

再処理施設の安全の高度化について

Enhancement of safety for reprocessing facilities

平成 24 年 6 月
June 2012



JNES

独立行政法人原子力安全基盤機構

Japan Nuclear Energy Safety Organization

本レポートの著作権利用に関しては下記にお問い合わせください。

独立行政法人 原子力安全基盤機構 総務部 管理グループ
〒105-0001 東京都港区虎ノ門4-1-28 虎ノ門タワーズ オフィス
電話：03-4511-1240
ファックス：03-4511-1298
電子メール：kanrig-soumu@jnes.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Administration Group
Personnel and Accounting Division
JAPAN NUCLEAR ENERGY SAFETY ORGANIZATION (JNES)
Toranomon Towers Office, 4-1-28 Toranomon, Minato-ku, Tokyo, 105-0001, Japan
T e l : +81-3-4511-1240
F a x : +81-3-4511-1298
E-mail : kanrig-soumu @jnes.go.jp

再処理施設の安全の高度化について

核燃料廃棄物安全部

要旨

再処理施設においては発電炉と異なり、国際的に合意されたシビアアクシデントの定義がなく、このための対応も行われてこなかった。しかしながら、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「1F事故」という。）を踏まえて、設計上の想定を超える事象（以下「想定を超える事象」という。）の発生防止だけでなく、適切な拡大防止・影響緩和対策も含めて、アクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）を講じることが重要であることが明らかになった。

そこで、原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）は、再処理施設を対象に、1F事故を踏まえ平成23年度内に成果を得るべき安全研究の一つとして、全交流電源喪失を含む安全上重要なユーティリティ喪失に係る事業者の安全対策が適切であることを審査するための文書を作成することとした。

本研究で作成することとした審査の基準案及び視点案は、次の①～③である：

- ① 上述の「想定を超える事象」に係る審査基準案
- ② 原子力安全・保安院（以下「NISA」という。）の指示文書^{※1)}において緊急に実施すべきとされた「本格稼働に対する緊急安全対策」に係る審査基準案
- ③ NISAの指示文書^{※2)}において安全性に関する潜在的な脆弱性を明らかにするとともに、「想定を超える事象」に対する安全性を総合的に評価すべきとされた「施設の安全性に関する総合的評価」の審査の視点案

①については、文献の調査、分析等を行い、想定を超える事象の定義と選定の考え方、及びAM策の考え方を明確にした上で、「想定を超える事象に係る審査基準案」を作成した。AM策の考え方に関して明確にした主なものは次のとおりである：

- ・ AM策の要件とする「管理された状態」の定義
- ・ 複数の想定を超える事象が同時期に発生する場合のAM策の考え方
- ・ 爆発等の想定を超える事象により放射性物質が放出される場合のAM策の考え方

※ 1：東京電力株式会社福島第一原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設における緊急安全対策の実施について、原子力安全・保安院、平成23年5月1日

※ 2：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、原子力安全・保安院、平成23年11月25日

②及び③については、NISA 指示文書等の内容に基づき、①を参考として、「本格稼働に対する緊急安全対策に係る審査基準案」及び「施設の安全性に関する総合的評価の審査の視点案」を作成した。

③の本文は平成 24 年 4 月 25 日付けでNISAに報告済みであり、同時にJNESのホームページ^{※3)}にて既に公開しているため、本報告書の本文には、「過度の放射線被ばくを与える事象」の定義に関する提案のみを記載した。

なお、本研究は、当初①及び②を作成することを目的に開始した。しかしながら、その後、原子力安全・保安院（以下「NISA」という。）から「③施設の安全性に関する総合的評価の審査の視点案」の作成についての技術的支援の依頼^{※4)}があったことから、類似の目的で検討を開始していた本研究の場で検討することとした。

②は本格稼働を踏まえて事業者が策定した緊急安全対策の実施状況の確認に係る国の審査基準の原案として、③は事業者が実施した総合的評価の国による審査の視点の原案として活用されることを提案する。

本研究を進めるに当たっては、JNES 内に「再処理施設の安全の高度化検討会」を設置し、委員及び専門家から意見を聴取した。

※ 3 <http://www.jnes.go.jp/content/000122559.pdf>

※ 4 : NISA、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係る支援について、平成 24 年 1 月 13 日付け平成 23・12・28 原院第 3 号

目次

1	はじめに	1
1. 1	研究の目的	1
1. 2	研究の進め方	1
2	実施内容	3
2. 1	想定を超える事象の定義について	3
2. 2	想定を超える事象の選定及び対策の考え方について	3
2. 2. 1	想定を超える事象例の選定	3
2. 2. 2	想定を超える事象の対策の考え方について	7
2. 2. 3	発生防止対策及び拡大防止・影響緩和対策の評価の視点について	10
3	成果	12
3. 1	想定を超える事象に係る審査基準案	12
3. 1. 1	想定を超える事象に係る審査基準案の構成	12
3. 1. 2	想定を超える事象に係る審査基準案の本文	12
3. 1. 3	想定を超える事象に係る審査基準案の解説	17
3. 2	緊急安全対策に係る審査基準案	29
3. 2. 1	緊急安全対策に係る審査基準案の構成	29
3. 2. 2	緊急安全対策に係る審査基準案の本文	29
3. 2. 3	緊急安全対策に係る審査基準案の解説	33
3. 3	総合的評価に関する審査の視点案について	39
4.	まとめ	42
別紙 1	「再処理施設の安全の高度化検討会」委員等のメンバー	別-1
付録 1	日本原燃株式会社から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について*	
付録 2	独立行政法人日本原子力研究開発機構から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について*	
付録 3	想定を超える事象に係る審査基準案の参考	
付録 4	緊急安全対策に係る審査基準案の参考	
付録 5	ラ・アーク再処理施設の補完的安全評価（ECS；ストレステスト）について	
付録 6	水素爆発が爆燃か爆ごうかの評価について	

*付録 1 及び 2 は、原子力安全・保安院より平成 23 年 5 月 19 日付け平成 23・05・09 原院第 3 号で JNES へ依頼のあった「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妥当性の評価に係る技術協力について」に関する JNES の平成 23 年 7 月 8 日付回答である。

表目次

表 1	火災・爆発に関する想定を超える事象の例 -----	4
表 2	臨界に関する想定を超える事象の例 -----	5
表 3	閉じ込め機能喪失に関する想定を超える事象の例 -----	5
表 4	遮蔽機能喪失に関する想定を超える事象の例 -----	6
表 5	冷却機能喪失に関する想定を超える事象の例 -----	6
表 6	水素滞留防止機能喪失に関する想定を超える事象の例 -----	6
表 7	核燃料サイクル施設の AM 策の目的 -----	8
表 8	発生防止対策（例）と対策の評価の視点の例 -----	11
表 9	拡大防止・影響緩和対策（例）と対策の評価の視点の例 -----	11
表 10	緊急安全対策に係る対象事象と想定を超える事象との比較 -----	29
表 11	総合的評価に係る対象事象 -----	40

図目次

図 1	①から③の文書が対象とする事象の関係 -----	2
図 2	想定を超える事象の選定と対策の想定される検討手順 -----	7

1 はじめに

1. 1 研究の目的

再処理施設においては発電炉と異なり、国際的に合意されたシビアアクシデントの定義がなく、このための対応も行われてこなかった。しかしながら、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「1 F 事故」という。）を踏まえて、異常が発生した場合の設計上の想定を超える事象（以下、「想定を超える事象」という。）の発生防止だけでなく、これらの発生防止対策がことごとく失敗し、臨界、有機溶媒火災等にまで進展したと仮定しても、適切な拡大防止・影響緩和対策が採られることまでを含めて、アクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）が適切な内容であることを確認することが重要であることが明らかになった。

そこで、原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）は、再処理施設を対象に、1 F 事故を踏まえ平成 23 年度内に成果を得るべき緊急の研究の一つとして、全交流電源喪失を含む安全上重要なユーティリティ喪失に対応した安全対策に係る研究を行うこととした^(参1)。

しかし、上記の計画立案後、我が国の核燃料サイクル施設の状況は、原子力安全・保安院（以下「NISA」という。）から、a. 緊急安全対策の指示（平成 23 年 5 月 1 日）^(参2)、b. 原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対策を踏まえた措置の指示（同年 6 月 15 日）^(参3)、及び c. 核燃料サイクル施設の安全性に関する総合的評価（ストレステスト）の指示（同年 11 月 25 日）^(参4) のように変化した。

さらに、平成 24 年 1 月 13 日、NISA から安全性に関する総合的評価に関する審査の視点案の作成についての技術的支援の依頼があったことより、類似の目的で検討を開始していた本研究の場で検討することとした。

この結果、本研究の目的は、最終的には、次に示す内容とした。

- ① 上述の「想定を超える事象」に係る審査基準案（以下「想定を超える事象に係る審査基準案」という。）の作成
- ② 参考文献 2 において緊急に実施すべきとされた「本格稼働に対する緊急安全対策」に係る審査基準案（以下「緊急安全対策に係る審査基準案」という。）の作成
- ③ 参考文献 4 において安全性に関する潜在的な脆弱性を明らかにするとともに、「想定を超える事象」に対する安全性を総合的に評価すべきとされた「施設の安全性に関する総合的評価」に関する審査の視点案（以下「総合的評価に関する審査の視点案」という。）の作成

1. 2 研究の進め方

想定を超える事象の選定及び AM 策の考え方に関する検討を行い、まずは上記①の審査基準案を作成し、①を参考としつつ②及び③を作成することとした。

以下に概略の実施手順を示す。

- (1) 想定を超える事象の定義、及び AM 策の種類、位置づけを明確にする^(参5~7)。
- (2) 想定を超える事象の選定と AM 策の検討の考え方を明確にし、想定を超える事象に係る審査基準案を作成する。
- (3) 緊急安全対策に係る審査基準案は、想定を超える事象に係る審査基準案をベースとし、平成 23 年 5 月、6 月に実施した、検査期間*中の再処理施設に対する緊急安全対策の妥当性評価に関し、原子力安全・保安院を支援して得られた知見を活用し作成する^(参3、付録1、2)。
- (4) 総合的評価に関する審査の視点案は、想定を超える事象に係る審査基準案をベースとし、核燃料サイクル施設の安全性に関する総合的評価の指示文書^(参4)に基づき、発電炉のストレステスト（一次評価）に関する審査の視点案^(参8)、フランスのラ・アーク再処理施設の補完的安全評価（ストレステスト）の情報^(参9~11)等を参考に作成する。
- (5) 上記に関する技術検討結果について、JNES 主催の「再処理施設の安全の高度化検討会」を開催し、委員からの聴取意見を反映することによって、審査基準案、視点案をとりまとめる（再処理施設の安全の高度化検討会委員等のメンバーは別紙 1 参照）。

上述の 3 文書の対象事象の関係は、NISA の指示文書^(参2、4)に記されている起因事象などから図 1 のとおり示すことができる。

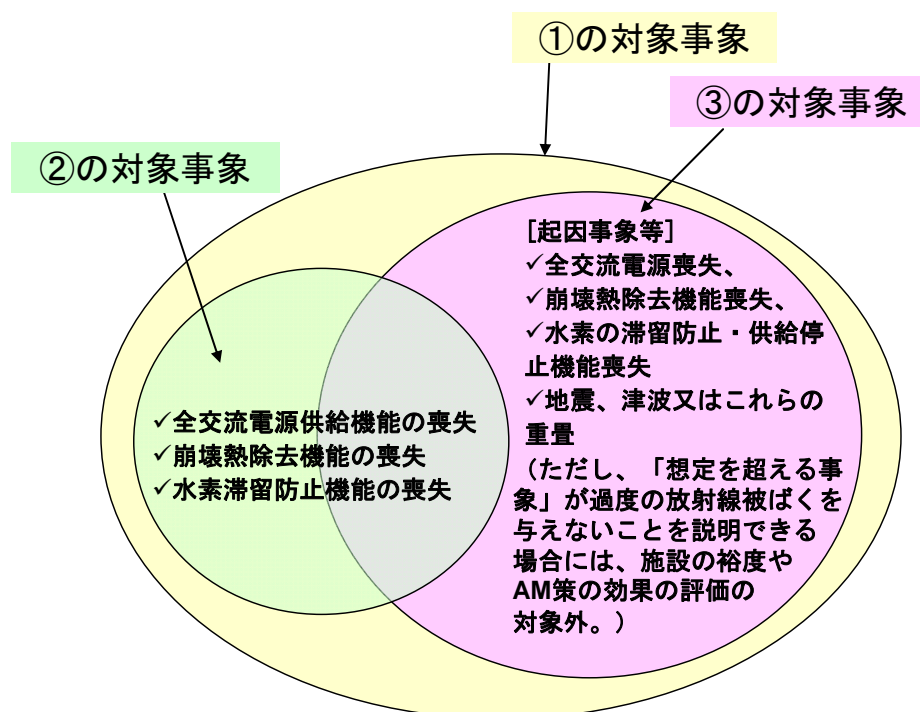


図 1 ①から③の文書が対象とする事象の関係

*東海再処理施設は施設定期検査期間中であり、六ヶ所再処理施設は使用前検査期間中であった。

2 実施内容

2. 1 想定を超える事象の定義について

想定を超える事象の定義は、「地震、津波、その他の自然現象及び自然現象によらない何らかの原因（以下「内的事象」という。）によって発生する可能性のある全ての事象。」とし、設計で考慮した安全確保のための機能が喪失し、周辺公衆に放射線被ばくのリスクを与える全ての事象を対象とすることとした。

2. 2 想定を超える事象の選定及び対策の考え方について

次の2. 2. 1から2. 2. 3の作業を実施し、想定を超える事象の選定の考え方、対策の考え方、及びAM策の評価の視点を明確にした。

2. 2. 1 想定を超える事象例の選定

想定を超える事象は、以下の考え方に基づいて選定するものとした。

- a. 地震、津波による冠水および全交流電源喪失が、同時に発生することを想定する。ただし、テロ等による設備・機器の破壊は対象外とする。
- b. 全交流電源喪失の期間は、設計で考えていた短時間（30分）ではなく、長時間（1週間以上）とする。
- c. 耐震設計上の重要度分類Sクラス（以下、「耐震Sクラス」という。）の設備・機器等を含め損傷することも想定する。すなわち、地震、津波、その他の自然現象に対して安全裕度が小さな設備・機器等は安全機能を喪失するとし、影響又は発生頻度の大小を問わず検討の対象とする。
- d. 発生する可能性が極めて低いとして、現状の安全設計で想定していない事象（当該施設の設計基準事象、又は設計基準事象相当としなかった事象）も対象とする。
- e. 体系的に事象が選定された六ヶ所再処理施設の設計基準事象選定に関する報告書^(参12)をベースに長時間の停電を前提に選定する。
- f. 放射性物質の形態（例えば、ガラス固化体、使用済燃料、MOX粉末、高レベル濃縮廃液など）を考慮し、必要に応じて、PSA 試解析の結果に基づき、関連する事象の範囲を明確にした上で、事象をグループ毎に分類する。
- g. 本格運転中の施設が地震等によって突然停電した際の挙動を工程毎に考察し、事象を抽出する。
- h. 海外の再処理施設の事故例等最新の知見を参考に事象を抽出する。
- i. フランスのラ・アーク再処理施設のストレステスト^(参9)で検討されている事象も検討対象とする。

上記aからiにしたがって、火災・爆発、臨界、閉じ込め機能喪失、遮蔽機能喪失、冷却機能喪失、水素滞留防止機能喪失の種類毎に表1から表6の想定を超える事象例を選定した。

なお、表1から表6の事象例、及び本事象例に基づいて検討した2.2.3項の表8、表9に示す対策の評価の視点案は、3.1.2項の想定を超える事象に係る審査基準案及び3.2.2項の緊急安全対策に係る審査基準案の作成の参考にするためのものである。表1から表6、表8及び表9の例に照らして、想定を超える事象の選定、対策の適切性を審査するものではない。

また、再処理施設の場合には、施設内に放射性物質が分散しており、地震などの自然現象によって、複数の想定を超える事象が同時に発生する可能性があるという特徴がある。複数の想定を超える事象が同時多発的に発生する場合の検討手順については、別途検討し、結果は想定を超える事象の審査基準案の参考（付録3）に記載している。

表1 火災・爆発に関する想定を超える事象の例

- ① 放射性物質を含む有機溶媒がセル内に漏えい。全電源も喪失し、漏えい液の回収移送ができず、有機溶媒が引火点を超え着火・燃焼し、放射性物質を放出。
- ② 放射性物質を内包する機器の周辺で火災が発生し、その熱により放射性物質を放出（グローブボックス内火災を含む）。
- ③ 廃溶媒熱分解装置（通常は不活性雰囲気）内に空気が流入し、廃溶媒が異常燃焼し、放射性物質を放出。
- ④ 電源盤等の短絡により火災が発生し、冷却等の制御が不能になり、放射性物質を放出。
- ⑤ 崩壊熱除去機能喪失により、機器内で有機溶媒の温度が引火点を超え、着火して火災。
- ⑥ 交流電源喪失により、溶液の過加熱防止機能等が喪失。TBP等の錯体等の急激な分解反応により爆発。
- ⑦ 交流電源喪失により、TBPと濃硝酸が接触し不安定な化合物を生成することによる爆発。
- ⑧ 高放射性廃液濃縮工程の蒸発缶内液量減少によりホルマリンがガス化（ホルムアルデヒドガスが発生）し、爆発。
- ⑨ 高濃度の硝酸ヒドロキシルアミンの爆発。周辺機器・構築物が損傷し、放射性物質を放出。
- ⑩ 水素使用箇所における水素の爆発。

表2 臨界に関する想定を超える事象の例

- ① 全濃度安全形状機器以外の機器において冷却機能を喪失し、プルトニウムを含む溶液が崩壊熱等によって過度に濃縮。
- ② 形状管理機器の形状が変化。
- ③ パルスカラム等における中性子吸収材の喪失・損傷。
- ④ 質量管理機器における核分裂性物質の増加。
- ⑤ 溶液の誤移送。
- ⑥ 溶液の誤移行(サイフォン効果等)。
- ⑦ 複数の機器から溶液が漏えいした場合の溶液受皿への集中滞留。
- ⑧ 分離分配工程等の抽出器内溶液の酸濃度低下によってプルトニウム・ポリマーが生成し、機器内に蓄積・沈殿。
- ⑨ ウラン・プルトニウムの不均一な沈殿物生成。
- ⑩ 使用済燃料プールの燃料ラックの倒壊。

表3 閉じ込め機能喪失に関する想定を超える事象の例

- ① 使用済燃料輸送キャスクから取り出され、せん断処理工程まで移動中の使用済燃料が落下等で損傷し、放射性物質がセル外へ漏えいし、放射性物質を放出。
- ② プール内のラックの倒壊によって使用済燃料が損傷し、放射性物質が外部へ漏えい。
- ③ 全交流電源を喪失し、せん断中の使用済燃料が空気中で放置され、放射性物質を放出。
- ④ 高レベル廃液貯槽が破損し、液がセル内に漏えい。全交流電源喪失により、液を移送できず、セル内で沸騰又は蒸発乾固、その結果、放射性物質を放出。
- ⑤ ガラス溶融炉の倒壊等によって、溶融ガラスの全量がセル内へ漏えいし、当該ガラスから放射性物質を放出。
- ⑥ 気体廃棄物処理系の配管・ダクトが損傷し、放射性物質を放出。
- ⑦ 全交流電源喪失等により、水封やシール水が消失し、放射性物質がセル内を經由して環境に放出。
- ⑧ ヨウ素吸着装置等の加熱、凝縮器、デミスタ等の冷却、廃ガス洗浄塔への洗浄水供給等が停止し、廃ガス処理能力が低下し、放射性物質を放出。
- ⑨ フィルターのケーシングが変形し、放射性物質を放出。
- ⑩ 容器等の機器及びセルが損傷し、内包する放射性物質がセル外へ漏えいし、放射性物質を放出。
- ⑪ 排気筒の倒壊によって相対濃度が上昇し、被ばく量が増大。
- ⑫ 海中放出管の損傷によって液体廃棄物が放出できず液体廃棄物が溢れて、放射性物質を放出。
- ⑬ 全電源喪失により、ガラス溶融炉の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質を放出。

表4 遮蔽機能喪失に関する想定を超える事象の例

- ① 崩壊熱除去機能の喪失によってプール水が沸騰して水量が減少し、プール水位が低下。遮蔽能力が低下し、施設外に放射線を過度に放出。
- ② 遮蔽機能を有するセル壁が損傷し、施設外に放射線を過度に放出。
- ③ 遮蔽体が破損し、施設外に放射線を過度に放出。
- ④ 臨界事故により、施設外に放射線を過度に放出。

