

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における
事故を踏まえた六ヶ所再処理施設の安全性に関する
総合的評価に係る報告書
(使用済燃料のせん断・溶解等を行う場合の状態を
対象とした評価)

2013年5月31日
日本原燃株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 再処理施設の安全設計等	4
2. 1 再処理施設の安全設計	4
2. 1. 1 多重防護	4
2. 1. 2 安全上重要な施設の選定	5
2. 1. 3 閉じ込め設計の例	7
2. 2 緊急安全対策等の実施	8
2. 2. 1 緊急安全対策	9
2. 2. 2 アクティブ試験版ストレステスト報告書	11
2. 3 再処理施設の潜在的リスク評価	13
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	19
3. 1 設計段階での安全評価における設計基準事象の選定及び評価	19
3. 2 重大事故の定義及び選定	21
4. 重大事故の評価結果	27
4. 1 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	27
5. 安全性向上のための継続的活動の対象事象の評価	38
5. 1 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰	38
5. 2 溶解槽における臨界	41
5. 3 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）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	44
5. 4 セル内での有機溶媒火災	50
5. 5 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発	55
5. 6 プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界	63
5. 7 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	66
5. 8 清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰	71
6. まとめ	76

添付 2. 2. 1-1	高レベル廃液から放出される水素に係る研究について
添付 3. 2-1	重大事故等の選定フロー
添付 4. 1-1	安全冷却水系の系統及び安全冷却水系に係る電源系統
添付 4. 1-2	事象の進展及び放射性物質の放出経路概要図
添付 4. 1-3	安全冷却水系の機能喪失に対する AM 策概要図
添付 4. 1-4	ルテニウムの揮発抑制策の検討
添付 4. 1-5	シヨ糖水注入によるルテニウムの揮発抑制効果の確認
添付 5. 2-1	溶解槽における臨界に対する AM 策概要図
添付 5. 3-1	使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の系統概要図
添付 5. 3-2	燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間評価
添付 5. 3-3	作業目安線量率に達するまでの時間評価
添付 5. 3-4	安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプ ール水冷却系の機能喪失に対する AM 策概要図
添付 5. 4-1	セル内での有機溶媒火災に対する主な安全対策
添付 5. 4-2	セル内での有機溶媒火災における事象進展
添付 5. 4-3	セル内での有機溶媒火災に対する AM 策概要図
添付 5. 5-1	安全圧縮空気系の系統図
添付 5. 5-2	水素爆発による周辺環境への放射性物質の放出経路概要図
添付 5. 5-3	安全圧縮空気系の機能喪失から可燃限界濃度に達するまでの 時間評価について
添付 5. 5-4	安全圧縮空気系の機能喪失に対する AM 策概要図
添付 5. 6-1	プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界に対する AM 策概要図
添付 5. 7-1	貯蔵室排気系の系統図
添付 5. 7-2	貯蔵容器が過度の温度上昇に至るまでの時間余裕の評価
添付 5. 7-3	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対する AM 策概要図
添付 5. 8-1	不溶解残渣排出に係る系統概略図
添付 5. 8-2	緊急不溶解残渣排出運転の概要図
添付 5. 8-3	不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでの時間評価
添付 5. 8-4	清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰に対する AM 策 概要図
添付 5. 8-5	濡らし運転による冷却効果
参考資料 1	福島原子力災害を踏まえた六ヶ所再処理施設安全性向上の考 え方について
参考資料 2	用語集

1. はじめに

経済産業省 原子力安全・保安院から当社に対し、2011年11月25日付け「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）」（平成23・11・24原院第4号）（以下、「指示文書」という。）にて、核燃料サイクル施設について、設計上の想定を超える事象等の発生時における安全性に関して、総合的に評価を行うよう指示された。

これを受け、当社は、指示文書を受けた時点において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。）期間中の施設の状態をもとに「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六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書（使用前検査期間中の状態を対象とした評価）」（以下、「アクティブ試験版ストレステスト報告書」という。）を取りまとめ報告した（2012年4月27日報告）。

本報告書は、上記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。

一方、2012年6月には、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「炉規法」という。）が改正され、再処理施設においても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、改正炉規法は2013年12月に施行されることとなった。これを受け、重大事故への対策としては、ストレステストに係る指示事項を踏まえながらも、改正炉規法の趣旨を踏まえて進めることとした。

こうした状況下で、2011年の東日本大震災以降、事業者としてこれまで起こらないと考えていたことについて「起こり得る。そうした時にどうするか。」という考え方に立って、重大事故を決して引き起こさないとの決意のもと、これまでの経験と福島第一原子力発電所事故の教訓をもとに、必要な安全性向上についての考え方と具体的対策の検討を自主的に進めてきた。本報告書は現時点までの成果と今後の計画を取りまとめたものであり、その社内的な方針をまとめた「福島原子力災害を踏まえた六ヶ所再処理施設安全性向上の考え方について」を参考資料1として添付した。

現在、原子力規制委員会において、改正炉規法に基づく具体的新規制基準の策定作業が進められている。これらの新規制基準については、その要求事項も反映し、今後更なる安全性向上に努めることとする。

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では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

- ・ 外的要因等による全交流電源供給機能喪失、崩壊熱除去機能喪失及び水素滞留防止機能喪失、並びにこれらの重畳を起因事象として、「設計上の想定を超える事象」への進展を想定し、対応策を評価・検討した。
- ・ 具体的には、「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）を検討し、その有効性（アクシデントマネジメント策を講じることにより事象発生に対する時間余裕を延ばすことができる等）を評価した。

○ 本報告書

- ・ 改正炉規法では、起因事象を「全交流電源供給機能喪失、崩壊熱除去機能喪失及び水素滞留防止機能喪失、並びにこれらの重畳」に限定せず「原子力施設から異常な放射性物質・放射線の放出」のおそれのある重大事故への対策を要求している。
- ・ そのため、重大事故の選定に当たっては、網羅性が必要であることから、再処理施設全体を対象に、内的事象による放射性物質に起因するリスクを網羅的に検討したこれまでの安全評価手法をもとに、発生頻度はより小さいが影響がより大きな重大事故を抽出できる評価手法を追加した。また、その評価手法に基づき選定された重大事故に対して、発生防止及び影響緩和対策を講じることとした。
- ・ また、改正炉規法では、重大事故に対する対応だけではなく、安全性向上のための事業者としての自主的な取組みについても示されていることから、本報告書では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検討し、再処理施設の安全性向上に対する当社としての取組みを示した。
- ・ 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、重大事故等の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）の有効性を評価した。
- ・ 一方、静的機能喪失のみに起因する事象については、既にアクティブ試験版ストレステスト報告書で検討を行っており、その選定評価結果を取り込むこととした。
- ・ さらに、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、経験豊富な海外での検討事例を積極的に取り込むこととした。
- ・ なお、アクティブ試験版ストレステスト報告書で示した耐震裕度については、現在、耐震に係る新規制基準の検討が行われていること、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

(耐震裕度は、1.5Ss 以上) ことを踏まえ、本報告書には記載していない。自然現象に対する評価についても、アクティブ試験版ストレステスト報告書と評価条件が同じであることから、耐震裕度と同様に本報告書には記載していない。

- 本報告書で対象としている使用済燃料のせん断・溶解等を行う場合の状態については、設計基準燃料（燃焼度 $45,000\text{MWd/t}\cdot U_{Pr}$ 、冷却期間 4 年）を処理した場合の状態に加えて、現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料（約 $2,900\text{t}\cdot U_{Pr}$ ）の仕様及び国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料（約 $14,000\text{t}\cdot U_{Pr}$ ）の仕様を踏まえた現実的な施設の状態についても考慮した。現在、燃料貯蔵プールに貯蔵されている使用済燃料と国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料を年間 $800\text{t}\cdot U_{Pr}$ で処理を行った場合では、20 年程度の期間を要するものであることから、極めて発生頻度の低い重大事故の検討に対しては、現実的な施設の状態をベースに評価することは妥当と考えられ、この評価も示すこととした。

2. 再処理施設の安全設計等

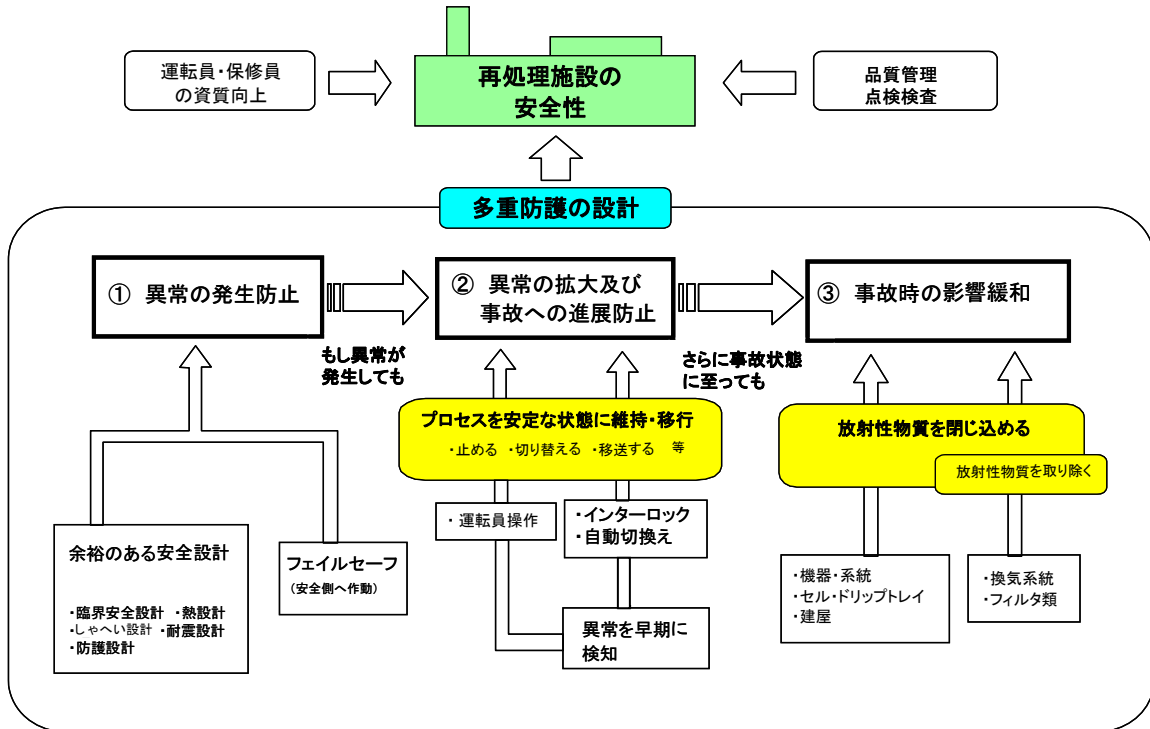
2. 1 再処理施設の安全設計

六ヶ所再処理施設の安全設計では、先行再処理施設の運転で経験したトラブル・事故例を調査し、反映すべき事項を設計に反映してきた。また、六ヶ所再処理施設の設計以降に発生した事故事例についても、新たに反映すべき事項がないか評価を行い、必要な対策を講じてきている。

六ヶ所再処理施設の安全設計で特徴的な多重防護、安全上重要な施設の選定等について以下に示す。

2. 1. 1 多重防護

六ヶ所再処理施設の安全設計では、再処理施設の安全性を確保するために、異常の発生を防止すること、仮に異常が発生したとしてもその拡大及び事故への進展を防止すること、さらに、事故へ進展すると仮定してもその影響を緩和することとする多重防護の考え方を採用した。(第 2. 1. 1-1 図参照)



第 2. 1. 1-1 図 多重防護の考え方に係る概要図

ここでいう多重防護とは、第 1 のレベルとして、機器の故障、破損等の事故の原因となるような異常の発生を極力防止する、第 2 のレベルとして、異常が発生した場合において、異常の拡大及び事故への進展を防止する、第 3 のレベルとして、事故が発生したと仮定した場合においても、放射性物質の周辺環境への放出を防止することで影響を緩和するというものである。

この中で、一般公衆及び放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすお

そのある事故に対する安全対策として、「再処理施設安全審査指針」にしたがい、安全上重要な施設を選定し、発生防止、拡大防止及び影響緩和を図ることとし、これらの安全上重要な施設は特に信頼性の高い設計とした。

2. 1. 2 安全上重要な施設の選定

再処理施設のうち、その機能喪失により、一般公衆及び放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのある構築物、系統及び機器並びに事故時に一般公衆及び放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを緩和するために設けられた構築物、系統及び機器を安全上重要な施設（以下、「安重」という。）とすることが要求されている。ここで、「過度の放射線被ばく」とは、「再処理施設安全審査指針」にしたがい、実効線量を 5mSv としている。

「再処理施設安全審査指針」の用語の定義には、以下の 15 の項目に分けて安重が例示されている。

- (1) プルトニウムを含む溶液または粉末を内蔵する系統及び機器
- (2) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器
- (3) 上記(1)及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統
- (4) 上記(1)及び(2)の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等
- (5) 上記(4)の換気系統
- (6) 上記(4)のセル等を収納する構築物及びその換気系統
- (7) ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統
- (8) 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源
- (9) 核、熱及び化学的制限値を維持するための系統及び機器
- (10) 使用済燃料を貯蔵するための施設
- (11) 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設
- (12) 安全保護系
- (13) 排気筒
- (14) 制御室等及びその換気空調系統
- (15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等

再処理施設で安全機能を有する設備は、基本的にこの 15 項目で分類できる。そこで、安重選定に当たっては、この 15 項目の分類にしたがい、各項目に属する設備が有する安全機能に着目して選定を行っている。ただし、機能喪失により、一般公衆及び放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことが明らかな場合は、これを安重から除外している。

安全機能に着目して安重選定を行うに当たり、安全機能を多重防護の観点か

ら 3 つ（異常の発生防止、異常の拡大防止及び影響緩和）に大きく分類し、安全評価との関わりを明らかとした。さらに、この 3 つの安全機能を分類することにより、安重の設計上の要求事項を明確化し、設計の妥当性の判断が可能となるようにした。

安全機能の分類の概要を第 2.1.2-1 表に示す。

第 2.1.2-1 表 安全機能の分類の概要

大分類	中分類	小分類
異常の発生防止機能 (PS ^{*1})	放射性物質の閉じ込め機能	・静的な閉じ込め機能（放射性物質の保持及び放出経路の維持機能）
		・動的な閉じ込め機能（放射性物質の捕集・浄化及び排気機能）
	安全に係るプロセス量等の維持機能	・火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能
		・掃気機能
		・崩壊熱等の除去機能
	体系の維持機能	・核的制限値（寸法）の維持機能
安全上必須なその他の機能	・しゃへい機能	
	異常の発生防止機能に係る支援機能	・落下・転倒防止機能
異常の拡大防止機能 (MS ^{*2})	安全に係るプロセス量等の維持機能	・核、熱、化学的制限値等の維持機能
	異常の拡大防止機能に係る支援機能	
影響緩和機能 (MS ^{*2})	放射性物質の過度の放出防止機能	放射性物質の閉じ込め機能
		・静的な閉じ込め機能（放射性物質の保持及び放出経路の維持機能）
		・動的な閉じ込め機能（放射性物質の捕集・浄化及び排気機能）
		・ソースターム制限機能
	体系の維持機能	・しゃへい機能
安全上必須なその他の機能	・事故時の放射性物質の放出量の監視機能	
	・事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能	
	影響緩和機能に係る支援機能	

*1:PS:Prevention System は、異常の発生防止機能のこと。

*2:MS:Mitigation System は、異常の拡大防止機能及び影響緩和機能のこと。

安重は、下記の方針に基づき設計を行っている。

- ・再処理施設の立地地点及びその周辺における自然環境をもとに津波、地す

べり、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等のうち予想されるものを設計基礎とする。

- ・可能な限り不燃性または難燃性材料を使用する設計とする。可燃性材料を使用する場合は、着火源の排除等の火災防止対策を十分講じる設計とする。
- ・安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系統及び非常用所内電源系統を有する設計とする。
- ・他の原子力施設との共用によって、安全機能を失うことのない設計とする。
- ・設計、材料の選定、製作及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものとする。
- ・安全機能を確保するために、必要に応じて、再処理施設の運転中または定期点検等の停止時に安全機能を損なうことなく適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。また、安全機能を維持するために、適切な保守及び修理ができる設計とする。
- ・非常用所内電源系統のみの運転時または外部電源系統のみの運転時で単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を損なうことのない設計とする。

上記の設計方針は、安重の機能喪失による影響度合いにかかわらず同じものであり、設計において、機能喪失が発生した場合の施設外への影響に応じたグレード分けはしていない。

2. 1. 3 閉じ込め設計の例

安全設計の一例として、閉じ込めに係る設計の考え方を以下に示す。

閉じ込め機能については、プルトニウム及び高レベル廃液の主要な流れを構成している施設を安重とするほか、機器に内蔵する溶液または粉体の全量漏えいを仮定して敷地境界での実効線量を算出し、敷地境界での実効線量が 5mSv を超える場合は当該施設を安重とした。

- ・放射性物質の空気中への移行率 (NUREG/CR-2139) : 液体 2×10^{-5} 、粉体 7×10^{-4}
- ・除染係数 (IAEA-SM-119/7 をもとに、保守的に設定) : 建屋とセル (またはグローブボックス) 10
- ・建物から敷地境界までの放射性物質の移行モデル : 地上放散

放射性物質は耐食性に優れた機器に内蔵されており、その機器は堅牢なセル等に収納され、さらにセル等は分厚いコンクリート製の建屋に設置されている。このように、放射性物質に対しては、合計 3 重の静的な閉じ込め機能により閉じ込めを確保しており、それぞれは浄化機能を備えた独立した換気設備を有している。

