

1. はじめに

- a. 2011年11月25日に、原子力安全・保安院から「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた核燃料サイクル施設の安全性に関する総合的評価の実施について（指示）」（以下、「指示文書」という。）を受け、再処理施設が使用済燃料を用いた総合試験（以下、「アクティブ試験」という。）期間中の状態をもとに評価を取りまとめ報告した（2012年4月27日報告）。（以下、「アクティブ試験版ストレステスト報告書」という。）。
- b. 今回の報告書は、アクティブ試験版ストレステスト報告書に引き続き、使用済燃料のせん断・溶解等を行う場合の施設の状態を対象を広げ、六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価として取りまとめたものである。
- c. 本報告書では、2012年6月には、原子炉等規制法が改正され、再処理施設に対して原子力発電所におけるシビアアクシデントに相当する重大事故への対策が求められることとなったことを踏まえ、重大事故を選定し、重大事故への対策を検討するとともに、どのような事象が重大事故に至る可能性があるかを把握する上で必要なリスク情報のひとつである再処理施設の潜在的リスクについて評価を行った。
- d. 以上の経緯から、アクティブ試験版ストレステスト報告書と本報告書には対象の範囲や検討方法に以下の相違点がある。

	アクティブ試験版ストレステスト報告書	本報告書
検討に用いる施設の状態	・報告書作成時点での施設内の放射性物質保有量および施設内にある放射性物質の崩壊熱等を考慮（設計基準燃料（燃焼度45,000MWd/t・U _{pr} 、冷却期間4年）よりも、燃焼度が低く、冷却期間が長い）	・ <u>設計基準燃料</u> （燃焼度45,000MWd/t・U _{pr} 、冷却期間4年）を処理した場合の状態 ・ <u>上記に加えて、使用済燃料をせん断、溶解等する場合に対して、当社施設及び国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料の仕様を踏まえた現実的な施設の状態（発熱量、崩壊熱量等が設計基準燃料よりも小さい）</u>

2. 再処理施設の安全設計等

2. 1 緊急安全対策等の実施状況

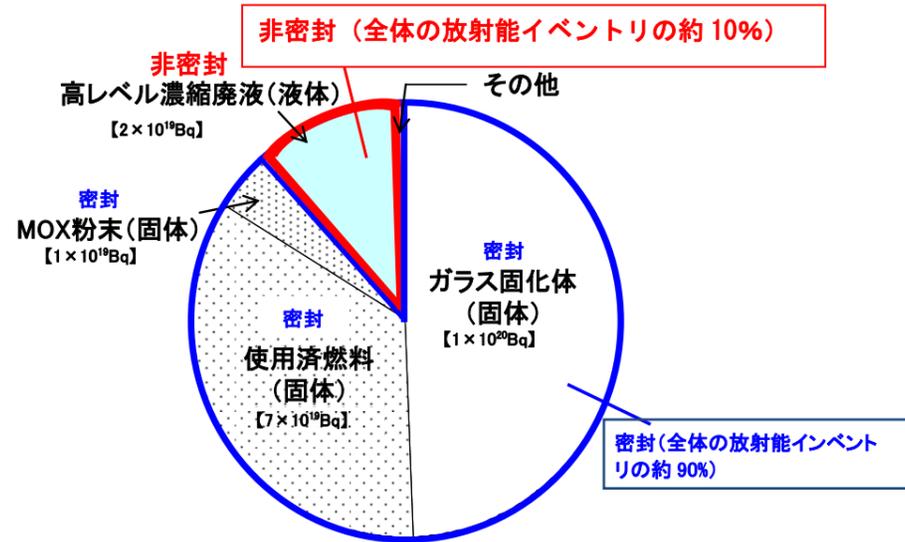
- a. 福島第一原子力発電所事故発生以降、原子力安全・保安院の指示に基づき、緊急安全対策、アクティブ試験版ストレステスト報告書を取りまとめ報告している。緊急安全対策では、全交流電源供給機能等が喪失した場合、高レベル廃液等の温度上昇やそれらを内蔵する機器内の水素濃度の上昇が懸念されることを踏まえ、崩壊熱除去と水素滞留防止が必要な機器に対する対応を行った。
- b. 使用済燃料のせん断、溶解等を行う場合は、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間や機器内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が短くなるが、講じるべき対策は、電源車からの給電やエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気の供給等、緊急安全対策及びアクティブ試験版ストレステスト報告書で既に対応済みの対策と同じである。
- c. 高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間等が短くなったとしても、厳冬期等の厳しい環境下での訓練の実績から電源車からの給電やエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気の供給等により、高レベル廃液等が沸騰、水素濃度が可燃限界濃度に至る前に必要な機能の回復を図るための対応が可能なことを確認している。
- d. 放射線分解による水素の発生量に対する最新の知見として、国内外において実際の高レベル廃液によるデータ取得が行われ、高レベル廃液中に含まれる白金族元素の一種であるパラジウムの効果により設計時に想定していたよりも水素の発生量が少なくなることが確認されており、これらの知見を踏まえると再処理施設の高レベル廃液を保有する機器内での水素濃度は可燃限界濃度よりも高い濃度にならない（水素爆発する状態に至らない）と評価できる。
- e. 水素爆発が発生した場合の機器への影響を解析により評価を行い、30%程度の水素濃度までは水素爆発が発生しても機器に加わる応力により機器の材料の破断には至らないことを確認しており、水素の可燃限界濃度程度で水素爆発が発生したとしても機器に影響を及ぼすことがない。