表5 冷却機能喪失に関する想定を超える事象の例

- ① 崩壊熱除去機能の喪失により、溶液が沸騰又は蒸発乾固し、放射性物質を放出。
- ② 使用済燃料貯蔵プールが損傷し、プール冷却水が漏えいした結果、崩壊熱除去機能を喪失。(使用済燃料貯蔵プールの損傷の原因として、燃料集合体落下、キャスク落下、クレーン落下等についても考慮する。)
- ③ 使用済燃料貯蔵プールの冷却水喪失により、使用済燃料の温度が上昇して被覆管が損傷し、放射性物質を放出。
- ④ 遠心清澄機の回転停止によって、清澄機内部の発熱性不溶解性残渣等が外部に排出できないまま、崩壊熱による水分蒸発・沸騰により放射性物質のエアロゾルが発生し、また、蒸発乾固状態に至ることによって、Ru 等が気化して放射性物質を放出。
- ⑤ MOX 粉末貯蔵室の換気系の停止によって、貯蔵室の温度が過度に上昇し、粉末貯蔵缶のシール部が損傷して放射性物質を放出。
- ⑥ ガラス固化体貯蔵建屋貯蔵ピットの冷却機能喪失(自然空冷停止)。
- ⑦ 全交流電源喪失により、ガラス固化体検査室等で換気が停止し、部屋の温度が適度に上昇し、放射性物質を放出。

表6 水素滞留防止機能喪失に関する想定を超える事象の例

- ① 全電源が喪失し、放射性物質を含む溶液を内蔵する容器等における水素掃気機能が喪失し、爆発限界以上に水素が滞留し、何らかの原因で着火・爆発し、放射性物質を放出。
- ② アルカリ洗浄廃液貯槽の水素掃気機能の喪失によって水素爆発が発生し、(爆発によるフィルター損傷がある場合とない場合を含めて)放射性物質を放出。(ただし、仏ストレステスト報告書の事例であり、我が国の再処理施設でこのような廃液が発生するかどうかを確認する必要がある。)

2. 2. 2 想定を超える事象の対策の考え方について

IAEA 安全基準 NS-R-5「核燃料サイクル施設の安全」^(参13) の TABLE 1.深層防護のレベルの脚注には、AM 策の目的は、「事象がより過酷な事故へ進展するのを防止すること、設計基準事故を超える事故の影響を緩和すること、及び長期の安全で安定した状態を達成することである。」と記されている。

AM 策の種類は、「事象がより過酷な事故へ進展するのを防止すること」より発生防止対策、拡大防止対策が、及び「設計基準事故を超える事故の影響を緩和すること」より影響緩和対策が挙げられ、これら三つとすることとした。

平成 23 年 5 月、6 月に実施した、検査期間中の再処理施設に対する緊急安全対策は、全交流電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、水素滞留防止機能喪失に係る、溶液沸騰、水素ガス爆発等の事象に対して、基本的には発生防止に関するものであった^(参3、付録1, 2)。

これに対し、想定を超える事象は、影響、発生頻度の大小に拘わらず起きると仮定することが前提であるため、その対策（AM 策）としては拡大防止及び影響緩和対策を基本として検討することとした。

想定を超える事象の選定と対策の実施手順としては図 2 が考えられる。図 2 より、想定を超える事象に関する対策の考え方として次の (a) から (d) の項目について検討し整理した。

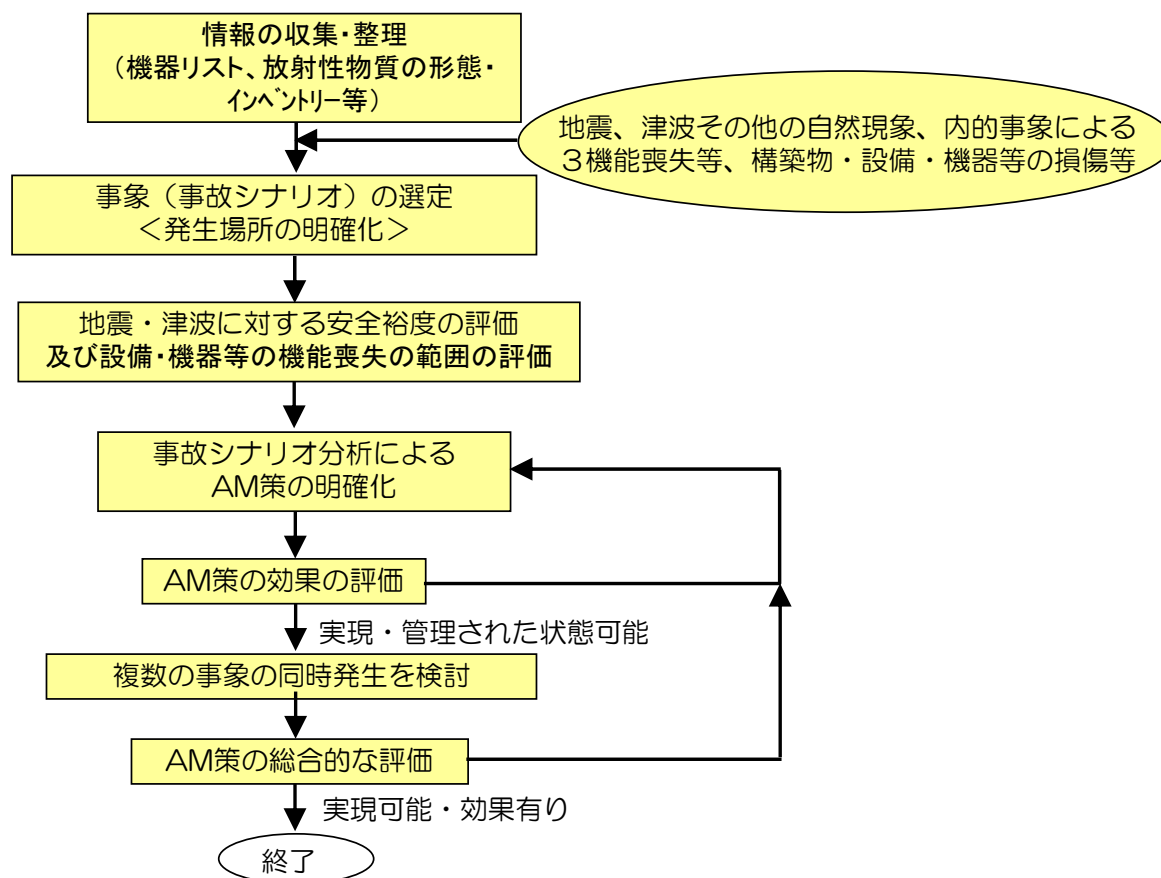


図 2 想定を超える事象の選定と対策の検討手順

(a) AM 策の要件とする「管理された状態」の定義

想定を超える事象に対する AM 策は、本研究では外部からの支援は受けられず、事業所内で実施できるものに限定することを前提とした。

すなわち、外部からの支援を受けて行う大規模な復旧工事、除染作業は範囲外とし、事業者のみで実施する AM 策によって施設が「管理された状態」になることとした。

参考文献 13 には、AM 策の目的は、「事象がより過酷な事故へ進展するのを防止すること、設計基準事故を超える事故の影響を緩和すること、及び長期の安全で安定した状態を達成することである。」と記されている。

一方、IAEA 安全指針 NS-G-2.15「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」^(参14)では、原子力発電所における AM 策の目的は以下のように定義されている。

- ・設計基準事故を超えた事象 (Beyond Design Basis Accident) がシビアアクシデント (炉心損傷) に進展することを防ぐこと。
- ・炉心損傷が一旦始まったならば、炉心損傷の進行を終止させること。
- ・格納容器の健全性をできるだけ長く維持すること。
- ・放射性物質の放出を最小にすること。
- ・長期の安定状態を達成すること。

核燃料サイクル施設の AM 策の目的は、原子力発電所のものから以下のように置き換えることによって、表 7 のように整理した。

- ・核燃料サイクル施設における「シビアアクシデント」については国際的に合意された定義がないことから、単に「想定を超える事象」、「事態」に置き換える。
- ・「格納容器の健全性」、「放射性物質の放出 (の最小化)」は、核燃料サイクル施設にとって最も重要な「閉じ込め機能」に置き換える。

表 7 核燃料サイクル施設の AM 策の目的

原子力発電所の AM 策の目的	核燃料サイクル施設の AM 策の目的
BDBA がシビアアクシデント (炉心損傷) に進展することを防ぐこと	想定を超える事象の発生・拡大を防止し、 事態を収束させること
炉心損傷が一旦始まったならば、炉心損傷の進行を終止させること	
格納容器の健全性をできるだけ長く維持すること	閉じ込め機能をできるだけ維持することにより影響を緩和すること
放射性物質の放出を最小にすること	
長期の安定状態を達成すること	長期の 安定状態を達成すること

上記で述べた前提及び2つの IAEA 文書^(参13, 14)に記されている AM 策の目的を基に検討し、「管理された状態」の定義は、「一連の AM 策によって、事態が収束し、安定状態にあること。」とした。

(b) 複数の想定を超える事象が同時期に発生する場合の AM 策の考え方

単独の事象について、それぞれの AM 策の適切性を十分確認した上で、複数の事象が同時期に発生する場合の AM 策の適切性確認のために、以下が必要であるとした。

- ・ 複数の事象が同時期に発生する場合や、複数の関連設備・機器等が同時に影響を受ける場合に、同時に対応できる AM 策の範囲や対応の優先順位が示され、その適切性が評価されていること。
- ・ 上記の場合において、必要な対策実現のための組織、実施体制、連絡通報体制及び手順書が整備され、それらが関係者に周知され、教育及び訓練がなされていることが示されていること。
- ・ 実施体制は人的リソースの面から実施可能であること、特に、事業所全体の人的リソースが考慮されていること。

(c) 爆発等の想定を超える事象により放射性物質の放出される場合の AM 策の考え方

塔槽類等において、放射線分解によって発生する水素が、全交流電源喪失時に水素滞留防止機能が喪失することによって爆発を起こすと、爆発の規模によっては、塔槽類廃ガス処理設備（以下「VOG 系」という。）の一部配管や HEPA フィルター及びセル行きの水封系が破損する可能性がある。これらの機器、配管等が破損した場合には、VOG 系の排風機が電源回復によって運転が可能となっても、この状態では VOG 系の所定の浄化機能が期待できず、VOG 系を使った通常の排気が難しい。

したがって、一度発生すると通常の運転状態への復帰が困難な爆発事象に対しては、発生防止が基本であり、発生防止対策を十分信頼性の高いものとする必要がある。さらに、爆発が起こった後に、更なる爆発が起きないように拡大（再発）を防止する、併せて更なる放射性物質の放出を抑制し影響緩和するということが必要である。

上記は、放射線分解によって発生する水素の爆発以外の爆発事象、及び沸騰事象についても当てはまるため、爆発事象及び沸騰事象については、発生防止対策が AM 策の基本であり、必要であるとした。

なお、福島事故では、格納容器から水素が漏えいし、漏えい先の原子炉建屋内で爆発した。この場合をみても、水素の挙動は複雑であることがわかる。よって、再処理施設の場合には、地震等に対する安全裕度等を考慮した上で、塔槽類で発生した水素がどの

ように挙動するかを予め十分に分析することが重要である。

また、水素爆発については、爆燃か爆ごうかを区別して評価されている必要があり、水素濃度に応じた判定の考え方を付録6に示す。

(d) 安全裕度評価のための許容値

事象進展及び AM 策案を考える上で必要となる安全裕度評価のための許容値について、以下のように考えた。

どの程度の地震動で、耐震 S クラス、及び「想定を超える事象」の発生防止とその進展防止・影響緩和に効果のある機器（耐震設計上の重要度分類 B、C クラス（以下、「耐震 B、C クラス」という。）等の建物・構築物、系統、機器を含む）が損傷又は機能喪失するか否かを基本的には設計上の許容値との比較において評価する。ただし、設計上の許容値より大きな値を用いている場合は、その適切性を示す必要がある。

例えば、機器（容器）等が変形すると閉じ込め性能が維持できなくなり「想定を超える事象」に進展する場合には、弾性域内にとどまる必要があるため、許容値は弾性域内のものとする必要がある。ただし、安全機能を維持するためには、ある程度の変形・損傷は許容できる場合には、損傷モード（転倒、座屈など）、及びデータの信頼性を十分に検討した上で、許容値は塑性域まで拡張した許容値を設定できる。

2. 2. 3 発生防止対策及び拡大防止・影響緩和対策の評価の視点について

想定を超える事象例の考え得る対策例を列挙し、発生防止対策及び拡大防止・影響緩和対策の評価の視点を明確にした。

各対策に共通する評価の視点として抽出した事項は、次の a から d である。

- a. 液位、温度、内容物の状態等について計測又は観察可能状態にあるかどうかの確認（分析を含む）。
- b. 緊急時対応マニュアル等によって、事象の進展（対策実施後を含む）が予測可能とされることの確認。
- c. 設計上及び運転操作上必要とされるプロセス安全上の考慮が、各対策実施時においても考慮されていることの確認。
- d. 各対策の優先順位が決められていることの確認。

次に、対策と対策の評価の視点の例として、表1の[火災・爆発に関する事象例]①の「放射性物質を含む有機溶媒がセル内に漏えい。全電源も喪失し、漏えい液の回収移送ができず、有機溶媒が引火点を越え着火・燃焼し、放射性物質を放出。」の場合に関するものを表8、表9に示す。

表8 発生防止対策(例)と対策の評価の視点の例

発生防止対策(例)	発生防止対策の評価の視点(例)
a. 既存の火災防止機能の活用 ・有機溶媒漏えいの検知及び回収ができること	・セル内へ漏えいした場合の検知方法(全交流電源喪失時)についての確認。
b. 既存の火災防止機能以外の方策 ・漏えい有機溶媒の冷却手段が確保できること(セル内への水注入等)	・水を使用する場合は、臨界上問題ないかの確認。(必要な場合は、中性子吸収材入りとする。その場合は、どこで中性子吸収材を混合するか等についての確認。)

表9 拡大防止・影響緩和対策(例)と対策の評価の視点の例

拡大防止・影響緩和対策(例)	拡大防止・影響緩和対策の評価の視点(例)
(a) 既存の拡大防止・影響緩和対策の活用 ・既存の CO ₂ 消火設備による消火ができること(全交流電源喪失時) ・発火したことが検知できること(全交流電源喪失時)	・全交流電源喪失時の作動性についての確認。 ・全交流電源喪失時の発火の検知方法についての確認。
(b) 既存の拡大防止・影響緩和対策以外の方策 ・代替火災検知機能が確保できること ・漏えい有機溶媒の代替回収機構が設置できること ・CO ₂ 以外の代替化学的消火手段が確保できること ・延焼防止措置(ダクト閉止、セル周囲の可燃物撤去等)が図られること ・鎮火後の溶液の冷温化が達成できること	・代替火災検知機能は、火災の発生を操作室等から即座に検知可能であることの確認。 ・代替回収機構は、短期間で設置可能なものであることの確認。 ・対策がセル内注水となる場合には、水源、移送装置の耐震上の安全裕度の確認。 ・換気ダクト等を閉止した際に、消火後に水素等の可燃性ガスの発生・滞留が予想される場合は、ガス爆発防止が考慮されていることの確認。 ・有機溶媒と硝酸が共存するセルについては、硝酸の熱分解により発生する恐れのある酸素の寄与について考慮されていることの確認。 ・鎮火後の溶液の冷温化達成方法についての確認。

3 成果

3. 1 想定を超える事象に係る審査基準案

3. 1. 1 想定を超える事象に係る審査基準案の構成

想定を超える事象に係る審査基準案は、次の13の基準によって構成した。

- 基準1. 事象の選定
- 基準2. 対策の検討
- 基準3. 地震
- 基準4. 津波
- 基準5. 計測制御系統
- 基準6. 火災・爆発
- 基準7. 臨界
- 基準8. 閉じ込め機能
- 基準9. 遮蔽
- 基準10. 冷却機能
- 基準11. 水素滞留防止
- 基準12. 電源
- 基準13. 緊急時対応組織等

また、審査基準案は、本文、解説、及び参考からなり、それぞれの位置づけは次の通りとした。

- ・本文： 審査基準を定めるものであるため、要求事項として満足させる必要がある。
- ・解説： 各審査基準に対応して、要求の観点・範囲・内容を解説したものであるため、適切に考慮する必要がある。
- ・参考： 各審査基準に対応して、要求に係る参考情報を与えるものである。審査する側と、される側との共通情報として役立てることを意図している。

3. 1. 2 想定を超える事象に係る審査基準案の本文

以下に想定を超える事象に係る審査基準案の本文を示す。

基準1. 事象の選定

- 1.1 事業所の立地条件に即して、地震、津波、その他の自然現象（以下「自然現象」という。）及びこれらの重畳によって発生する可能性のある「想定を超える事象」が選定されていること。

また、自然現象によらずに施設内外で発生する事象によって発生する可能性のある「想定を超える事象」も選定されていること。

- 1.2 事象の選定の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

基準2. 対策の検討

- 2.1 「想定を超える事象」の発生から収束に至る一連の推移の中で、対策（AM 策、緊急安全対策）が時系列的に整理され、特定した耐震上のクリフエッジを超えること等の「事象の著しい悪化の条件」及びその根拠が示されていること。
当該対策によって、失われた安全機能が回復あるいは補完され、施設が管理された状態に維持されていること。
当該対策の効果及びその適切性が評価されていること。また、評価の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。
- 2.2 複数の「想定を超える事象」が同時期に発生する場合や、複数の関連設備・機器等が同時に影響を受ける場合に、同時に対応できる範囲や対応の優先順位が示され、その適切性が評価されていること。

基準3. 地震

- 3.1 地震動が想定地震動を超える程度に応じて、耐震 S クラス、及び「想定を超える事象」の発生とその進展防止に効果のある耐震 B、C クラス等の建物・構築物、系統、機器が損傷又は機能喪失するか否かが設計上の許容値との比較において評価されていること。設計上の許容値より大きな値を用いている場合は、その適切性が示されていること。
- 3.2 上記の評価結果を基に、「想定を超える事象」の起因事象の発生、後続事象の進展過程が同定され、進展防止に必要な機能（設計で考慮した安全対策及び緊急安全対策を含む。以下「安全対策」という。）が抽出され、事象の収束シナリオが特定されていること。
- 3.3 起因事象の発生、及び安全対策について想定地震動に対する耐震上の安全裕度（耐震裕度）が評価されていること。
- 3.4 上記の評価結果を基に、「想定を超える事象」のイベントツリーの耐震裕度及び耐震上のクリフエッジが特定され、その根拠が示されていること。
- 3.5 特定された耐震上のクリフエッジへの対応を含め、「想定を超える事象」に至る進展過程を防止するための対策が評価されていること。

基準4. 津波

- 4.1 津波高さが想定津波高さをを超える程度に応じて、安全上重要な施設、及び「想定を超える事象」の発生防止とその進展防止に効果のある建物・構築物、系統、機器が損傷又は機能喪失するか否かが想定津波高さ等との比較において評価されていること。
- 4.2 上記の評価結果を基に、「想定を超える事象」の起因事象の発生、後続事象の進

展過程が同定され、進展防止に必要な機能（安全対策）が抽出され、事象の収束シナリオが特定されていること。

- 4.3 起回事象の発生、及び安全対策について想定津波高さに対する裕度（許容津波高さ）が評価されていること。
- 4.4 上記の評価結果を基に、「想定を超える事象」のイベントツリーの許容津波高さ及び津波のクリフェッジが特定され、その根拠が示されていること。
- 4.5 地震と津波の重畳により発生し得る事故シナリオが評価されていること。
- 4.6 特定された津波のクリフェッジへの対応を含め、「想定を超える事象」に至る進展過程を防止するための対策が評価されていること。

基準5．計測制御系統

- 5.1 「想定を超える事象」の発生を検知する方法、検知可能な時期等及びそれらの適切性が示されていること。また、「想定を超える事象」の発生後（AM策実施後を含む）の施設の状態を確認する方法、確認可能な時期・時間等及びそれらの適切性が示されていること。
- 5.2 「想定を超える事象」の発生後の施設の状態、実施した対策の効果確認のために必要なプロセス量（液位、温度、圧力、密度、流量、濃度等）を把握する方法、時期及びその適切性が示されていること。
- 5.3 「想定を超える事象」の発生の検知手段、発生後の施設の状態把握方法及び実施した対策の効果確認の方法は、自然現象、及び「想定を超える事象」が生じても所定の機能を発揮できるものであること。

基準6．火災・爆発*

（注*：放射線分解によって発生する水素の爆発は、**基準11**による。）

- 6.1 「想定を超える事象」である火災又は爆発について、当該火災又は爆発に係る建物・構築物、系統、機器が特定されていること。
- 6.2 「想定を超える事象」である火災の発生場所、燃焼物質、規模に応じて、適用する消火方法及びその消火能力を含めた対策が示されていること。
- 6.3 「想定を超える事象」である爆発の発生を防止するための対策が示されていること。また、爆発が起きた後の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策も示されていること。
- 6.4 既存設備を利用した消火ができないため、設計で考えていなかった手段によって消火を行う場合には、適用する消火方法、人員、設備・機器及びその確保方法が評価されていること。