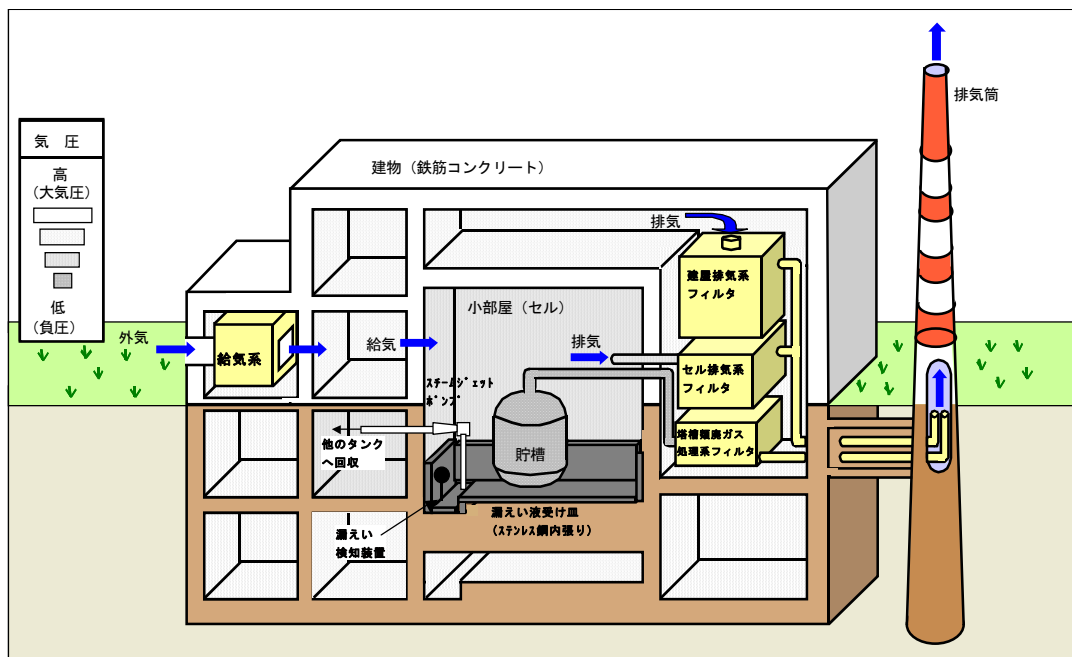
これらの機器、セル等、建屋内の圧力は、常時負圧に保ち、建屋、セル等、

機器の順に圧力が低くなるように制御している。このため、仮に、機器（一次閉じ込め）から放射性物質がセル内に漏えいしたとしても、セル等（二次閉じ込め）とその換気設備、または、建屋（三次閉じ込め）とその換気設備による多重の障壁で守られているため、放射性物質が施設外に漏えいし難い構造となっている。（第 2.1.3-1 図参照）

このうち、一次閉じ込めである放射性物質を内蔵する系統及び機器は、ステンレス鋼、ジルコニウム等の腐食し難い材料を使用するとともに、腐食代を適切に考慮する設計とする。さらに、溶接構造、異材継手等により接続することで、放射性物質が漏えいし難い設計とする。また、これらの系統及び機器からの廃ガスは、洗浄、ろ過等により放射性物質を合理的に達成できる限り除去した後、排気筒等から放出する設計としている。

次の二次閉じ込めを構成するセルは、十分なしゃへい厚を有する鉄筋コンクリート製の小部屋である。セルの開口部は、原則として換気出入口のみである。一方、プルトニウム粉末を取扱う場合は、しゃへい機能の要求は高くないことから、セルに代わり閉じ込め機能に優れたグローブボックスが用いられる。

最後の三次閉じ込めを構成する建屋は、航空機落下（外部飛来物）を想定して分厚い鉄筋コンクリート壁で作られている。



第 2.1.3-1 図 閉じ込め設計の概要図

2. 2 緊急安全対策等の実施

2. 1 に示したように、設計段階において多重防護の考え方により安全を確保してきているが、福島第一原子力発電所事故を受けて、更なる追加の安全対策等を行ってきた。

2. 2. 1 緊急安全対策

経済産業大臣から発出された「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設の緊急安全対策の実施について（指示）」を踏まえ、全交流電源供給機能、放射性物質の崩壊熱除去機能及び水素滞留防止機能（以下、「全交流電源供給機能等」という。）喪失時に採るべき緊急安全対策を取りまとめ報告した。

特に全交流電源供給機能喪失に対しては、設計段階で評価を行った 30 分の全交流電源供給機能喪失を上回る長時間の全交流電源供給機能喪失及びそれに伴う崩壊熱除去機能喪失、水素滞留防止機能喪失を想定するとともに、さらに安全設計において極めて堅固な対策を講じていることにより安全評価において機能喪失が発生することがないと想定した崩壊熱除去機能及び水素滞留防止機能に対しても緊急安全対策を講じた。

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には、高レベル廃液等の温度上昇や高レベル廃液等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、災害防止の観点から、適時性等を有した対応が必要であると考え、それらを勘案し必要な対策を講じた。

想定事象とそれに対する緊急安全対策の関係は、以下のとおりである。

(1) 全交流電源供給機能等の喪失に対する電源確保

安全評価における短時間の全交流電源供給機能喪失を上回る長時間の全交流電源供給機能の喪失を想定し、電源車からの給電を行うことを対策として準備した。緊急安全対策を取りまとめた時点では、電源車は 1 台保有しており、その 1 台で必要な機能の回復が可能であることを確認した。その後、電源車を 2 台追加し、現在 3 台体制となっている。

電源車からの給電について、アクティブ試験期間中の施設の状態をもとに評価を行い、高レベル廃液等の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内に対応が可能であることを確認している。

具体的には、電源車からの給電を行うのに必要な時間として想定した 16 時間に対して、

- ・全交流電源供給機能が喪失した場合、機器に内蔵している高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間は 1 日程度
- ・全交流電源供給機能が喪失した場合、水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が最も早い機器（高レベル廃液混合槽）で 35 時間程度であり、電源車からの給電による機能回復を行う間に崩壊熱により高レベル廃液等が沸騰に至らないことや、放射線分解で発生する水素の濃度が可燃限界濃度に達しないことを確認した。

(2) 全交流電源供給機能等の喪失に対する電源確保以外の対応

安全圧縮空気系の動的機器の多重故障が発生した場合の対応としてエンジン付き空気コンプレッサーを、安全冷却水系の動的機器の多重故障が発生した場合の対応として冷却コイルへの直接注水に必要な資機材等を準備した。

(3) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設における全交流電源供給機能等の喪失に対する対応

燃料貯蔵プールは、使用済燃料が露出しないよう水位を維持する必要があることから、水源から燃料貯蔵プールに、既に配備されている消防車、可搬式消防ポンプ等を使用して注水する対策を講じた。

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、講じるべき対策は上記と変わらない。

高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間については、以下のとおりの時間となるが、緊急安全対策の報告以降、厳冬期等のさまざまな条件下で訓練を行っており、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間よりも早く電源車からの給電が可能であることを確認している。

- ・設計基準燃料を処理した場合には、4時間程度
- ・現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料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考慮した場合には、15時間程度

また、機器内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間については、以下のとおりの時間となるが、水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間よりも早く緊急安全対策で配備した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を行うことが可能であることを確認している。

- ・設計基準燃料を処理した場合には、1.6時間程度
- ・現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料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考慮した場合には、2.2時間程度

一方、放射線分解による水素の発生量については、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、設計時に想定していた水素の発生量よりも少なくなることが確認されている。

(添付 2.2.1-1 参照)

また、水素爆発が発生した場合の機器への影響を確認する目的で、解析により爆発が発生する際の水素濃度と爆発によって機器に加わる応力を算出し、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が機器の材料の降伏応力を上回るものの、破断には至らないことを確認している。

これらの結果から、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といえる。

2. 2. 2 アクティブ試験版ストレステスト報告書

再処理施設の安全性を評価するための手法としてストレステストを行い、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのある事象に対し、安全裕度の評価及びアクシデントマネージメントの有効性を評価するとともに、アクシデントマネージメントとして必要な対応を図ってきた。

指示文書では、地震、津波及びこれらの重畳といった自然現象、並びに自然現象によらない何らかの原因による全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能、水素滞留防止機能の喪失に伴い、放射性物質を含む溶液の沸騰、水素、TBP の錯体等による爆発、放射性物質を放出する火災、臨界等の「設計上の想定を超える事象」にまで進展すると仮定し、評価対象施設がどの程度まで「設計上の想定を超える事象」に至ることなく耐えることができるか、施設の特徴に応じて、安全裕度を評価することが示された。

指示文書を受け、アクティブ試験版ストレステスト報告書では、PS 安重の機能喪失を候補として、以下の「設計上の想定を超える事象」を選定し、各事象に対して「設計上の想定を超える事象」に至る過程において関連する設備等の耐震裕度、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕を評価するとともに、アクシデントマネージメント策（以下、「AM 策」という。）による収束シナリオの特定及び AM 策の有効性評価を行った。

- (1) 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
- (2) 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）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
- (3) 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
- (4) 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発

- (5) 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰
- (6) 放射性物質を放出する建屋内火災

各事象に対して、緊急安全対策で講じた対応に加え、進展の防止及び影響緩和の観点で、必要な AM 策の検討を行った。AM 策には、設計段階で対応している措置や緊急安全対策で講じた措置などを期待しており、各 AM 策と対応時期の関係を括弧の中に示している。

(1) 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

安全冷却水系の機能喪失の各起因事象に対して、以下の AM 策を抽出した。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電 (設計対応)

AM-②: 電源車からの安全冷却水系への給電 (緊急安全対策)

AM-③: 一般冷却水系からの給水 (確率論的安全評価 (以下、「PSA」という。PSA: Probabilistic Safety Assessment) の反映)

AM-④: 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 (PSAの反映)

AM-⑤: 中間熱交換器バイパスによる冷却水供給 (設計対応)

AM-⑥: 消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水 (緊急安全対策)

さらに進展の防止及び影響緩和の観点で、セル換気系による排気及びシヨ糖水注入によるルテニウム放出の抑制を追加的対策として実施することとした。

(2) 安全冷却水系 (使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設) 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

安全冷却水系 (使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設) 及びプール水冷却系の機能喪失の各起因事象に対して、以下の AM 策を抽出した。

AM-①: 消防ポンプ等による注水 (緊急安全対策)

AM-②: 電源車からの給電 (緊急安全対策)

AM-③: 補給水設備からの給水 (設計対応)

(3) 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

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の各起因事象に対して、以下の AM 策を抽出した。

AM-①: 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 (設計対応)

AM-②: 電源車からの貯蔵室排風機への給電 (緊急安全対策)

AM-③: 可搬式送風機による貯蔵室の換気 (ストレステストAM策)

(4) 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発

安全圧縮空気系の機能喪失の各起因事象に対して、以下の AM 策を抽出した。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電 (設計対応)

AM-②: 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 (PSAの反映)

AM-③: 一般圧縮空気系 (常用) からの圧縮空気供給 (PSAの反映)

AM-④: 一般圧縮空気系 (運転予備用) からの圧縮空気供給 (PSAの反映)

AM-⑤: エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給 (緊急安全対策)

AM-⑥: 電源車からの安全圧縮空気系への給電 (緊急安全対策)

さらに進展の防止及び影響緩和の観点で、電源車等からの給電によるセル換気系復旧を追加的対策として実施することとした。

(5) 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰

放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰に対して、以下の AM 策を抽出した。

AM-①: セル換気系による排気 (ストレステストAM策)

AM-②: ショ糖水注入によるルテニウム放出の抑制 (ストレステストAM策)

(6) 放射性物質を放出する建屋内火災

放射性物質を放出する建屋内火災に対して、以下の AM 策を抽出した。

- ・ 火災に係るハザードマップの整備 (ストレステストAM策)
- ・ 六ヶ所再処理施設での消火のための方策として、六ヶ所再処理施設内での火災発生時の換気設備の運転についての基本的考え方の整理 (ストレステストAM策)

さらに、これらの対策が有効に機能するように訓練を行い、訓練結果に基づき必要な改善を図っている。訓練としては、緊急安全対策で対応した電源車からの給電、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給、冷却コイルへの直接注水に対して、厳冬期等の厳しい状況下での訓練を行った。

また、アクティブ試験版ストレステスト報告書で示した上記の AM 策に対しても、訓練を通して実効性の確認等を行った。

2. 3 再処理施設の潜在的リスク評価

本報告書の目的である原子力発電所におけるシビアアクシデントに相当する再処理施設の重大事故の定義について検討し、定義に基づく重大事故の選定を行うとともに、重大事故の発生防止のための対策及び重大事故に進展した場合

の周辺環境への影響緩和対策についての検討を行うためには、化学物質の取扱量の多さやプロセスが常温常圧であること、事象進展が緩慢であること等の再処理施設の特徴を踏まえることは重要である。

ここでは、再処理施設の潜在的リスクを評価するために、再処理施設内のどの施設にどの程度の放射性物質が存在するかを示す放射能インベントリを確認するとともに、現在有しているリスク情報に基づき事故リスクを試算した結果を国が定める安全目標と比較することで、再処理施設が社会的に受容されるレベルにあるかを評価した。

(1) 放射能インベントリ

六ヶ所再処理施設には、高レベル廃液、プルトニウム溶液等の液体の放射性物質と、使用済燃料、ガラス固化体等の固体の放射性物質が存在する。

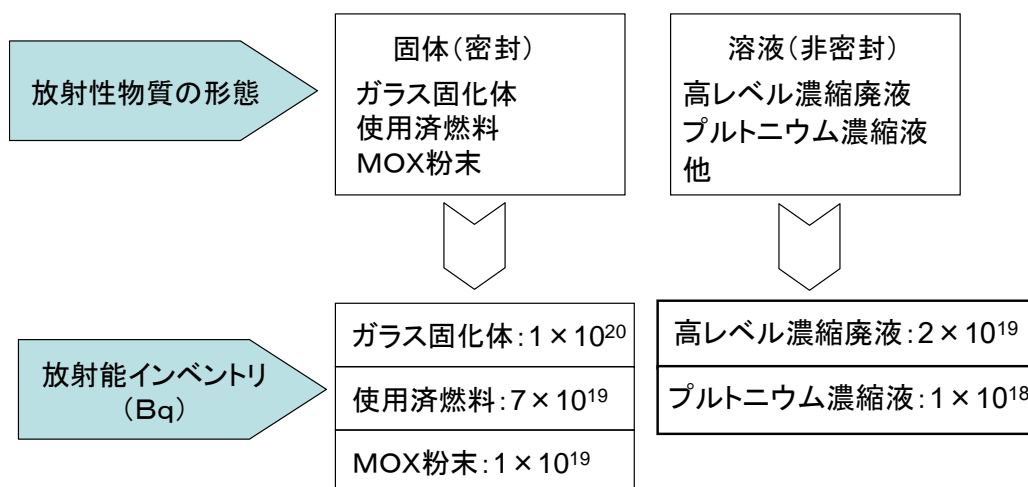
再処理施設の放射能インベントリは、固体の放射性物質で 2×10^{20} Bq 程度、液体の放射性物質で 2×10^{19} Bq 程度である。(第 2.3-1 図参照)

再処理施設全体で放射能インベントリが大きいのは、燃料貯蔵プールの使用済燃料、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵工程のウラン・プルトニウム混合酸化物(以下、「MOX 粉末」という。)及びガラス固化体貯蔵工程のガラス固化体である。

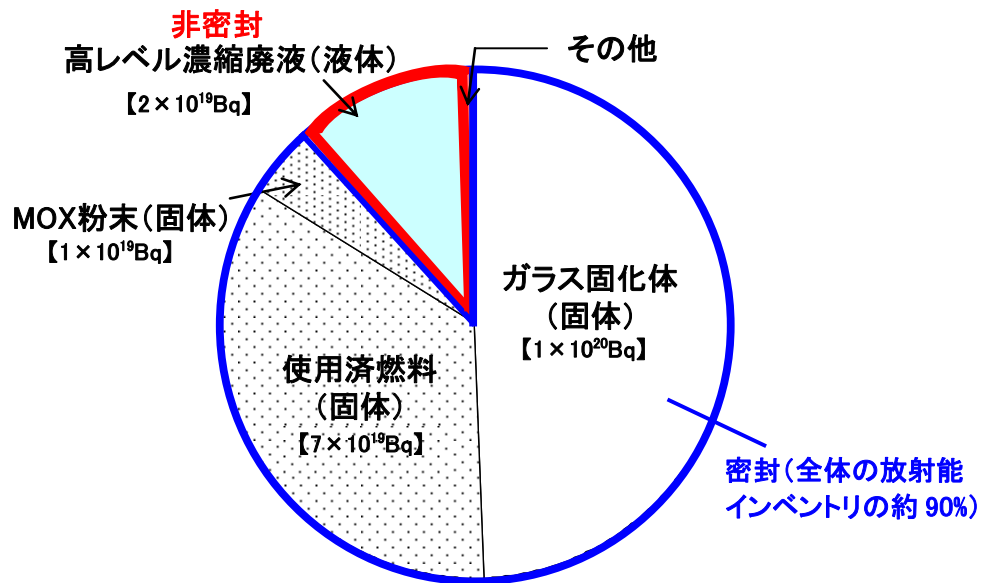
使用済燃料については、原子炉停止後 1 年以上経過した燃料が搬入されるため、崩壊熱は、原子炉停止時に比べて 100 分の 1 程度に減衰している。

再処理施設全体の放射能インベントリの 90%程度が、密封された固体の放射性物質である。(第 2.3-2 図参照)

密封されていない液体の放射性物質で放射能インベントリが最も大きいのは、高レベル廃液貯蔵工程の高レベル濃縮廃液及びプルトニウム精製工程のプルトニウム濃縮液であり、機器に貯蔵されている。再処理施設全体の放射能インベントリの 10%程度が高レベル濃縮廃液である。



第 2.3-1 図 六ヶ所再処理施設の放射性物質の形態と放射能インベントリ



第 2.3-2 図 六ヶ所再処理施設の放射能インベントリの割合

本報告書の中で述べる再処理施設の特徴を踏まえた重大事故を考える場合、周辺環境への影響の大きさに最も寄与するベースは、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。

当社は、再処理施設の設計段階から現在まで、確率論的リスク評価*3（以下「PRA」という。PRA: Probabilistic Risk Assessment）手法の段階的な整備を通じて、安全評価において、設計基準事象の評価対象外とした事象も含めて重要な事象について、発生頻度及び発生した場合の一般公衆への被ばく影響を算出し、その過程で、高レベル濃縮廃液の冷却機能喪失事象を含め、事象の影響等に応じた対応を図ってきた。

*3: 決定論的評価において評価対象外とした事故も含めて、事故発生の頻度及び発生した場合の一般公衆への影響を定量的に算出し、これらの積をリスクとして示す方法である。PRAにより得られる情報は、事故リスクにとどまらず、事故の発生防止、影響緩和に関係する各機器、設備、系統及び運転員による操作の事故リスクへの定量的な寄与の度合いを含んでいる。この情報から、各要素の安全重要度を比較することができる。このようにして得られた定量的かつ総合的リスク情報は、施設の設計、運転管理、検査・保守等に有効利用できるとして、米国を中心に、主として原子力発電所を対象に規制への活用が積極的に進められ、合理性の高い安全確保へ役立っていると評価されている。

一方、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、火災、爆発、臨界等の事故が発生しても、その影響及びリスクが相対的に小さいことをPRAで確認してきた。

(2) 性能目標との比較

原子力施設が安全目標に適合していることの判断の目安となる水準として、原子力発電所については性能目標が設定されており、リスクの源となる炉心に内蔵される放射性物質の放出をもたらす炉心損傷の発生確率である炉心損傷頻度（CDF:Core Damage Frequency）及び格納容器の防護機能喪失の発生確率である格納容器機能喪失頻度（CFF:Containment Failure Frequency）が示されている。

再処理施設の性能目標はわが国では現時点で設定されておらず、原子力発電所と異なり、影響の異なる多種多様な事故が想定されるため、原子力発電所のように単一事象の発生頻度をもって性能目標を決めることは難しい。