	アクティブ試験版ストレステスト報告書	本報告書
対象の範囲	・「全交流電源供給機能喪失、崩壊熱除去機能喪失及び水素掃気機能喪失（以下、「3安全機能喪失」という）、並びにこれらの重畳により「設計上の想定を超える事象」への進展を想定し、対応措置を評価・検討	・ <u>起因事象を3安全機能喪失に限定せず、これまでの安全評価手法をもとに、評価手法を追加した上で、重大事故を選定し、発生防止のための対策及び周辺環境への影響緩和対策を評価・検討</u> ・重大事故として選定されなかった事象に対しても、再処理施設の特徴を踏まえ、重大事故に準ずる対策を評価・検討 ・再処理施設の重大事故に関する検討方法を補完するため、 <u>経験豊富な海外での検討事例を積極的に反映</u>
検討方法	・「設計上の想定を超える事象」への進展を仮定し、施設がどこまで耐えられるかの安全裕度（耐震裕度、時間余裕）を定量的に評価するとともに、「設計上の想定を超える事象」に対する進展の防止及び一般公衆への放射線影響の緩和のための対策（アクシデントマネジメント策（以下、「AM策」という。））を検討し、その有効性を評価	・ <u>「重大事故」等に至るまでの時間余裕を定量的に評価するとともに、進展の防止及び一般公衆への放射線影響の緩和のためのAM策を検討し、その有効性を評価</u> ・耐震裕度については、アクティブ試験版ストレステスト報告書において大部分の設備の耐震裕度を示したことを踏まえ、本報告書には記載していない

2. 2 再処理施設の潜在的リスク評価

(1) 再処理施設に存在する放射性物質（放射能インベントリ：施設に保有する放射性物質の放射能量）

- 再処理施設には、液体の放射性物質（高レベル廃液、プルトニウム溶液等）と、固体の放射性物質（使用済燃料、ガラス固化体等）が存在し、放射能インベントリは、固体で 2×10^{20} Bq 程度、液体で 2×10^{19} Bq 程度である。
- 再処理施設全体で放射能インベントリが大きいのは、使用済燃料、MOX 粉末及びガラス固化体であり、90%程度が固体の放射性物質（密封）である。
- 液体の放射性物質（非密封）で放射能インベントリが最も大きいのは、高レベル濃縮廃液であり、10%程度である。



(2) 周辺環境への影響

- 事故が発生した際の周辺環境への影響の大きさに最も寄与する要素は、放射能インベントリであるが、密封されている固体の放射性物質は非密封である液体の放射性物質と比較して周辺環境へ放出されにくいことから、高レベル濃縮廃液が最も影響が大きいと想定される。
- 高レベル濃縮廃液以外の液体の放射性物質については放射能インベントリが小さいため、臨界、火災、爆発等の事故が発生しても、その影響及びリスクは相対的に小さい。

3. 再処理施設の重大事故の定義及び定義に基づく重大事故の選定等

(1) 重大事故の定義

- 2012年6月に改正された「原子炉等規制法」の第1条(目的)及び発電用軽水型原子炉の新規制基準骨子案のシビアアクシデントの定義をもとに、「重大事故とは、設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では対応できない状態であり、その結果、放射性物質が異常な水準で事業所外に放出される事故」とした。
- 重大事故に対する対策の検討にあたっては、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」（2012年8月27日）及び西欧原子力規制者連合（WENRA：原子力発電所を有するEU加盟国にスイスを加えた17か国の原子力規制機関による組織）が示している深層防護の考え方を踏まえた。

(2) 重大事故の選定（添付資料－1参照）

- 安全評価において、網羅的に抽出された多数の候補事象の中で「設計基準事象*とする必要のない事象」と「設計基準事象」に分けられたものに対して、多重故障による安全対策の機能喪失を仮定することにより、重大事故への事象進展を検討した。（単一事象に関する重大事故へ進展する可能性のある事象を、再処理施設全体に渡って網羅的に抽出することが可能）

※設備の設計にあたり、その妥当性を検証するために考慮される事象等。

- 具体的には、「設計基準事象とする必要のない事象」と「設計基準事象から絞り込まれた代表事象（7事象）」に対して、「動的機器の多重故障」を考慮し、技術的に合理的な手法に基づく線量評価により明らかに設計基準事象の判断基準（5mSv）を上回るおそれがある事象、あるいは再処理施設の安全性をより向上させるという観点から、線量評価結果に関わらず、重大事故への進展について検討を必要とする事象を抽出した。

- b. で抽出した事象の中から、AM策を期待しない（AM策を実施しないと仮定）場合に技術的に合理的な手法に基づく線量評価により放射性物質の「異常な放出」*に至るおそれのある事象を「重大事故」として選定した。