また、消火作業を開始できるまでに要する時間、消火終了までに要する時間が評価されていること。

- 6.5 火災・爆発が起きた後の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策の実施に要する時間、人員、設備・機器及びその確保方法が示されていること。
- 6.6 爆発による損傷により新たな想定を超える事象を引き起こす可能性のある機器、建物等が特定されていること。

基準7. 臨界

- 7.1 「想定を超える事象」である臨界が発生する可能性のある設備・機器が特定されていること。
- 7.2 臨界の規模に応じて、臨界を停止させる方法及びその能力が示されていること。
- 7.3 既存設備による臨界停止ができないため、設計で考えていなかった手段によって臨界を停止させる場合には、臨界停止の方法、人員、設備・機器及びその確保方法が示されていること。
また、臨界停止作業を開始できるまでに要する時間、臨界停止の確認方法が示されていること。

基準8. 閉じ込め機能

- 8.1 「想定を超える事象」によって放射性物質の閉じ込め機能の低下・喪失を生じる可能性のある設備・機器が特定されていること。
- 8.2 必要な閉じ込め機能を確保する対策が示されていること。
- 8.3 既存設備により必要な閉じ込め機能が確保できないため、設計で考えていなかった手段によって必要な閉じ込め機能を確保する場合には、必要な閉じ込め機能を確保するまでの時間、その時間が許容時間内に収まっていること、また、必要な閉じ込め機能の確保の確認方法が示されていること。

基準9. 遮蔽

- 9.1 「想定を超える事象」によって放射線が施設外に放出される可能性のある設備・機器が特定されていること。
- 9.2 遮蔽機能が低下又は喪失した後に必要な遮蔽機能を確保するための対策が示されていること。
- 9.3 対策のための人員、設備・機器、装備及びその確保方法が示されていること。
既存設備により必要な遮蔽機能が確保できないため、設計で考えていなかった手段によって必要な遮蔽機能を確保する場合には、必要な遮蔽機能を確保するまでの時間、その時間が許容時間内に収まっていること、また、必要な遮蔽機能の確認方法が示されていること。

基準 1 0. 冷却機能

- 10.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために崩壊熱の除去が必要な設備・機器が特定されていること。
- 10.2 崩壊熱の除去が必要な設備・機器において、溶液の沸騰等に至るまでの時間余裕が評価され、その間に取れる溶液の沸騰等の発生防止対策が示されていること。
- 10.3 溶液の沸騰等が発生している場合の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策が示されていること。
- 10.4 既存設備による冷却機能が回復できない場合には、設計で考えていなかった手段によって冷却機能を補完する方法（溶液の沸騰等の発生後も含む）、冷却能力、必要な人員、設備・機器及びその確保方法、機能を補完するまでに要する時間、その時間が許容時間内に収まっていること、機能補完の確認方法が示されていること。

基準 1 1. 水素滞留防止

- 11.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために水素の滞留防止が必要な設備・機器が特定されていること。
- 11.2 水素が滞留する設備・機器・構築物における水素爆発下限界濃度到達までの時間余裕が評価され、その間に取れる滞留の防止対策が示されていること。
- 11.3 水素爆発によって設備・機器・構築物が損傷する程度の評価結果が示され、その結果に基づき、水素爆発が起きた場合の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策が示されていること。
- 11.4 既存設備による水素滞留防止機能が回復できないため、設計で考えていなかった手段によって水素滞留防止機能を補完する方法（水素の爆発後も含む）、必要な人員、設備・機器及びその確保方法、機能を補完するまでに要する時間、その時間が許容時間内に収まっていること、機能補完の確認方法が示されていること。

基準 1 2. 電源

- 12.1 電源車又は移動式発電機（以下「電源車等」という。）といった代替手段、その給電範囲、それが機能するまでに要する時間、及びその作動継続時間が示されていること。
- 12.2 電源車等といった代替手段は、自然現象及び「想定を超える事象」が生じてても所定の機能を発揮できることが示されていること。

基準 1 3. 緊急時対応組織等

- 13.1 対策実現のための組織、実施体制、連絡通報体制及び手順書（「想定を超える事象」の発生箇所のリストを含む）が整備され、それらが関係者に周知され、教育、訓練がなされていること。
- 13.2 体制や訓練等について品質保証に関する社内の組織体制（ダブルチェック体制など）が整備され、品質保証が適切に実施されていること。
- 13.3 対策等の適切性を確認するため、ウォークダウン（現場確認）が実施されていること。

3. 1. 3 想定を超える事象に係る審査基準案の解説

以下に想定を超える事象に係る審査基準案の解説を示す。ここで、項目番号は本文と対応している。

なお、想定を超える事象に係る審査基準案の参考は、付録 3 として添付する。

基準 1. 事象の選定

- 1.1-1 事業所の立地条件に即した自然現象及びその重畳によって発生する事象、あるいは、内的事象として現状の設計で想定している事象の範囲を明確にし、現状の安全対策との関係において整理した上で、再処理施設全体を対象として「想定を超える事象」が選定される必要がある。

津波、地震以外のその他の自然現象としては、台風、竜巻、洪水、高潮、豪雪、異常寒波、異常熱波等について事業所の立地条件に即して検討されている必要がある。

自然現象の規模は、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震後に見直された地域防災計画の想定が考慮される必要がある。

なお、「想定を超える事象」は、影響や発生頻度の大小に係わらず選定されている必要がある。

- 1.1-2 「想定を超える事象」の選定に際しては、次の 3 つの安全機能（以下「3 機能」という。）の喪失（これらの重畳を含む。）が仮定されている必要がある：

- 全交流電源の供給機能（電源供給機能）の喪失
- 崩壊熱の除去機能（冷却機能）の喪失
- 水素の滞留防止機能（水素掃気機能）の喪失

3 機能の喪失の有無とは関係なく生じる「想定を超える事象」があることに留意されている必要がある。例えば、自然現象による建物・構築物、系統、機器の損傷などに起因するものである。

また、火災・爆発・臨界・閉じ込め機能喪失等が生じている時に 3 機能が喪失することも仮定されている必要がある。

さらに、施設外の近隣施設での事象による相互作用がある場合には、適切に考慮されている必要がある。

1.1-3 「想定を超える事象」の選定に際しては、次の点も考慮されている必要がある：

- － 内蔵インベントリーの大きいもの、各種裕度の小さいもの、事象発生までの時間が短いもの等、条件毎の違いも考慮した上で、対策の必要性に応じて同一事象であっても複数事象について選定する。特にインベントリーの大きいものは必ず評価対象とする。
- － 発生する可能性が極めて低いとして、現状の安全設計で想定していない事象（当該施設の設計基準事象、又は設計基準事象相当としなかった事象）も考慮する。
- － 複数の事象が同時期に発生する場合も考慮する。ここで、複数の事象が同時期に発生する場合とは、異なる事象が同じ場所で同時期に発生する場合、あるいは、一種類の事象が複数の場所で同時期に発生する場合を意味する。
- － 自然現象又は3機能喪失とは無関係に発生する火災等の事象については、複数の異なる事象が重畳して発生することまでは考慮しなくてよい。ただし、火災・爆発・閉じ込め機能喪失等に従属して生じる事象、及び、同一の原因事象に従属して生じる事象は考慮する。
- － 定常時に加えて非定常時についても考慮する。ここで、定常時とは再処理施設が連続操作している状態をいう。また、非定常時とは、運転の起動及び停止のための操作状態、及び、施設の検査時、工程の緊急停止時等をいう。
- － 施設の特徴に応じて、国内外の評価事例などを参考にしてその発生箇所、発生条件などを同定する。

基準2. 対策の検討

2.1-1 安全裕度、時間余裕、対策の効果などの評価の方法及びそれらの適切性が示されている必要がある。

2.1-2 「事象の著しい悪化の条件」とは、耐震上のクリフエッジを超えること、津波のクリフエッジを超えること、溶液の沸騰・乾固を生じること、爆発下限界濃度を超えること、プール水の遮蔽機能を喪失することなどをいう。

AM 策を検討するにあたっての着目点を明確にするために、「事象の著しい悪化の条件」が示されている必要がある。

なお、耐震上のクリフエッジの定義は、3. 4－2項に示す。また、津波のクリフエッジの定義は、4. 4節に示す。

2.1-3 「失われた安全機能が回復あるいは補完される」とは、まず失われた安全機

能の回復を図り、回復できない場合は代替手段によって失われた安全機能を補完することをいう。

また、「管理された状態」とは、一連の対策によって、事態が収束し、安定状態にあることをいう。

- 2.1-4 事象の発生から収束に至る一連の推移についてはイベントツリー等を用いて分析し、シーケンス毎に対策が示されている必要がある。イベントツリーについては、ヘディング、分岐、最終状態などを適切に設定し、「想定を超える事象」の過程が体系的に示される必要がある。フォールトツリーを用いる場合には、フォールトツリーに必要な設備・機器等が示される必要がある。

拡大防止対策、影響緩和対策を主とするが、必要に応じて発生防止対策（溶液沸騰防止、水素滞留防止、爆発防止）が検討されている必要がある。

事象推移（事故シナリオ）の分析においては、反応等が直ちに止まらないといった再処理施設の特徴が考慮されている必要がある。

複数の事故シナリオをまとめて1つの事故シナリオで評価する場合は、1つの事故シナリオで示すことができるとする考え方が明示され、かつ、その適切性が示されている必要がある。

- 2.1-5 事故シナリオの評価にあたっては、安全機能の喪失から想定を超える事象の発生まで（事象進展）の時間、AM策の作動の必要性を認識するまでの時間及びAM策を実施するのに要する時間を明らかにする必要がある。この際、当該施設に常備されている設備による対応、事業所内の別の場所にある設備による対応との区別を踏まえて評価されている必要がある。

事象進展の時間の評価について、評価手順及び使用した評価ツール（解析コード等）を明らかにし、それらの適切性が示されている必要がある。

各AM策について、作動の必要性を認識するまでの時間並びに作動までの時間を評価し、その適切性が示されている必要がある。

各AM策の実施による想定を超える事象までの時間の増加量について、作動を想定する安全機能の制約条件等を特定し、その継続時間を適切に評価し、その適切性が示されている必要がある。

AM策の策定にあたっては、多様な手段が検討されている必要がある。

- 2.1-6 事象が発生する際の条件として、使用済燃料の燃焼度・貯蔵量等といった設計値は、評価する事象の内容に即して、最も厳しいものが採用されている必要がある。

安全機能の維持については、当該設備個々の安全機能が有する安全裕度や時間余裕を評価したうえで、安全機能への影響度の考察に基づいて、安全機能が全面的に又は部分的に機能することが説明されている必要がある。

ここでいう安全裕度とは、耐震性については耐力値／設計値、津波について

は想定津波高さに対する余裕高さなどであり、時間余裕は事象発生に至るまでの時間に対する発生防止対策完了までの時間などである。

安全裕度の評価においては、データの信頼性・保守性に考慮する必要がある。安全機能への影響度の考察においては、安全機能の損傷原因、損傷モード、許容値等を明確にし、建設時からの経年変化等も考慮されている必要がある。

設備・機器の強度・剛性については、過度の保守性を考慮することなく現実的に評価する。その際、許認可条件と異なる場合には、その理由を説明する。

2.1-7 AM 策に必要な電力量、冷却材量、掃気量、資機材等について必要量と供給可
能量及びその質（電圧、水質等）が適切に評価されている必要がある。

2.1-8 AM 策の機能を回復できるとする場合は、その回復手段と機能が回復できている
ことの確認の方法を説明する。機能を回復できない場合は、一度失った機能
は回復しないものとして、代替手段（施設内の別の場所にあるものを含む）が
検討されている必要がある。

なお、事業所外部からの支援は受けられない等の厳しい状況を仮定する。

2.1-9 対策によって新たな事故に繋がらないよう留意されている必要がある。その
ため、対策の選択、実施時期、及び効果を判断できる手段が考慮されている必
要がある。

2.1-10 AM 策の策定にあたっては、制約条件（設備の状態、作業員の操作能力、作
業員の作業環境（放射線量、有害化学物質の漏えい、温度、湿度、照明等）、作
業員の防護策（放射線被ばく防止対策等））等に基づいて、対策の適切性が評価
されている必要がある。

例えば、作業環境中に化学物質が漏えいしている場合には、その毒性、濃度
等によって、現場作業に制約が生じることが考慮されている必要がある。

また、本震及び余震の影響や、津波到達までの避難時間や津波によるがれき
への対応、建物内外への浸水影響などが考慮されている必要がある。

2.1-11 自然現象によって発生する独立した複数の事象について、それらが同時に発
生した場合に相互に影響を及ぼすかどうかを検討し、相互に影響を及ぼす場合
には、対策の適切性が示されている必要がある。

2.1-12 策定された AM 策において必要な作業員や作業体制を適切に評価する。この
際、地震、津波によりサイトに生じた影響を考慮するとともに、制御室（緊急
対策所を含む）から操作可能な措置、現場における作業が必要な措置等、個別
の措置に応じて、操作に必要な情報伝達の方法、具体的な操作手順等を考慮し
た上で適切に評価し、手順書に反映されている必要がある。

2.1-13 複数の事故シナリオをまとめて1つの事故シナリオで示されている場合
には、示された AM 策が当該シナリオに有効であることが示されている必要があ
る。

- 2.1-14 対策の検討（計算緒元の算出、計算機への入力、計算結果の整理、余裕の算出等の過程等）においては、品質保証に係る取組み（ダブルチェック体制等）が適切に行われている必要がある。
- 2.2-1 自然現象や内的事象によって同時期に発生する「想定を超える事象」が整理されている必要がある。
- 2.2-2 事業所内の隣接建物や同一建物内の機器が同時被災した場合の建物間や機器間の相互作用を考慮する必要がある。また、自然現象により事業所外の近接施設が同時に被災した場合の影響が考慮されている必要がある。
- 2.2-3 複数の「想定を超える事象」が同時期に発生する場合や、複数の関連設備・機器等が同時に影響を受ける場合に、必要な対策実現のための組織、実施体制、連絡通報体制及び手順書を整備し、それらに関係者に周知し、教育及び訓練していることが示されている必要がある。
- 2.2-4 実施体制は人的リソースの面から実施可能であること、特に、事業所全体の人的リソースが考慮されている必要がある。

基準 3. 地震

- 3.1-1 地震に係る評価方法において、「評価対象設備^注の抽出」、「地震応答解析モデル及び手法」、「経年変化の反映方法」、「耐震裕度の算出方法」の適切性が示されている必要がある。

注： **基準 3. 地震**及び**基準 4. 津波**において設備は評価対象に応じて、建物・構築物、系統、機器を指すので注意されたい。以下、同じ。

- 3.1-2 評価に用いる地震動（想定地震動）は耐震バックチェックにおいて策定した基準地震動 S_s とするが、その諸元、最大加速度、応答スペクトル等の適切性が示されている必要がある。
- 3.1-3 評価対象設備は、「想定を超える事象」に係る耐震 **S** クラスの設備及び「想定を超える事象」の発生防止とその進展防止に効果のある耐震 **B**、**C** クラスの設備（事業者が自主的に強化した設備を含む）、及び緊急安全対策設備等とする。具体的には、選定した起因事象に直接関係する設備に加え、安全機能及びそれを機能させるために必要な電源系、冷却水系、水素掃気系など、各起因事象を収束させるのに必要なものが対象とされている必要がある。

耐震 **S** クラスにもかかわらず、評価対象から除外した設備がある場合は、その理由が示されている必要がある。

耐震 **S** クラス以外で選定した設備（緊急安全対策設備を含む）は、その安全機能の種類が示されている必要がある。

- 3.1-4 地震応答解析モデル及び手法は、既往評価（国で審査を受けた評価方法）等

の実績があるものを用いる。

解析諸元としては、設計時の値の他、建設後の実寸法・物性値及び試験等で得られた最新の知見を用いてよいが、適用の適切性が示されている必要がある。

3.1-5 経年変化の反映に際しては、次の点が留意されている必要がある。ただし、本評価時点において、考慮すべき経年変化が認められない場合は、経年変化の考慮を要しない。

- 評価対象設備の対象部位に想定される耐震安全評価上考慮すべき経年変化事象（腐食等による減肉、疲労、き裂）を抽出する。
- 当該評価対象部位において、抽出された経年変化事象の組合せを考慮し、耐震裕度を算出する。
- 評価に実力値を用いる場合は、ストレスに対して想定される有効期間を把握する。

3.3-1 応力算定方法の適切性について、次の点が考慮されている必要がある。

- 当該設備の検討対象部位の損傷モードを考慮したときに適切な応力・ひずみ等の評価指標とする。
- 応力評価方法の適切性を示す。なお、応答倍率法を用いるときは、保守的な評価となるような範囲で適用する。

3.3-2 評価対象設備の許容値及び動的機能維持の確認値は、既往評価（国で審査を受けた評価方法）等の実績があるものとする。

建設時の材料諸元を用いた許容値（ミルシートの適用等）についても、必要に応じ、適切性を示すことで用いることができる。

3.4-1 イベントツリーの各段階において、使用可能な AM 策（安全機能に関連する設備）の適切性が示されている必要がある。

3.4-2 耐震上のクリフエッジとは、各起因事象の収束シナリオの耐震裕度のうち最も小さいものである。

耐震上のクリフエッジの特定においては、イベントツリーだけでなく、必要に応じて、フォールトツリーを作成し、関連する設備が抽出されている必要がある。

3.5 対策が反映されていることをイベントツリー等で示すとともに、施設の安全性がどの程度向上するかの効果が示されている必要がある。

基準 4. 津波

4.1-1 津波に係る評価方法において、「評価対象設備の抽出」及び「許容津波高さの算出方法」の適切性が示されている必要がある。

4.1-2 評価に用いる想定津波高さの算定根拠と適切性が示されている必要がある。

4.1-3 評価対象設備は、「想定を超える事象」の発生防止とその進展防止に効果のあ

る安全上重要な施設及び緊急安全対策設備等とする。具体的には、選定した起因事象に直接関係する設備に加え、安全機能及びそれを機能させるために必要な電源系、冷却水系、水素掃気系など、各起因事象を収束させるのに必要なものも対象とされている必要がある。

安全上重要な施設にもかかわらず、評価対象から除外した設備がある場合は、その理由が示されている必要がある。

安全上重要な施設以外で選定した設備（緊急安全対策設備を含む）は、その安全機能の種類が示されている必要がある。

4.1-4 津波による浸水リスクについては、敷地レベル、防潮堤等の有無と高さを考慮して、水の浸入経路、排出経路等が示されている必要がある。

4.3-1 「許容津波高さ」とは、想定津波高さの何 m 増加（何倍の津波）で対象設備が損傷又は機能喪失するかをいう。

4.3-2 「許容津波高さ」は、「防水」（特に、電気系統の設備・機器に対して）、「耐水」（津波の波力を直接受ける設備・機器に対して）、「避水」（設置高さ等）対策の有効性を考慮した上で、設定されている必要がある。

4.4 津波のクリフェッジとは、各起因事象の収束シナリオの許容津波高さのうち最も小さいものである。

津波のクリフェッジの特定においては、イベントツリーだけでなく、必要に応じて、フォールトツリーが作成され、関連する設備が抽出されている必要がある。

津波のクリフェッジに関連する設備が屋内に設置されている場合には、浸水量を評価し、津波のクリフェッジの適切性が評価されている必要がある。

4.5-1 「地震と津波の重畳」については、重畳の考え方が示されている必要がある。

4.5-2 重畳の考え方においては、「防水」、「耐水」及び「避水」対策等の有効性への地震の影響が考慮されている必要がある。

4.5-3 「地震」、「津波」及び「地震と津波の重畳」を起因として、想定を超える事象に至る事故シナリオを考慮する。これらの事故シナリオについて、対策の効果及び想定を超える事象に至るまでの時間が評価されている必要がある。

基準 5. 計測制御系統

5.1 「想定を超える事象」の発生の検知手段を講じるとともに、事象に応じた動作可能時間を確保し、それらの適切性が評価されている必要がある。

5.2-1 これらプロセス量を計測できる状態にあるかどうかを確認されている必要がある。検知器の種類・設置場所、検知信号を確認する場所の適切性が評価されている必要がある。

5.2-2 プロセス量の把握方法としては、直接測定するか又は間接的に関連情報から

推定してもよい。ただし、関連情報の採取場所、採取方法、採取設備の種類、採取を確認する場所が示されている必要がある。

情報採取を確認する場所が制御室、又は現場制御盤である場合には、採取設備からの情報伝送機器の健全性が評価されている必要がある。

分析操作によってプロセス量を把握する場合は、試料採取に必要な設備（例えば、サンプリング機器、気送管）や分析に必要な装置を適切に利用できることが示されている必要がある。