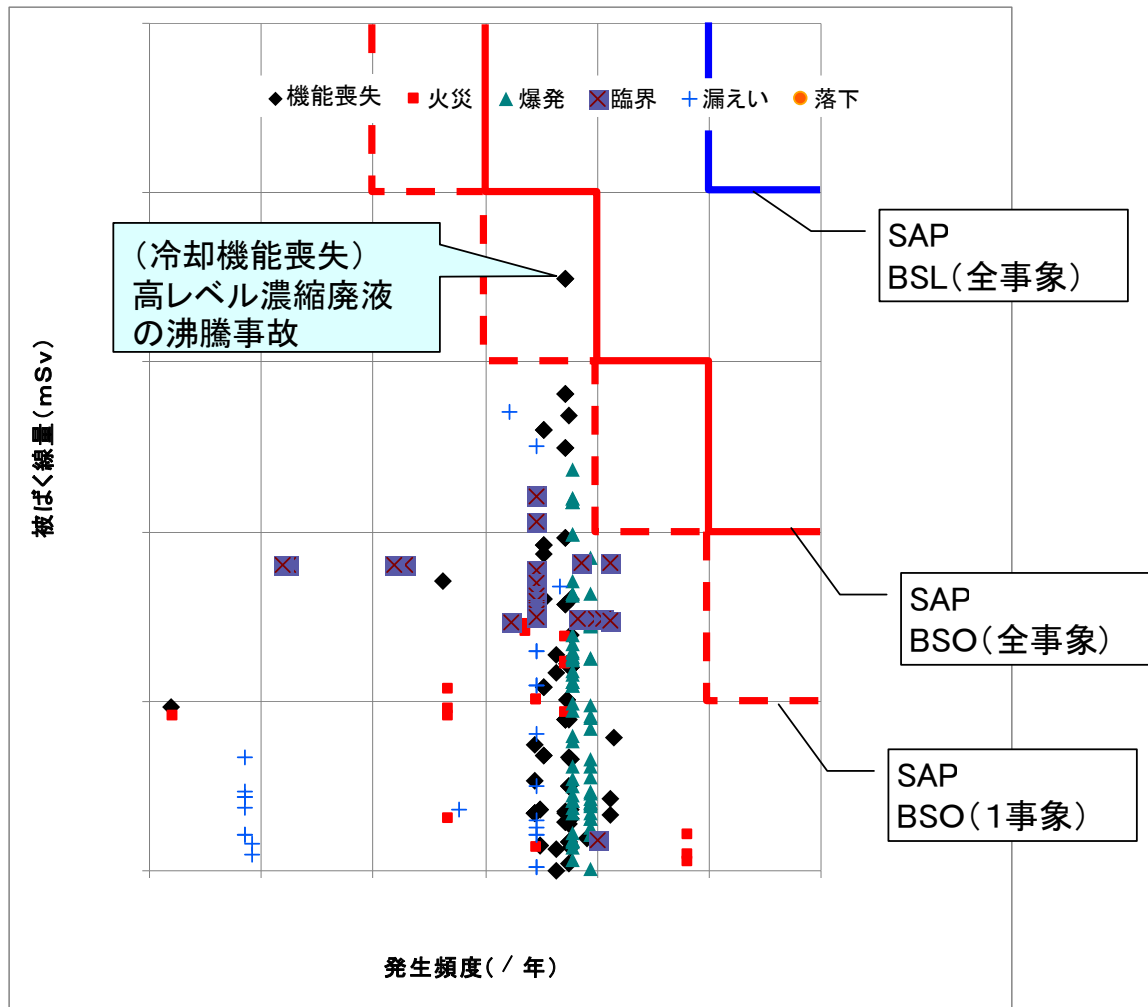
一方、英国では再処理施設を含む原子力施設に対し、安全評価原則（以下、「SAP」という。SAP:Safety Assessment Principle）で設定した目安レベルにしたがって事故リスク（事故影響と発生頻度の組合せ）を判断しており、これを性能目標の代用とすることができる。

SAP では、事故を特定せずに事故の影響区分毎に発生頻度の性能目標として、基本安全レベル（以下、「BSL」という。BSL:Basic Safety Level）、基本安全目標（以下、「BSO」という。BSO:Basic Safety Objective）を設定している。

BSL は許認可で満足すべき基準、BSO はこれ以上リスク低減を要求しない基準として扱われている。BSL と BSO の間の事象は、合理的に実行可能な限りできるだけ低くしなければならないという ALARP (As low as reasonably practicable) による安全性向上の対象である。

SAP の性能目標との比較を行うため、機器毎の地震起因事象（臨界、漏えい、爆発等）の被ばく影響と発生頻度を求める地震リスクプロファイル（暫定評価版）で代表事象に対する評価を行った。

その結果、六ヶ所再処理施設の各事故は、SAP の BSL 未満であるとともに、高レベル濃縮廃液の沸騰事故を除き BSO 未満になることが確認された。（第 2.3-3 図参照）



第 2.3-3 図 六ヶ所再処理施設の代表事象に対する性能目標との比較

(3) 安全目標との比較

リスク評価を行う上で、原子力施設に係る事故リスクを定量的に示し、一般の社会活動に伴うリスクと比べて十分小さく、許容されるレベルにあるかを確認することは重要である。

そのレベルの定量的目安として、原子力安全委員会において検討され、2013年4月10日に原子力規制委員会において採用された原子力発電所の安全目標がある。

その中で定量的目標の指標として用いる安全目標は、公衆の平均的個人の死亡リスクである、 10^{-6} /年とされている。

そのため、再処理施設の事故に係る周辺公衆の潜在的リスクを評価し、安全目標と比較することとした。

事故リスク（発生頻度×被ばく線量）の内訳をみると、高レベル濃縮廃液の冷却機能喪失による寄与が約50%になる。（第2.3-4図参照）

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

「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日に原子力安全・保安院が原子力安全委員会に報告）及び原子力規制委員会「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」において現在検討されている発電用軽水型原子炉の新規制基準骨子案を参考に、六ヶ所再処理施設における重大事故の定義及び定義に基づく重大事故の選定の考え方を、以下のとおり整理した。

3. 1 設計段階での安全評価における設計基準事象の選定及び評価

（1）設計基準事象の選定

再処理施設は、大量の放射性物質を含有する使用済燃料を非密封状態にし、機械的、化学的操作を施し、製品を得る施設であることから、原子力化学工場といわれている。

潜在的危険性の大きな化学工場に対し、どのような異常がどのような危険性を有しているかを体系的かつ網羅的に洗い出す手法として、英国で開発された HAZOP^{*4}（Hazard and Operability Study）が知られている。

^{*4}:1970年代、化学産業の大規模化に伴い、安全対策の妥当性を系統的かつ網羅的に検討する手法として英国で開発され世界的に利用されている手法

六ヶ所再処理施設における設計基準事象の選定においても同様な手法を用い、系統的かつ網羅的に再処理施設において想定される約 1,000 の異常事象を抽出し、設計基準事象を選定しており、その選定手順及び結果を公表している。（再処理施設の設計基準事象選定（J/M-1004改3）、日本原燃株式会社、三菱重工業株式会社（平成13年4月））

設計基準事象は、「運転時の異常な過渡変化」と「運転時の異常な過渡変化を超える事象」からなる。前者は、異常の波及・拡大の抑制に係る妥当性を確認するものであり、後者は、機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象について、事象の影響緩和に係る妥当性を確認するものである。後者は設計基準事故とも呼ばれる。

設計基準事象の選定方法について、具体的に以下に示す。

a. 「運転時の異常な過渡変化」に係る設計基準事象の選定

- ・放射性物質が存在する工程毎に、再処理施設の寿命期間中に予想される動的機器の単一故障等及びそれを原因とする擾乱を起因事象として発生する物質の出入り・エネルギーの出入り・位置の変化（流量変動、核燃料物質濃度の変動、保有量の変動、加熱能力の変動、換気風量の

変動等)並びに外部電源喪失に着目して候補事象を検討

- ・候補事象の中から、「信頼性の高い自動起動の予備系の作動により安全機能が維持される事象」、「変動が十分緩慢な事象で通常の運転管理によって施設の安全性が確実に維持できる事象」を除いたものを、「運転時の異常な過渡変化」の設計基準事象として選定

b. 「運転時の異常な過渡変化を超える事象」に係る設計基準事象の選定

- ・「運転時の異常な過渡変化」に係る設計基準事象の選定で検討した事象のうち、「発生の可能性との関連で火災、爆発、臨界等の放射性物質の閉じ込め機能を損なうおそれがある事象」、「各種機器、配管等の破損、故障等による漏えい及び機能喪失、並びに使用済燃料等の取扱いに伴う破損等により放射性物質の閉じ込め機能を損なうおそれがある事象」、「短時間の全動力電源の喪失により放射性物質の閉じ込め機能を損なうおそれがある事象」に着目して候補事象を検討
- ・候補事象の中から、「十分な事故防止対策に加えて事象の進展速度が遅い事象」、「十分な事故防止対策に加えて十分な点検管理で健全性が確認できる事象」、「影響緩和対策を期待しなくとも、評価の判断基準(5mSv)を超えないことが明らかである事象」を除いたものを、「運転時の異常な過渡変化を超える事象」の設計基準事象として選定

(2) 設計基準事象の評価

安全評価は、「再処理施設安全審査指針」にしたがい、決定論的手法に基づいて行っている。その目的は、安全設計の基本方針に多重防護の考え方が適切に反映されていることを確認するために、設計基準事象を選定し評価することである。六ヶ所再処理施設では、上記で選定した約 1,000 の異常事象から、施設に採用した安全対策に基づき、また、過去の経験・知見及び国内外の事故評価例を参考にして、発生の可能性を考慮し、設計基準事象を選定し評価している。

「運転時の異常な過渡変化」に対する評価結果の妥当性に対する判断基準は、適切と認められる運転条件の変動幅の中であることとしている。

一方、「運転時の異常な過渡変化を超える事象」に対する結果の妥当性に対する判断基準は、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと、具体的には、一般公衆に対する線量が 5mSv 以下であることとしている。

「運転時の異常な過渡変化を超える事象」の代表的事象と評価結果を第 3.1-1 表に示す。

第 3.1-1 表 「運転時の異常な過渡変化を超える事象」の代表的事象と
評価結果

代表的事象名称	公衆影響 (mSv)	判断基準 (mSv)
プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災	0.022	≤5
プルトニウム濃縮缶での TBP 等の錯体の急激な分解反応	0.000031	
溶解槽における臨界	0.57	
高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい	0.0062	
高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏えい	0.041	
使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下	0.00023	
短時間の全交流動力電源の喪失	0.49	

決定論的評価においては、極めて堅固な対策を講じていることにより発生の可能性がほとんど考えられないと判断した事故については、評価対象としていない。例えば、高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰事故、放射線分解水素の爆発事故である。また、安全重要度の高い構築物、設備、機器等については、最高位の耐震クラスとし、極めて堅固な耐震設計としているため、地震による損傷及び影響評価は設計基準事象の対象外としている。

3. 2 重大事故の定義及び選定

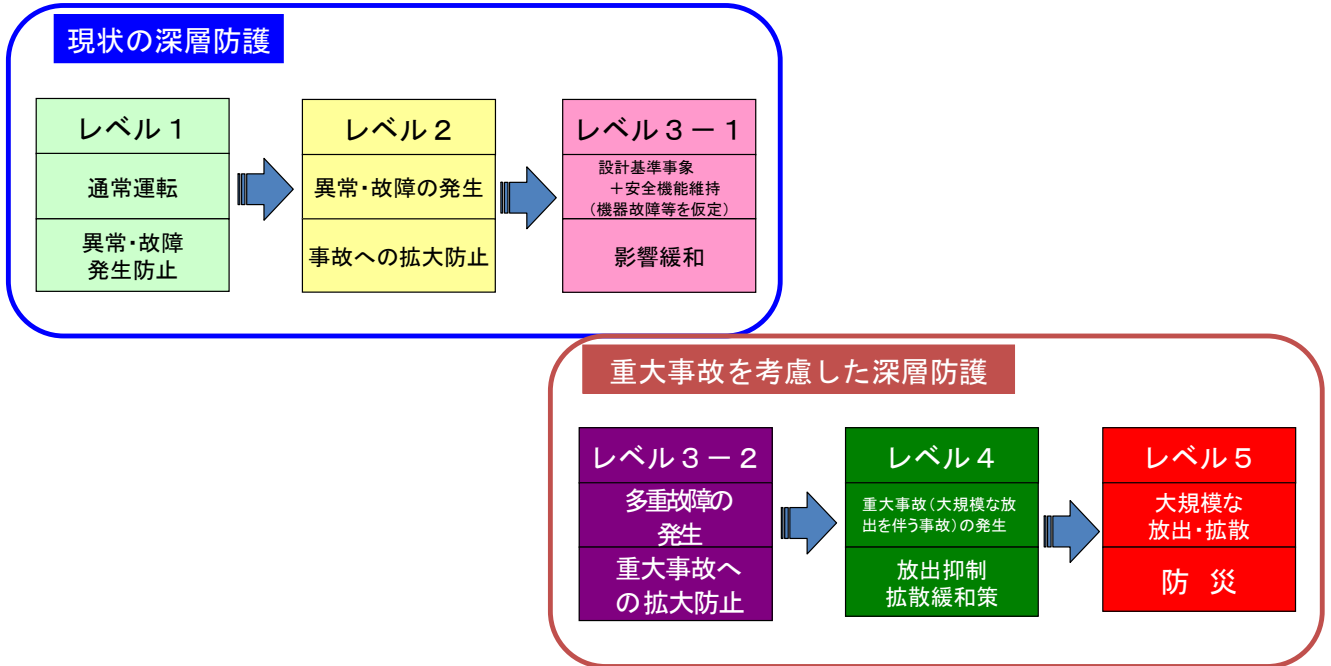
(1) 重大事故の定義

重大事故の定義については、2012年6月に改正された炉規法の第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。

重大事故への対策の検討に当たっては、「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)で示された深層防護の考え方を踏まえた。

具体的には、多重故障の発生等による重大事故への進展防止対策(重大事故への拡大防止策)を深層防護レベル3-2とし、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(放出抑制・拡散緩和策)を深層

防護レベル4とした。さらに、重大事故発生に対する影響緩和対策が十分な成果を挙げない場合の大規模な放出・拡散状態に対する対応を深層防護レベル5（防災）とした。（第3.2-1図参照）



第3.2-1図 重大事故を考慮した深層防護のイメージ

(2) 定義に基づく重大事故の選定

六ヶ所再処理施設の重大事故の選定については、3.1に示した設計基準事象の選定の考え方をもとに網羅的に行うこととした。その考え方を添付3.2-1に示す。これまでの安全評価では、網羅的に抽出された多数の候補事象は、選定フローにより、「設計基準事象とする必要のない事象」と「設計基準事象」の2つのグループに大別され、設計基準事象に抽出された事象は安全対策に機器故障等を仮定し、設計の妥当性を評価した。

(添付3.2-1参照)

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、重大事故の選定、評価を行う目的は、発生頻度が極めて小さいが放射線影響が重大な事象を抽出し、その対策を講じることである。

そこで、大別されたこれら2つのグループに対して、多重故障による安全対策の機能喪失を仮定することより、重大事故への事象進展を検討することとした。これにより、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、六ヶ所再処理施設全体に渡って網羅的に抽出する。

ここで用いた安全評価の選定フローは内的事象を対象にしたものではあるが、多重故障による機能喪失の仮定は起因事象を問わない仮定となっているため、地震等の外的事象に起因する機能喪失による単一事象の結果を包含することになる。

- 具体的な重大事故の選定は、「重大事故等の選定フロー」に基づき、
- a. 設計基準事象とする必要のない事象
 - b. 設計基準事象として絞り込まれた代表事象 7 事象（以下の i）～vii）
 - i) プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災
 - ii) プルトニウム濃縮缶での TBP 等の錯体の急激な分解反応
 - iii) 溶解槽における臨界
 - iv) 高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい
 - v) 高レベル廃液ガラス固化設備での熔融ガラスの漏えい
 - vi) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下
 - vii) 短時間の全交流動力電源の喪失
- に対して、新たに多重故障を仮定して、重大事故の検討対象事象を抽出する。（第 3.2-1 表参照）

第 3.2-1 表 設計基準事象及び重大事故選定時の評価の比較の例

	設計基準事象選定時	重大事故選定時
水素爆発	水素を安全圧縮空気により掃気する設計であり、仮に起動状態の安全圧縮空気系空気圧縮機が停止したとしても、空気貯槽は 30 分以上の圧縮空気の供給能力を有しているため、水素濃度が可燃限界濃度に達するまでに予備機を起動することができることから水素濃度が可燃限界濃度に達することはない。	安全圧縮空気系空気圧縮機が全台停止し、空気貯槽による掃気が維持可能な時間以上に圧縮空気の供給が停止する。
誤移送による下流機器での臨界	複数回の分析により液性状を確認するとともに、施錠管理を実施する設計とすることから、臨界に至ることはない。	何らかの原因により誤移送が発生し、臨界に至る。
冷却停止	溶液が沸騰に至るまでの時間余裕が小さい機器には、安全冷却水系から冷却水を 2 系列で供給している。仮に 1 系列の供給が停止したとしても冷却機能は維持され、沸騰に至ることはない。 一方、時間余裕が大きい機器には、安全冷却水系から冷却水を 1 系列で供給している。仮に供給が停止したとしても運転員対応が可能な時間余裕がある。	安全冷却水系の設備が全台停止する等により、崩壊熱除去のために供給している冷却水が停止する。

重大事故の検討対象事象に対して、重大事故の選定に係る具体的な流れ

は、以下のとおりである。

- a. 多重故障を仮定した場合でも、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）を上回るおそれのある事象を抽出する。

上記に加えて、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、以下を考慮して抽出する。

①静的機器の機能喪失のみで進展する事象については、既にアクティブ試験版ストレステスト報告書で評価・選定しており、それらを検討の対象とする。

②海外の先行事例として、特に経験豊富な仏国での評価事例を必要に応じて検討対象とする。具体的には、福島第一原子力発電所事故に鑑みた補足的な安全評価（ストレステスト）及び緊急時の社内対応計画（以下、「PUI」という。）での想定事象である。

- b. a. で抽出された事象の中から、AM 策を期待しない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」として選定する。異常な放出に至るおそれがない事象は、「安全性向上のための継続的活動の対象事象」と位置付ける。

なお、上記の重大事故を選定する際の「異常な放出」については、上記の設計基準事象の判断基準（5mSv）を有意に上回り、かつ、異常な放出が緊急事態であることに鑑み、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（20～100mSv）の下限值20mSvを目安とした。

その結果、

I. 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
事象が重大事故として選定された。

重大事故として選定された「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」については、4 章に重大事故の発生防止のためのAM 策及び重大事故に進展した場合の周辺環境への影響緩和対策としてのAM 策等の評価結果を示す。

重大事故の発生防止のためのAM 策及び重大事故に進展した場合の周辺環境への影響緩和対策としてのAM 策の検討に当たっては、放射性物質の放出源となる複数の設備に対して施設の特徴、設備の構造を考え、さらに周辺環境への影響の大きさを考慮し、実効性のある対策を評価により抽出する