※ICRP（国際放射線防護委員会）が緊急事態の防護措置を講じるべき線量レベルとして推奨している範囲の下限値 20mSvを目安とした

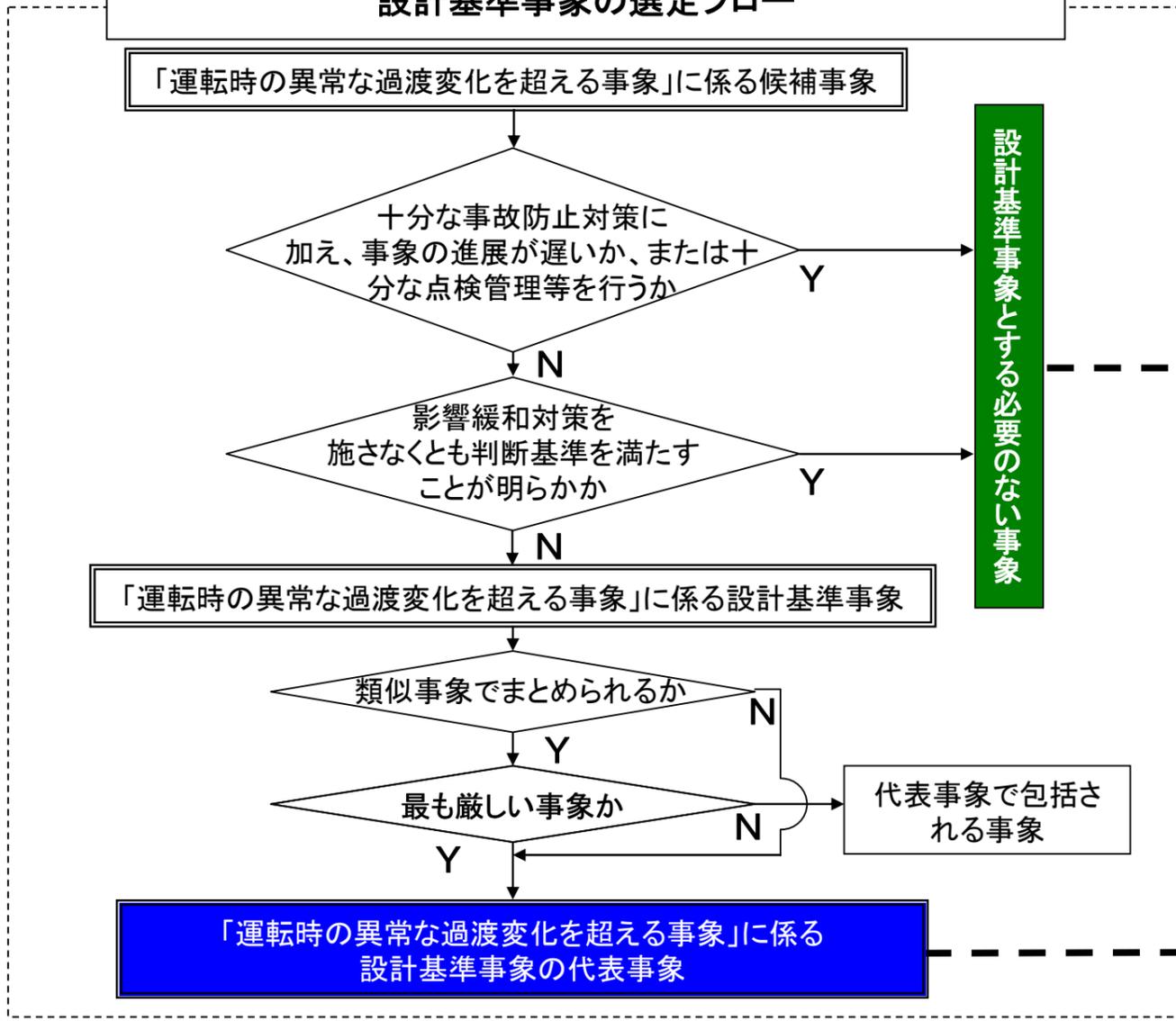
- d. その結果、「安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液*の沸騰継続」事象を重大事故と選定した。*対象となる「放射性物質を含む溶液」は、高レベル濃縮廃液

- e. また、「AM策を期待しない場合においても、技術的に合理的な手法に基づく評価により異常な放出に至るおそれがない」として重大事故として選定されなかった「セル内での有機溶媒火災」、「安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発」などの事象を「安全性向上のための継続的活動の対象事象」と位置づけた。

4. 「重大事故」、「安全性向上のための継続的活動の対象事象」に対する評価結果（添付資料－2参照）

- 使用済燃料のせん断・溶解等を行う場合の施設の状態を対象として選定した重大事故について、当該事象の発生防止のためのAM策及び周辺環境への影響緩和のためのAM策について検討し、重大事故への拡大防止策及び重大事故発生に伴う放射性物質の放出に対する影響緩和対策として有効であることを確認した。また、今後さらなる影響緩和対策について、継続して検討を行っていく。
- 「安全性向上のための継続的活動の対象事象」に対して、事象の発生防止のためのAM策を基本として必要な対策等を評価し、発生防止等として有効であることを確認するとともに、さらに、事業者の取組みの中で計画的に安全性向上のための改善を図っていくこととした。
- 今後も、継続的に訓練を行うことで、より迅速かつ確実にそれぞれのAM策を実施できるよう努めるとともに、さらなる安全性の向上への取組みを事業者として行っていく。