- 5.2-3 使用済燃料貯蔵プールの水位、温度等、及び高レベル濃縮廃液等の冷却水系の作動状況、温度等を監視するための手段が確立されている必要がある。
- 5.3-1 検知器及び信号伝送・警報機器は、自然現象、全交流電源喪失及び火災・爆発などに対する構築物等の健全性を評価した上で、それらが所定の機能を発揮できることが評価されている必要がある。
- 5.3-2 制御室から操作できない場合あるいは部分的にしか操作できない場合には、現場での作業といった代替・補完操作を検討し、操作に必要な情報伝達の方法、操作の時間余裕、具体的な操作手順等も検討して、その適切性が評価されている必要がある。

基準6. 火災・爆発

- 6.1-1 可燃物の漏えい・発火によって、放射性物質の放出又は安全上重要な施設へ延焼し、「想定を超える事象」に至る可能性がある場合には、火災の要因を検討した上で、可燃物の漏えい・発火・延焼の可能性のある構築物、系統・機器が特定されている必要がある。

火災については、放射性物質を放出するものに限定する。この際、電源盤などの火災により冷却機能等が喪失し、放射性物質の放出をもたらす可能性があることにも留意されている必要がある。
- 6.1-2 施設で用いられている化学物質等に起因する爆発によって、放射性物質の放出又は安全上重要な施設の損傷が発生し、「想定を超える事象」に至る可能性がある場合には、爆発の要因を検討した上で、発生場所及び影響を及ぼす構築物、系統・機器が特定されている必要がある。
- 6.1-3 危険源に関連する設備・機器リストを整備し、危険源リストに基づいて火災・爆発のハザード解析が行われている必要がある。
- 6.1-4 火災・爆発の発生場所及び事象進展シナリオの検討においては、対象施設が有する化学物質の種類、在庫量、有害度、他物質との両立性、反応エンタルピー、及びそれらの保管・貯蔵、使用、廃棄物処理と保管における方法と実施場所（施設）等が評価されている必要がある。
- 6.2-1 「想定を超える事象」である火災について、発生場所、燃焼物質に応じて適

用する消火方法が示され、その消火能力の適切性が評価されている必要がある。延焼の評価方法、放射性物質を収納している容器の破損の評価方法等を示す。

また、想定した延焼に対する拡大防止・影響緩和対策についても、その適切性が評価されている必要がある。

6.2-2 火災検知器の作動によって、消火のためのシステム（固定式消火設備、換気系、防火ダンパ等）がどのように作動するかを記したチェックリストが整備されている必要がある。

6.2-3 消火を確実なものとするためには、引火点あるいは熱分解温度以下まで冷却しておくことが重要であるため、鎮火後の冷温化達成方法が示されている必要がある。

6.2-4 消火用水の供給水源及び関連機器は、地震などに対し十分な信頼性のあることが示せない場合には、地震などに対して信頼性の高い冷却水の一部を使用する方法、又は炭酸ガスによる窒息消火など水によらない方法が示されている必要がある。

6.2-5 窒息消火の場合、可燃性ガスの発生の有無を考慮し、換気系、排気系の運転を継続するか停止するかを検討した上で、窒息消火の能力が十分であること、可燃性ガスが発生する場合に当該ガスが爆発しないこと及び閉じ込め性について説明されている必要がある。

炭酸ガス消火設備による窒息消火については、最小設計 CO₂ 濃度を考慮する。

6.2-6 交流電源喪失中の火災発生に対する検知手段、消火手段が示されている必要がある。

6.2-7 線量率が高くなった場所での作業が必要な場合のアクセス方法が示されている必要がある。

6.3-1 「想定を超える事象」である爆発について、爆発の発生を防止するための対策、及び爆発が起きた後の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策の適切性が評価されている必要がある。ただし、爆発の発生を確実に防止できる対策を示す場合は、この限りではない。

6.3-2 TBP 等の錯体の急激な分解反応（爆発）については、加熱源の供給停止方法が示され、また確実に実施できることが示されている必要がある。また、加熱停止の状況下で、崩壊熱によって、熱的制限値を超えないことが示されている必要がある。

6.4 火災マニュアルには、換排気系機器の動作・運用方法も含める。

基準 7. 臨界

7.1 臨界安全設計において核的制限値を設定するために考慮していた各因子の変動範囲を超えた場合に臨界が発生する可能性のある設備・機器が特定されている

必要がある。

- 7.2-1 臨界停止方法及びその能力については、停止の具体的な方法（例えば、中性子吸収材の必要投入量、投入手段、投入までに要する時間、臨界停止の確認方法）の適切性が評価されている必要がある。
- 7.2-2 設計で考慮した臨界停止方法が機能しない場合も想定して、別の方法が示されている必要がある。
- 7.2-3 交流電源喪失中の臨界発生に対する検知手段、臨界停止手段が示されている必要がある。
- 7.3 中性子吸収材溶液の注入等を人手で行う場合には、作業員のアクセス性、被ばく量の推定等についても検討し、現実的に実行可能であることが示されている必要がある。

基準 8. 閉じ込め機能

- 8.1 「想定を超える事象」によって、放射性物質の閉じ込め機能の低下・喪失を生じる可能性のある設備・機器が特定されている必要がある。
- 8.2-1 「必要な閉じ込め機能」とは、放射性物質の放出をできる限り少なく維持し、管理された状態にするために必要な機能をいう。
- 8.2-2 必要な閉じ込め機能を確保するための対策の適切性が評価されている必要がある。
- 8.2-3 廃ガス処理系の機能回復を行う場合には、線量率が高くなる箇所が想定されている必要がある。

溶液沸騰後に廃ガス処理系の機能回復を行う場合には、系統内における水蒸気の挙動を予測した上で、線量率が高くなる箇所が想定されている必要がある。

フィルター濾材は、頻繁に交換可能なように予備が近傍に確保されている必要がある。
- 8.2-4 線量率が高くなった場所での作業が必要な場合のアクセス方法が示されている必要がある。

基準 9. 遮蔽

- 9.1 「想定を超える事象」によって、放射線が施設外に漏えいする可能性のある設備・機器、遮蔽体が特定されている必要がある。
- 9.2-1 「必要な遮蔽機能」とは、放射線の遮蔽機能の低下又は喪失による影響を緩和し、施設を管理された状態にし、線量をできる限り低く維持するために必要な機能をいう。
- 9.2-2 必要な遮蔽を確保できる対策の適切性が評価されている必要がある。
- 9.2-3 線量率が高くなった場所での作業（例えば、プール水位が低下した使用済燃

料貯蔵プール近傍等での作業)が必要な場合のアクセス方法が示されている必要がある。

基準10. 冷却機能

- 10.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために崩壊熱の除去が必要な設備・機器が特定されている必要がある。
- 10.2-1 「溶液の沸騰等」には、崩壊熱によってコンクリート、シール材等の温度が許容値を超えて上昇する場合を含む。また、溶液の沸騰・蒸発によって乾固した場合も含む。
- 10.2-2 各対策について、作動の必要性を認識するまでの時間及び作動までの時間が示されていること。
- 10.2-3 溶液の沸騰等の防止対策及び沸騰等が発生した場合の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策については、その適切性が評価されている必要がある。
- 10.2-4 崩壊熱の除去においては、換気による空冷効果を考慮することができる。
- 10.2-5 溶液の沸騰等によって施設外へ放出される放射性物質の種類・量及び放出ルートが評価されている必要がある。
- 10.3 線量率が高くなった場所での作業が必要な場合のアクセス方法が示されている必要がある。

基準11. 水素滞留防止

- 11.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために放射線分解によって発生する水素が滞留する可能性のある設備・機器が特定されている必要がある。
塔槽類で発生する水素及び塔槽類に接続する配管、廃ガス処理設備（以下「塔槽類等」という。）に滞留する可能性のある水素が、設備・機器・構築物の損傷によって漏えいし滞留する場所を、関連する解析や事象進展シナリオの分析によって特定されている必要がある。
- 11.2-1 水素爆発の防止対策及び水素爆発が起きた場合の拡大防止（再発防止）対策・影響緩和対策の適切性が評価されている必要がある。
- 11.2-2 各対策について、作動の必要性を認識するまでの時間及び作動までの時間が示されていること。
- 11.3-1 水素濃度などをパラメータとして段階的に水素爆発による爆発力、設備・機器・構築物の損傷程度を評価した上で、拡大防止（再発防止）・影響緩和対策が示されている必要がある。その際、水素爆発が爆燃か爆ごうかを区別して評価されている必要がある。
- 11.3-2 溶液沸騰と水素爆発の両事象が起こる可能性のある塔槽類等では、事象進展シナリオを検討し、そのシナリオの分析に基づいて、相互作用が考慮されて

いる必要がある。

相互作用としては、例えば、水素爆発によって貯槽の水冷コイルが損傷し、崩壊熱除去ができなくなり、溶液沸騰が促進されることが考えられる。

- 11.3-3 線量率が高くなった場所での作業が必要な場合のアクセス方法が示されている必要がある。

基準 1 2. 電源

- 12.1 電源車等の代替手段を講じるとともに、事象に応じた動作可能時間を確保し、それらの適切性が評価されている必要がある。

電源車等の電源容量、所要燃料は、想定される負荷に見合うものであり、接続ケーブルは十分な長さを有することが示されている必要がある。

また、設備立ち上げシーケンスの適切性が評価されている必要がある。

- 13.2-1 電源車等といった代替手段は、自然現象及び火災・爆発などに対する健全性を評価した上で、それらが所定の機能を発揮できることが評価されている必要がある。

- 12.2-2 台風等に伴う塩害に起因する外部電源喪失について、発生防止対策を中心に検討する。

塩害の発生防止対策について、点検・測定、洗浄等の措置を具体化し、それらの記録が作成・保管されている必要がある。

基準 1 3. 緊急時対応組織等

- 13.1-1 組織上の責任と権限を明確にし、複数の事象が同時に発生した場合を含め、必要な時間内に適切かつ的確な対応がとれる実施体制、機材、手順であることが示されている必要がある。

また、外部との通信手段が確保することが示されている必要がある。

実施体制については、複数事象が同時に発生する場合に、ある特定の事象に大半の人がかかりきりになってしまう等も含めて、人的リソースの面から実施可能であることが示されている必要がある。

緊急時対応マニュアルを体系的に整備し、関係者に周知し、教育・訓練を実施し、実施手順が確立されている必要がある。

- 13.1-2 拡大防止・影響緩和対策を緊急に実施する上での事前準備及び状況確認すべき項目が考察され、整理されている必要がある。

- 13.2 品質保証のための内部体制を適切に整備し、実施し、記録し、経営層による検証も含めて、実施手順等について継続的な改善を行うことが示されている必要がある。

- 13.3 ウォークダウンによって、AM 策の成立性（設備の設置場所の地震に対する耐

性、アクセスルートの耐性、緊急対応体制・指揮所の成立性、作業者の時間内の移動・操作の成立性など)、「想定される事象」の選定の適切性等を確認したことが示されている必要がある。

3. 2 緊急安全対策に係る審査基準案

3. 2. 1 緊急安全対策に係る審査基準案の構成

再処理施設の緊急安全対策は、省令に基づいて実施されるものであり、3. 1 節で述べた想定を超える事象と比較して、対象事象の定義、対象事象、対策において、表 10 に示すような相違がある。表 10 を考慮して緊急安全対策に係る審査基準案を作成した。

その際、サポート系に属する耐震 B、C クラス機器の損傷に伴う機能喪失による潜在的影響について考察を行い、留意事項を整理した。

なお、審査基準案の構成は、3. 1 節で述べた想定を超える事象に係る審査基準案のものと同一としている。

表 10 緊急安全対策に係る対象事象と想定を超える事象との比較

項目	緊急安全対策に係る対象事象	想定を超える事象
事象の定義	津波その他の事象による3機能(全交流電源供給機能、冷却機能、水素滞留防止機能)喪失、及び耐震 B・C クラスの構築物・系統・機器の損傷又は機能喪失に伴い発生する可能性のある事象。	地震、津波、その他の自然現象及び施設内で発生する事象によって発生する可能性のある全ての事象。
対象事象	起因事象は、3機能喪失と耐震 B・C クラス機器の損傷又は機能喪失を対象とする。 影響が小さなものも対象とする。	地震、津波、その他の自然現象に対して安全裕度が小さな構築物・設備・機器は安全機能を喪失すると仮定する。影響又は発生頻度が小さなものも対象とする。
対策	平常時を超える放射性物質の放出に至る状況を防止(事象の発生を防止)するための対策が主体。	事象が拡大するのを防止、もしくは事象が拡大した場合でも、その影響を緩和するために採られる対策。

3. 2. 2 緊急安全対策に係る審査基準案の本文

以下に緊急安全対策に係る審査基準案の本文を示す。

基準 1. 事象の選定

1.1 「想定を超える事象」として、津波その他の事象によって次の 3 つの安全機能(以下「3 機能」という。)の喪失を起因事象として発生する可能性がある事象

が選定されていること。

- 全交流電源の供給機能（電源供給機能）の喪失
- 崩壊熱の除去機能（冷却機能）の喪失
- 水素の滞留防止機能（水素掃気機能）の喪失

また、「想定を超える事象」として、3機能の喪失の有無とは関係なく、地震により生じる耐震 B、C クラスの構築物・系統・機器の損傷又は機能喪失によって発生する可能性のある事象も選定されていること。

1.2 事象の選定の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

基準 2. 対策の検討

2.1 「想定を超える事象」の起回事象、「想定を超える事象」の発生に至るまでの過程が同定及び評価されていること。

「想定を超える事象」の発生を防止するため、3機能を回復あるいは補完する対策が時系列的に整理されていること。

当該対策の効果及びその適切性が評価されていること。また、評価の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

2.2 複数の「想定を超える事象」が同時期に発生することが想定される場合や、複数の関連設備・機器等が同時に影響を受けることが想定される場合には、発生防止のために同時に対応できる範囲や対応の優先順位が示され、その適切性が評価されていること。

基準 3. 地震

3.1 想定地震動に対して、「想定を超える事象」の発生防止に効果のある耐震 B、C クラス等の建物・構築物、系統、機器が耐震 S クラスと同等以上の実力を有する場合には、安全機能は維持されるとしてよい。ただし、設計上の許容値との比較等によってその適切性が示されていること。

3.2 上記の評価結果に基づき、**基準 2**の対策が行われていること。

基準 4. 津波

4.1 想定津波高さに対して、安全上重要な施設、及び「想定を超える事象」の発生防止に効果のある建物・構築物、系統、機器が損傷又は機能喪失するか否かが想定津波高さ等との比較において評価されていること。

4.2 上記の評価結果に基づき、**基準 2**の対策が行われていること。

基準 5. 計測制御系統

5.1 3機能喪失後、以下の検知が可能となる方法、検知可能な時期・時間等及びそ

これらの適切性が示されていること。

- 溶液の沸騰
- 爆発
- 火災
- 臨界
- 放射性物質・放射線の漏えい

- 5.2 施設の状態把握及び実施した対策の効果確認のために必要なプロセス量（液位、温度、圧力、密度、流量、濃度等）を把握する方法、時期及びその適切性が示されていること。
- 5.3 「想定を超える事象」の検知手段及び実施した対策の効果確認の方法は、津波その他の事象が生じても所定の機能を発揮できるものであること。

基準 6．火災・爆発*

（注*： 放射線分解によって発生する水素の爆発は、**基準 1 1．**による。）

- 6.1 3機能喪失による火災又は爆発の発生が防止できることを示していること。また、その評価の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

基準 7．臨界

- 7.1 3機能喪失による臨界の発生が防止できることが示されていること。また、その評価の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

基準 8．閉じ込め機能

- 8.1 「想定を超える事象」によって放射性物質の閉じ込め機能の低下又は喪失を生じる可能性のある設備・機器が特定されていること。
- 8.2 必要な閉じ込め機能を確保する対策が示されていること。
- 8.3 既存設備により必要な閉じ込め機能が確保できないため、設計で考えていなかった手段によって必要な閉じ込め機能を確保する場合には、必要な閉じ込め機能を確保するまでの時間、その時間が許容時間内に収まっていること、また、必要な閉じ込め機能の確保の確認方法が示されていること。

基準 9．遮蔽

- 9.1 3機能喪失による放射線の施設外への漏えいが防止できることが示されていること。また、その評価の方法が明らかにされ、その適切性が示されていること。

基準 1 0．冷却機能

- 10.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために崩壊熱の除去が必要な設備・機

器が特定されていること。

- 10.2 崩壊熱の除去が必要な設備・機器において、溶液の沸騰等に至るまでの時間余裕が評価され、その間に取れる溶液の沸騰等の発生防止対策が示されていること。
- 10.3 既存設備による冷却機能が回復できない場合には、設計で考えていなかった手段によって冷却機能を補完する方法、冷却能力、必要な人員、設備・機器及びその確保方法、機能を補完するまでに要する時間、その時間が許容時間内に収まっていること、機能補完の確認方法が示されていること。

基準 1 1. 水素滞留防止

- 11.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために水素の滞留防止が必要な設備・機器が特定されていること。
- 11.2 水素が滞留する設備・機器・構築物における水素爆発下限界濃度到達までの時間余裕が評価され、その間に取れる滞留の防止対策が示されていること。
- 11.3 既存設備による水素滞留防止機能が回復できないため、設計で考えていなかった手段によって水素滞留防止機能を補完する方法、必要な人員、設備・機器及びその確保方法、機能を補完するまでに要する時間、その時間が許容時間内に収まっていること、機能補完の確認方法が示されていること。

基準 1 2. 電源

- 12.1 電源車又は移動式発電機（以下「電源車等」という。）といった代替手段、その給電範囲、それが機能するまでに要する時間、及びその作動継続時間が示されていること。
- 12.2 電源車等といった代替手段は、津波その他の事象が生じても所定の機能を発揮できることが示されていること。

基準 1 3. 緊急時対応組織等

- 13.1 対策実現のための組織、実施体制、連絡通報体制及び手順書（「想定を超える事象」の発生の可能性のある箇所の一覧を含む）が整備され、それらが関係者に周知され、教育、訓練がなされていること。
- 13.2 体制や訓練等について品質保証に関する社内の組織体制（ダブルチェック体制など）が整備され、品質保証が適切に実施されていること。
- 13.3 対策等の適切性を確認するため、ウォークダウン（現場確認）が実施されていること。

3. 2. 3 緊急安全対策に係る審査基準案の解説

以下に緊急安全対策に係る審査基準案の解説を示す。ここで、項目番号は本文と対応している。

なお、緊急安全対策に係る審査基準案の参考は、付録4として添付する。

基準1. 事象の選定

1.1-1 現状の設計で想定している事象の範囲を明確にし、現状の安全対策との関係において整理した上で、再処理施設全体を対象として「想定を超える事象」を選定することが示されている必要がある。

「想定を超える事象」の考慮対象は、内包される使用済燃料、核燃料物質又は使用済燃料を溶解した液体から核燃料物質その他の有用物質を分離した残りの液体の放射能が3.7テラベクレル以上の構築物・系統・機器に限るものとする。

津波以外のその他の事象としては、地震、台風、竜巻、洪水、高潮、豪雪、異常寒波、異常熱波等について事業所の立地条件に即して検討する必要がある。

津波その他の事象の規模は、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後に見直された地域防災計画の想定が考慮されている必要がある。

なお、「想定を超える事象」は、発生頻度の大小に係わらず選定されている必要がある。

1.1-2 「想定を超える事象」の選定に際しては、次の点も考慮されている必要がある：

- 内蔵インベントリーの大きいもの、事象発生までの時間が短いもの等、条件毎の違いも考慮した上で選定する。特にインベントリーの大きいものは必ず評価対象とする。
- 発生する可能性が極めて低いとして、現状の安全設計で想定していない事象（当該施設の設計基準事象、又は設計基準事象相当としなかった事象）も考慮する。
- 定常時に加えて非定常時についても考慮する。ここで、定常時とは再処理施設が設計上の最大処理能力で連続操業している状態をいう。また、非定常時とは、運転の起動及び停止のための操作状態、及び、施設の検査時、工程の緊急停止時等をいう。
- 施設の特徴に応じて、国内外の評価事例などを参考にしてその発生が想定される箇所、発生条件などを同定する。

基準2. 対策の検討

2.1-1 時間余裕、対策の効果などの評価の方法及びそれらの適切性が示されている

必要がある。

- 2.1-2 事象の発生に至る一連の推移についてはイベントツリー等を用いて分析し、シーケンス毎に対策が示されている必要がある。イベントツリーについては、ヘディング、分岐、最終状態などを適切に設定し、「想定を超える事象」の過程が明確にされている必要がある。

事象推移（事故シナリオ）の分析においては、反応等が直ちに止まらないといった再処理施設の特性が考慮されている必要がある。

イベントツリーの各段階において、発生防止に効果のある使用可能な設備・機器、これらに波及的影響を与える可能性のある建物、機器等を抽出する。

複数の事故シナリオをまとめて1つの事故シナリオで評価する場合は、1つの事故シナリオで示すことができるとする考え方が明示され、かつ、その適切性が示されている必要がある。