こととした。

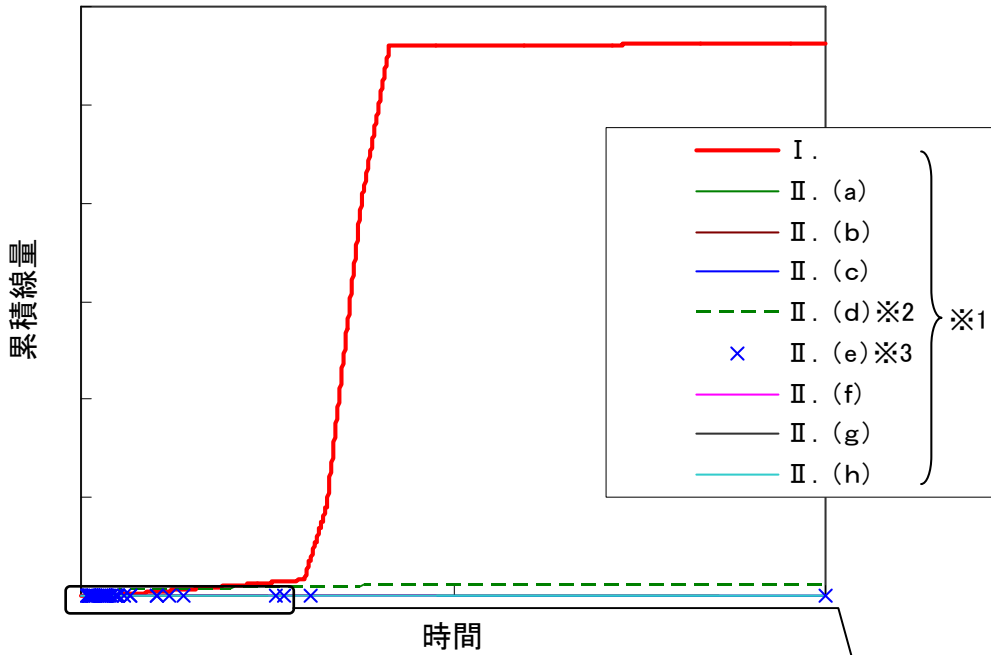
また、AM 策を期待しなくとも異常な放出に至るおそれがないことが確認された以下の「安全性向上のための継続的活動の対象事象」についても、事故の進展防止を基本とした AM 策を計画的に整備することとした。

Ⅱ. AM 策を期待しない場合に異常な放出に至る可能性がない事象：安全性向上のための継続的活動の対象事象（各事象を対象とした根拠を括弧の中に示している。）

- (a) 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰（設計基準事象の判断基準（5mSv）を超えるおそれのある事象）
- (b) 溶解槽における臨界（設計基準事象の判断基準（5mSv）を超えるおそれのある事象）
- (c) 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）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（仏国再処理施設ストレステストでの評価事象、アクティブ試験版ストレステスト報告書での評価事象）
- (d) セル内での有機溶媒火災（仏国再処理施設 PUI での事故想定事象、アクティブ試験版ストレステスト報告書での評価事象）
- (e) 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発（仏国再処理施設 PUI での事故想定事象、仏国再処理施設ストレステストでの評価事象、アクティブ試験版ストレステスト報告書での評価事象）
- (f) プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界（アクティブ試験版ストレステスト報告書での評価事象）
- (g) 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（仏国再処理施設ストレステストでの評価事象、アクティブ試験版ストレステスト報告書での評価事象）
- (h) 清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰（仏国再処理施設ストレステストでの評価事象）

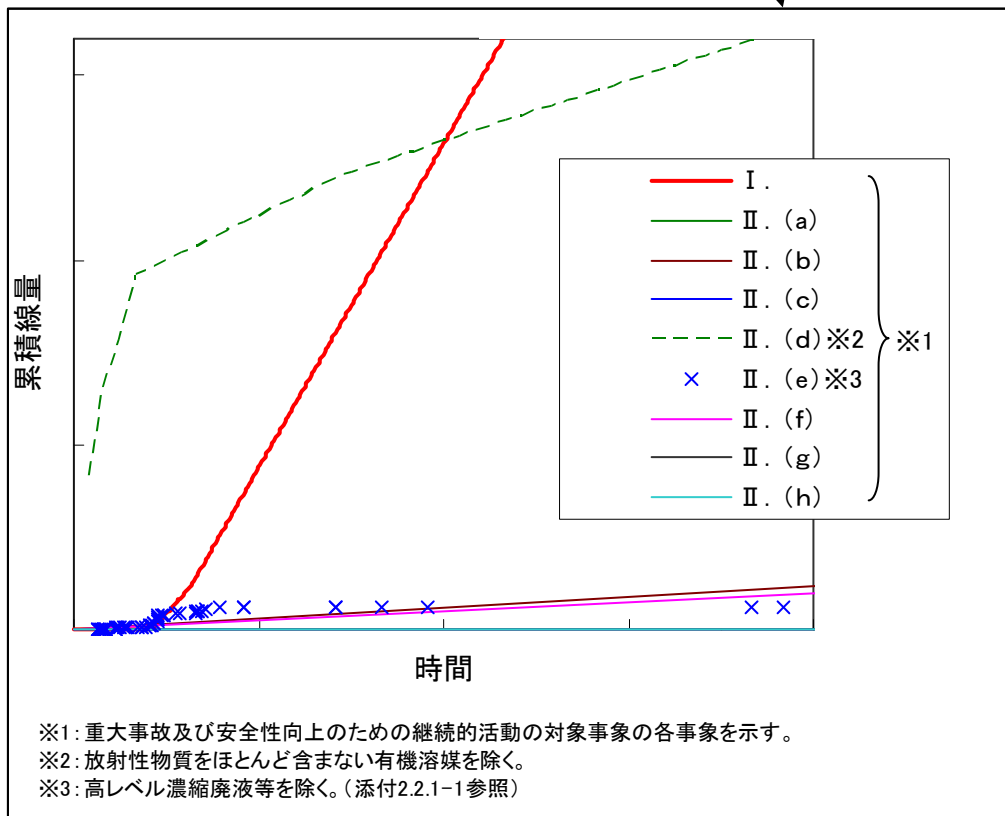
上記事象に対する AM 策の評価結果等を 5 章に示す。

なお、「重大事故」と「安全性向上のための継続的活動の対象事象」の周辺環境への影響の違いについて、事象進展に伴う放出放射能による累積線量の推移を第 3.2-2 図に示す。重大事故で選定した「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」が、再処理施設のリスク要因として大部分を占めていることがわかる。



※1: 重大事故及び安全性向上のための継続的活動の対象事象の各事象を示す。
 ※2: 放射性物質をほとんど含まない有機溶媒を除く。
 ※3: 高レベル濃縮廃液等を除く。(添付2.2.1-1参照)

拡大



※1: 重大事故及び安全性向上のための継続的活動の対象事象の各事象を示す。
 ※2: 放射性物質をほとんど含まない有機溶媒を除く。
 ※3: 高レベル濃縮廃液等を除く。(添付2.2.1-1参照)

第 3. 2-2 図 重大事故と選定された事象等の影響比較

4. 重大事故の評価結果

4. 1 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

(1) 系統構成

安全冷却水系の系統構成については、機器等で発生する崩壊熱を除去する内部ループと、除去した熱を外部へ排出するための外部ループで構成している。

安全冷却水系の外部ループは独立した 2 系列で構成しており、さらに、各系列の冷却水循環ポンプ等の動的機器は多重化している。安全冷却水系の外部ループは、1 系列の運転でも崩壊熱除去に必要な容量が確保できる設計としている。

安全冷却水系の内部ループについては、再処理施設本体用では、崩壊熱により溶液が沸騰に至るまでの時間余裕が小さい場合は独立した 2 系列の内部ループで冷却しており、一方、時間余裕が大きい場合は 1 系列の内部ループで冷却している。

また、安全冷却水系は、外部電源が喪失した場合にも対処できるよう、第 2 非常用ディーゼル発電機から給電できる設計としている。

安全冷却水系の系統及び安全冷却水系に係る電源系統を添付 4. 1-1 に示し、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が継続した場合に重大事故となる機器を第 4. 1-1 表に示す。

(添付4. 1-1参照)

第4. 1-1表 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が継続した場合に重大事故となる機器

建屋	対象機器
分離建屋	高レベル廃液濃縮缶A
高レベル廃液ガラス固化建屋	第1高レベル濃縮廃液貯槽
	第2高レベル濃縮廃液貯槽
	第1高レベル濃縮廃液一時貯槽
	第2高レベル濃縮廃液一時貯槽
	高レベル廃液混合槽 A
	高レベル廃液混合槽 B

(2) 事象進展シナリオ

安全冷却水系の機能喪失後の事象進展は以下の a. ～ d. のとおり。

(添付 4. 1-2 参照)

a. 安全冷却水系の機能喪失から沸騰まで

安全冷却水系の機能喪失後、崩壊熱により機器内の溶液の温度は上昇するが、沸騰に至るまでは液面からの水分蒸発のみであることから、気相への放射性物質の移行は通常運転時と同程度であり、放射性物質の放出は無視できる。

b. 沸騰からルテニウム揮発まで

沸騰により水蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により気相へ放射性物質を含む溶液が移行することで、放射性物質が放出される。

沸騰が継続すると水分が蒸発し、硝酸濃度が上昇することにより、沸点が上昇する。

c. ルテニウム揮発から乾固まで

硝酸濃度が高い状態で、かつ溶液の温度が約 120℃に達すると溶液中のルテニウムと硝酸との化学反応が顕著となり、溶液からのルテニウムの揮発がはじまる。

揮発性のルテニウムが気相へ移行することにより、放射性物質の放出量が増大する。

d. 乾固以降

乾固以降は、放射性物質の移行はごく微量となるため、放射性物質の放出はほぼなくなる。

また、安全冷却水系の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は、

- ・設計基準燃料を処理した場合には、約 51 時間
- ・現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料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考慮した場合には、約 111 時間

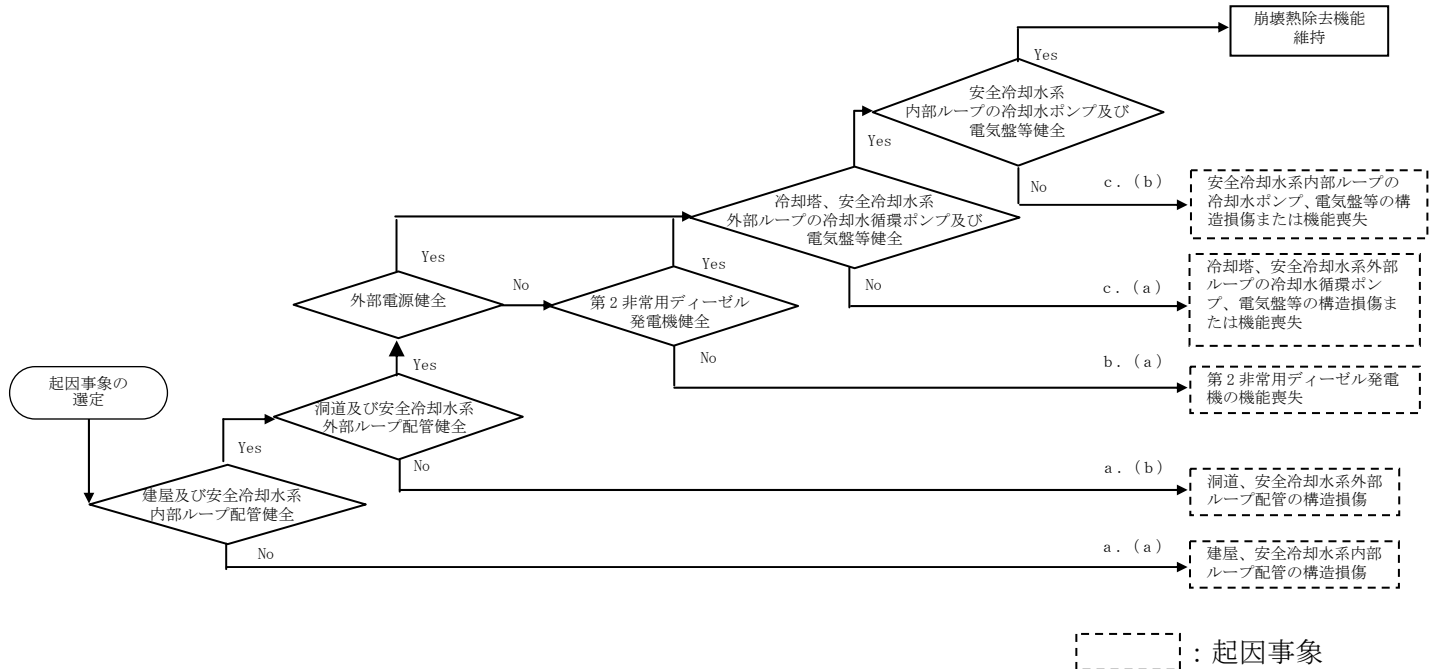
である。

一方、周辺環境への影響については、揮発したルテニウムの寄与によるものが大きく、仮に機器内の溶液が沸騰したとしても沸騰が継続せずルテニウムが揮発しない場合、放射性物質の異常な放出に至ることはない。

(3) 起因事象の選定

(1) に示す系統構成を考慮し、安全冷却水系の機能喪失の直接原因となる起因事象を、静的機能損傷、全交流電源喪失及び動的機能損傷の 3 つの観点で整理し、以下の 5 つの起因事象を選定した。(第 4.1-1 図参照)

- a. 静的機能損傷
 - (a) 建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷
 - (b) 洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷
- b. 全交流電源喪失
 - (a) 第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失
- c. 動的機能損傷
 - (a) 冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失
 - (b) 安全冷却水系内部ループの冷却水ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失



第4.1-1図 起因事象の選定フロー

(4) 実施可能な AM 策の抽出

(2) で示した事象進展シナリオを踏まえ、有効な AM 策は大きく分けて以下2つである。

- a. 沸騰に至ることを防止するまたは沸騰状態を収束させ再度沸騰に至ることを防止する対策
 - b. 放射性物質の異常な放出に対する放出量低減対策
-
- a. 沸騰に至ることを防止するまたは沸騰状態を収束させ再度沸騰に至ることを防止する対策

沸騰に至ることを防止するまたは沸騰状態を収束させ再度沸騰に至ることを防止するためには、崩壊熱除去機能を回復させることで達成できることから、以下の対策が有効である。これらは、深層防護レベル 3-2（重大事故への拡大防止策）に該当する。

（添付4.1-3参照）

- AM-①：運転予備用ディーゼル発電機からの給電
運転予備用ディーゼル発電機を用いて安全冷却水系の冷却水ポンプに給電する。
- AM-②：電源車からの安全冷却水系への給電
電源車を用いて安全冷却水系の冷却水ポンプに給電する。
- AM-③：一般冷却水系からの給水
一般冷却水系の 1 系列から、外部ループに冷却水を供給する。
ただし、本 AM 策により崩壊熱除去機能回復が期待できる建屋は、高レベル廃液ガラス固化建屋のみである。
- AM-④：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
使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系の 1 系列から、外部ループに冷却水を供給する。
- AM-⑤：中間熱交換器バイパスによる冷却水供給
外部ループと内部ループを繋ぐ熱交換器等をバイパス（迂回）させることにより、外部ループから内部ループに冷却水を直接供給する。
- AM-⑥：消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水
内部ループに消防ホースを接続し、消防ポンプ等を用いて内部ループに冷却水を直接注水する。

これらの AM 策は、(3) に示す起因事象によって実施の可否が異なる。以下に、各起因事象に対して期待できる AM 策を示す。

なお、「建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷」の場合は、敷地外への放射性物質の拡散抑制の観点から、合理的で実現可能な影響緩和対策を講じる。

- (a) 洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷
洞道または安全冷却水系外部ループ配管が構造損傷した場合、消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水により崩壊熱除去機能を回復させる。
- (b) 第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失
第 2 非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、運転予備用デ

イーゼル発電機からの給電または電源車からの安全冷却水系への給電により崩壊熱除去機能を回復させる。

また、安全冷却水系への給電を行わずに、消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水によっても崩壊熱除去機能を回復させることができる。

(c) 冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失

冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、高レベル廃液ガラス固化建屋では、一般冷却水系または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安全冷却水系外部ループへの冷却水供給により崩壊熱除去機能を回復させる。

高レベル廃液ガラス固化建屋以外の建屋では、一般冷却水を用いた安全冷却水系の機能回復が期待できないため、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安全冷却水系外部ループへの冷却水供給により崩壊熱除去機能を回復し沸騰に至ることを防止できる。

また、安全冷却水系外部ループへの冷却水供給を行わずに、消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水によっても崩壊熱除去機能を回復させることができる。

(d) 安全冷却水系内部ループの冷却水ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失

安全冷却水系内部ループの冷却水ポンプ、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、中間熱交換器のバイパスによる安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプからの冷却水供給により崩壊熱除去機能を回復させる。

また、消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水によっても崩壊熱除去機能を回復させることができる。

さらに、より厳しい条件として、起因事象が複合して発生している可能性がある場合においては、建屋、安全冷却水系内部ループ配管が健全であれば、消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水を行うことで崩壊熱除去機能を回復させることができる。

b. 放射性物質の異常な放出に対する放出量低減対策

硝酸濃度が高い状態で、かつ溶液の温度が約 120℃に達すると溶液中のルテニウムと硝酸との化学反応が顕著となり、溶液からのルテニウムの

揮発がはじまることから、ルテニウムの揮発を抑制するための以下の対策が有効である。これは、深層防護レベル4（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）に該当する。

AM-⑦：シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制

硝酸を分解する試薬としてシヨ糖水を注入することで硝酸を分解し、ルテニウムの揮発を抑制する。

なお、本 AM 策は、内蔵する溶液からルテニウムが揮発する機器を対象に実施する。

（添付 4.1-4 参照）

さらに、崩壊熱除去機能を回復し沸騰を収束させる対策として AM-①～AM-⑥の実施も有効である。

AM-①～AM-⑦について、事象進展の各段階において AM 策を実施した場合に期待される効果を第 4.1-2 表に示す。

第 4.1-2 表 安全冷却水系の機能喪失に対する AM 策と期待される効果

深層防護レベル	AM 策		安全冷却水系の機能喪失から沸騰まで	沸騰からルテニウム揮発まで
レベル 3-2	AM-①	運転予備用ディーゼル発電機からの給電	AM 策を実施している期間、沸騰に至ることを防止する	AM 策を実施している期間、沸騰状態を収束させ再度沸騰に至ることを防止する
	AM-②	電源車からの安全冷却水系への給電		
	AM-③	一般冷却水系からの給水		
	AM-④	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		
	AM-⑤	中間熱交換器バイパスによる冷却水供給		
	AM-⑥	消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水	AM 策を実施している期間、沸騰に至ることを防止する、または沸騰状態を収束させ再度沸騰に至ることを防止する	
レベル 4	AM-⑦	シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制	—	AM 策を実施した結果、放射性物質の放出量を低減する

