。</p>
導入シナリオとの関連	水化学に関連する SA 対策設備による公衆被ばくの軽減
課題とする根拠 (問題点の所在)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 現行の許認可用安全コードは、保守的な条件及び手法を原則としているが、最新手法の反映が不十分であり、物理現象に即した安全余裕の内訳に係わる説明性に改善の余地があり、国際的な水準から見ても最新化の必要がある。</li> <li>・ 1F 事故での事象解明のため、過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コード等の種々コードが用いられてきた。過酷事故解析コード等の高度化は、主に海外での事故事象模擬試験等の知見をモデル化することで進められてきた。1F での事故事象を検証するため、モデルの高度化に資する試験を実施するとともに、今後、廃炉のプロセスで判明するデブリ状況を海外に情報発信し、海外と連携して過酷事故解析コードのモデルに反映する必要がある。</li> <li>・ 安全解析対象の物理現象のモデル化を適切に行うとともに、試験データ等に基づき解析コードの妥当性検証等を実施可能な人材、規制を含めた設計、運用が可能な人材の育成が必要である。</li> </ul>
現状分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ BWR では、福島事故の教訓から水素爆発の抑制に有効と考えられるパッシブ型の酸素・水素再結合器(PAR)を安全性向上対策として既設炉に追設する SA 対策の強化が実施されつつある。また、放出抑制に有効と考えられる S/P の pH 制御システムやフィルターベントシステムを安全性向上対策として既設炉に追設する SA 対策の強化が実施されつつある。PWR においてもフィルターベントシステムの設置が検討されている。</li> <li>・ 酸素・水素再結合用の PAR は欧州や国内でも一部のプラントには導入済みであり、製品として確立されているものである。</li> <li>・ SA 時の核分裂生成物挙動研究専門委員会準備会の成果として Phèbus プロジェクト関連論文の調査報告書が作成され、過去に実施された大規模な試験データの共有化の基盤が確立した。</li> <li>・ 欧州、カナダでは SA 時のヨウ素その他 FP 化学に関する研究が精力的に進められており、OECD/NEA では上記 Phèbus FP の知見とそれらに関する各国の知見を有機的に結合すべく、各種研究プロジェクトが立ち上げられている (BIP、STEM、THAI 等)。</li> <li>・ 欧州ではチェルノブイリ事故を契機としてフィルターベントシステムが設置されてきているが、福島事故の反映としてヨウ素の除去を考慮した次世代型フィルターベントシステムの設置が検討されている。</li> </ul>
期待される効果 (成果の反映先)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全解析における安全余裕の定量化、説明性向上</li> <li>・ SA 時の水素発生、蓄積挙動の解析、評価技術の向上</li> <li>・ SA 時のヨウ素化学等の FP 挙動研究者の解析、試験技術の向上</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国際連携による安全研究の促進</li> </ul>
実施にあたっての問題点	<p>課題全体の共通問題として下記がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力安全との相関の明確化</li> <li>・緊急性・重要性・経済性に対する適切な評価</li> <li>・研究開発のための資金・人材の確保</li> <li>・機構論に関する基礎知見の拡充</li> </ul>
必要な人材基盤	<p>(1)人材育成が求められる分野</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流体解析、燃焼・爆合反応、事故時の FP 化学、水化学、ラジオリシス解析技術、有機材料</li> </ul> <p>(2)人材基盤に関する現状分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事業者においては、リスクバランスを考慮した適正な SA 対策の導入と維持管理を行える人材が必要である。</li> <li>・メーカーでは事故時化学と安全解析、及び放出抑制対策技術の開発に係わる人材の育成を行っている。</li> <li>・研究機関、大学等では、世界の最新知見に基づき、事故時の水素発生と蓄積挙動や FP 挙動メカニズムの解明を実施できる人材が必要である。</li> <li>・事故時対策技術には、水素発生と蓄積挙動や、FP 化学に関する知識のみならず、アクシデントシナリオの中での公衆被ばく低減のリスクに与える影響を考慮する必要があり、リスクの概念をも理解できることが重要である。今後も人材基盤を維持していくためには、大学等の教育段階から優秀な人材を集め、かつ、人材を計画的に育成していくとともに、実際に安全評価の経験を積んでいくことが必要である。</li> <li>・特に海外で実施される大規模な試験で得られるデータ等については、その迅速かつ円滑な導入を促す仕組みの充実（国際共同研究、国際会議、人的交流等の活性化等）も必要。</li> </ul> <p>(3)課題</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・必要とされる人材規模は、原子力発電に関する国の方針に依存し、これに対応して、計画的かつ継続的な人材確保が必要である。</li> <li>・1Fの事故を契機に安全評価の重要性が再認識されているが、人材の育成は短期間で達成できるものではない。</li> <li>・優秀な人材を惹きつけるという意味において、1Fの事故とそれに続く原子力プラントの長期停止は、若い世代の原子力離れを招いている。</li> </ul>
他課題との相関	<p>ロードマップ対象項目の課題別区分の 事故発生時のサイト外の被害極小化方策のうち、発電所における事故対応能力の向上に該当する。具体的な項目は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ÿ S112M107_d08 安全解析手法の高度化</li> <li>ÿ S111M107L104_d10 耐久力・復元力を強化した世界標準の軽水炉設計の構築</li> <li>ÿ S111_d14 SA対策機器の運用管理の最適化・高度化</li> <li>ÿ S111_d13 リスク評価手法の改良と SA 対策への適用</li> </ul>

	Y S111_d30 重大事故等対策機器の保安全管理の確立
実施時期・期間	中長期（～2050年）
実施機関 / 資金担当 <考え方>	<p>産業界・学术界・行政 / 産業界・行政</p> <p>&lt;考え方&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・産業界（事業者）は、事業主体として安全性の適正評価・向上に努める</li> <li>・産業界（メーカ各社）は、自社のコードについて技術開発・妥当性検証を実施するとともに、放出抑制対策技術の開発・高度化を行う</li> <li>・学术界（研究機関や大学等を含む）は、評価手法の標準等の維持・改定を行う</li> <li>・対策技術の開発・導入・高度化については、事業主体が資金担当となるのが適当</li> <li>・IFの事故事象の大規模解明試験、海外と連携して実施する実規模試験については、行政（資源エネルギー庁）が負担するのが適当</li> </ul> <p>原子力規制委員会 / 原子力規制委員会 （必要に応じ、規制の枠組みの整備、技術評価）</p> <p>&lt;考え方&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力規制委員会は、安全性を担保するために必要となる検証データを拡充させ、機構論的な技術検証を踏まえて規制基準に反映させる。</li> <li>・原子力規制委員会が規制の観点から主体となる事項について資金担当となるのが適切。</li> </ul>
その他	