- 2.1-3 事故シナリオの評価にあたっては、安全機能の喪失から想定を超える事象の発生までの時間、対策の作動の必要性を認識するまでの時間及び対策を実施するのに要する時間が示されている必要がある。この際、当該施設に常備されている設備による対応、事業所内の別の場所にある設備による対応との区別を踏まえて評価されている必要がある。

- 2.1-4 事象が発生する際の条件として、使用済燃料の燃焼度・貯蔵量等といった設計値は、評価する事象の内容に即して、最も厳しいものが採用されている必要がある。

耐震 B、C クラスの構築物・系統・機器であっても、その有する実力が耐震 S クラスのものと同等以上の耐震性を有する場合には、その適切性を説明する。

設備・機器の強度・剛性については、過度の保守性を考慮することなく現実的に評価する。その際、許認可条件と異なる場合には、その理由を説明する。

- 2.1-5 対策の検討においては、失われた機能の回復を優先する。機能を回復できる場合は、その回復手段と機能が回復できていることの確認の方法を説明する。機能を回復できない場合は、一度失った機能は回復しないものとして、代替手段（施設内の別の場所にあるものを含む）が検討されている必要がある。

なお、事業所外部からの支援は受けられない等の厳しい状況を仮定する。

また、発生防止が不可能な場合には、事象の拡大防止・影響緩和対策が示されている必要がある。

- 2.1-6 対策に必要な電力量、冷却材量、掃気量、資機材等について必要量と供給可能量及びその質（電圧、水質等）が適切に評価されている必要がある。

- 2.1-7 その他の自然現象が対策に使用される機器の機能を阻害しないことが適切に評価されている必要がある。

- 2.1-8 対策によって新たな事故に繋がらないよう留意されている必要がある。その

ため、対策の選択、実施時期、及び効果を判断できる手段が考慮されている必要がある。

- 2.1-9 AM 策の策定にあたっては、制約条件（設備の状態、作業員の操作能力、作業員の作業環境（放射線量、有害化学物質の漏えい、温度、湿度、照明等）、作業員の防護策（放射線被ばく防止対策等））等に基づいて、対策の適切性が評価されている必要がある。

例えば、作業環境中に化学物質が漏えいしている場合には、その毒性、濃度等によって、現場作業に制約が生じることが考慮されている必要がある。

また、本震及び余震の影響や、津波到達までの避難時間や津波によるがれきへの対応、建物内外への浸水影響などが考慮されている必要がある。

- 2.1-10 策定された対策において必要な作業員や作業体制を適切に評価する。この際、津波その他の事象によりサイトに生じた影響を考慮するとともに、制御室（緊急対策所を含む）から操作可能な措置、現場における作業が必要な措置等、個別の措置に応じて、操作に必要な情報伝達の方法、操作時間余裕、具体的な操作手順等を考慮した上で適切に評価され、手順書に反映されている必要がある。

- 2.1-11 複数の事故シナリオをまとめて1つの事故シナリオで示されている場合には、示された AM 策が当該シナリオに有効であることが示されている必要がある。

- 2.1-12 対策の検討（計算緒元の算出、計算機への入力、計算結果の整理、余裕の算出等の過程等）においては、品質保証に係る取組み（ダブルチェック体制等）が適切に行われている必要がある。

- 2.2-1 津波その他の事象によって同時期に発生することが想定される「想定を超える事象」が整理されている必要がある。

- 2.2-2 複数の「想定を超える事象」が同時期に発生することが想定される場合や、複数の関連設備・機器等が同時に影響を受けることが想定される場合には、必要な対策実現のための組織、実施体制、連絡通報体制及び手順書が整備され、それらが関係者に周知され、教育及び訓練していることが示されている必要がある。

- 2.2-3 実施体制は人的リソースの面から実施可能であること、特に、事業所全体の人的リソースが考慮されている必要がある。

基準 3. 地震

- 3.1-1 耐震 B、C クラス設備のうち、引き続き安全機能が有効とする設備や緊急安全対策設備については、耐震 S クラスと同等以上であることが示されている必要がある。

- 3.1-2 評価に用いる地震動（想定地震動）は耐震バックチェックにおいて策定した

基準地震動 S_s とする。

- 3.1-3 評価対象設備は、「想定を超える事象」の発生防止に効果のある耐震 B、C クラスの設備（事業者が自主的に強化した設備を含む）及び緊急安全対策設備とする。具体的には、選定した起因事象に直接関係する設備に加え、安全機能及びそれを機能させるために必要な電源系、冷却水系、水素掃気系など、各起因事象を収束させるのに必要なものも対象とされている必要がある。

耐震 S クラス以外で選定した設備（緊急安全対策設備を含む）は、その安全機能の種類が示されている必要がある。

- 3.1-4 系統、機器の健全性を検討する際には、各々に接続されているサポート系に属する耐震 B、C クラスの機器等の損傷又は機能喪失の状況とその影響についても、検討されている必要がある。
- 3.2-1 イベントツリーの各段階において、使用可能な対策（安全機能に関連する設備）の適切性が示されている必要がある。
- 3.2-2 対策が反映されていることをイベントツリー等で示されている必要がある。

基準 4. 津波

- 4.1-1 津波に係る評価方法において、「評価対象設備の抽出」において、次の点を含め適切性が示されている必要がある。

- (1) 発生防止に効果のある機器（動力源等サポート機器を含む）のうち津波の到達高さより低い位置にある機能を適正に選定する。
- (2) 上記(1)の機器のうち津波対策がなされている機器となされていない機器の一覧を示す。

- 4.1-2 評価に用いる想定津波高さの算定根拠と適切性が示されている必要がある。

- 4.1-3 評価対象設備は、「想定を超える事象」の発生防止に効果のある安全上重要な施設等とする。具体的には、選定した起因事象に直接関係する設備に加え、安全機能及びそれを機能させるために必要な電源系、冷却水系、水素掃気系など、各起因事象を収束させるのに必要なものも対象とされている必要がある。

安全上重要な施設にもかかわらず、評価対象から除外した設備がある場合は、その理由が示されている必要がある。

安全上重要な施設以外で選定した設備（緊急安全対策設備を含む）は、その安全機能の種類が示されている必要がある。

- 4.1-4 津波による浸水リスクについては、敷地レベル、防潮堤等の有無と高さを考慮して、水の浸入経路、排出経路等が示されている必要がある。
- 4.1-5 止水壁等の対策が行われている場合には、排水措置等によって、大雨等による水が内部に溜まらない構造になっていることが示されている必要がある。
- 4.2-1 イベントツリーの各段階において、使用可能な対策（安全機能に関連する設

備)の適切性が示されている必要がある。

4.2-2 対策が反映されていることをイベントツリー等で示されている必要がある。

基準5. 計測制御系統

5.2-1 これらプロセス量を計測できる状態にあるかどうかを確認する必要がある。

検知器の種類・設置場所、検知信号を確認する場所の適切性が評価されている必要がある。

5.2-2 プロセス量の把握方法としては、直接測定するか又は間接的に関連情報から推定してもよい。ただし、関連情報の採取場所、採取方法、採取設備の種類、採取を確認する場所が示されている必要がある。

情報採取を確認する場所が制御室、又は現場制御盤である場合には、採取設備からの情報伝送機器の健全性が評価されている必要がある。

分析操作によってプロセス量を把握する場合は、試料採取に必要な設備（例えば、サンプリング機器、気送管）や分析に必要な装置を適切に利用できることが示されている必要がある。

5.2-3 使用済燃料貯蔵プールの水位、温度等、及び高レベル濃縮廃液等の冷却水系の作動状況、温度等を監視するための手段が確立されている必要がある。

5.3-1 検知器及び信号伝送・警報機器は、津波その他の事象及び全交流電源喪失に対する構築物等の健全性を評価した上で、それらが所定の機能を発揮できることが評価されている必要がある。

5.3-2 制御室から操作できない場合あるいは部分的にしか操作できない場合には、現場での作業といった代替・補完操作を検討し、操作に必要な情報伝達の方法、操作の時間余裕、具体的な操作手順等も検討して、その適切性が評価されている必要がある。

基準6. 火災・爆発

6.1-1 閉じ込め機能に影響を与える火災に関し、必要な火災検知器及び消火設備が抽出されている必要がある。

6.1-2 電源供給機能喪失により、火災検知器及び消火設備が使用不能となる時間が特定されると共に、代替消火対策が示されている必要がある。

6.1-3 TBP等の錯体の急激な分解反応（爆発）が想定される場合については、加熱源の供給停止方法が示され、また確実に実施できることが示されている必要がある。さらに、加熱停止の状況下で、崩壊熱によって、熱的制限値を超えないことが示されている必要がある。

基準 7. 臨界

- 7.1 3機能の喪失により臨界に至る可能性がある場合には、電源供給機能喪失により、臨界検知器及び臨界停止装置が使用不能となる時間が特定されると共に、臨界停止対策が示されている必要がある。

基準 8. 閉じ込め機能

- 8.1 「想定を超える事象」によって、放射性物質の閉じ込め機能の低下・喪失を生じる可能性のある設備・機器が特定されている必要がある。
- 8.2-1 「必要な閉じ込め機能」とは、放出される放射性物質によって周辺公衆に過度の放射線被ばくをもたらさないために必要な機能をいう。
- 8.2-2 必要な閉じ込め機能を確保するための対策の適切性が評価されている必要がある。
- 8.2-3 廃ガス処理系の機能回復を行う場合には、線量率が高くなる箇所が想定されている必要がある。
フィルター濾材は、頻繁に交換可能なように予備が近傍に確保されている必要がある。

基準 9. 遮蔽

- 9.1 使用済燃料プールの水位低下による線量率の影響が考慮されている必要がある。

基準 10. 冷却機能

- 10.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために崩壊熱の除去が必要な設備・機器が特定されている必要がある。
- 10.2-1 「溶液の沸騰等」には、崩壊熱によってコンクリート、シール材等の温度が許容値を超えて上昇する場合を含む。
- 10.2-2 溶液の沸騰等の防止対策の適切性が評価されている必要がある。
- 10.2-3 崩壊熱の除去においては、換気による空冷効果を考慮することができる。
- 10.2-4 冷却水の供給水源及び関連機器については、十分な信頼性があることが示されている必要がある。

基準 11. 水素滞留防止

- 11.1 「想定を超える事象」の発生を防止するために放射線分解によって発生する水素が滞留する可能性のある設備・機器が特定されている必要がある。
- 11.2 水素爆発の防止対策の適切性が評価されている必要がある。

基準 1 2. 電源

12.1 電源車等の代替手段を講じるとともに、事象に応じた動作可能時間を確保し、それらの適切性が評価されている必要がある。

電源車等の電源容量、所要燃料は、想定される負荷*に見合うものであり、接続ケーブルは十分な長さを有することが示されている必要がある。

また、設備立ち上げシーケンスの適切性を評価する必要がある。

※：負荷には、起動電力量が考慮されている必要がある。

12.2 電源車等といった代替手段は、津波その他の事象に対する健全性を評価した上で、それらが所定の機能を発揮できることが評価されている必要がある。

基準 1 3. 緊急時対応組織等

13.1-1 組織上の責任と権限を明確にし、必要な時間内に適切かつ的確な対応がとれる実施体制、機材、手順であることが示されている必要がある。

また、外部との通信手段が確保できることが示されている必要がある。

実施体制については、ある特定の事象に大半の人がかかりきりになってしまう等も含めて、人的リソースの面から実施可能であることが示されている必要がある。

緊急時対応マニュアルを体系的に整備され、関係者に周知され、教育・訓練が実施され、実施手順が確立されている必要がある。

13.1-2 発生防止対策を緊急に実施する上での事前準備及び状況確認すべき項目が考察され、整理されている必要がある。

13.2 品質保証のための内部体制が適切に整備され、実施され、記録され、経営層による検証も含めて、実施手順等について継続的な改善を行うことが示されている必要がある。

13.3 ウォークダウンによって、対策の成立性（設備の設置場所の地震に対する耐性、アクセスルートの耐性、緊急対応体制・指揮所の成立性、作業者の時間内の移動・操作の成立性など）、「想定を超える事象」の選定の適切性等が確認されていることが示されている必要がある。

3. 3 総合的評価に関する審査の視点案について

総合的評価に係る対象事象は、3. 1 節で述べた想定を超える事象と比較して、対象事象の選定の考え方及び対策において、表 11 に示すような相違がある。

ただし、「総合的評価」においては、「設計上の想定を越える事象」が過度の放射線被ばくを与える事象に至らない場合には、そのことの説明のみでよいとしている点を除けば、「総合的評価に係る対象事象」のための AM 策は、「想定を超える事象」のための

AM 策にも活用できることから、両者の対策は、包含関係にあると考えられる。

表 11 総合的評価に係る対象事象

項目	総合的評価に係る対象事象	想定を超える事象
事象選定の考え方	<p>地震、津波、その他の自然現象及びこれらの重畳により、並びに自然現象によらない何らかの原因により、3 機能(全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能、水素の滞留防止・供給停止機能)喪失及びこれらの重畳によって発生する次の事象を考える。^{注)}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・放射性物質・放射線の漏えい ・これらの事象の同時発生、あるいは一つの事象の複数箇所での発生 <p>ただし、過度の放射線被ばくを与える事象に至らないことが合理的に説明できる場合には、安全裕度や AM 策の評価対象事象として選定しなくてもよい。</p>	<p>地震、津波、その他の自然現象及び施設内で発生する事象(内的事象)によって発生する可能性のある全ての「想定を超える事象」を選定する。</p> <p>事象選定においては、</p> <ul style="list-style-type: none"> (a)3 機能の喪失によって発生する事象、 (b)3 機能の有効又は喪失とは無関係に発生する事象、及び、 (c)火災・臨界・閉じ込め機能喪失等の事象の発生時に 3 機能が喪失することにより発生する事象、 <p>を考える。</p> <p>事象が与える放射線被ばく量の大小に係らず、発生する可能性のある全ての「想定を超える事象」を安全裕度や AM 策の評価対象事象として選定する。</p>
対策	発生防止対策、更なる進展防止対策を求める。	主に拡大防止・影響緩和対策を求める。

注: 自然現象が 3 機能の喪失及びこれらの重畳によらずにこれらの事象に進展する場合の影響が、3 機能の喪失及びこれらの重畳を経て進展する場合よりも大きいのであれば、その安全裕度についても評価する。

総合的評価に係る審査の視点案の構成は、審査フローを考慮し、以下とした。

- I 総合的評価の目的
- II 審査の視点
 - 1. 自然現象の選定
 - 2. 起因事象の選定
 - 3. 設計上の想定を超える事象の選定
 - 4. 事故シナリオ
 - 5. 事象毎の評価
 - 6. 複数の事象の発生に関する評価
 - 7. 緊急安全対策や自主的に実施した対策の効果
 - 8. 分析手法

フランスにおいて、ラ・アーク再処理施設のストレステストが進行中であり、事業者(AREVA)がフランス原子力安全規制局(ASN)へ提出した中間報告書^(参9)に対し、11月17日に放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)の評価結果^(参10)が、平成24年1月3日にフランス原子力安全規制局(ASN)から首相へ提出された意見書(審査結果)^(参11)が公開されたことから、その評価内容を分析して参考にした。ラ・アーク再処理施設のストレステストとその審査に関する分析結果などを付録5に記す。

上記等に基づいて、総合的評価に関する審査の視点案を作成した。

なお、総合的評価の審査の視点案については、別途、原子力安全・保安院へ報告するとともに、JNESホームページ上で公開しているため、本報告書には掲載していない。

また、核燃料サイクル施設の総合的評価における対象となる「設計上の想定を超える事象」の選定基準となる「過度の放射線被ばく」については、以下のように考える。

設計基準事故において想定されている条件(施設の安全設計の前提)を超える事象が対象であることから、設計基準事故時の周辺公衆に対する線量規制値である「5mSvを超える被ばく線量を与える事象」とすることが適当ではないか。一方、設計基準事故の中には、5mSvよりも相当低い線量を与える事象もある。それらの事象の中には「想定を超えた」場合にも、被ばく線量が5mSvを下回るものがあると考えられる。総合的評価における目的は、事業者によるAM策の策定であることから、「5mSvを超える被ばく線量を与える事象」を対象とすることを提案する。

想定を超える事象の中には、サイト周辺の社会的財産や環境資源の喪失、あるいは当該施設自体に大きな損害を与えるものがあるかも知れない。今回の評価では、公衆への放射線影響を唯一の指標として事象を選別するが、今回の作業の中で、その様な事故シナリオの可能性が予想された時は、今後の課題になると考えられる。

さらに、核燃料サイクル施設の総合的評価における「設計上の想定を超える事象」の選定基準となる「過度の放射線被ばく」は、再処理施設安全審査指針に記されている「著しい放射線被ばく」と同等と判断した上で「過度の放射線被ばくを与える事象」を以下のように定義することを提案する。

- ・ 周辺公衆の放射線被ばく量が 5mSv を超える可能性のある事象とする。
- ・ 同時に発生する複数の事象^{*}による放射線被ばく量の累積が 5mSv を超える場合には、複数事象に関連する個々の事象の放射線被ばく量が 5mSv 以下であっても、評価対象とする。

4. まとめ

平成 23 年度内に成果を得るべき緊急の研究の 1 つとして再処理施設を対象に全交流電源喪失等に対応した安全対策に係る研究を文献の調査、分析等によって実施し次の 3 文書が作成された。

- ① 想定を超える事象に係る審査基準案
- ② 本格稼働に対する緊急安全対策に係る審査基準案
- ③ 施設の安全性に関する総合的評価の審査の視点案

②は本格稼働を踏まえて事業者が策定した緊急安全対策の実施状況の確認に係る国の審査基準の原案として、③は事業者が実施した総合的評価の国による評価における審査の視点の原案として活用されることを提案する。

①の想定を超える事象のうち、最優先で取り組むべきもの又は着目すべき安全上重要なものは、以下のことなどから、②の緊急安全対策又は③の総合的評価の対象事象となっている。これらから漏れた事象（図 1 の黄色の部分）については、早急に検討する必要はないと考えられるが、念のため、PSA 等により検討されることが望まれる。

- ・ 想定を超える事象は、地震、津波等に対する安全裕度が小さなものは全て安全機能を失うと仮定して、影響・発生頻度が小さくても選定されている。
- ・ 緊急安全対策の対象事象は、3機能喪失に関連する事象が、影響が過度であるかどうか拘わらず選定されている。即ち、緊急安全対策の対象（これは、最優先で取り組むべきもの）は想定を超える事象に包含されている。
- ・ 一方、総合的評価における AM 策等の評価の対象は、自然現象の重畳、3機能喪失の重畳及び内的事象も考慮し、過度の被ばくを超えるものが選定されている。即ち、

^{*}同時に発生する複数の事象とは、異なる事象が同時に発生する場合、あるいは、一種類の事象が複数の場所で同時に発生する場合を表す。

想定を超える事象の内、総合的評価にて、着目すべき安全上重要なものが全て、想定を超える事象に包含されている。

参考文献

- (参 1) 安全研究計画（平成 23 年度版）、ページ追-8、JNES ホームページ、平成 23 年 5 月
- (参 2) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設における緊急安全対策の実施について、原子力安全・保安院、平成 23 年 5 月 1 日
- (参 3) 再処理施設における緊急安全対策の実施状況の確認結果及び原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置を踏まえた再処理施設における措置の実施について、原子力安全・保安院、平成 23 年 6 月 15 日
- (参 4) 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、原子力安全・保安院、平成 23 年 11 月 25 日
- (参 5) IAEA Safety Glossary 2007 Edition、“plant states”、IAEA、2007 年
- (参 6) IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-5、Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities、Safety Requirements、IAEA、2008 年
- (参 7) 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としてのアクシデントマネジメントについて、原子力安全委員会、平成 4 年 5 月 28 日
- (参 8) ストレステスト（一次評価）に関する審査の視点（案）、発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会（第 1 回）配付資料、原子力安全・保安院・（独）原子力安全基盤機構、平成 23 年 11 月 14 日
- (参 9) AREVA, “Evaluation complementaire de la surete des installations nuclearres de base, Site de La Hague”, 15th Sept. (2011)
- (参 1 0) IRSN, “Evaluations complementaires de surete post-Fukushima: comportement des installations nucleaires francaises en cas de situations extremes et pertinence des propositions d’ameliorations”, RAPPORT IRSN No.679(2011)
- (参 1 1) ASN, “Nuclear Safety Authority(ASN) opinion No.2012-AV-0139 of 3rd January 2012 concerning the complementary safety assessments of the priority nuclear facilities in the light of the accident that occurred on the nuclear power plant at Fukushima Daiichi”, 3rd Jan.(2012)
- (参 1 2) 再処理施設の設計基準事象選定(J/M-I004)、日本原燃(株)・三菱重工(株)、平成 3 年 7 月、最終改訂平成 13 年 4 月
- (参 1 3) IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-5、Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities Safety Requirements、TABLE 1. LEVELS OF DEFENCE IN DEPTH、IAEA、2008 年

(参 1 4) IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-G-2.15 、 Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants、 IAEA、 2009 年