また、第 4.1-1 表に示した機器以外の安全冷却水系による冷却を必要とする機器は、安全冷却水系の機能喪失により放射性物質を含む溶液の沸騰が継続した場合でも重大事故に至らないが、溶液の沸騰を防止する AM 策は

重大事故と同様であるため、安全冷却水系で冷却するすべての機器に対し、重大事故と同様の AM 策を準備した。

ただし、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋では、中間熱交換器バイパスを用いた安全冷却水系の機能回復は期待できない。

対象機器を第 4.1-3 表に示す。

第 4.1-3 表 安全冷却水系の機能喪失により沸騰し放射性物質を放出する可能性のある機器

建屋	対象機器	
	中継槽 A	中継槽 B
前処理建屋	リサイクル槽 A	リサイクル槽 B
	不溶解残渣回収槽 A	不溶解残渣回収槽 B
	計量前中間貯槽 A	計量前中間貯槽 B
	計量後中間貯槽	計量・調整槽
	計量補助槽	中間ポット A
	中間ポット B	
分離建屋	溶解液中間貯槽	溶解液供給槽
	抽出廃液受槽	抽出廃液中間貯槽
	抽出廃液供給槽 A	抽出廃液供給槽 B
	第 1 一時貯留処理槽	第 3 一時貯留処理槽
	第 4 一時貯留処理槽	第 6 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽	第 8 一時貯留処理槽
	高レベル廃液供給槽 A	
精製建屋	プルトニウム溶液受槽	油水分離槽
	プルトニウム濃縮缶供給槽	プルトニウム溶液一時貯槽
	プルトニウム濃縮液受槽	リサイクル槽
	プルトニウム濃縮液一時貯槽	希釈槽
	プルトニウム濃縮液計量槽	プルトニウム濃縮液中間貯槽
	第 1 一時貯留処理槽	第 2 一時貯留処理槽
	第 3 一時貯留処理槽	
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽	一時貯槽
	混合槽 A	混合槽 B
高レベル廃液ガラス固化建屋	第 1 不溶解残渣廃液一時貯槽	第 2 不溶解残渣廃液一時貯槽
	第 1 不溶解残渣廃液貯槽	第 2 不溶解残渣廃液貯槽
	高レベル廃液共用貯槽	供給液槽 A
	供給液槽 B	供給槽 A
	供給槽 B	

(5) AM 策の効果確認

深層防護レベル 3-2（重大事故への拡大防止策）については、実施により崩壊熱除去機能が回復できることから、AM 策の効果が期待できる期間に応じて沸騰に至るまでの時間が延長される。また、(4) b. に示すとおり、沸騰後に実施した場合でも、崩壊熱除去機能を回復し沸騰を収束させることが可能であり、AM 策の効果が期待できる期間に応じて再度沸騰に至るまでの時間が延長される。

いずれの場合でも、放射性物質の異常な放出に至るまでの時間は、沸騰に至るまでの延長時間と同じだけ延長されることとなる。

そのため、AM 策の効果確認としては、「時間評価」によって行うことができる。

深層防護レベル 4（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）については、実施により周辺環境への放射性物質の放出量が低減することとなる。

そのため、AM 策の効果確認としては、「放出放射エネルギー評価」によって行うことができる。

a. 時間評価

(4) より、実施している期間において事象の拡大を防止するのは以下の AM 策である。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

AM-②: 電源車からの安全冷却水系への給電

AM-③: 一般冷却水系からの給水

AM-④: 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

AM-⑤: 中間熱交換器バイパスによる冷却水供給

AM-⑥: 消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水

これらを実施した場合における、安全冷却水系の機能喪失から放射性物質を含む溶液の沸騰を経て、放射性物質の異常な放出に至るまでの時間を評価し、AM 策を実施しない場合の放射性物質の異常な放出に至る時間をどれだけ延長することができるかを確認する。

(a) AM 策実施時における放射性物質の異常な放出に至るまでの時間評価

各 AM 策を実施した場合における、安全冷却水系の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は以下のとおりである。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

運転予備用ディーゼル発電機は、重油を燃料として運転することから、本 AM 策は、ディーゼル発電機設備用燃料油受入・貯蔵所の燃料油貯蔵タンク内の重油が枯渇するまで約 2 日継続して実施が可能である。よって、安全冷却水系の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を約 2 日延長することが可能である。

AM-②: 電源車からの安全冷却水系への給電

電源車は重油を燃料として運転することから、電源車 3 台を同時に運用すると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している重油が枯渇するまで約 17 日継続して実施が可能である。よって、安全冷却水系の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を約 17 日延長することが可能である。

AM-③: 一般冷却水系からの給水

一般冷却水系は外部電源から給電される設備であるため、外部電源が使用できる場合は一般冷却水系からの給水により重大事故への拡大を防止することが可能である。

AM-④: 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

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系は外部電源から給電される設備であるため、外部電源が使用できる場合は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り重大事故への拡大を防止することが可能である。

AM-⑤: 中間熱交換器バイパスによる冷却水供給

安全冷却水系外部ループは外部電源から給電される設備であるため、外部電源が使用できる場合は中間熱交換器バイパスによる冷却水供給により重大事故への拡大を防止することが可能である。

AM-⑥: 消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水

消防ポンプ等は、軽油を燃料として運転することから、他の AM 策等で、軽油を燃料とする措置をすべて同時に実施し始めると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約 24 日継続して実施が可能である。よって、安全冷却水系の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を約 24 日延長することが可能である。

(b) AM 策の効果

AM 策の実施により、安全冷却水系の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を延長することができる。

b. 放出放射エネルギー評価

(4) より、放射性物質の放出に対する影響緩和のための AM 策は、「AM-⑦:シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制」である。

そのため、この AM 策を実施した場合における放射性物質の放出量の減少割合から AM 策の効果を確認する。

(a) AM 策の評価

AM 策実施時における、周辺環境への放射性物質の放出量の減少割合を評価する。

AM-⑦:シヨ糖水注入によるルテニウム揮発抑制

シヨ糖水注入により、硝酸を分解することができルテニウムの揮発を抑制することができる。

そのため、ルテニウムの揮発が始まるまでにシヨ糖水を注入することで、ルテニウムの揮発を抑制でき、ルテニウムの放出量を約 100 分の 1 以下に低減できる。

なお、シヨ糖水は必要量を注入すれば継続実施する必要はない。

(添付 4. 1-5 参照)

(b) AM 策の効果

ルテニウムが揮発する前に AM-⑦を実施することで、放射性物質の異常な放出に至ることを防止し、周辺環境への放射性物質の放出量を低減できることを確認した。

(6) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、放射性物質の異常な放出に至るまでの時間を延長すること、及び放射性物質の放出量を低減することが可能であり、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。

(7) AM 策の準備状況及び今後の計画

a. AM 策の準備状況

(4) で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点で実施可能で

ある。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

また、「AM-⑥:消防ポンプ等による冷却コイルへの直接注水」については、「建屋、安全冷却水系内部ループ配管が健全な状態で実施可能な対策」として考えているが、安全冷却水系内部ループの配管の一部が破損した場合でも、冷却コイルが健全であれば、冷却コイルに直接注水を実施できる可能性があることから、今後具体的な実施方法の検討を行っていく。

b. 今後の計画

上記のように、安全冷却水系の機能喪失に対して、実施可能な様々なAM策を抽出し有効性を確認した。

放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出されるおそれの根源は放射性物質の崩壊熱が主因となる。そこで、再処理施設の最大リスクを最小化するため、更なる安全性の向上を目的として、個々の冷却対象設備についてより効果的な冷却及び影響緩和対策、並びに、再処理施設全体に有効な冷却方法を今後も継続して検討する。

また、事故時の影響緩和対策として、セル及び建屋の換気設備を用いた放射性物質の異常な放出を抑制する対策も継続して検討する。

5. 安全性向上のための継続的活動の対象事象の評価

AM 策を期待しない場合に異常な放出に至る可能性がないとした「安全性向上のための継続的活動の対象事象」に対して、重大事故の評価で示した方法に沿って事象の特徴を踏まえた評価を行った。評価結果を以下に示す。

5. 1 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰

(1) 系統構成

六ヶ所再処理施設は、放射性物質を含む溶液のセル内への漏えいに対して、以下の発生防止対策及び拡大防止対策を講じている。

- a. 主要な機器等は、ステンレス鋼等の腐食し難い材料を使用し、溶接構造等により放射性物質が漏えいし難い設計としており、特に漏えいした溶液が崩壊熱で沸騰するおそれのある高レベル廃液、プルトニウム溶液を内蔵する機器は最高位の耐震クラスとして堅牢な設計を行っている。
- b. 放射性物質を含む機器等の雰囲気は常時負圧に保ち、機器等から発生する廃ガスは、塔槽類廃ガス処理設備にて放射性物質を除去した後、排気筒から放出する。
- c. 放射性物質を含む機器等は、原則としてセルに収納する。
- d. セルにはステンレス鋼製の漏えい液受皿を設置する。
- e. 万一、放射性物質がセルに漏えいした場合は、漏えい検知装置により漏えいを検知するとともに、スチームジェットポンプ等により漏えいした液の性状に応じて定めた移送先に移送し処理できる設計とする。
- f. セルの雰囲気は常時負圧に保ち、漏えい液から発生する放射性物質を含む廃ガスは、セル排気系の高性能粒子フィルタで放射性物質を除去した後に、排気筒から放出する設計とする。
- g. セルを収納する建物・構築物の雰囲気は常時負圧に保ち、排気は建屋換気系の高性能粒子フィルタで放射性物質を除去した後に、排気筒から放出する設計とする。
- h. 負圧は、建物・構築物、セル、機器等の順で深くすることにより閉じ込め機能を維持する。

内蔵する放射性物質を含む溶液の漏えいにより、放射性物質を周辺環境に放出する可能性のある機器を第 5.1-1 表に示す。

第5.1-1表 内蔵する放射性物質を含む溶液の漏えいにより
放射性物質を放出する可能性のある機器

建屋	対象機器
高レベル廃液ガラス固化建屋	第1高レベル濃縮廃液貯槽
	第2高レベル濃縮廃液貯槽
	第1高レベル濃縮廃液一時貯槽
	第2高レベル濃縮廃液一時貯槽

(2) 事象進展シナリオ

放射性物質を含む溶液の漏えい後の事象進展は以下の a. ～ d. のとおり。

a. 漏えいから沸騰まで

(1) に示すとおり、漏えいした放射性物質を含む溶液はセル内の漏えい液受皿に集液される。

スチームジェットポンプ等による液移送が実施できない場合には、漏えい液受皿において放射性物質の崩壊熱により溶液の温度が上昇する。沸騰前は液面からの水分蒸発のみのため、気相への放射性物質の移行は機器内に存在する場合と同程度であり、放射性物質の放出は無視できる。

b. 沸騰からルテニウム揮発まで

沸騰により水蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により気相へ放射性物質を含む溶液が移行することで、放射性物質が放出される。

沸騰が継続すると水分が蒸発し、硝酸濃度が上昇することにより、沸点が上昇する。

c. ルテニウム揮発から乾固まで

硝酸濃度が高い状態で、かつ溶液の温度が約 120℃に達すると溶液中のルテニウムと硝酸との化学反応が顕著となり、溶液からのルテニウムの揮発がはじまる。

揮発性のルテニウムが気相へ移行することにより、放射性物質の放出量が増大する。

d. 乾固以降

乾固以降は、放射性物質の移行はごく微量となるため、放射性物質の放出はほぼなくなる。

(3) 実施可能な AM 策の抽出

スチームジェットポンプ等による液移送が実施できず、漏えいした放射性物質を含む溶液が沸騰した場合には、硝酸濃度上昇によりルテニウムが揮発することから、ルテニウムの揮発を抑制するための以下の対策が有効である。

AM-①: ショ糖水注入によるルテニウム揮発抑制

硝酸を分解する試薬としてショ糖水を注入することで硝酸を分解し、ルテニウムの揮発を抑制する。

(添付 4.1-4 参照)

(4) AM 策の効果確認

(3) で抽出した「AM-①: ショ糖水注入によるルテニウム揮発抑制」は、実施により放射性物質の放出量を低減する AM 策であることから、放射性物質の放出量の減少割合から AM 策の効果を確認する。

AM-①: ショ糖水注入によるルテニウム揮発抑制

ショ糖水注入により、硝酸を分解することができルテニウムの揮発を抑制することができる。

そのため、ルテニウムの揮発が始まるまでにショ糖水を注入することで、ルテニウムの揮発を抑制でき、ルテニウムの放出量を約 100 分の 1 以下に低減できる。

なお、ショ糖水は必要量を注入すれば継続実施する必要はない。

(添付 4.1-5 参照)

以上より、AM 策を実施することで、周辺環境への放射性物質の放出量を低減できることを確認した。

(5) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、放射性物質の放出量を低減することが可能であり、(3) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(6) AM 策の準備状況

(3) で抽出した「AM-①: ショ糖水注入によるルテニウム揮発抑制」については、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点で実施可能である。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

5. 2 溶解槽における臨界

(1) 安全対策

a. 再処理施設全般

六ヶ所再処理施設の臨界安全管理を要する機器は、技術的に見て想定されるいかなる場合でも、形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理及び中性子吸収材管理並びにこれらの組合せにより、単一ユニットとして臨界を防止できる設計としている。また、プルトニウム溶液を内蔵する機器では、原則として全濃度安全形状寸法管理及び必要に応じて中性子吸収材の併用による臨界安全設計を行っている。さらに、臨界安全管理対象機器から臨界安全管理対象外の機器への移送は、分析を伴う回分操作による管理を原則とし、分析を伴う回分操作で臨界安全管理を行う場合には施錠管理等を行う設計としている。

複数ユニットについては、単一ユニット相互間の適切な配置の維持、単一ユニット相互間における中性子吸収材の使用等及びこれらの組合せにより、臨界を防止できる設計としている。

上記の安全設計に加え、株式会社ジェー・シー・オーにおける臨界事故を受けた対応として、臨界安全管理対象機器のうち、全濃度安全形状寸法管理機器から臨界安全管理対象外の機器への誤移送による臨界及び臨界警報装置にて臨界を監視している機器での臨界について、臨界発生機器近傍のエリアモニタにより臨界発生の検知が可能であることを確認するとともに臨界を収束させるための措置（硝酸ガドリニウム溶液の注入、全濃度安全形状寸法管理機器への移送）を準備した。

b. 溶解槽

前処理施設の溶解槽は、使用済燃料集合体のせん断片を硝酸で溶解する機器である。

溶解槽は、形状寸法管理、濃度管理及び質量管理を組み合わせることで臨界を防止する設計とし、臨界安全管理のため、バケット当たりの使用済燃料集合体の装荷量、溶解液密度等のパラメータについては制限値を設けるとともに常時監視している。また、使用済燃料集合体の燃焼度が、初期濃縮度に応じた所定の燃焼度未満の使用済燃料集合体を溶解する場合は、可溶性中性子吸収材（硝酸ガドリニウム溶液）を加えた硝酸を使用して臨界安全性を確保している。

また、万一、臨界が発生した場合の影響を緩和するために、安全保護系である可溶性中性子吸収材緊急供給回路を設置し、その回路の「放射線レベル高」信号で警報を発するとともに、可溶性中性子吸収材緊急供給系により自動的に可溶性中性子吸収材を溶解槽に注入する対策を講じ

ている。

(2) 事象進展シナリオ

(1) に示すとおり、溶解槽における臨界を防止するための万全の対策を講じるとともに、万一、臨界が発生した場合にも速やかに収束できるような設計を施しているが、本評価では設計基準事象として評価した溶解槽での臨界が発生し、何らかの理由により可溶性中性子吸収材緊急供給系が機能せず、臨界が継続することを想定する。

この際、ウラン等の核分裂により生成される核分裂生成物のうち、希ガスが気相へ移行する。また、核分裂により放出されるエネルギーによりウラン等を含む溶液の温度が上昇し、沸騰し始めると、沸騰により水蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により放射性物質が気相へ移行する。これらの気相に移行した放射性物質が放出される。

この臨界状態は、臨界を収束させる措置を講じない場合、溶液の水が蒸発し、臨界状態が維持される液位を下回るまで継続する。

(3) 実施可能な AM 策の抽出

溶解槽において臨界が発生した場合には、臨界を収束させる以下の対策が有効である。

AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給

可溶性中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液を溶解槽に供給することで、臨界を収束させる。

(添付 5.2-1 参照)

(4) AM 策の効果確認

(3) で抽出した「AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給」は、実施により放射性物質の放出量を低減する AM 策であることから、放射性物質の放出量の低減効果を確認する。

AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給

硝酸ガドリニウム溶液の供給により、臨界が自然に収束する場合に比べ、短時間で臨界を収束させることができる。

臨界の継続時間は溶解槽内の液性状により異なるため、一概に低減割合を評価することは困難であるが、臨界が継続している間に AM 策を速やかに講じることで、臨界が自然に収束した場合と比較して、放射性物質の放出量は低減できる。

以上より、AM 策を実施することで、周辺環境への放射性物質の放出量を低減できることを確認した。

(5) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、放射性物質の放出量を低減することが可能であり、(3) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(6) AM 策の準備状況

(3) で抽出した「AM-①:硝酸ガドリニウム溶液の供給」については、必要な設備や資機材の手配まで終えており、今後は AM 策を確実に実施できるよう、手順書の整備を行った上で必要な訓練を実施していく。

5. 3 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）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

(1) 系統構成

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、使用済燃料を燃料貯蔵プールにおいて貯蔵するとともに使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去し、燃料貯蔵プール水は補給水設備から適切に給水できる設計としている。

プール水冷却系は、2系列あり、熱交換器3基及びポンプ3台を設置している。燃料貯蔵プール水は、安全冷却水系からプール水冷却系に供給する冷却水と熱交換器を介して熱交換し、冷却される。プール水冷却系は、通常2系列で運転するが、1系列の運転でも燃料貯蔵プールに3,000t・U_{Pr}が貯蔵された場合の崩壊熱を除去し、燃料貯蔵プール水温度を65℃以下に保ち、燃料貯蔵プール等の構造物（コンクリート）の温度を65℃以下に維持できる設計としている。2系列の運転の場合は、燃料貯蔵プール水温度を50℃以下に維持する。

補給水設備は、補給水槽に内蔵した水を燃料貯蔵プール等に給水できる設計としている。

また、安全冷却水系、プール水冷却系及び補給水設備は2系統の非常用所内電源系統に接続し、外部電源喪失時にも燃料貯蔵プール水による崩壊熱除去機能及びしゃへい機能が維持できる設計としている。

(添付5.3-1参照)

(2) 事象進展シナリオ

安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失により、使用済燃料の崩壊熱を除去することができなくなり、燃料貯蔵プール水温度が100℃に達した時点で沸騰する。それによりプールの水位が低下すると、スカイシャイン線により周辺環境での被ばく線量が上がる。