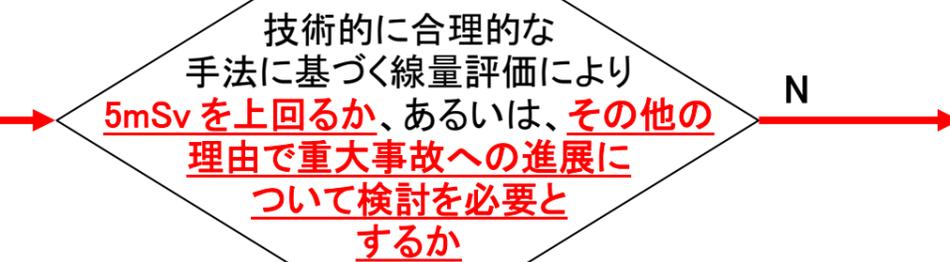
これまでの安全評価における
設計基準事象の選定フロー



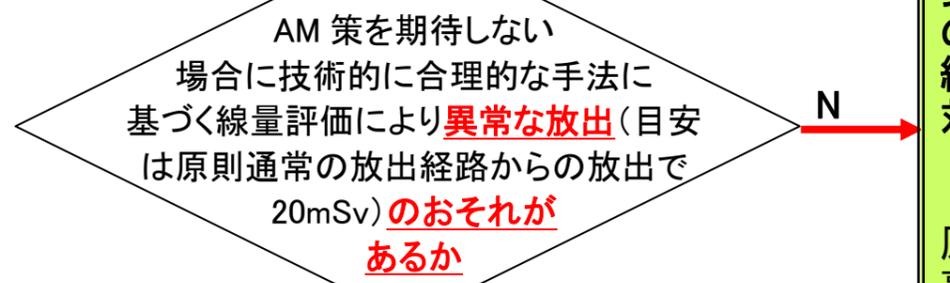
安全上重要な施設として多重化していることによって発生の可能性との関連で設計基準事象とする必要のない候補事象としていた安全冷却水系による冷却機能の喪失等が、重大事故の評価事象として挙げられる。

設計基準事象の判断基準(5mSv)を超えるおそれのない事象であっても、再処理施設の安全性をより向上させるという観点で、AM策を講じる対象事象を幅広く抽出する。

多重故障による事象進展を想定



多重故障を想定しても評価を必要としない事象



安全性向上のための継続的活動の対象事象
原則として事故の進展防止のAM策を講じる。

重大事故
重大事故の発生防止のためのAM策及び周辺環境への影響緩和のためのAM策を講じる。

候補事象
異常な過渡変化 : 約470
異常な過渡変化 : 約580
を超える事象
設計基準事象
異常な過渡変化 : 40
異常な過渡変化 : 23
を超える事象
代表事象
異常な過渡変化 : 7
異常な過渡変化 : 7
を超える事象