「再処理施設の安全の高度化検討会」委員等のメンバー

検討会の委員、専門家を以下に示す。

なお、専門家の方々には、本検討会の中立性、公平性の観点から疑義が生じる議題については、退席をお願いした。

委員長

松本 史朗 原子力安全基盤機構 技術顧問

委員

阿部 弘亨 東北大学 金属材料研究所 原子力材料工学研究部門 教授

榎田 洋一 名古屋大学 工学研究科マテリアル理工学専攻 教授

小林 英男 横浜国立大学 安全・安心の科学研究教育センター 教授

鈴木 和彦 岡山大学 大学院自然科学研究科 産業創成工学専攻 教授

専門家

青柳 春樹 日本原燃株式会社 再処理事業部・安全技術室 担任（安全総括）

楨 彰 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター 副センター長

眞部 文聡 三菱重工業株式会社 原子力事業本部 原燃サイクル推進室
主席技師

付録

目次

付録 1	日本原燃株式会社から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について	1
付録 2	独立行政法人日本原子力研究開発機構から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について	4
付録 3	想定を超える事象の審査基準案の参考	7
付録 4	緊急安全対策に係る審査基準案の参考	2 6
付録 5	ラ・アーク再処理施設の補完的安全評価（ECS；ストレステスト）について	3 4
付録 6	水素爆発が爆燃か爆ごうかの評価について	4 2

注：付録 1 及び 2 は、NISA より平成 23 年 5 月 19 日付け平成 23・05・09 原院第 3 号で JNES へ依頼のあった「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妥当性の評価に係る技術協力について」に関する JNES の平成 23 年 7 月 8 日付回答である。

付録1 日本原燃株式会社から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について

I. 実施担当

廃棄物燃料輸送安全部

ただし、2. 技術協力依頼事項（3）代替電源の仕様及び給電方法の妥当性評価については、検査業務部検査品質グループの協力を得た。

II. 実施内容

福島第一・第二原子力発電所等の事故を踏まえた日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場の緊急安全対策の実施に係る事業者の報告内容に対する技術的妥当性評価の支援

III. 実施結果

1. 高レベル廃液貯槽等の崩壊熱の除去が必要な設備及び水素の掃気が必要な設備の特定

現在運転中であって崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備を以下のとおり特定した。

- ① 崩壊熱の除去が必要な設備及び水素の掃気が必要な設備については、事業指定申請書（以下「申請書」という。）及び同資料が引用している公開文書から抽出した。
- ② 緊急安全対策の対象外の設備については、その閉じ込めに係る健全性が損なわれないこと、一定期間以上溶液（プール水を含む）の沸点又は水素の可燃限界濃度に至らないことを、申請書、設計及び工事の方法の認可の申請（以下「設工認」という。）の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ③ 漏えい液の回収やガラス熔融炉運転に伴って液を保有する可能性がある設備であって、崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備について、それらが今回の緊急安全対策の対象に含まれることを立入検査で確認した。
- ④ 設工認で示されているその他の設備であって、崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備について、対象となり得る小型ポット類が、今回の緊急安全対策においては対象に含まれないことを立入検査で確認した。
- ⑤ 対象設備とした設備にはすべて液が保有されていることを立入検査で確認した。
- ⑥ 緊急安全対策の対象外の設備について、液を保有している場合は、緊急安全対策の対象としなくてよい理由を立入検査で確認した。
- ⑦ 事業者が選定した崩壊熱の除去又は水素の掃気を必要とする緊急安全対

2. 交流電源供給機能等喪失時から高レベル放射性液体廃棄物等の沸騰及び水素濃度の可燃限界濃度に達するまでの想定時間の評価

交流電源供給機能等喪失時から高レベル放射性液体廃棄物等の沸騰に達するまでの想定時間（以下「沸騰到達時間」という。）及び水素濃度の可燃限界濃度（4％）に達するまでの想定時間（以下「可燃限界濃度到達時間」という。）の算出方法が適切であること、算出に用いるパラメータが適切に設定されていること及び算出結果に誤りがないことを以下のとおり確認した。

- ① 事業者が、高レベル放射性液体廃棄物等が沸騰到達時間の算出を、実際の沸騰到達時間よりも安全側に評価できる式を用いて行っていることを確認した。
- ② 事業者が、各設備内の水素濃度の可燃限界濃度到達時間の算出を、適切に評価できる式を用いて行っていることを確認した。
- ③ 沸騰及び可燃限界濃度到達時間算出式のパラメータについて、時間の算出に対して安全側の設定及び考え方であることを申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ④ パラメータの設定に用いた文献等の適用は適切であることを申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ⑤ 実測に用いた液位計（液量）、密度計及び温度計の測定誤差は1％程度、核種組成の分析精度は、最大で10％程度であることを立入検査で確認した。
- ⑥ 今回の評価条件下においては、事業者が算出した沸騰及び可燃限界濃度到達時間に誤りがないことを確認した。

3. 再処理施設内電源喪失時の代替電源の仕様及び給電方法の妥当性の評価

交流電源供給機能等喪失時に給電を必要とする負荷に対して、代替電源として用いられる既設の電源車の仕様が適切であることを、また、交流電源供給機能等喪失時に給電を必要とする負荷に対して、既設の電源車による給電方法が適切であることを以下のとおり確認した。

- ① 電源車の容量などの仕様が適切であることを、機器リスト、実負荷通電結果データ、電源車の製作仕様書、立入検査等により確認した。
- ② 30日間連続運転するため、電源車に燃料を補給するシステムが適切であることを、電源車の製作仕様書及び立入検査により確認した。
- ③ 電源車からの給電に際し、ケーブルと負荷を保護する設計の考え方が適切であり、保護装置の動作確認が行われていることを、電源車の製作仕様書、

- ④ 既設電源盤は、電源車による給電に対応できるものであることを、単線接続図及び立入検査により確認した。
- ⑤ 電源車及び電源盤に接続するケーブルの端子形状が適切であることを、電源車の製作設計仕様書、電源盤の構造図、ケーブルの端末処理状況が分る製作仕様書、立入検査等により確認した。
- ⑥ 敷設ケーブルのサイズ及び絶縁耐圧が適切であることを、ケーブル仕様書、立入検査等により確認した。
- ⑦ 電源トリップ時の処置に関する適切な対応手順があることを、電源車による電力供給マニュアル、立入検査等により確認した。
- ⑧ 電源車の性能維持のための点検及び準備が適切に行われていることを、試験検査報告書、電源車による電力供給マニュアル、電源車の予備品・付属品リスト及び立入検査により確認した。

4. 原子力安全・保安院が実施する立入検査における上記1.～3.までに係る技術的支援

立入検査においては、日本原燃株式会社から提出された報告書に記載された緊急安全対策について、手順書、計画書、現物等を現地において確認し、その実施状況の妥当性を確認することを支援した。

なお、具体的な内容については、上記1.～3.に記載のとおり。

付録2 独立行政法人日本原子力研究開発機構から提出された報告書に記載された緊急安全対策の内容の妥当性に係る技術的支援の実施結果について

I. 実施担当

廃棄物燃料輸送安全部

ただし、2. 技術協力依頼事項（3）代替電源の仕様及び給電方法の妥当性評価については、検査業務部検査品質グループの協力を得た。

II. 実施内容

福島第一・第二原子力発電所等の事故を踏まえた独立行政法人日本原子力研究開発機構東海再処理施設の緊急安全対策の実施に係る事業者の報告内容に対する技術的妥当性評価の支援

III. 実施結果

1. 高レベル廃液貯槽等の崩壊熱の除去が必要な設備及び水素の掃気が必要な設備の特定

現在運転中であって崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備を以下のとおり特定した。ただし、溶液を扱う機器については、3.7TBq以上の放射能を有する設備とした。

- ① 崩壊熱の除去が必要な設備及び水素の掃気が必要な設備については、事業指定申請書（以下「申請書」という。）、設計及び工事の方法の認可の申請（以下「設工認」という。）の資料、これらに関連する資料及び立入検査での確認事項に基づき、適切に選定されていることを確認した。
- ② 緊急安全対策の対象外の設備については、その閉じ込めに係る健全性が損なわれないこと、一定期間以上溶液（プール水を含む）の沸点又は水素の可燃限界濃度に至らないことを、申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ③ 漏えい液の回収に伴って液を保有する可能性がある設備であって、崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備について、それらが今回の緊急安全対策の対象に含まれることを立入検査で確認した。
- ④ 設工認で示されているその他の設備であって、崩壊熱の除去又は水素の掃気が必要な設備について、対象となり得る小型ポット類が、今回の緊急安全対策においては対象に含まれないことを立入検査で確認した。
- ⑤ 対象設備とした設備にはすべて液が保有されていることを立入検査で確認した。
- ⑥ 緊急安全対策の対象外の設備について、液を保有している場合であって、

- ⑦ 事業者が選定した崩壊熱の除去又は水素の掃気を必要とする緊急安全対策の対象設備は適切であることを申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。

2. 交流電源供給機能等喪失時から高レベル放射性液体廃棄物等の沸騰及び水素濃度の可燃限界濃度に達するまでの想定時間の評価

交流電源供給機能等喪失時から高レベル放射性液体廃棄物等の沸騰に達するまでの想定時間（以下「沸騰到達時間」という。）及び水素濃度の可燃限界濃度（4%）に達するまでの想定時間（以下「可燃限界濃度到達時間」という。）の算出方法が適切であること、算出に用いるパラメータが適切に設定されていること及び算出結果に誤りがないことを以下のとおり確認した。

なお、ここでは、廃溶媒が可燃温度（＝引火点）に達するまでの想定時間（以下「可燃温度到達時間」という。）についても同様に確認した。

- ① 事業者が、高レベル放射性液体廃棄物等が沸騰到達時間の算出を、実際の沸騰到達時間よりも安全側に評価できる式を用いて行っていることを確認した。
- ② 事業者が、各設備内の水素濃度の可燃限界濃度到達時間の算出を、適切に評価できる式を用いて行っていることを確認した。
- ③ 事業者が、廃溶媒の可燃温度到達時間の算出を、実際の可燃温度到達時間よりも安全側に評価できる式を用いて行っていることを確認した。
- ④ 沸騰、可燃限界濃度、可燃温度到達までの想定時間算出式中のパラメータについて、想定時間の算出に対して安全側の設定及び考え方であることを申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ⑤ パラメータの設定に用いた文献等の適用は適切であることを申請書、設工認の資料、これらに関連する資料及び立入検査により確認した。
- ⑥ 実測に用いた液位計（液量）、密度計及び温度計の測定誤差は2%程度であることを立入検査で確認した。
- ⑦ 今回の評価条件下においては、事業者が算出した沸騰、可燃限界濃度及び可燃温度到達までの想定時間に誤りがないことを確認した。

3. 再処理施設内電源喪失時の代替電源の仕様及び給電方法の妥当性の評価
交流電源供給機能等喪失時に給電を必要とする負荷に対して、代替電源として

用いられる既設の移動式発電機の仕様が適切であること、また、交流電源供給機能等喪失時に給電を必要とする負荷に対して、既設の移動式発電機による給電方法が適切であることを以下のとおり確認した。

- ① 移動式発電機の容量などの仕様が適切であることを、移動式発電機の給電負荷一覧、移動式発電機の取扱説明書、給電負荷一覧、立入検査等により確認した。
- ② 7日間連続運転するため、移動式発電機に燃料を補給するシステムが適切であることを、移動式発電機の取扱説明書、立入検査等により確認した。
- ③ 移動式発電機からの給電に際し、ケーブルと負荷を保護する設計の考え方が適切であり、保護装置の動作確認が行われていることを、保護協調説明資料、立入検査等により確認した。
- ④ 既設電源盤は、移動式発電機による給電に対応できるものであることを、電源盤における本設／仮設の給電負荷の入／切、遮断の機能、既設電源上流側との絶縁処理の考え方に係る資料及び立入検査により確認した。
- ⑤ 追加された変圧器の変圧比と容量が妥当であることを、電源盤に変圧器が追加改造される場合、その変圧比、容量の妥当性の評価に係る資料、立入検査等により確認した。
- ⑥ 移動式発電機及び電源盤に接続するケーブルの端子形状が適切であることを、機器配置図、コネクタ付きケーブルの製作購入図面及び立入検査により確認した。
- ⑦ ケーブルのサイズ及び絶縁抵抗が適切であることを、製作購入図面、立入検査等により確認した。
- ⑧ 電源トリップ時の処置に関する適切な対応手順があることを、停電時の対応要領書、立入検査等により確認した。
- ⑨ 移動式発電機の性能維持のための点検、準備が適切に行われていることを、自主検査記録、緊急電源系点検要領及び立入検査により確認した。
- ⑩ 電源盤と負荷の設置場所が津波の防水対策の対象に挙げられていることを、緊急電源接続盤等への浸水防止対策に係る資料及び立入検査により確認した。

4. 原子力安全・保安院が実施する立入検査における上記1.～3.までに係る技術的支援

立入検査においては、独立行政法人日本原子力研究開発機構から提出された報告書に記載された緊急安全対策について、手順書、計画書、現物等を現地において確認し、その実施状況の妥当性を確認することを支援した。

なお、具体的な内容については、上記1.～3.に記載のとおり。

付録3 想定を超える事象の審査基準案の参考

以下に想定を超える事象に係る審査基準案の参考を示す。ここで、項目番号は本文と対応している。

基準1. 事象の選定

- 1.1-1 「想定を超える事象」は、①体系的な HAZOP (Hazards and Operability Analysis) 手法、FMEA (Failure Modes and Effects Analysis、故障モード影響解析) などの活用、又は②体系的な手法により事象が検討された報告書とその後に行われた知見の活用等といった、体系的な検討に基づいて選定されている必要があると考えられる。
- 1.1-2 事象選定に際しては、放射性物質が存在する場所及びその存在量等を把握したうえで、基本的には全ての安全対策（動的機器だけではなく、静的機器も含む。）が機能しないとして、潜在的な危険事象及びその影響の程度が示されていることが望ましい。その際、放射性物質の存在量、化学形、物理的形態（固体、粉末、スラリ、液体、気体）、物理的条件（温度、圧力）等を整理しておく必要があると考えられる。
- また、事故事例などに基づいて抜け落ちがないかチェックされていることが必要と考えられる。
- 1.1-3 事業所の立地条件、地形等を考慮して、事業所の地域で発生が想定される山火事、地すべり、陥没、台風に伴う塩害等についても検討され、これらの規模は過去の実績や最新の知見等を基に設定されていることが必要と考えられる。
- 1.1-4 自然現象の重畳については、例えば地震で建物・機器が損傷し、そこに台風などの大雨によって水が侵入することも考慮されていることが必要と考えられる。
- 1.1-5 同一の機器における複数の設計基準事象あるいは「想定を超える事象」の重畳は、次の手順で検討されていることが望ましい：
- ① 同一の機器において、複数の独立した設計基準事象あるいは「想定を超える事象」の発生を想定できる場合は、それらの事象が重畳して発生するか否かについて検討する。
 - ② 事象が重畳して発生する可能性がある場合は、その事象進展シナリオ（時系列的、連鎖的な関連等）を明確にし、発生・拡大範囲、影響規模を明確にする。
 - ③ その機器が有する拡大防止・影響緩和対策が、事象が重畳した場合にも有効であることを確認する。
 - ④ 上記が有効でないと考えられる場合には、有効な代替措置を検討する。
- 上記の手順は、同一のセル、隣接するセル、同一の建屋、隣接する建屋の場合についても、同様に適用できると考えられる。

基準2. 対策の検討

2.1-1 下記の検討に基づいて、「管理された状態」は「一連の AM 策によって、事態が収束し、安定状態にあること。」とすることができると考えられる。

IAEA 安全指針 No. NS-G-2.15「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」では、原子力発電所における AM 策の目的が以下のとおり記されている。

・アクシデントマネジメント (AM 策) の概念

2.4. すべての原子炉について、その原子炉の算出された炉心損傷頻度や核分裂生成物の放出頻度の合計値に拘らず、AM 策の計画を策定すべきである。

2.5. AM 策の手引きを策定するために、構造的なトップダウン手法が使用されるべきである。この手法では、先ず目的と方針から始まり、要領と指針に導くべきであり、また防止と緩和の両方の領域を対象にするべきである。図1に、AM 策に関するトップダウン手法を図示する。

2.6. 最上位において、AM 策の目的は以下のように定義される。

- **BDBA がシビアアクシデント (炉心損傷) に進展することを防ぐこと (to prevent a beyond design basis accident to escalate into a severe accident)。**
- **炉心損傷が一旦始まったならば、炉心損傷の進行を終止させること (to terminate the progress of core damage once it has started)。**
- **格納容器の健全性をできるだけ長く維持すること (to maintain the capability (integrity) of the containment as long as possible)。**
- **放射性物質の放出を最小にすること (to minimize releases of radioactive materials)。**
- **長期の安定状態を達成すること (to achieve a long term stable state)。**

これらの目的を達成するために、多くの方針が策定されるべきである。

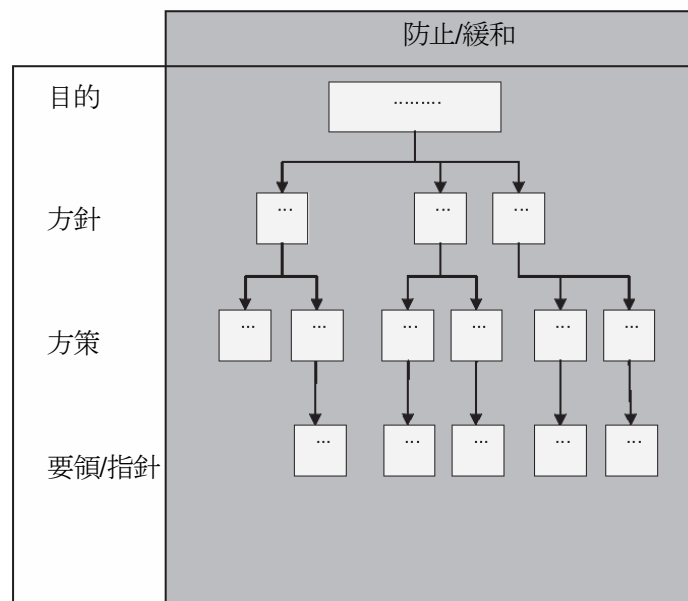


図1 AM策のトップダウン手法

核燃料サイクル施設の AM 策の目的は、原子力発電所のものから以下のように置き換えると表 1 に示すとおり整理できる。

- ・ 核燃料サイクル施設には、「シビアアクシデント」は国際的に合意された定義がないことから、単に「想定を超える事象」、「事態」に置き換える。
- ・ 「格納容器の健全性」、「放射性物質の放出（の最小化）」は、核燃料サイクル施設にとって最も重要な「閉じ込め機能」に置き換える。

表1 AM策の目的

原子力発電所の AM 策の目的	核燃料サイクル施設の AM 策の目的
BDBA がシビアアクシデント(炉心損傷)に進展することを防ぐこと	想定を超える事象の発生・拡大を防止し、事態を収束させること
炉心損傷が一旦始まったならば、炉心損傷の進行を終止させること	
格納容器の健全性をできるだけ長く維持すること	閉じ込め機能をできるだけ維持することにより影響を緩和する
放射性物質の放出を最小にすること	
長期の安定状態を達成すること	長期の安定状態を達成すること

2.1-3 データの信頼性・保守性について

- ・ 信頼性の観点から次のようなデータの活用が望ましい。

(社) 日本電気協会の「Su 値検討会」において検討の対象となった材料の Su 値については、「データの分布状況を把握し、確率的統計処理を行い 1%破損確率限界値を上回らないように Su 値を設定する」という方針のもとに策定されている。(解説 原子力設備の技術基準、通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課編 (1994))

- ・ データ点数が少ない場合には、当該データの保守性が説明されることが望ましい。

2.1-4 設備・機器の強度・剛性について、過度の保守性を考慮することなく現実的に評価するのは、過度に保守的な評価では潜在的な脆弱性の実態が把握できないためである。

2.1-5 作業環境中に化学物質が漏えいしている場合には、例えば、表 2 において、レベル 1 以上の場合には、防護マスクの着用等の作業環境上の対策を考慮し、レベル 2 以上の場合には、ある時間以上は現場作業ができないとすることが考えられる。

表2 MFFFに関する申請者のための化学影響の推奨限界値(mg/m³)

化学物質	低影響 (レベル1)	中影響 (レベル2)	高影響 (レベル3)
希釈剤 (C ₁₀ –C ₁₃ イソアルカン) (TEEL)	5 (C ₁₀ の値)	35 (C ₁₀ の値)	200 (C ₁₁ の値)
デカン (C ₁₀)	5	35	25000
ウンデカン (C ₁₁)	6	40	200
ドデカン (C ₁₂)	15	100	750
トリデカン (C ₁₃)	60	400	500
一水和ヒドラジン (TEEL)	0.0075	0.06	50
硝酸ヒドラジン (TEEL)	3	5	5
硝酸ヒドロキシルアミン (TEEL)	15	26	125
硝酸 (ERPG)	2.5	15	200
一酸化窒素 (TEEL)	30	30	125
二酸化窒素 (TEEL)	7.5	7.5	35
四酸化二窒素 (TEEL)	15	15	75
炭酸ナトリウム (TEEL)	30	50	500
水酸化ナトリウム (ERPG)	0.5	5	50
亜硝酸ナトリウム (TEEL)	0.125	1	60
リン酸トリブチル (TEEL)	6	10	300
二酸化ウラン (TEEL)	0.6	1	10
硝酸ウラニル (TEEL)	1	1	10