燃料貯蔵プール水が枯渇し更に使用済燃料の温度が上昇すると、使用済燃料が破損し、内部に含まれている放射性物質が周辺環境へ放出される。

また、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から、燃料貯蔵プールにおける沸騰に至るまでの時間は約66時間、燃料貯蔵プール周辺が作業目安線量率^{*5}に達するまでの時間は約15日（約372時間）である。

(添付5.3-2、添付5.3-3参照)

*5:作業目安線量率を2mSv/hに設定する。燃料貯蔵プール周辺で作業する作業員毎の総被ばく線量の目標値は、非常事態における作業員の許容被ばく線量100mSvに基づき、作業内容及び時間に応じて設定する。

(3) 起回事象の選定

(1) に示す系統構成を考慮し、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失の直接原因となる起回事象を、静的機能損傷、全交流電源喪失及び動的機能損傷の3つの観点で整理し、以下の6つの起回事象を選定した。（第5.3-1図参照）

a. 静的機能損傷

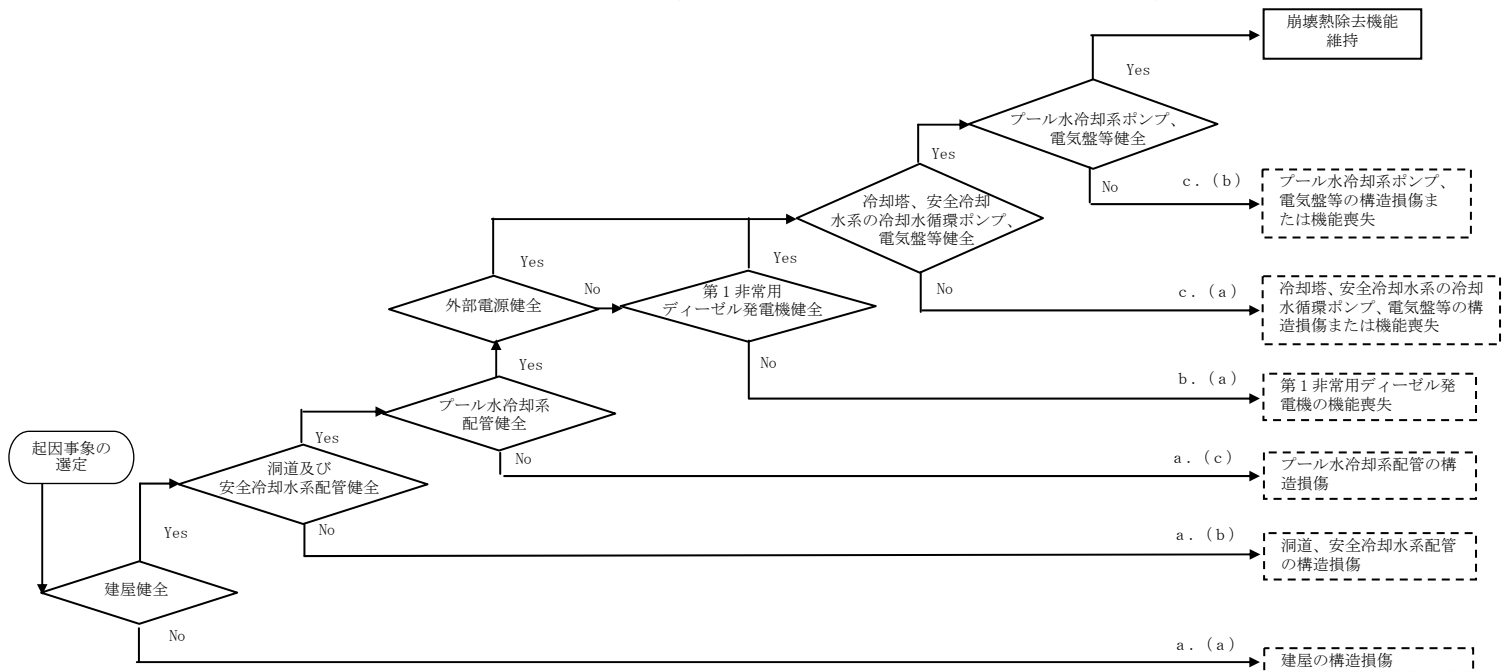
- (a) 建屋の構造損傷
- (b) 洞道、安全冷却水系配管の構造損傷
- (c) プール水冷却系配管の構造損傷

b. 全交流電源喪失

- (a) 第1非常用ディーゼル発電機の機能喪失

c. 動的機能損傷

- (a) 冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失
- (b) プール水冷却系ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失



----- : 起回事象

第5.3-1図 起回事象の選定フロー

(4) 実施可能なAM策の抽出

周辺環境における被ばくの観点では、崩壊熱除去機能が喪失し沸騰に至る状況においても、しゃへい機能維持を目的として、燃料貯蔵プールの水位低下を防止することが必要である。

燃料貯蔵プールの水位は、崩壊熱除去機能を回復することにより、また

は燃料貯蔵プールへの注水により維持できるため、以下の対策が有効である。

(添付 5.3-4 参照)

AM-①: 消防ポンプ等による注水

消防ポンプ等により燃料貯蔵プールへ注水する。

AM-②: 電源車からの給電

電源車から安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系に給電する。

AM-③: 補給水設備からの給水

補給水設備から燃料貯蔵プールに給水する。

これらの AM 策は、(3) に示す起因事象によって実施の可否が異なる。以下に、各起因事象に対して期待できる AM 策を示す。

ここで、「洞道、安全冷却水系配管の構造損傷」と「冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失」は、いずれも安全冷却水系に関連する起因事象であり、かつ上記に示す AM 策は安全冷却水系の機能の有無によらず期待できることから、一つの起因事象とみなして期待できる AM 策を示す。

また、「プール水冷却系配管の構造損傷」と「プール水冷却系ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失」は、いずれもプール水冷却系に関連する起因事象であり、かつ上記に示す AM 策はプール水冷却系の機能の有無によらず期待できることから、一つの起因事象とみなして期待できる AM 策を示す。

なお、「建屋の構造損傷」の場合は、敷地外への放射性物質の拡散抑制の観点から、合理的で実現可能な影響緩和対策を講じる。

a. 洞道、安全冷却水系配管の構造損傷もしくは冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失

洞道、安全冷却水系配管が構造損傷した場合、もしくは冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、電源車からの給電を実施した上での補給水設備から燃料貯蔵プールへの給水、または消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水により水位低下を防止できる。

b. 第 1 非常用ディーゼル発電機の機能喪失

第 1 非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、電源車から安全冷却水系及びプール水冷却系への給電により水位低下を防止できる。

また、消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水によっても水位低下を防止できる。

c. プール水冷却系配管の構造損傷もしくはプール水冷却系ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失

プール水冷却系配管が構造損傷した場合、もしくはプール水冷却系ポンプ、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、補給水設備から燃料貯蔵プールへの給水または消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水により水位低下を防止できる。

(5) AM 策の効果確認

AM 策を実施している期間において事象の進展を抑制するものは以下のものである。AM 策を実施しない場合と実施した場合の、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を比較することで効果を確認する。

AM-①: 消防ポンプ等による注水

AM-②: 電源車からの給電

AM-③: 補給水設備からの給水

a. 評価の前提条件

AM 策実施時における、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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は、AM 策を実施しない場合よりも当該 AM 策の継続実施可能時間分だけ延長されるものとする。

b. AM 策実施時における作業目安線量率に達するまでの時間評価

各 AM 策を実施した場合における、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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は以下のとおりである。

AM-①: 消防ポンプ等による注水

消防ポンプ等は、軽油を燃料として運転することから、他の AM 策等で軽油を燃料とする措置をすべて同時に実施し始めると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約 24 日継続して実施が可能である。

しかしながら、この約 24 日は、他の AM 策等をすべて同時に実施し

た場合の評価であり、消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水作業は、燃料貯蔵プールの沸騰により水位が低下した後に対応することとなる。

このため、燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間である約 66 時間を考慮すると、AM-①の継続期間は約 21 日であり、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を約 21 日延長することが可能である。

AM-②：電源車からの給電

電源車は重油を燃料として運転することから、電源車 3 台を同時に運用すると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している重油が枯渇するまで約 17 日継続して実施が可能である。よって、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を約 17 日延長することが可能である。

AM-③：補給水設備からの給水

補給水設備は外部電源から給電される設備であるため、外部電源が使用できる場合は補給水設備からの給水が実施可能である。

ただし、洞道、安全冷却水系配管の構造損傷もしくは冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失時には、電源車からの給電を実施した上で補給水設備から燃料貯蔵プールへの給水を実施する。この場合の補給水設備からの給水の継続可能時間は、補給水設備の補給水槽の容量約 500m³と沸騰時の燃料貯蔵プールの蒸発速度約 31m³/h から、約 16 時間となる。

よって、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を約 16 時間延長することが可能である。

c. AM 策の効果

AM 策の実施により、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を延長することが可能である。

(6) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失から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を延長することが可能であり、(4)で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(7) AM 策の準備状況

(4)で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点で実施可能である。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

5. 4 セル内での有機溶媒火災

(1) 安全対策

六ヶ所再処理施設では、使用済燃料の燃料部分を硝酸で溶解することで得られた溶解液に含まれるウラン及びプルトニウムと核分裂生成物等を分離するとともに、ウランとプルトニウムを分配し、さらに、ウラン溶液及びプルトニウム溶液に微量に含まれる核分裂生成物等を取り除いて精製している。これらの分離、分配、精製に係る操作は、分離建屋及び精製建屋で行われているが、可燃性物質である有機溶媒を用いていることから、有機溶媒のセル内への漏えい及び火災に対して、法令や指針に基づく以下の発生防止対策、拡大防止対策及び影響緩和対策を講じている。

(添付 5. 4-1 参照)

- a. 六ヶ所再処理施設で有機溶媒及び放射性物質を取り扱う機器等はステンレス鋼等の腐食し難い材料を使用し、有機溶媒等が漏えいし難い設計とする。
- b. これらの機器等の耐震クラスは B クラス以上とし、特に、分離建屋及び精製建屋のパルスカラム等の多量の放射性物質と有機溶媒が共存する安重は、最高位の耐震クラスとして堅牢な設計を行っている。
- c. 放射性物質を含む有機溶媒を取り扱う機器等は、原則としてセルに収納する。
- d. セルにはステンレス鋼製の漏えい液受皿を設置する。
- e. 万一、放射性物質を含む有機溶媒がセルに漏えいした場合は、漏えい検知装置により漏えいを検知するとともに、スチームジェットポンプ等により移送し処理できる設計とする。
- f. 静電気の発生のおそれのある系統及び機器は接地により静電気の発生を防止するとともに、有機溶媒を内蔵する系統及び機器類を配置するセル及び室では、着火源を排除する設計とする。
- g. 万一の火災に備え、有機溶媒を取り扱うセル及び室では火災検知装置、二酸化炭素消火設備等を設置している。また、セルの耐火壁を貫通する給気側ダクトには防火ダンパを設置し、火災発生時には防火ダンパが閉止することにより火災の影響を軽減する設計とする。
- h. 安重であって、かつ火災の影響を受けるおそれのあるものについては、火災区域を定め、給排気ダクトに防火ダンパを設置する等、火災の延焼による安重の機能喪失を防止する設計とする。

分離建屋及び精製建屋において、セル内での有機溶媒火災により放射性物質を周辺環境に放出する可能性のある機器を第 5. 4-1 表に示す。

第5.4-1表 セル内での有機溶媒火災により放射性物質を放出する可能性のある機器

建屋	設備	対象機器	
分離 建屋	分離設備	抽出塔	第1洗浄塔
		第2洗浄塔	TBP洗浄塔
		TBP洗浄器	補助抽出器
	分配設備	プルトニウム分配塔	ウラン洗浄塔
		プルトニウム洗浄器	ウラン逆抽出器
		ウラン溶液TBP洗浄器	プルトニウム溶液TBP洗浄器
	一時貯留処理設備	第1一時貯留処理槽	第5一時貯留処理槽
		第6一時貯留処理槽	第8一時貯留処理槽
		第9一時貯留処理槽	第10一時貯留処理槽
	溶媒回収設備 溶媒再生系 分離・分配系	第1洗浄器	第3洗浄器
再生溶媒受槽		溶媒貯槽	
精製 建屋	プルトニウム精製設備	抽出塔	TBP洗浄塔
		核分裂生成物洗浄塔	逆抽出塔
		ウラン洗浄塔	補助油水分離槽
		放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿2	プルトニウム洗浄器
		TBP洗浄器	ウラン逆抽出器
		逆抽出液TBP洗浄器	油水分離槽
	一時貯留処理設備	第1一時貯留処理槽	第2一時貯留処理槽
		第4一時貯留処理槽	第5一時貯留処理槽
		第8一時貯留処理槽	
	ウラン精製設備	抽出廃液TBP洗浄器	抽出器
		核分裂生成物洗浄器	逆抽出器
		ウラン溶液TBP洗浄器	
	溶媒回収設備 溶媒再生系 ウラン精製系	第1洗浄器	第3洗浄器
		再生溶媒受槽	溶媒貯槽
	溶媒回収設備 溶媒再生系 プルトニウム精製系	第1洗浄器	第3洗浄器
		再生溶媒受槽	溶媒貯槽
	溶媒回収設備 溶媒処理系	溶媒受槽	第1洗浄器
		第2洗浄器	廃有機溶媒残渣中間貯槽
		溶媒供給槽	第1蒸発缶
		第2蒸発缶	回収溶媒中間貯槽
回収溶媒第1貯槽		回収溶媒第3貯槽	
回収希釈剤中間貯槽		回収希釈剤第1貯槽	

(2) 事象進展シナリオ

セル内での有機溶媒の漏えい後の事象進展は以下の a. ～ c. のとおり。
(添付 5.4-2 参照)

a. 有機溶媒の漏えいから火災発生まで

漏えいした放射性物質を含む有機溶媒は、第 5.4-1 表に示した機器が設置されているセルの漏えい液受皿もしくは当該漏えい液受皿から重力流で移送された先のセルにある貯槽、または室の堰内に集液される。

スチームジェットポンプ等による液移送が実施できない場合でも、有機溶媒の蒸発による気相への放射性物質の移行は機器内に有機溶媒がある場合と同程度であり、放射性物質の放出は無視できる。

しかしながら、(1)に示すとおり着火源の排除は行っているものの、引火点以上の有機溶媒に何らかの原因により着火し火災が発生した場合、セル内の圧力が上昇し、放射性物質を含む煤煙や気体が周辺環境へ放出される。

また、煤煙によりセル排気フィルタが目詰まりし破損する。

b. 火災発生から鎮火まで

漏えいした有機溶媒が完全に燃焼し、鎮火するまでの間は、放射性物質の放出は継続する。

c. 鎮火以降

鎮火以降は、セル内の温度低下に伴い圧力が低下することで、放射性物質の放出量は減少する。また、セル内の圧力が大気圧と同程度となった時点で、放射性物質の放出はほぼなくなる。

(3) 実施可能な AM 策の抽出

スチームジェットポンプ等による液移送ができず、漏えいした放射性物質を含む有機溶媒の温度が上昇し火災が発生した場合には、放射性物質を含む煤煙や気体が周辺環境へ放出されることから、消火、または、放射性物質の放出量を低減するための以下の対策が有効である。

(添付 5.4-3 参照)

AM-①: 現場起動での CO₂ 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

セル内で火災を検知した場合、遠隔手動で二酸化炭素消火設備を起動することで、CO₂ 消火ガスのセル内への供給及びそのガス圧によるセル給気側防火ダンパの閉止により消火する設計となっているが、

遠隔手動で二酸化炭素消火設備が起動しなかった場合、現場起動でCO₂消火ガスを供給することで消火する。その際、セル給気側防火ダンパが閉止していない場合には当該ダンパを現場で強制的に手動閉止する。

AM-②: 空気の流入抑制による消火

建屋換気設備を閉じ込めモードに移行させ、建屋換気風量を低下させることにより、空気の流入を抑制することで消火する。

AM-③: 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

建屋換気設備を閉じ込めモードに移行させ、建屋換気風量を低下させることで、火災により発生した煤煙のセル排気フィルタへの移行量を抑え、フィルタの目詰まりによる放射性物質の除去効率の低下を防止することにより、放射性物質の放出量を低減する。

AM-④: 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

建屋換気設備を全停止するとともに、建屋給気閉止ダンパを手動閉止することで消火する。

(4) AM 策の効果確認

(3) で抽出した AM 策のうち AM-①、AM-②及び AM-④は、火災に対する消火行為であり、その実施により周辺環境への放射性物質の放出量を低減する AM 策である。また、AM-③は通常の放射性物質の放出経路を維持することで、フィルタにより放射性物質を除去し、放射性物質の放出量を低減する AM 策である。

このことから、周辺環境への放射性物質の放出量の低減効果を確認する。

AM-①、AM-②及びAM-④：

AM-①、AM-②及び AM-④を実施した場合、有機溶媒がすべて燃焼して鎮火する場合と比較して短時間で消火することができる。火災の継続時間は火災が発生したセル内の状況により異なるため、一概に低減割合を評価することはできないが、火災が継続している間に AM 策を速やかに講じることで、有機溶媒がすべて燃焼して鎮火した場合と比較して、放射性物質の放出量は低減できる。

AM-③：

AM-③を実施した場合、セル排気フィルタが健全であればフィルタを介して主排気筒から放出されることから、煤煙によりセル排気フィルタが破損した場合と比較して、放射性物質の放出量は低減できる。

以上より、AM 策を実施することで、周辺環境への放射性物質の放出量を

低減できることを確認した。

(5) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、放射性物質の放出量を低減することは可能であり、(3) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(6) AM 策の準備状況及び今後の計画

a. AM 策の準備状況

(3) で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点で実施可能である。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

b. 今後の計画

以下のような対策について、今後有効性や実現性の検討を継続して実施する。

(対策の例)

・セル排気フィルタの交換による放射性物質の放出量の低減

セル排気フィルタの差圧を測定し、フィルタが目詰まりしそうな場合は、予備のフィルタに交換することで、放射性物質の除去効率の低下を防止し、放射性物質の放出量を低減する。

・窒素濃縮空気連続供給設備を用いたセル内への窒素濃縮空気の連続供給による消火

可搬式の窒素濃縮空気連続供給設備を用いて窒素濃縮空気を火災が発生したセルに連続的に供給して消火する。

5. 5 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発

(1) 系統構成

安全圧縮空気系の系統構成については、3 台の空気圧縮機及び水素掃気用、計測制御用、かくはん用の 3 基の空気貯槽等から構成されており、水素掃気用空気貯槽から各施設に圧縮空気を供給することで、放射線分解によって発生した水素が滞留しない設計としている。

安全圧縮空気系の空気圧縮機は、1 台でも必要な圧縮空気量を供給する容量を有する設計としており、空気圧縮機の運転に必要な冷却水は、安全冷却水系の外部ループから供給する。