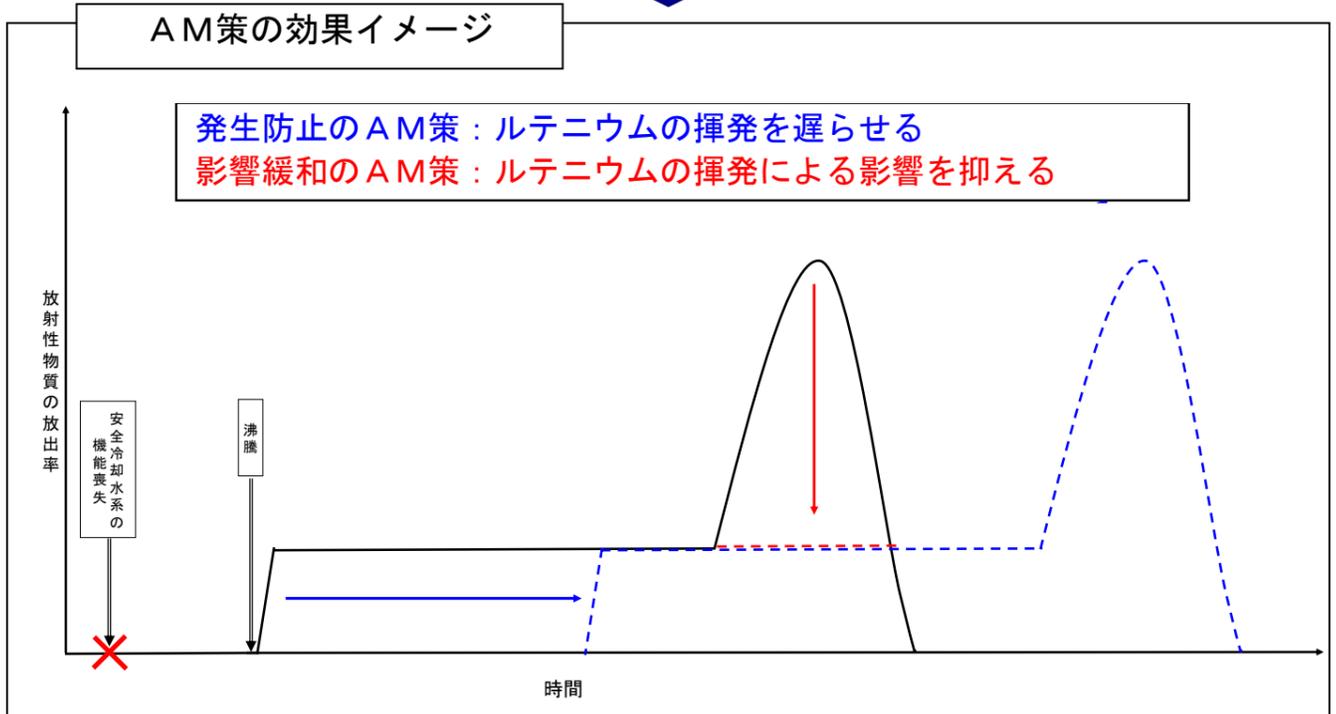
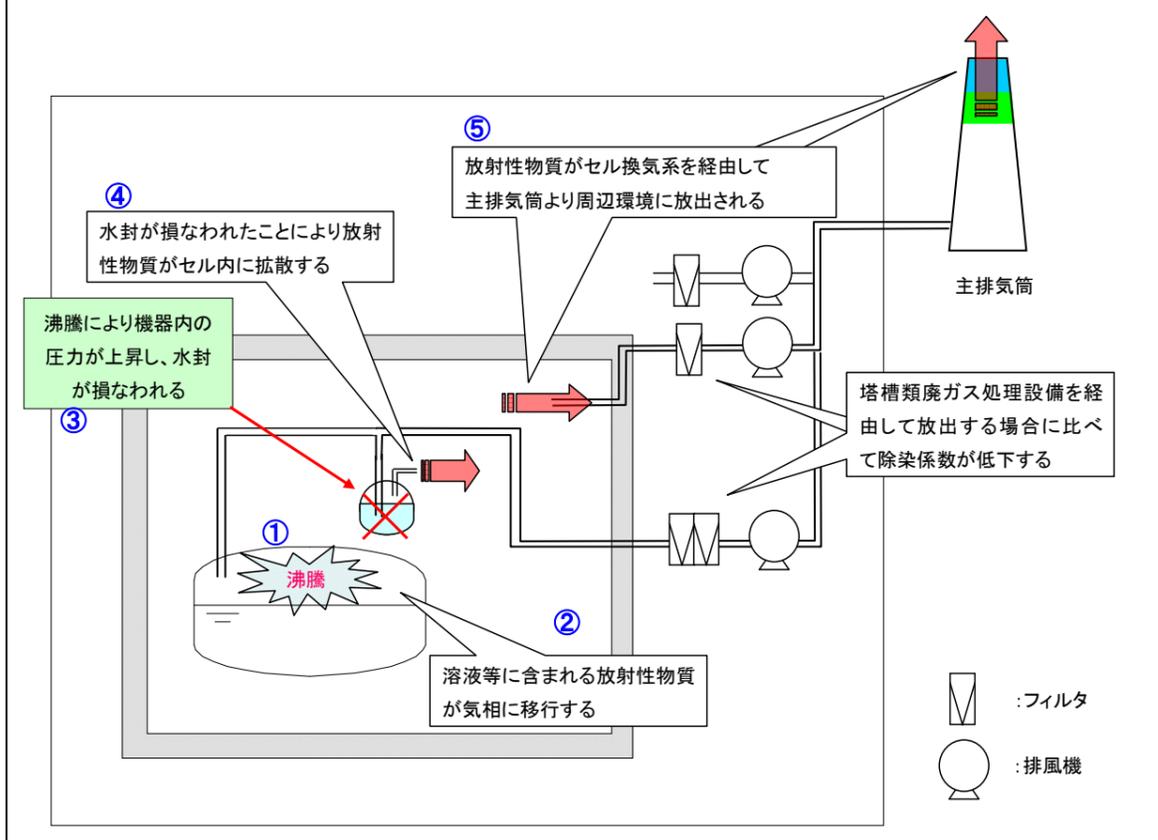
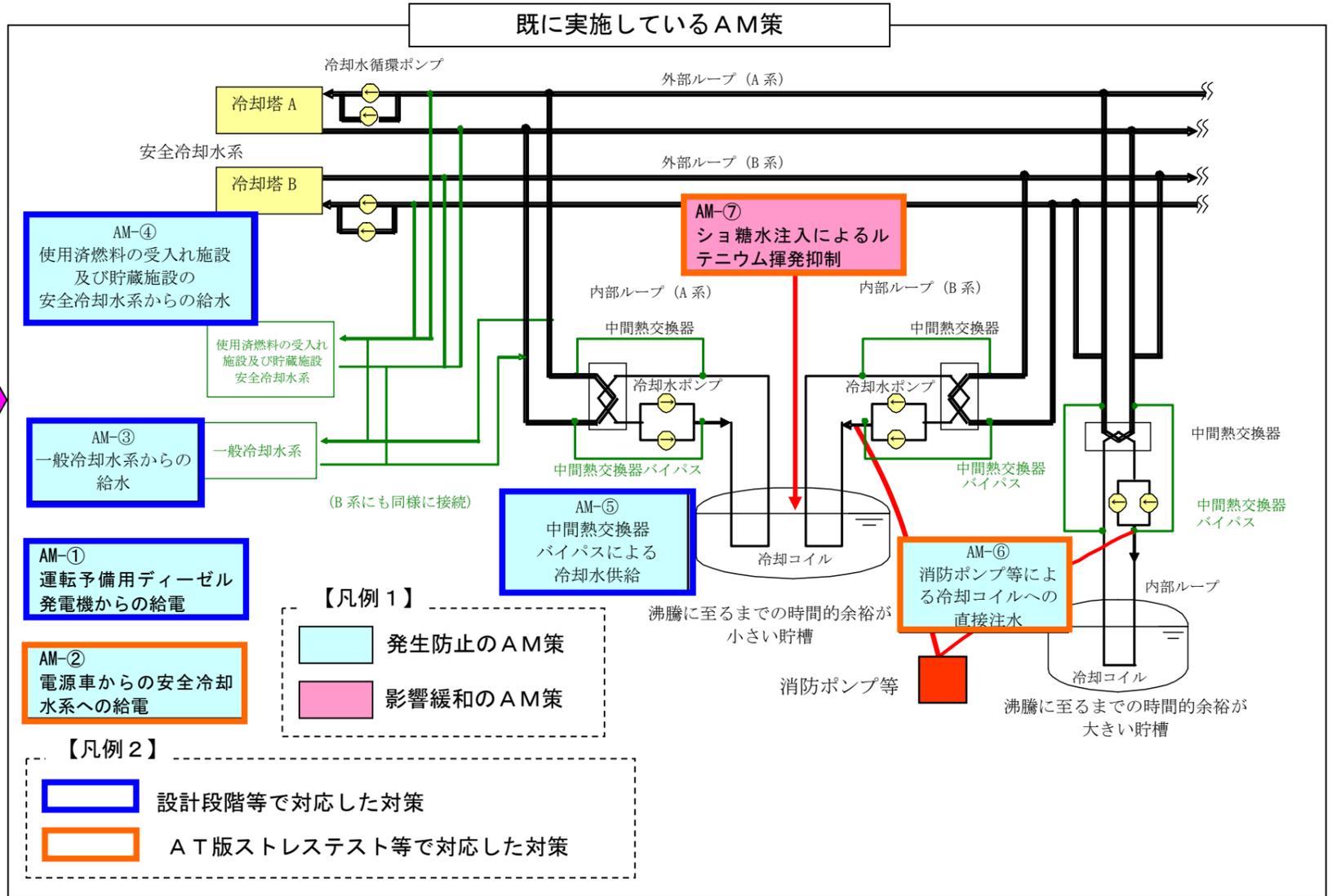
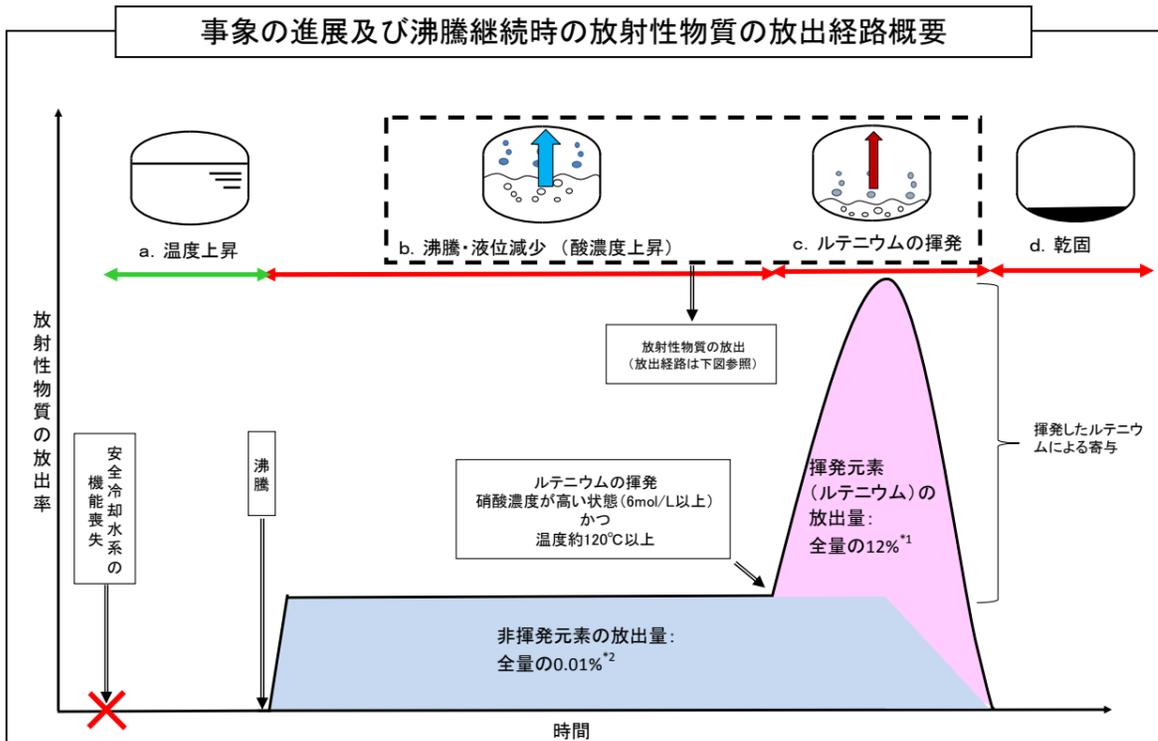
「十分な事故防止対策」の例:
独立した2系列の安全冷却水系(1系列のみで崩壊熱を十分除去できる)で冷却することが可能(単一故障で1系列が機能喪失しても、別の1系列で冷却できる)、排風機が故障した場合は、予備の排風機に自動的に切り替える設計としている。
「事象の進展が遅い」の例:
仮に機能が停止したとしても平常時の年間の線量当量に達するまでに、運転員対応が可能な時間余裕(1日以上)がある。