参考文献：NUREG-1821、表 8.1-5

ERPG：Emergency Response Planning Guidelines（米国産業衛生協会）

TEEL：Temporary Emergency Exposure Limits（米国 DOE）

レベル1：マイルドで過渡的な健康影響をもたらす

レベル2：不可逆な、または重大な健康影響をもたらす

レベル3：致命的な健康影響をもたらす

暴露時間は、ERPGでは60分を、TEELではピーク時の15分を、基準としている。

- 2.1-5 事業所の敷地内外における地盤の液状化による道路あるいは構造物・配管等の損傷の可能性が検討され、発生する可能性がある場合には、対策を行う際の要員、資機材、車両等の移動が阻害されないことが示されていることが望ましい。

基準3. 地震

3.1-1 地震に係る評価手順の全体フローは、図2のように考えられる。

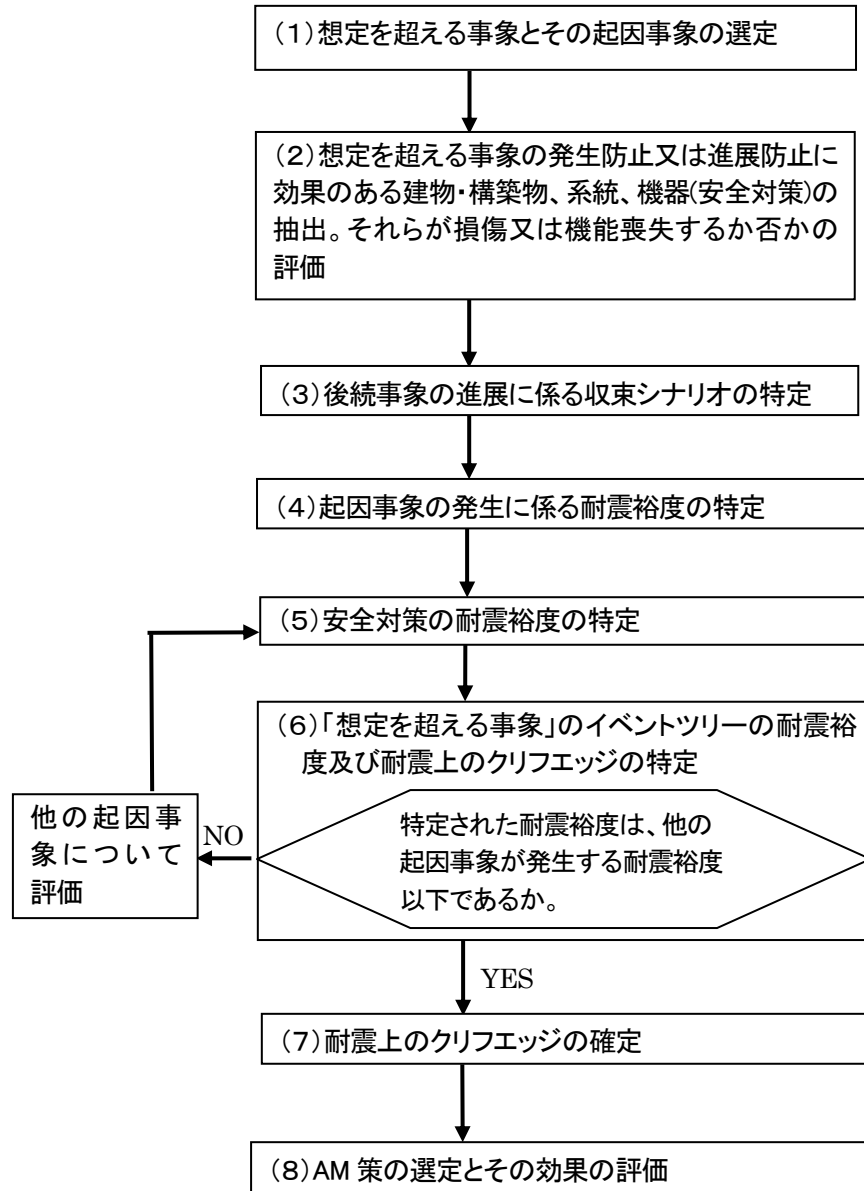


図2 地震に係る評価手順の全体フロー

3.1-2 鉄筋コンクリート造耐震壁の評価では、**図3**（「原子力発電所耐震設計技術指針」**JEAG4601-1987** 及び **JEAG4601-1991** による。）などを基に説明されていることが望ましい。

耐震壁が「安全上重要な設備への波及的影響の防止」、「支持機能の保持」、「漏えい防止機能の保持」が求められる場合には、鉄筋コンクリート構造物の限界許容値として耐震壁の終局せん断ひずみ度 4.0×10^{-3} を使用することが考えられる。

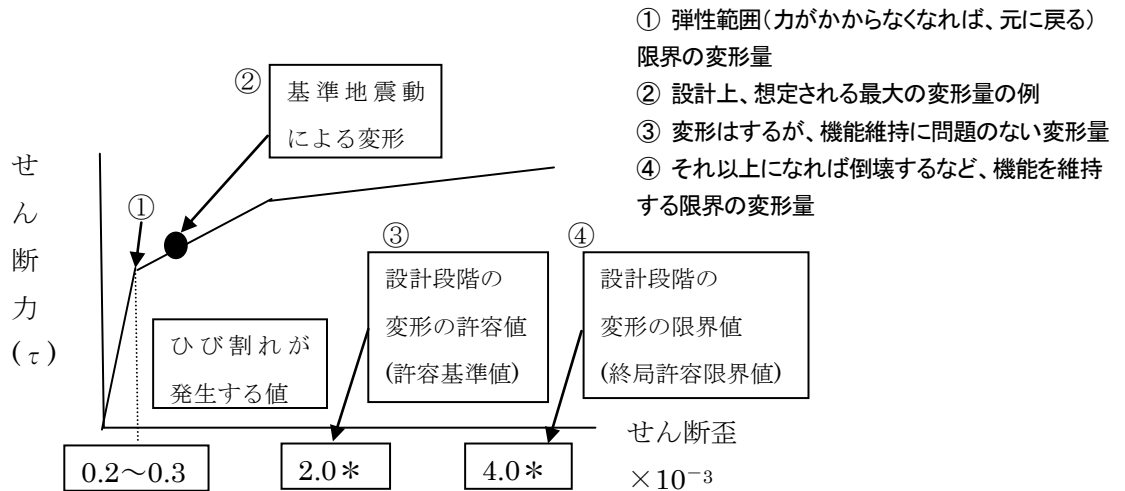


図3 鉄筋コンクリート造耐震壁の場合の歪とせん断力の関係

3.1-3 鋼構造物の構造強度に係る許容値は、既往の評価等で実績のあるものを用いることを基本とされていることが必要と考えられる。

たとえば、変形すると閉じ込め性能が維持できなくなり「想定を超える事象」に進展する場合には、弾性域内にとどめる必要があるため、許容値は弾性域内のものとする。ただし、安全機能を維持するためには、ある程度の変形・損傷は許容できる場合には、損傷モード（転倒、座屈など）、及びデータの信頼性を十分検討した上で、許容値は塑性域まで拡張し設定する（**図4**参照）。

なお、降伏点は、下降伏点とする。（「単に下降伏点を降伏点と呼ぶこともある。」（機械実用便覧改訂第6版、日本機械学会）などに基づく）

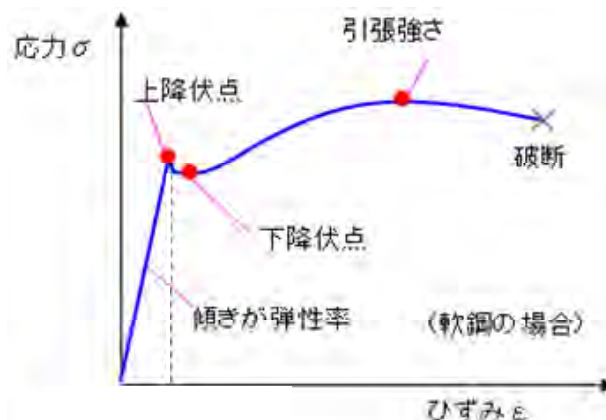


図4 軟鋼の場合の歪み-応力線図

3.1-4 「想定を超える事象」に至る損傷対象設備の選定において留意する例として以下が考慮されていることが望ましい：

- ① 隣接した耐震Sクラスの設備同士が地震中にずれて、互いにぶつかり合い損傷する場合（臨界に至る場合も考えられる）。
- ② 隣接した耐震Sクラスの設備がずれて、接続配管やケーブルが破断し、溢水、火災、放射性物質あるいは化学物質の放出に至る場合。
- ③ 耐震B、Cクラスの設備が地震によって損傷し、落下等により耐震Sクラスの設備を損傷する場合（例：クレーンから重量物がコンテナ上へ落下）
- ④ HEPAフィルターも含めた換排気系統が損傷して、放射性物質の放出を大きくする場合。

3.3-1 設備単体の耐震裕度の算出においては、次の点が留意されていることが望ましい：

- － 当該設備の検討対象部位の損傷モード（座屈・転倒・液体の揺動等による損傷）を考慮した適切な応力・歪み等の評価指標とする。なお、構造損傷の評価の場合には、設備の機能喪失を考慮する上で最も耐震裕度が小さい部位の評価値を求める。
- － 評価対象設備の損傷モードに対応する許容値等を求める。
- － 評価対象設備毎に、評価値が許容値等に達するのは基準地震動 S_s の何倍の地震動に相当するかを算出し、耐震裕度を求める。
- － 耐震裕度を求めるにあたり、建物の地震応答の非線形性が設備の評価に影響する可能性がある場合には、その影響を評価する。

3.3-2 システム全体として有する耐震裕度の特定の手順は次のようになると考えられる：

- － どの程度の地震動でどのような起因事象が発生するかを特定する。
- － 起因事象毎に、各設備の耐震裕度評価結果を使用し、イベントツリーに含まれる安全対策の耐震裕度を特定する。その際、後続事象に係る各安全対策のフォールトツリーを必要に応じて作成し、各安全対策の耐震裕度を特定する。
- － 各収束シナリオの耐震裕度を特定する。この耐震裕度は、各収束シナリオに必要な各安全対策の耐震裕度のうち、最も小さいものとする。
- － 上記で求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度を特定する。
- － 起因事象に対するイベントツリーの中で、収束シナリオは複数ある。一つのシナリオでも成功すれば、「想定を超える事象」に至らないことから、起因事象に対するイベントツリーの耐震裕度は、各収束シナリオの耐震裕度のうち、最も大きいものとなる。

3.4 イベントツリーの中から、次のように耐震上のクリフエッジを特定することが考えられる：

- － 「(1)想定を超える事象とその起因事象の選定」、「(2)想定を超える事象の発生防止又は進展防止に効果のある建物・構築物、系統、機器(安全対策)の抽出。それらが損傷又は機能喪失するか否かの評価」、「(3) 後続事象の進展に係る収束シナ

リオの特定」の各ステップにおいて、「想定を超える事象」となる可能性のある全ての起因事象とその収束シナリオ、ならびに関連する設備を既に抽出しており、これらの収束シナリオを一つずつ評価することで、耐震上のクリフエッジを特定できる。

- それぞれの起因事象発生に係る設備の耐震裕度が大小異なることから、耐震上のクリフエッジを評価するためには、「(1) 想定を超える事象とその起因事象の選定」において抽出された起因事象に対して、耐震裕度の小さい起因事象から順に耐震上のクリフエッジが特定されるまで評価する。

基準4. 津波

4.1-1 津波に係る評価手順の全体フローは、図5のように考えられる。

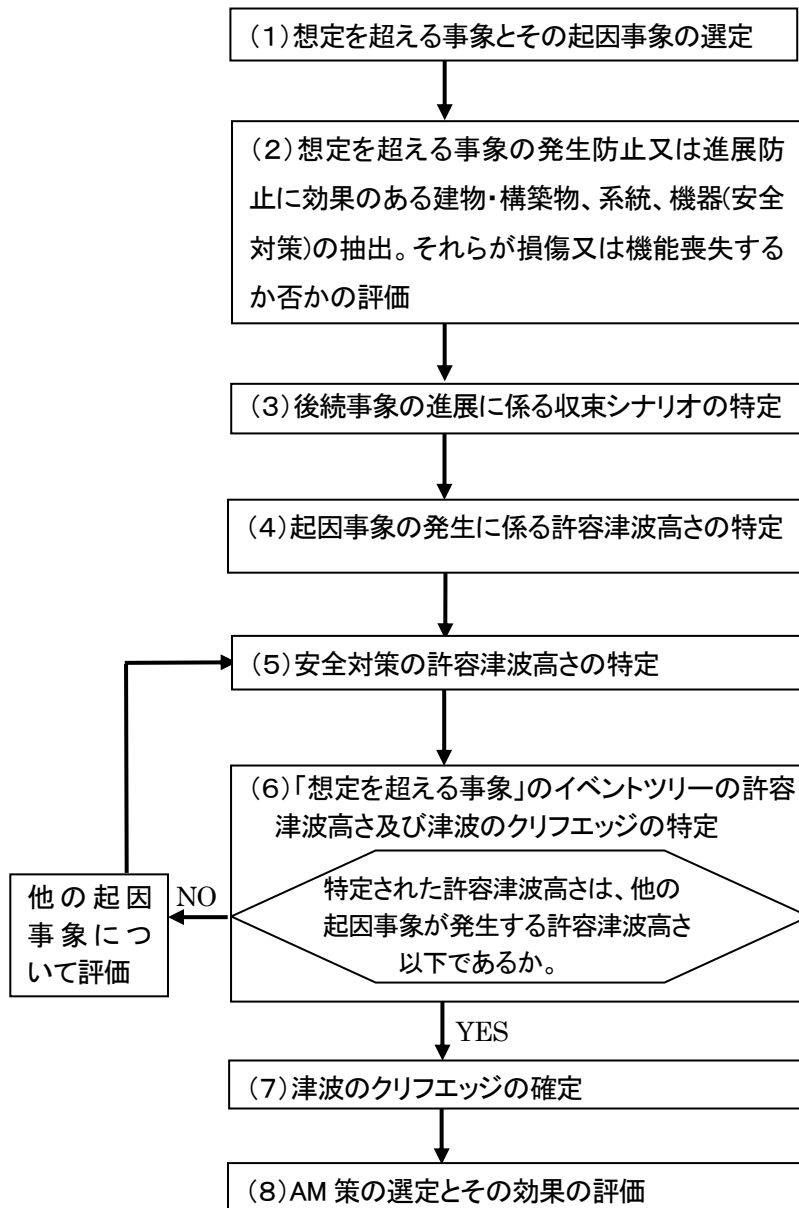


図5 津波に係る評価手順の全体フロー

4.1-2 想定津波高さは、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成14年）及び最新知見を用いて設定されていることが望ましい。

4.3-1 設備単体の許容津波高さの算出においては、次の点に留意されていることが望ましい：

- 設備の損傷又は機能喪失に係る評価指標は、当該設備の検討対象部位の津波に対する損傷モード（水位上昇による水圧、引き潮などによる損傷）を考慮した適切なものとする。なお、構造損傷の評価の場合には、設備の機能喪失を考慮する上

で最も許容津波高さが小さい部位の評価値を求める。

- － 評価対象設備毎に、想定津波高さの何倍の津波で設備が損傷又は機能喪失するかを算出し、許容津波高さを求める。

4.3-2 システム全体として有する許容津波高さの特定の手順は次のようになると考えられる：

- － どの程度の津波でどのような起因事象が発生するかを特定する。
- － 起因事象毎に、イベントツリーに含まれる安全対策を特定する。その際、後続事象に係る各安全対策のフォールトツリーを必要に応じて作成し、各安全対策の許容津波高さを特定する。
- － 各収束シナリオの許容津波高さを特定する。この許容津波高さは、各収束シナリオに必要な各安全対策の許容津波高さのうち、最も小さいものとする。
- － 上記で求めた収束シナリオの許容津波高さから、当該起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さを特定する。
- － 起因事象に対するイベントツリーの中で、収束シナリオは複数ある。一つのシナリオでも成功すれば、「想定を超える事象」に至らないことから、起因事象に対するイベントツリーの許容津波高さは、各収束シナリオの許容津波高さのうち、最も大きいものとなる。

4.4 イベントツリーの中から、次のように津波のクリフエッジが特定されることが望ましい：

- － 「(1) 想定を超える事象とその起因事象の選定」、「(2) 想定を超える事象の発生防止又は進展防止に効果のある建物・構築物、系統、機器(安全対策)の抽出。それらが損傷又は機能喪失するか否かの評価」、「(3) 後続事象の進展に係る収束シナリオの特定」の各ステップにおいて、「想定を超える事象」となる可能性のある全ての起因事象とその収束シナリオ、ならびに関連する設備を既に抽出しており、これらの収束シナリオを一つずつ評価することで、津波のクリフエッジを特定できる。
- － それぞれの起因事象発生に係る設備の許容津波高さが大小異なることから、津波のクリフエッジを評価するためには、「(1) 想定を超える事象とその起因事象の選定」において抽出された起因事象に対して、許容津波高さの小さい起因事象から順に津波のクリフエッジが特定されるまで評価する。

4.6-1 対策の例：

- － 電源車等は津波の影響を受ける恐れのない、高台等の適切な場所に配備・保管する。
- － 津波によって冷却水ポンプ等が機能しなくなった場合には、消防車等で冷却水を供給する。

4.6-2 対策を実施する上で障害となる、津波で発生したがれきの撤去に関する手順が示され、その適切性が評価されていることが望ましい。

基準5. 計測制御系統

- 5.1 消防法施行規則（第28条の3）では、自動火災報知設備は全交流電源喪失時には、バッテリーによって20分間作動することが義務づけられている。
- 5.2 直接測定が困難な場合には、例えば水素掃気用供給空気流量などから水素濃度を推定することが考えられる。

基準6. 火災・爆発

- 6.1-1 火災・爆発の検討にあたっては、施設で用いられている化学物質の有害度・反応特性、化学物質間の両立性についても考慮する必要があると考えられる（表3及び表4を参照）。また、TBP等の錯体等、アジ化水素、Zr粉末、ホルマリン等の反応性物質の化学反応も対象とする必要があると考えられる。

表3 施設で用いられる化学物質の有害度及び共存不適合性

○:該当する


化学物質	腐食性	可燃性	爆発性	化学火傷	毒性	共存不適合な物質
硝酸 (13.6N)	○			○	○	有機物、過酸化水素、HAN、一水和ヒドラジン、炭酸ナトリウム、水酸化ナトリウム
リン酸トリブチル (TBP)		○	○	○	○	アンモニア、濃硝酸、酸化剤、強塩基
希釈剤 (C ₁₀ -C ₁₃ イソアルカン)		○	○		○	酸化剤、酸素
炭酸ナトリウム					○	アルミニウム、酸、過酸化水素
硝酸ヒドロキシルアミン(HAN; NH ₂ OH・HNO ₃)	○		○	○	○	重クロム酸カリウムと過マンガン酸カリ、硫酸銅、亜鉛、強オキシサイダー、強還元剤、硝酸、可燃物
一水和ヒドラジン (N ₂ H ₄ ・H ₂ O)	○		○	○	○	酸化剤 (濃硝酸)、金属、アスベスト
水酸化ナトリウム	○			○	○	酸、アルミニウム及び他の金属、有機ハロゲン (特にトリクロレチリン)、糖質
硝酸ヒドラジン	○			○	○	酸、強酸化性物質、金属塩
四酸化ニ窒素／二酸化窒素	○		○	○	○	還元剤、有機物、金属
水素		○	○			—
リン酸ジブチル (DBP)				○	○	強い酸化剤
ブチルアルコール C ₄ H ₉ (OH)		○	○	○	○	強酸、強酸化剤
硝酸ブチル C ₄ H ₉ (NO ₃)	○	○	○	○	○	強酸、NaOH、還元剤
アジ化水素 (HN ₃)	○	○	○	○	○	重金属 (不安定、高濃度又は純粋状態で急激に爆発、重金属と爆発性の化合物を容易に形成する)


参考文献: NUREG-1821、表 8.1-4

MFFF License Application, Revision: October 2009, Docket No. 070-03098

表4 様々な化学物質間の相互作用マトリックスの例

	HNO ₃	HAN	TBP	C ₁₂ H ₂₆	H ₂ O ₂	AgNO ₃	Na ₂ CO ₃	NaOH	Na ₂ SO ₃	H ₂ C ₂ O ₄	Zr(NO ₃) ₄ ·5H ₂ O	N ₂ O ₄	Mn(NO ₃) ₂	Al(NO ₃) ₃ ·9H ₂ O	NaNO ₃	
HNO ₃																
HAN	1															
TBP	2	32														
C ₁₂ H ₂₆	3	32	46													
H ₂ O ₂	4, 44	5	45	45												
AgNO ₃	28	6	29	29	28											
Na ₂ CO ₃	7, 49	32	48	50	8	29										
NaOH	7	31	47	51	8, 44	28	50									
Na ₂ SO ₃	26, 35	9	37	37	35	35	37	37								
H ₂ C ₂ O ₄	34	33	48	34	22, 44	10	49	52	26, 35							
Zr(NO ₃) ₄ ·5H ₂ O	34	31	25	42	42	30	42	42	35	42						
N ₂ O ₄	34	11	23	12	43	30	50	27	35	53	42					
Mn(NO ₃) ₂	34	13, 31	14	15	16	17	38	38	38	34	34	38				
Al(NO ₃) ₃ ·9H ₂ O	36	18	49	40	19	30	41	41	45	20	54	21	38			
NaNO ₃	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	24	39		

 : 混合により、気体を生成、熱を発生し、激しい発熱反応を生じる。この化学的非両立性は、プロセスの因子（温度、濃度等）を制御することで、緩和・防止されよう。

 : 注意、穏やかな反応があり得る。

 : 混合しても反応無し。

Brahman, R.K., Hennessy, W.P. and Paviet-Hartmann, P., Chemical Interaction Matrix between reagents in a Purex based Process, Proc. of the International Solvent Extraction Conference 2008, Vol. I, pp751-755.