また、外部電源が喪失した場合には、第 2 非常用ディーゼル発電機から安全圧縮空気系に給電できる設計としており、さらに短時間の全交流動力電源の喪失が発生した場合でも、30 分以上の供給能力を有する空気貯槽により水素滞留防止機能を確保できる設計としている。

安全圧縮空気系の系統及び安全圧縮空気系に係る電源系統を添付 5.5-1 に、水素爆発により放射性物質を周辺環境に放出する可能性のある機器を第 5.5-1 表に示す。

(添付5.5-1参照)

第5.5-1表 水素爆発により放射性物質を放出する可能性のある機器^{*6}

建屋	対象機器	
前処理建屋	リサイクル槽 A	リサイクル槽 B
	不溶解残渣回収槽 A	不溶解残渣回収槽 B
分離建屋	抽出塔	第 1 洗浄塔
	第 2 洗浄塔	TBP 洗浄塔
	プルトニウム洗浄器	プルトニウム溶液受槽
	プルトニウム溶液中間貯槽	プルトニウム分配塔
	ウラン洗浄塔	第 1 洗浄器
	第 1 一時貯留処理槽	第 2 一時貯留処理槽
	第 3 一時貯留処理槽	第 4 一時貯留処理槽
	第 5 一時貯留処理槽	第 6 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽	第 8 一時貯留処理槽
	第 9 一時貯留処理槽	第 10 一時貯留処理槽
精製建屋	第 1 一時貯留処理槽	第 2 一時貯留処理槽
	第 3 一時貯留処理槽	第 4 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽	抽出塔
	核分裂生成物洗浄塔	逆抽出塔
	ウラン洗浄塔	TBP 洗浄器

精製建屋	プルトニウム溶液供給槽	補助油水分離槽
	プルトニウム溶液受槽	油水分離槽
	プルトニウム濃縮缶	プルトニウム濃縮缶供給槽
	プルトニウム溶液一時貯槽	プルトニウム濃縮液受槽
	リサイクル槽	希釈槽
	プルトニウム濃縮液一時貯槽	プルトニウム濃縮液計量槽
	プルトニウム濃縮液中間貯槽	
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽	混合槽 A
	混合槽 B	一時貯槽
高レベル廃液ガラス固化建屋	第 1 不溶解残渣廃液一時貯槽	第 2 不溶解残渣廃液一時貯槽
	第 1 不溶解残渣廃液貯槽	第 2 不溶解残渣廃液貯槽
	高レベル廃液共用貯槽	

*6：核分裂生成物と硝酸を含む溶液、すなわち溶解液、抽出廃液、高レベル廃液、高レベル濃縮廃液、混合廃液においては、パラジウムイオンの触媒効果により水素は可燃限界濃度未満のある一定濃度で平衡値に達することから、水素爆発により放射性物質を放出する可能性はない。

(2) 事象進展シナリオ

安全圧縮空気系の機能喪失後の事象進展は以下の a. ～ c. のとおり。

a. 安全圧縮空気系の機能喪失から可燃限界濃度到達まで

(1) に示すとおり、安全圧縮空気系の空気圧縮機が停止し安全圧縮空気系が機能喪失しても、空気貯槽から圧縮空気が供給されるため、圧縮空気流量は維持されるが、その後圧縮空気流量の減少に伴い、機器内の水素濃度が上昇する。

ただし、水素濃度が可燃限界濃度 4vol% に達する前であれば水素爆発に至ることはない。

b. 可燃限界濃度到達から水素爆発まで

機器内の水素濃度が上昇し機器内の水素濃度が可燃限界濃度に到達しても、着火源がなければ水素爆発を起こすことはないが、何らかの原因で水素濃度が可燃限界濃度に到達した時点で水素爆発が起こると仮定する。

c. 水素爆発後

水素爆発を起こした場合には、溶液等に含まれる放射性物質が気相に移行する。さらに、水素爆発により生じた圧力で塔槽類廃ガス処理設備にあるリリースポットの水封が損なわれる等により、気相に移行した放射性物質がこの部分からセルに移行する。その結果、通常の放出経路で

ある塔槽類廃ガス処理設備ではなく、セル換気系を經由して主排気筒より周辺環境に放出されることから、周辺環境への放射性物質の放出量が增大する。

(添付 5.5-2 参照)

また、安全圧縮空気系の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は、

- ・設計基準燃料を処理した場合には、約 1.6 時間
- ・現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料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考慮した場合には、約 2.2 時間

である。

(添付 5.5-3 参照)

(3) 起回事象の選定

(1) に示す系統構成を考慮し、安全圧縮空気系の機能喪失の直接原因となる起回事象を、静的機能損傷、全交流電源喪失及び動的機能損傷の 3 つの観点で整理し、以下の 5 つの起回事象を選定した。(第 5.5-1 図参照)

a. 静的機能損傷

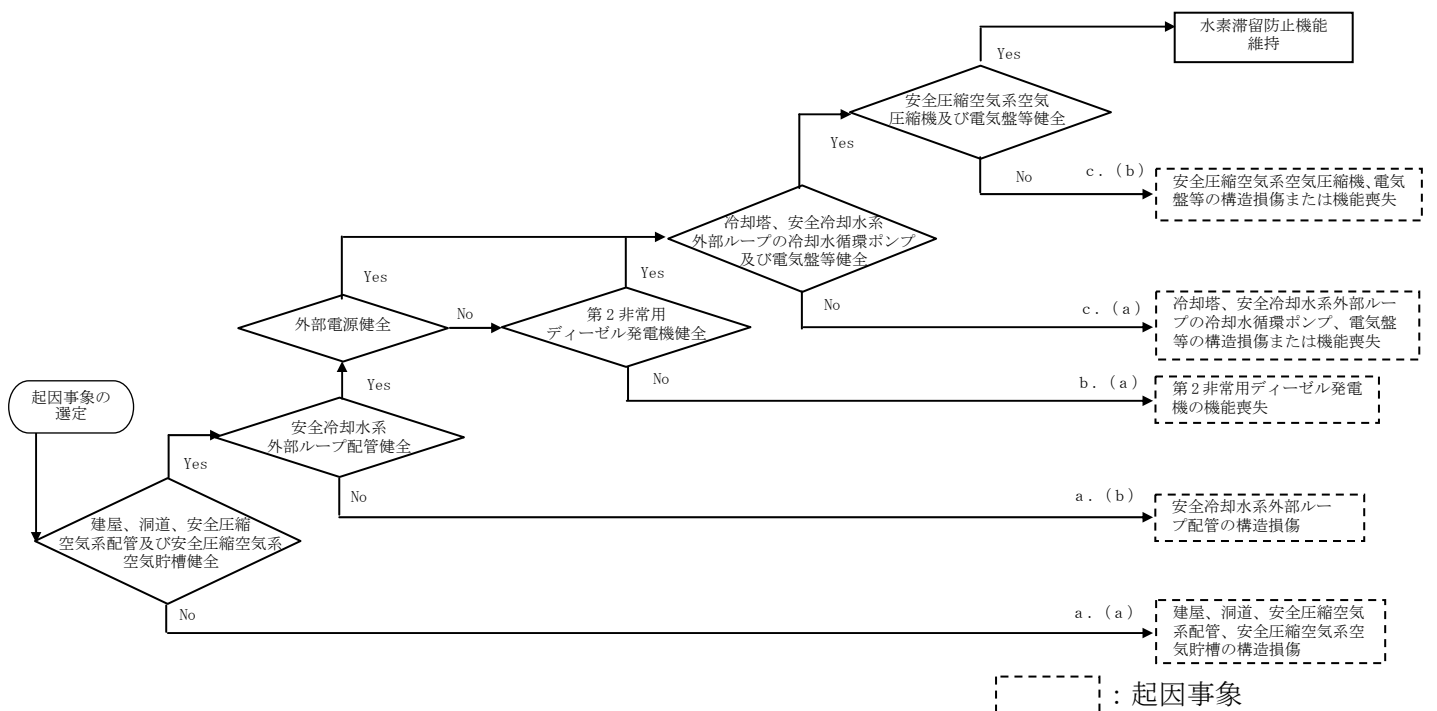
- (a) 建屋、洞道、安全圧縮空気系配管、安全圧縮空気系空気貯槽の構造損傷
- (b) 安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷

b. 全交流電源喪失

- (a) 第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失

c. 動的機能損傷

- (a) 冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失
- (b) 安全圧縮空気系空気圧縮機、電気盤等の構造損傷または機能喪失



第 5.5-1 図 起因事象の選定フロー

(4) 実施可能な AM 策の抽出

(2) で示した事象進展シナリオを踏まえ、有効な AM 策は以下のとおりである。

- a. 安全圧縮空気系の機能喪失から可燃限界濃度到達まで
- b. 可燃限界濃度到達から水素爆発まで

水素滞留防止機能を回復することにより、水素濃度が可燃限界濃度に到達し水素爆発に至ることを防止できるため、以下の対策が有効である。

ただし、機器によっては水素濃度が可燃限界濃度に到達するまでに AM-①～AM-③の実施を完了することができないため、水素濃度が可燃限界濃度に到達することを防止できないが、水素爆発を起こしていなければ、水素滞留防止機能を回復することにより水素濃度を可燃限界濃度未満に下げることができる。

(添付 5.5-4 参照)

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

運転予備用ディーゼル発電機から安全圧縮空気系及び安全冷却水系に給電する。

AM-②: 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

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系の 1 系列から

給水し、安全圧縮空気系空気圧縮機を復旧する。

AM-③:電源車からの安全圧縮空気系への給電

電源車から安全圧縮空気系及び安全冷却水系に給電する。

AM-④:エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給

エンジン付き空気コンプレッサーから、安全圧縮空気系空気貯槽（水素掃気用）に圧縮空気を供給する。

これらの AM 策は、(3)に示す起因事象によって実施の可否が異なる。以下に、各起因事象に対して期待できる AM 策を示す。

なお、「建屋、洞道、安全圧縮空気系配管、安全圧縮空気系空気貯槽の構造損傷」の場合は、敷地外への放射性物質の拡散抑制の観点から、合理的で実現可能な影響緩和対策を講じる。また、「(7) AM 策の準備状況」に示しているが、エンジン付き空気コンプレッサーから各建屋の安全圧縮空気系に圧縮空気を供給することにより水素滞留防止機能を回復できる可能性がある。

(a) 安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷

安全圧縮空気系空気圧縮機を冷却する安全冷却水系外部ループ配管が構造損傷した場合、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給により水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止できる。

(b) 第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失

第 2 非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、運転予備用ディーゼル発電機または電源車からの安全圧縮空気系への給電により水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止できる。

また、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給によっても水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止できる。

(c) 冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失

冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、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り水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止できる。

また、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給によっても水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止で

きる。

- (d) 安全圧縮空気系空気圧縮機、電気盤等の構造損傷または機能喪失
安全圧縮空気系空気圧縮機、電気盤等が構造損傷または機能喪失した場合、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給により水素滞留防止機能を回復し可燃限界濃度に到達することを防止できる。

(5) AM 策の効果確認

AM 策を実施している期間において事象の進展を抑制するものは以下のとおりである。AM 策を実施しない場合と実施した場合の、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間を比較することで効果を確認する。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

AM-②: 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

AM-③: 電源車からの安全圧縮空気系への給電

AM-④: エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給

a. 評価の前提条件

AM 策実施時における、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間は、AM 策を実施しない場合よりも当該 AM 策の継続実施可能時間分だけ延長されるものとする。

b. AM 策実施時における水素爆発に至るまでの時間評価

各 AM 策を実施した場合における、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間は以下のとおりである。

AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

運転予備用ディーゼル発電機は、重油を燃料として運転することから、本 AM 策は、ディーゼル発電機設備用燃料油受入・貯蔵所の燃料油貯蔵タンク内の重油が枯渇するまで約 2 日継続して実施が可能である。よって、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間を約 2 日延長することが可能である。

AM-②: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

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系は外部電源から給電される設備であるため、外部電源が使用できる場合は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り、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度への到達を防止することが可能である。

AM-③:電源車からの安全圧縮空気系への給電

電源車は重油を燃料として運転することから、電源車 3 台を同時に運用すると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している重油が枯渇するまで約 17 日継続して実施が可能である。よって、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間を約 17 日延長することが可能である。

AM-④:エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給

エンジン付き空気コンプレッサーは、軽油を燃料として運転することから、他の AM 策等で軽油を燃料とする措置をすべて同時に実施し始めると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約 24 日継続して実施が可能である。よって、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間を約 24 日延長することが可能である。

c. AM 策の効果

AM 策の実施により、安全圧縮空気系の機能喪失から水素爆発により周辺環境への放射性物質の放出の可能性がある可燃限界濃度に到達するまでの時間を延長することができる。

(6) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、水素濃度が可燃限界濃度に到達するまでの時間を延長することが可能であり、(4) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(7) AM 策の準備状況

(4) で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を

既に終えており、訓練も実施していることから、現時点でも実施可能である。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

このうち、「AM-④：エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給」については、建屋、洞道、安全圧縮空気系配管、安全圧縮空気系空気貯槽が健全な場合に実施可能となる対策である。ただし、安全圧縮空気系配管への接続部屋にアクセスできない場合でも、かくはん用圧縮空気ラインへ接続することにより、水素滞留防止機能を回復できる可能性がある。

また、洞道、安全圧縮空気系空気貯槽が構造損傷した場合でも、建屋及び建屋内の安全圧縮空気系配管が健全であれば、エンジン付き空気コンプレッサーから各建屋の安全圧縮空気系に圧縮空気を供給することで、水素滞留防止機能を回復できる可能性がある。

そのため、これらについて今後具体的な実施方法を検討していく。

5. 6 プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界

(1) 安全設計

六ヶ所再処理施設では、未臨界濃度以上のプルトニウム溶液のセル内への漏えい及び漏えいに伴う臨界に対して、以下の発生防止対策及び拡大防止対策を講じている。

- a. プルトニウム溶液を内蔵する機器は、ステンレス鋼、ジルコニウム等の腐食し難い材料を使用し、溶接構造、異材継手等により接続し漏えいし難い設計としている。また、これらの機器は、最高位の耐震クラスとして堅牢な設計を行っている。
- b. 未臨界濃度以上のプルトニウム溶液を内蔵する機器を設置するセルには、漏えい液受皿を設置しており、当該漏えい液受皿は、セル内の未臨界濃度以上のプルトニウム溶液を内蔵する最大容量の機器（1基）から内蔵する溶液が全量漏えいした場合でも、臨界とならない設計としている。

プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界により、放射性物質を周辺環境に放出する可能性のある機器を第5.6-1表に示す。

第5.6-1表 プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界により放射性物質を放出する可能性のある機器

建屋	対象機器
精製建屋	リサイクル槽
	プルトニウム濃縮液受槽
	希釈槽
	プルトニウム濃縮液中間貯槽
	プルトニウム濃縮液一時貯槽
	プルトニウム濃縮液計量槽
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽
	混合槽A
	混合槽B
	一時貯槽

(2) 事象進展シナリオ

プルトニウム溶液の漏えい後の事象進展は、以下の a. 及び b. のとおり。

a. 漏えいから臨界発生まで

(1) に示すとおり、プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界を防止する設計を講じているが、何らかの理由により、未臨界濃度以上のプルト

ニウム溶液を内蔵する貯槽が設置されているセルにおいて、複数の貯槽の同時破損等の設計上の想定を超えた漏えいの発生により、臨界になることを想定する。

b. 臨界発生から放射性物質の放出終了まで

プルトニウムの核分裂により生成される核分裂生成物のうち、希ガスが気相へ移行する。また、核分裂により放出されるエネルギーによりプルトニウム溶液の温度が上昇し、沸騰し始めると、沸騰により水蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により放射性物質が気相へ移行する。これらの気相に移行した放射性物質が放出される。

この臨界状態は、臨界を収束させる措置を講じない場合、溶液の水が蒸発し、臨界状態が維持される液位を下回るまで継続することとなる。

(3) 実施可能な AM 策の抽出

未臨界濃度以上のプルトニウム溶液の漏えいにより臨界が発生した場合には、臨界を収束させる以下の対策が有効である。

AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給

漏えい液受皿に設置されている液位計の導圧配管を通して可溶性中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液を漏えい液受皿へ供給することで、臨界を収束させる。

(添付 5.6-1 参照)

(4) AM 策の効果確認

(3) で抽出した「AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給」は、実施により放射性物質の放出量を低減する AM 策であることから、放射性物質の放出量の低減効果を確認する。

AM-①: 硝酸ガドリニウム溶液の供給

硝酸ガドリニウム溶液の供給により、臨界が自然に収束する場合に比べ、短時間で臨界を収束させることができる。

臨界の継続時間は漏えいする溶液の液性状により異なるため、一概に低減割合を評価することは困難であるが、臨界が継続している間に AM 策を速やかに講じることで、臨界が自然に収束した場合と比較して、放射性物質の放出量は低減できる。

以上より、AM 策を実施することで、周辺環境への放射性物質の放出量を低減できることを確認した。

(5) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、放射性物質の放出量を低減することが可能であり、(3) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(6) AM 策の準備状況

(3) で抽出した「AM-①:硝酸ガドリニウム溶液の供給」については、必要な設備や資機材の手配まで終えており、今後は AM 策を確実に実施できるよう、手順書の整備を行った上で必要な訓練を実施していく。

5. 7 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

(1) 系統構成

MOX 粉末から発生する崩壊熱により、過度の温度上昇のおそれのある混合酸化物貯蔵容器（以下、「貯蔵容器」という。）については、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（以下、「貯蔵室排気系」という。）による換気により、崩壊熱を適切に除去できる設計としている。

貯蔵室排気系は、静的機器であるダクト及び貯蔵室排気フィルタユニット等並びに動的機器である貯蔵室排風機から構成され、貯蔵室排風機は多重化している。この貯蔵室排気系により、崩壊熱除去に必要な換気風量を確保する設計としている。

また、貯蔵室排風機については、外部電源が喪失した場合は、第 2 非常用ディーゼル発電機から給電される設計としている。

(添付 5. 7-1 参照)

(2) 事象進展シナリオ

貯蔵室からの排気系の機能喪失後の事象進展は以下の a. 及び b. のとおり。

a. 貯蔵室排気系の機能喪失から貯蔵容器の過度の温度上昇まで

貯蔵室排気系の機能喪失により、MOX 粉末から発生する崩壊熱が除去されなくなる。その後、貯蔵容器が過度に温度上昇した状態となり、貯蔵容器の閉じ込め機能が損なわれるおそれがある。

b. 貯蔵容器の過度の温度上昇以降

貯蔵容器が過度に温度上昇し、貯蔵容器の閉じ込め機能が損なわれると、貯蔵容器内に浮遊する MOX 粉末の粒子が貯蔵容器外に漏えいし、周辺環境に放出される。

また、貯蔵室排気系の機能喪失から、貯蔵容器の過度の温度上昇に至るまでの時間は約 42 時間である。

なお、貯蔵容器の設計上の最高使用温度に達した時点で貯蔵容器の過度の温度上昇に至ったものとする。

(添付 5. 7-2 参照)