「重大事故」および「安全性向上のための継続的活動の対象事象」についての評価結果

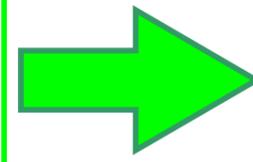
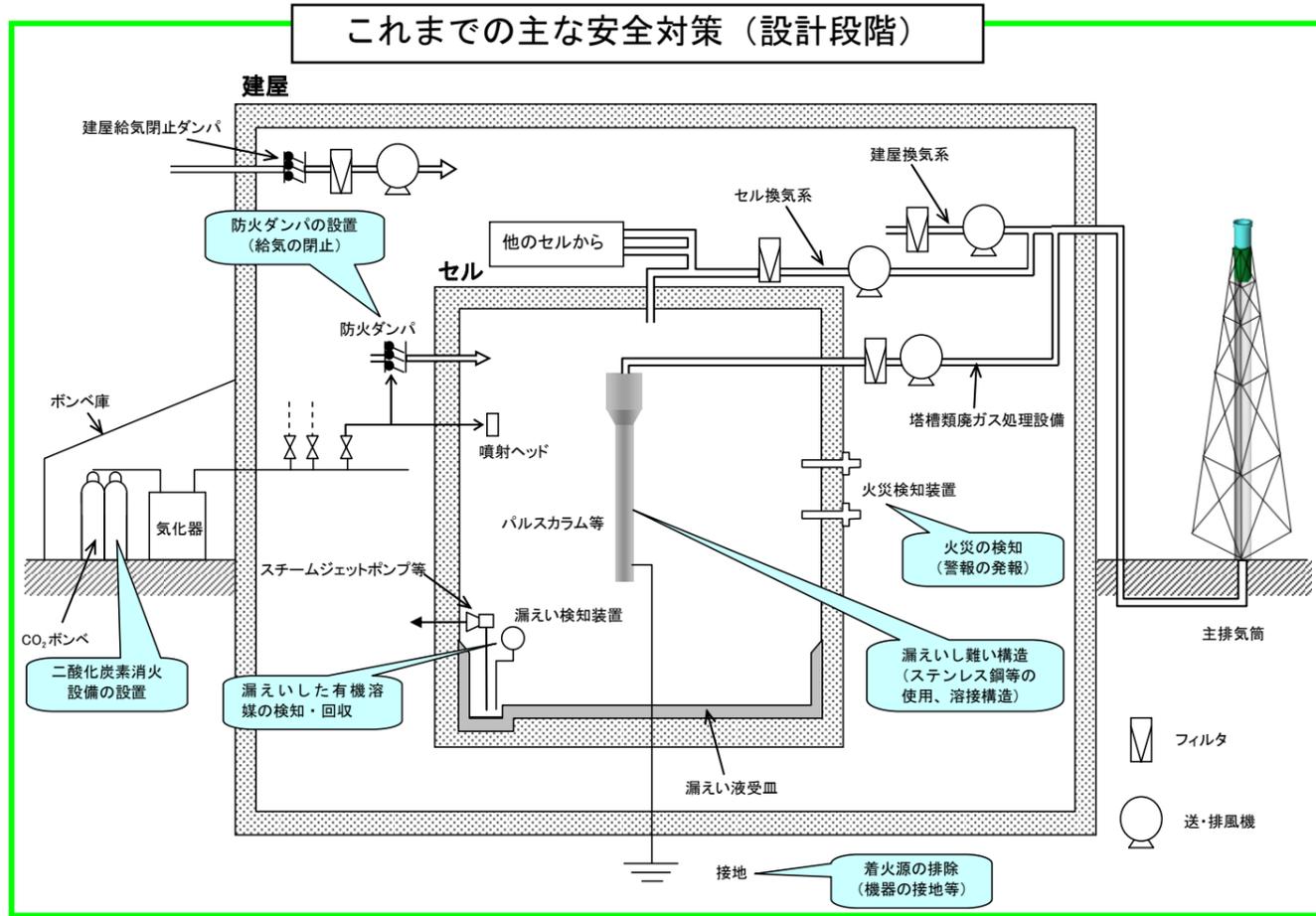
事象項目	時間余裕	現時点で対応可能なAM策		
		設計段階等に対応した対策	緊急安全対策、AT※版ストレステストで対応した対策(対策の効果)	本報告書で対応を検討した対策
重大事故 安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液※の沸騰継続 (添付資料－2－1参照) ※対象となる「放射性物質を含む溶液」は、高レベル濃縮廃液	機能喪失から放射性物質の異常な放出に至るまでの時間 ・設計基準燃料を処理した場合：約51時間 ・国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料の仕様等を考慮：約111時間	・運転予備用ディーゼル発電機からの給電 ・一般冷却水系からの給水 ・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系からの給水 ・中間熱交換器バイパスによる冷却水供給	・電源車からの安全冷却水系への給電(約17日延長可能) ・消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水(約24日延長可能) ・シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制(ルテニウムの放出量：約100分の1以下に低減)	— (左記AM策で対応可能)
放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰 溶解槽における臨界(設計上考慮している臨界発生防止機能のうち、複数機能が機能しない場合を考慮)	— (「冷却機能喪失⇒沸騰」のように起点となる機能喪失がなく、事象発生が開始点のため時間余裕評価対象外)	—	・シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制(ルテニウムの放出量：約100分の1以下に低減) — (せん断、溶解運転を行わない施設を対象とした評価を行なったため評価対象外とした)	— (左記AM策で対応可能) ・硝酸ガドリニウム溶液の供給(設計上考慮している可溶性中性子緊急供給系とは異なる系統からの供給)
安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰	機能喪失から、燃料貯蔵プールにおける沸騰に至るまでの時間：約66時間、燃料貯蔵プール周辺が作業目安線量率に達するまでの時間：約15日	・補給水設備からの給水	・消防ポンプ等による注水(作業目安線量率：約21日延長可能) ・電源車からの給電(約17日延長可能)	— (左記AM策で対応可能)
セル内での有機溶媒火災 (添付資料－2－2参照)	— (「冷却機能喪失⇒沸騰」のように起点となる機能喪失がなく、事象発生が開始点のため時間余裕評価対象外)	・現場起動でのCO ₂ 消火ガスの供給及びセル給気側防火ダンパの手動閉止による消火 ・空気の流入抑制による消火	・セル排気フィルタ目詰まりの防止による放射性物質の放出量の低減 ・建屋換気設備の全停止及び建屋給気閉止ダンパの閉止による消火	— (左記AM策で対応可能)
安全性向上のための継続的活動の対象事象 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発	機能喪失から水素濃度が可燃限界濃度に到達するまでの時間 ・設計基準燃料の仕様を考慮した場合：約1.6時間 ・国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料の仕様等を考慮：約2.2時間	・運転予備用ディーゼル発電機からの給電 ・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系からの給水による空気圧縮機の復旧	・電源車からの安全圧縮空気系への給電(約17日延長可能) ・エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給(約24日延長可能)	— (左記AM策で対応可能)
プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界	— (「冷却機能喪失⇒沸騰」のように起点となる機能喪失がなく、事象発生が開始点のため時間余裕評価対象外)	—	— (報告書作成時点で施設内に保有している溶液が漏えいしても臨界に至らないと評価)	・硝酸ガドリニウム溶液の供給
ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋における貯蔵室からの排気系の機能喪失による混合酸化物貯蔵容器の過度の温度上昇	機能喪失から、貯蔵容器の過度の温度上昇に至るまでの時間：約42時間	・運転予備用ディーゼル発電機からの貯蔵室排風機への給電	・電源車からの貯蔵室排風機への給電(約17日延長可能) ・可搬式送風機による貯蔵室の換気(約24日延長可能)	— (AT版ストレステストで設計基準燃料の条件での評価を行ったため、AM策および時間余裕の評価結果は同じ)
清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰(ボウル内面に捕集された不溶解残渣を排出するための硝酸を供給する弁(2系統)のうち1系統が給電されない場合でも不溶解残渣が排出できる等の機能がすべて機能しない場合を考慮)	清澄運転終了後から沸騰に至るまでの時間：約2時間	—	— (せん断、溶解運転を行わない施設を対象とした評価を行なったため評価対象外とした)	・自動弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出(沸騰までの時間を延長することが可能。また、沸騰後に実施しても、事象収束には有効)

※AT：アクティブ試験

＜重大事故：「安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液の沸騰継続」の概要＞



<安全性向上のための継続的活動の対象事象：「セル内での有機溶媒火災」の概要>



多重故障等を考慮して事象発生を想定