(3) 起因事象の選定

(1) に示す系統構成を考慮し、貯蔵室排気系の機能喪失の直接原因となる起因事象を、静的機能損傷、全交流電源喪失及び動的機能損傷の3つの観点で整理し、以下の3つの起因事象を選定した。(第5.7-1図参照)

a. 静的機能損傷

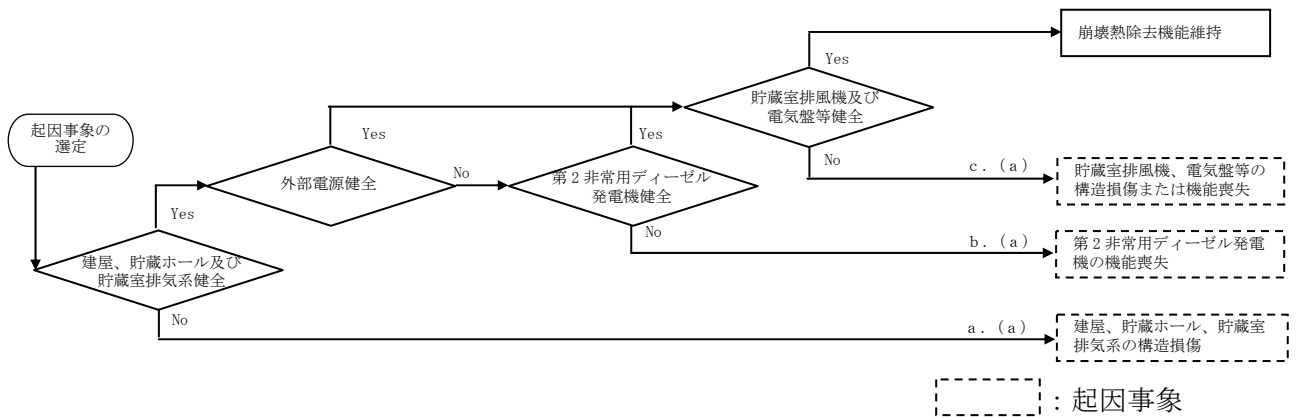
(a) 建屋、貯蔵ホール、貯蔵室排気系の構造損傷

b. 全交流電源喪失

(a) 第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失

c. 動的機能損傷

(a) 貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失



第5.7-1図 起因事象の選定フロー

(4) 実施可能なAM策の抽出

(2) で示した事象進展シナリオを踏まえ、有効なAM策は以下のとおりである。

a. 貯蔵室排気系の機能喪失から貯蔵容器の過度の温度上昇まで

崩壊熱除去機能を回復することにより貯蔵容器が過度の温度上昇に至ることを防止できるため、以下の対策が有効である。

(添付5.7-3参照)

AM-①: 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

運転予備用ディーゼル発電機から、貯蔵室排風機へ給電する。

AM-②: 電源車からの貯蔵室排風機への給電

電源車から、貯蔵室排風機へ給電する。

AM-③: 可搬式送風機による貯蔵室の換気

扉開放により排気経路を確保した上で、小型ディーゼル発電機からの給電により可搬式送風機を稼動し、貯蔵室の換気を行う。

これらのAM策は、(3)に示す起因事象によって実施の可否が異なる。以下に、各起因事象に対して期待できるAM策を示す。

なお、「建屋、貯蔵ホール、貯蔵室排気系の構造損傷」の場合は、敷地外への放射性物質の拡散抑制の観点から、合理的で実現可能な影響緩和対策を講じる。

(a) 第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失

第2非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、運転予備用ディーゼル発電機または電源車からの貯蔵室排風機への給電により、貯蔵容器が過度の温度上昇に至ることを防止できる。

また、可搬式送風機による貯蔵室の換気によっても貯蔵容器が過度の温度上昇に至ることを防止できる。

(b) 貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失

貯蔵室排風機、電気盤等の機能が喪失した場合、可搬式送風機による貯蔵室の換気を実施することで貯蔵容器が過度の温度上昇に至ることを防止できる。

(5) AM策の効果確認

AM策を実施している期間において事象の進展を防止するものは以下のとおりである。AM策を実施しない場合と実施した場合の貯蔵容器の過度の温度上昇に至る時間を比較することで効果を確認する。

AM-①: 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

AM-②: 電源車からの貯蔵室排風機への給電

AM-③: 可搬式送風機による貯蔵室の換気

a. 評価の前提条件

AM策実施時における、貯蔵室排気系の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は、AM策を実施しない場合よりも当該AM策の継続実施可能時間分だけ延長されるものとする。

b. AM策実施時における貯蔵容器の過度の温度上昇に至るまでの時間評価

各AM策を実施した場合における、貯蔵室排気系の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は以下のとおりである。

AM-①: 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

運転予備用ディーゼル発電機は、重油を燃料として運転することから、本 AM 策は、ディーゼル発電機設備用燃料油受入・貯蔵所の燃料油貯蔵タンク内の重油が枯渇するまで約 2 日継続して実施が可能である。よって、貯蔵室排気系の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を約 2 日延長することが可能である。

AM-②: 電源車からの貯蔵室排風機への給電

電源車は重油を燃料として運転することから、電源車 3 台を同時に運用すると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している重油が枯渇するまで約 17 日継続して実施が可能である。よって、貯蔵室排気系の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を約 17 日延長することが可能である。

AM-③: 可搬式送風機による貯蔵室の換気

可搬式送風機は、軽油を燃料とする小型ディーゼル発電機から給電することから、他の AM 策等で軽油を燃料とする措置をすべて同時に実施し始めると仮定した場合、本 AM 策は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約 24 日継続して実施が可能である。よって、貯蔵室排気系の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を約 24 日延長することが可能である。

c. AM 策の効果

AM 策の実施により、貯蔵室換気系の機能喪失から貯蔵容器の過度の温度上昇に至るまで時間を延長することができる。

(6) AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、貯蔵室排気系の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を延長することが可能であり、(4) で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

(7) AM 策の準備状況

(4) で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点で実施可能である。

今後は、さらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

なお、「AM-③: 可搬式送風機による貯蔵室の換気」の実施に際しては、貯蔵容器の温度を計測することで効果を確認することが可能である。そのた

め、AM-③の実施に併せて仮設温度計を設置する準備を進めており、現時点で資機材の手配を終え、今後、手順書の整備及び訓練を実施する。

また、AM-③を実施した場合の周辺環境への排気は、浄化機能を確保した上で実施することが望ましいため、排気経路への仮設フィルタの設置について、今後具体的な検討を進める。

5. 8 清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰

(1) 系統構成

前処理建屋の清澄機は、溶解液中の不溶解残渣を遠心力により捕集する遠心式装置であり、内部に高速回転するボウルを有する機器である。

(図 5.8-1 参照)

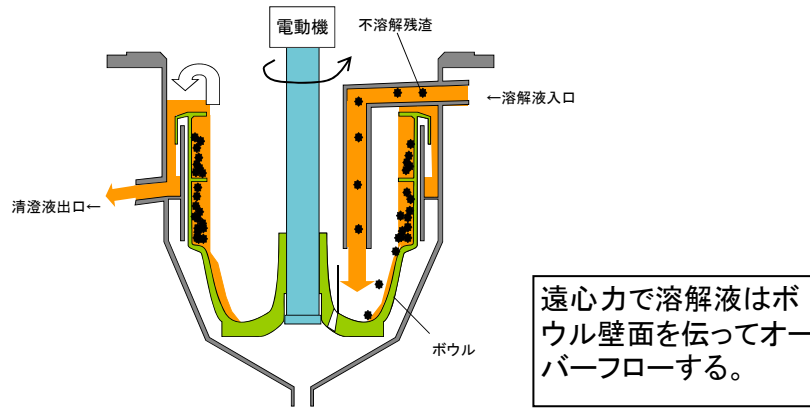


図 5.8-1 清澄機の運転概要図

所定量の溶解液を清澄処理し、ボウル内面に不溶解残渣を捕集した清澄機は、ボウルを低速回転させながら硝酸及び水を用いてボウル内面を洗浄することで、捕集した不溶解残渣を排出する設計としている。

(図 5.8-2 参照)

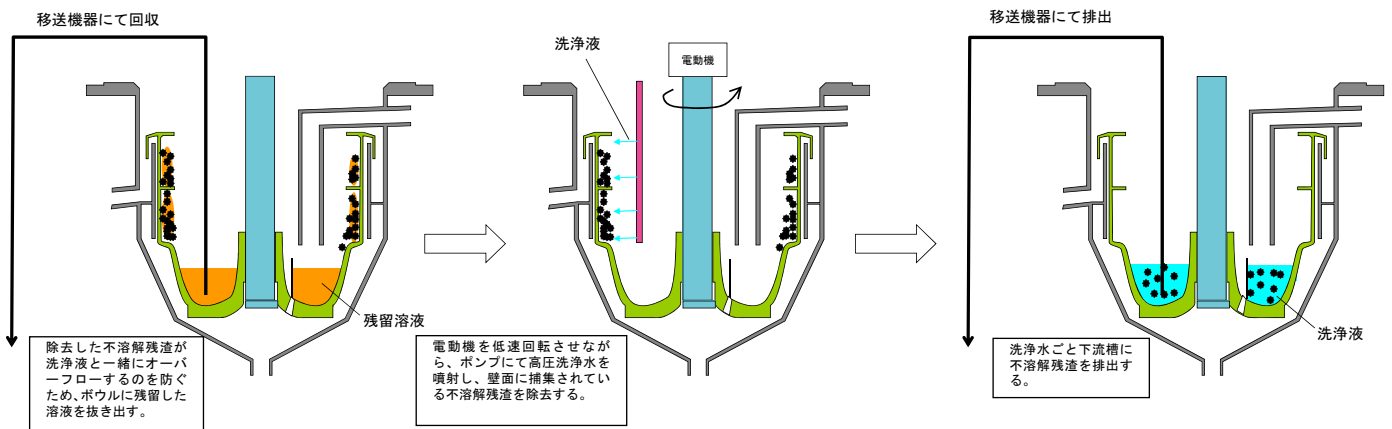


図 5.8-2 清澄機の不溶解残渣排出運転概要図

洗浄用の硝酸及び水が使用不能の場合においても、遅滞なくボウル内面に捕集された不溶解残渣を排出できるよう、予備のタンクから硝酸を供給できる設計としている。

また、予備のタンクからの硝酸供給用遠隔操作弁は 2 系列あり、それぞれ異なる電源から給電することで、電源が 1 系統故障した場合でも排出で

きる設計としている。

(添付 5.8-1 参照)

さらに、ボウル回転時に地震の揺れ等、異常振動を検知した場合は、清澄機の運転（ボウルの回転等）が自動で停止する設計としている。

また、ボウル内に捕集された不溶解残渣は崩壊熱により温度上昇、沸騰に至る可能性があることから、不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至る事象を防止する設計上の対策を以下に示す。

- ・任意のタイミングで不溶解残渣を排出する運転が可能である。
- ・ポンプにより硝酸または水を供給できない場合は、窒素により加圧した硝酸を用いてボウル内面を洗浄することで、不溶解残渣を排出することが可能である。
- ・電動機に給電できない場合に、手動により清澄機内のボウルを回転させることが可能である。

(添付 5.8-2 参照)

(2) 事象進展シナリオ

捕集された不溶解残渣が何らかの原因によりボウル内面から洗浄、排出されず、不溶解残渣の崩壊熱によって、不溶解残渣を含む溶液の沸騰により不溶解残渣の一部が、清澄機の気相中に移行し、周辺環境に放出されることを想定する。

捕集された不溶解残渣がボウル内面から洗浄、排出されない場合の事象進展は以下の a. ～ d. のとおり。

a. 清澄運転終了後から沸騰に至るまで

捕集された不溶解残渣がボウル内面から洗浄、排出されない場合、崩壊熱によりボウル内の溶液の温度は上昇するが、不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでは液面からの水分蒸発のみであることから、気相への放射性物質の移行は通常運転時と同程度であり、放射性物質の放出は無視できる。

b. 沸騰からルテニウム揮発まで

沸騰により水蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により気相へ放射性物質を含む溶液が移行することで、放射性物質が放出される。

沸騰が継続すると水分が蒸発し、硝酸濃度が上昇することにより、沸点が上昇する。

また、清澄運転終了後から沸騰に至るまでの時間は約 2 時間である。

(添付 5.8-3 参照)

c. ルテニウム揮発から乾固まで

硝酸濃度が高い状態で、かつ溶液の温度が約 120°Cに達すると溶液中のルテニウムと硝酸との化学反応が顕著となり、溶液からのルテニウムの揮発がはじまる。

揮発性のルテニウムが気相へ移行することにより、放射性物質の放出量が増大する。

d. 乾固以降

乾固以降は、放射性物質の移行はごく微量となるため、放射性物質の放出はほぼなくなる。

(3) 起因事象の選定

(1) に示す系統構成を考慮し、ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰の直接原因となる起因事象を、静的機能損傷、全交流電源喪失及び動的機能損傷の 3 つの観点で整理し、以下の 3 つの起因事象を選定した。(第 5.8-3 図参照)

a. 静的機能喪失

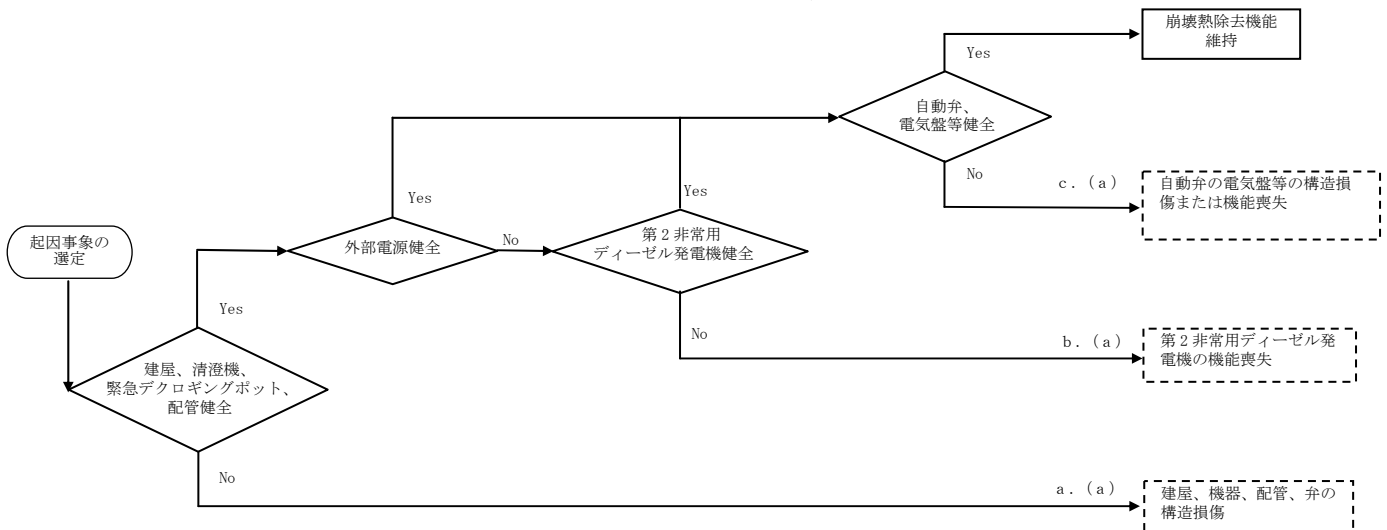
(a) 建屋、機器、配管、弁の構造損傷

b. 全交流電源喪失

(a) 第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失

c. 動的機器損傷

(a) 自動弁の電気盤等の構造損傷または機能喪失



第 5.8-3 図 起因事象の選定フロー

(4) 実施可能な AM 策の抽出

(2) で示した事象進展シナリオを踏まえ、有効な AM 策は以下のとおりである。

a. 清澄運転終了後から沸騰に至るまで

沸騰に至ることを防止するためには不溶解残渣の排出または冷却が必要であるため、以下の対策が有効である。

AM-①: 自動弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出

清澄機手動回転治具を用いて清澄機を手動で回転させた状態で、排出用硝酸供給ラインの遠隔操作弁（空気作動）を手動により強制的に開動作し緊急デクロギングポットから窒素により加圧した硝酸をボウルに供給し、ボウルから不溶解残渣を排出する。

また、不溶解残渣排出操作に時間がかかる場合は、緊急デクロギングポットの硝酸を、排出用硝酸供給ラインとは異なる散水ラインから供給（濡らし運転）することで、ボウル内の不溶解残渣の冷却を行い沸騰までの時間延長を実施する。

(添付 5.8-4 参照)

本 AM 策は、沸騰を防止するための対策であるが、沸騰後に実施しても、事象収束には有効である。

「第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失」もしくは「自動弁の電気盤等の構造損傷または機能喪失」した場合、自動弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出により清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰を防止できる。

なお、「建屋、機器、配管、弁の構造損傷」の場合は、敷地外への放射性物質の拡散抑制の観点から、合理的で実現可能な影響緩和対策を講じる。

(5) AM 策の効果確認

(3) で抽出した「AM-①: 自動弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出」は、実施により清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰を防止する AM 策であることから、沸騰に至る前に不溶解残渣をボウルから排出できることを確認する。

AM-①: 自動弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出

清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでに、自動

弁の手動強制開操作による不溶解残渣排出を実施できることを確認した。

また、濡らし運転の効果として、硝酸を噴霧することによって、崩壊熱を除去して、不溶解残渣を含む溶液の温度を低下することが期待でき、硝酸を約 11 L（約 20 秒）供給することによって、沸騰温度から 50℃以下に冷却することができ、沸騰までの時間を延長することができることを確認した。

（添付 5.8-5 参照）

以上より、AM 策を実施することで、清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰を防止できることを確認した。

（6）AM 策の有効性確認

AM 策の実施により、清澄機ボウル内の不溶解残渣を含む溶液の沸騰は防止でき、（4）で抽出した AM 策が有効であることを確認した。

（7）AM 策の準備状況

（4）で抽出した AM 策は、必要な設備や資機材の手配、手順書の整備を既に終えており、訓練も実施していることから、現時点でも実施可能である。

今後はさらに操作の習熟及び手順の改善等を実施するため、定期的に訓練を実施していく。

6. まとめ

六ヶ所再処理施設の安全設計、安全評価をもとに、福島第一原子力発電所事故を受けて実施した緊急安全対策等の対応等を踏まえ、六ヶ所再処理施設の重大事故を選定するとともに、重大事故に対する発生防止対策、影響緩和対策を検討、評価した。

その結果、重大事故として「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」を選定し、重大事故に対する AM 策を示すとともに、今後の計画についても示した。

さらに、AM 策を期待しない場合に異常な放出に至る可能性がないとして、重大事故に選定されなかった事象についても、「安全性向上のための継続的活動の対象事象」と位置付け、事象の進展防止のための AM 策を基本として必要な対策等を評価し、必要な対応を図ることとした。

今後、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、更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。

以 上