相互作用の説明番号:

- 標準的な保管や利用条件下において硝酸(HNO₃)が分解して生成する亜硝酸(HNO₂)は、硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)と反応して、消費される以上の硝酸を生成する結果、自動触媒反応が始まる。
- 濃硝酸は約~130°Cで TBP のレッドオイルを分解し、爆発や火災ハザードを有する。
- 標準的な保管や利用条件下において硝酸(HNO₃)が分解して生成する亜硝酸(HNO₂)は、炭化水素をニトロ化し、火災ハザードを有する。
- 高濃度(例 90%)の過酸化水素 H₂O₂ は、硝酸と爆発性化合物、過硝酸 HO₂NO₂ を形成する。さらに、高濃度の硝酸とシュウ酸イオン; C₂O₄²⁻ との反応は激しいだろう。
- 触媒が無ければその反応は緩やかだが、ヒドロキシルアミンは H₂O₂ と反応する。
- ヒドロキシルアミンは熱を生じながら硝酸銀を銀に還元する。
- 強酸と強塩基の反応は、高発熱性、ガス発生、迅速で爆発しやすく、and/or はねる。
- H₂O₂ はアルカリ溶液によりゆっくりと分解する。
- そのパラメータは良く知られていないが、亜硫酸ナトリウムはヒドロキシルアミンと反応する。
- 硝酸銀とシュウ酸との反応では、熱的に不安定なシュウ酸銀(Ag₂C₂O₄)が生成する。
- N₂O₄ は 2NO₂ と平衡にあり、NO₂ は HAN/HNO₃ 反応で、自動触媒的により多くの亜硝酸を生成する。
- N₂O₄ は、亜硝酸と炭化水素の反応における活性種である 2NO₂ と平衡にあつて、火災ハザードを有する短鎖のニトロ化炭化水素を生じる。
- ユニークな支持リガンドを含む高 pH 条件下において、Mn(II)は O₂ の H₂O₂ への還元反応の触媒となる。同様に、特殊なリガンドを含む高 pH 条件下において、ヒドロキシルアミンは O₂ の H₂O₂ への還元反応の電子供与体として利用される。
- Mn(II)は TBP と錯体を形成できる。それ以上の反応は期待できない。
- 芳香族化合物は、H₂O₂ 存在下で、特殊なリガンドセットにより Mn(II)錯体によって酸化される。ドデカン中には芳香族化合物が無いので、硝酸マンガンドドデカンの間には化学的非両立性は無い。

- 16 上記 15 の記述参照。ある種の条件下で、Mn(II)の適切なリガンドとの錯体は、 H_2O_2 を活性化して種々の物質を酸化できる⁽¹⁷⁾。
- 17 支持リガンドがある時、Mn(II)と $AgNO_3$ から不活性な固体が沈殿する。硝酸マンガンは酸化剤であって、によれば、特殊な条件下では、硝酸銀と非両立的である。
- 18 硝酸アルミニウムは可燃性ではないが強い酸化剤であって、ヒドロキシルアミンの様な還元剤との反応熱は、点火を生じるだろう。
- 19 Al との接触による H_2O_2 の分解は、 H_2O_2 中に 2-25ppm の Al を無機塩 [例えば $Al(NO_3)_3 \cdot 9H_2O$] として溶解することで止められる。
- 20 溶液の pH が低い時には、 $Al_2(C_2O_4)_3$ なる組成の中性塩が生成し、溶液が中性かアルカリ性なら、 $NaAl(C_2O_4)_2$ が安定である。
- 21 N_2O_4 と $Al(NO_3)_3$ は化学的に両立している。
- 22 加熱したシュウ酸溶液に H_2O_2 を添加しても、化学的に両立している。
- 23 TBP 中の N_2O_4 の過剰比は、分子またはイオン性構造の電荷移動錯体が形成するだろうことを示す。
- 24 4つの媒体; $NaNO_3$, $NaNO_2$, KNO_3 , KNO_2 , 中における硝酸マンガンの反応性が調べられた。Mn 塩は多様な化合物; 主に酸化物とか oxychloride, Na manganate, を生成した。
- 25 TBP-Zr 反応が調べられた。抽出種 $Zr(NO_3)_4 \cdot 2TBP$ は TBP と反応して比較的不溶性の結晶性有機リン酸ジルコニウムを生成することがわかった。
- 26 酸との接触で SO_2 を生じるだろう。
- 27 NaOH の拡散速度を考慮した NaOH 溶液による NO_x ガスの収着モデルがある、非両立性は見つからなかった。
- 28-42 化学試薬の MSDS を参照すべき。
- 43, 44, 48, 50 過酸化水素は酸や塩基と両立しない。水酸化ナトリウムや硝酸、シュウ酸が混合する可能性があるなら、注意すべきことを勧告する。
- 45, 51 過酸化水素と TBP のような有機物との混合は、危険性がある事が知られている。そこには爆発性を示す濃度領域がある。
- 46, 53 TBP はドデカンのようなアルカン型希釈剤や水と両立する。
- 47 TBP は NaOH のような塩基とは両立せず、炭素やリンの酸化物に分解する。
- 49 Na_2CO_3 は強酸やアルミニウムと両立しない。
- 52 NaOH は酸と両立しない。
- 54 硝酸アルミニウムや硝酸ジルコニウムが水に溶ける時は、発熱する可能性がある。

6.1-2 火災が発生する可能性のある対象機器の特定にあたっては、次のような最新知見を反映する必要があると考えられる：

- 女川の電源盤火災（吊下式しゃ断器の短絡）
- 仏ラ・アークにおける外部主電源系統の変電所での変圧器短絡によるケーブル火災（制御盤まで延焼）

6.1-3 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 放射性物質を含む有機溶媒がセル内に漏えい。全電源も喪失し、漏えい液の回収移送が不可。有機溶媒が引火点を越え着火・燃焼し、放射性物質を放出。
- ② 放射性物質を内包する機器の周辺で火災が発生し、その熱により放射性物質を放出（グローブボックス内火災を含む）。
- ③ 廃溶媒熱分解装置（通常は不活性雰囲気）内に空気が流入し、廃溶媒が異常燃焼し、放射性物質を放出。
- ④ 電気系の短絡等の火災により、冷却等の制御が不能になり、放射性物質を放出。
- ⑤ 崩壊熱除去機能喪失により、機器内で有機溶媒の温度が引火点を越え、着火して火災。
- ⑥ 交流電源喪失により、溶液の過加熱防止機能等が喪失。TBP 等の錯体等の急激

な分解反応により爆発。

- ⑦ 交流電源喪失により、TBP と濃硝酸が接触し不安定な化合物を生成することによる爆発。
- ⑧ 高放射性廃液濃縮工程の蒸発缶内液量減少によりホルマリンがガス化（ホルムアルデヒドガスが発生）し、爆発。
- ⑨ 高濃度の硝酸ヒドロキシルアミン（HAN）の爆発。周辺機器・構築物が損傷し、放射性物質を放出。
- ⑩ 水素使用箇所における水素の爆発。

上記③における廃溶媒の異常燃焼による影響は極めて小さい可能性があるため、その被ばく評価結果を確認する必要があると考えられる。

爆発可能性の検討にあたっては、各機器の内部に存在する化学物質等の種類、濃度及び温度等を把握し、起こりうる化学反応（表4を参照）を考慮する必要があると考えられる。

例えば、次の点について検討する。また、過去に事例のあるものについては、その調査結果に基づいて検討されることが望ましい。

- － 上記⑥において崩壊熱だけで TBP 等の錯体等の急激な分解反応の必要条件である制限温度（135℃）に到達する可能性。
- － 上記⑦における TBP と濃硝酸との接触可能性。
- － 上記⑧の硝酸ヒドロキシルアミン（HAN）については、保管場所、試薬調整場所等における、爆発発生の可能性。

6.2-1 火災対策に付随して、臨界・爆発等の二次的事故が発生しないように、次の点に留意する必要があると考えられる：

- － 臨界の可能性のある場所で消火水を使用する場合は、中性子吸収材入りの水を使用する。
- － 容器内に水を注入する場合は、硝酸濃度の低下によって水素 G 値が増大する。
- － 高濃度プルトニウム溶液を内包する容器に水を注入する場合は、プルトニウム・ポリマーが生成し、臨界の原因となる可能性がある。
- － 換気ダクト等を閉止して消火した後に、水素等の可燃性ガスの滞留が予想される場合にはガス爆発の可能性はある。
- － 有機溶媒と硝酸が共存するセルについては、有機溶媒、硝酸の熱分解によってそれぞれから発生する恐れのある可燃性ガス、酸素によりガス爆発の可能性はある。

6.2-2 窒息消火における炭酸（CO₂）ガス濃度の基準：

全米防火協会（National Fluid Power Association）のNFPA12（CO₂消火システムの基準）の表2-3.2.1には、消火のための最小CO₂濃度が物質毎に示されている。これらの物質のうち、ケロシンは、ノルマルドデカンと引火点などの物理的・化学的性質が表5のとおり、類似している。

表5 ケロシン、ノルマルドデカンの物理的・化学的性質

物理的・化学的性質	ケロシン	ノルマルドデカン
炭素数	C ₉ ~C ₁₅	C ₁₂
引火点	37~65 °C	74 °C
発火温度	220 °C	200 °C
低位発熱量	43 MJ/kg	44.5 MJ/kg

ドデカンなどの溶媒火災においては、ケロシンの消火のための最小CO₂濃度を用いることが考えられる。NFPA12の表2-3.2.1には、ケロシンの消火のための最小CO₂濃度は、次のように記されている：

理論最小CO₂濃度（in air）： 28 %

最小設計CO₂濃度（in air）： 34 %

したがって、ドデカンなどの溶媒火災において、ケロシンと物理的・化学的性質が類似していることから、CO₂ガスで窒息消火する場合には、上記情報が参考になると考えられる。

基準7. 臨界

7.1 次に示す場合について臨界発生の可能性が検討されている必要があると考えられる。⑥などの過去に発生事例のあるものについては、その調査結果に基づいて検討されることが望ましい。

- ① 全濃度安全形状機器以外の機器において冷却機能を喪失し、プルトニウムを含む溶液が崩壊熱等によって過度に濃縮。
- ② 形状管理機器の形状が変化。
- ③ パルスカラム等における中性子吸収材の喪失・損傷。
- ④ 質量管理機器における核分裂性物質の増加。
- ⑤ 溶液の誤移送。
- ⑥ 溶液の誤移行（サイフォン効果等）。
- ⑦ 複数の機器から溶液が漏れいした場合の溶液受皿への集中滞留。
- ⑧ 分離分配工程等の抽出器内溶液の酸濃度低下によってプルトニウム・ポリマーが生成し、機器内に蓄積・沈殿。
- ⑨ ウラン・プルトニウムの不均一な沈殿物生成。

- ⑩ 使用済燃料プールの燃料ラックの倒壊。

基準 8. 閉じ込め機能

8.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 使用済燃料輸送キャスクから取り出され、せん断処理工程まで移動中の使用済燃料が落下等で損傷し、放射性物質がセル外へ漏えいし、放射性物質を放出。
- ② プール内のラックの倒壊によって使用済燃料が損傷し、放射性物質が外部へ漏えい。
- ③ 全交流電源を喪失し、せん断中の使用済燃料が空気中で放置され、放射性物質を放出。
- ④ 高レベル廃液貯槽が破損し、液がセル内に漏えい。全交流電源喪失により、液を移送できず、セル内で沸騰又は蒸発乾固、その結果、放射性物質を放出。
- ⑤ ガラス溶融炉の倒壊等によって、溶融ガラスの全量がセル内へ漏えいし、当該ガラスから放射性物質を放出。
- ⑥ 気体廃棄物処理系の配管・ダクトが損傷し、放射性物質を放出。
- ⑦ 全交流電源喪失等により、水封やシール水が消失し、放射性物質がセル内を經由して環境に放出。
- ⑧ ヨウ素吸着装置等の加熱、凝縮器、デミスタ等の冷却、廃ガス洗浄塔への洗浄水供給等が停止し、廃ガス処理能力が低下し、放射性物質を放出。
- ⑨ フィルターのケーシングが変形し、放射性物質を放出。
- ⑩ 容器等の機器及びセルが損傷し、内包する放射性物質がセル外へ漏えいし、放射性物質を放出。
- ⑪ 排気筒の倒壊によって相対濃度が上昇し被ばく量が増大。
- ⑫ 海中放出管の損傷によって液体廃棄物が放出できず液体廃棄物が溢れて、放射性物質を放出。
- ⑬ 全電源喪失により、ガラス溶融炉の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質を放出。

基準 9. 遮蔽

9.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 崩壊熱除去機能の喪失によってプール水が沸騰して水量が減少し、プール水位が低下。遮蔽能力が低下し、施設外に放射線を過度に放出。
- ② 遮蔽機能を有するセル壁が損傷し、施設外に放射線を過度に放出。
- ③ 遮蔽体が破損し、施設外に放射線を過度に放出。
- ④ 臨界事故により、施設外に放射線を過度に放出。

基準 10. 冷却機能

10.1-1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 崩壊熱除去機能の喪失により、溶液が沸騰又は蒸発乾固し、放射性物質を放出。

- ② 使用済燃料貯蔵プールが損傷し、プール冷却水が漏えいした結果、崩壊熱除去機能を喪失。使用済燃料貯蔵プールの損傷の原因として、燃料集合体落下、キャスク落下、クレーン落下等についても考慮する。
- ③ 使用済燃料貯蔵プールの冷却水喪失により、使用済燃料の温度が上昇して被覆管が損傷し、放射性物質を放出。
- ④ 遠心清澄機の回転停止によって、清澄機内部の発熱性不溶解性残渣等が外部に排出できないまま、崩壊熱による水分蒸発・沸騰により放射性物質のエアロゾルが発生し、また、蒸発乾固状態に至ることによって、Ru 等が気化して放射性物質を放出。
- ⑤ MOX 粉末貯蔵室の換気系の停止によって、貯蔵室の温度が過度に上昇し、粉末貯蔵缶のシール部が損傷して放射性物質を放出。
- ⑥ ガラス固化体貯蔵建屋貯蔵ピットの冷却機能喪失（自然空冷停止）
- ⑦ 全交流電源喪失により、ガラス固化体検査室等で換気が停止し、部屋の温度が適度に上昇し、放射性物質を放出

10.1-2 溶液沸騰防止対策の実施に伴い、臨界・爆発等の二次的な事象が生じないように、次の点に留意することが望ましい：

- ① 容器内に冷却水を注入する場合は、硝酸濃度の低下によって水素 G 値が増大する可能性がある。
- ② 臨界の可能性がある場所で冷却水を使用する場合には、中性子吸収材を混入するのが望ましい。
- ③ 濃縮プルトニウム溶液を内包する容器に冷却水を注入する場合は、プルトニウム・ポリマーが生成して、臨界の原因となる可能性がある。

10.2 各対策の実施による時間余裕（増加量）の評価に当たっては、例えば、地震による水漏れ、タンクからの重油のもれなど時間余裕を減少させる制約条件が明確にされ、その条件で対策の安全機能の継続時間が示されていることが望ましい。

基準 1 1. 水素滞留防止

11.2-1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 全電源が喪失し、放射性物質を含む溶液を内蔵する容器等における水素掃気機能が喪失し、爆発限界以上に水素が滞留し、何らかの原因で着火・爆発し、放射性物質を放出。
- ② アルカリ洗浄廃液貯槽の水素掃気機能の喪失によって水素爆発が発生し、(爆発によるフィルター損傷がある場合とない場合を含めて) 放射性物質を放出【仏ストレステスト報告書】。ただし、我が国の再処理施設でこのような廃液が発生するかどうかを確認する必要がある。(仏ラ・アグ施設では、高レベル廃液濃縮缶に蓄積する固形蓄積物をアルカリ洗浄する結果、この不溶解性残渣等を懸濁した廃液が発生し、その内蔵放射能が比較的少ないにもかかわらず、酸化処理前の場合で

は蒸留水と同様に水素発生量が大きいいため、水素掃気を早急に回復させる必要があるとしている。)

11.2-2 各対策の実施による時間余裕（増加量）の評価に当たっては、例えば、タンクからの重油のもれなど時間余裕を減少させる制約条件が明確にされ、その条件で対策の安全機能の継続時間が示されていることが望ましい。

11.3 爆燃又は爆ごうの判断条件としては、現時点では、水素濃度に応じて保守的に次の対応がとられていることが必要と考えられる：

- － 4%未満： 爆燃も爆ごうも生じない。
- － 4%～8%未満： 爆燃は生じるが爆ごうは生じない^{注)}。
- － 8%～10%未満： ジェット着火による爆ごうが生じる。
- － 10%以上： 爆ごうが生じる。

注) この水素濃度範囲については、ジェット着火の限界値が実験で確認されていないため、ジェット着火の可能性がある場合を除く。ここで、ジェット着火とは2室以上の部屋からなる燃焼室と、それをつなぐオリフィスやノズルを持つ燃焼室内における予混合火炎が起こす現象であり、急激な燃焼速度と高い局所圧力を生じるのが特徴である（出典については、付録6の参考文献5参照）。

基準13. 緊急時対応組織等

13.1-1 複数の事象が同時に発生した場合の対応手順としては、例えば影響の大きなものから実施されることが考えられる。

13.1-2 使用済燃料プールの場合には、緊急対策として次のものが抽出されている【仏 AREVA ラ・アーク再処理施設のストレステスト報告書】：

- (1) 水槽の水密性の確認
- (2) プールの実際の水占有率を考慮した、沸点に到達する時間の推測（普段から簡易計算式の準備）
- (3) バックアップ用冷却システムの制御とそのシステムの起動時間の推測
- (4) プール内の水位計測が可能かどうかの確認
- (5) 水を供給する外部配管の健全性の確認
- (6) 用水の分配ネットワークが使用可能かどうかの確認
- (7) 回復のための解決策の選択
- (8) 必要な資源の準備

付録4 緊急安全対策に係る審査基準案の参考

以下に緊急安全対策に係る審査基準案の参考を示す。ここで、項目番号は本文と対応している。

基準1. 事象の選定

- 1.1-1 「想定を超える事象」は、①体系的な HAZOP 手法、FMEA などの活用、又は②体系的な手法により事象が検討された報告書とその後得られた知見の活用等といった、体系的な検討に基づいて選定されている必要があると考えられる。
- 1.1-2 事象選定に際しては、放射性物質が存在する場所及びその存在量等を把握したうえで、基本的には全ての安全対策（動的機器だけではなく、静的機器も含む。）が機能しないとして、潜在的な危険事象及びその影響の程度が示されていることが望ましい。その際、放射性物質の存在量、化学形、物理的形態（固体、粉末、スラリ、液体、気体）、物理的条件（温度、圧力）等を整理しておく必要があると考えられる。
また、事故事例などに基づいて抜け落ちがないかチェックされていることが必要と考えられる。
- 1.1-3 事業所の立地条件、地形等を考慮して、山火事、地すべり、陥没、台風に伴う塩害等についても検討されている必要があると考えられる。

基準2. 対策の検討

- 2.1-1 何らかの原因で喪失した安全機能を回復させるための操作を的確に行うためには事象の全段階を通して、施設の状態を把握しやすいように配慮した測定・表示・記録設備を整備するとともに、施設の状態の表示内容に基づき、施設を安全な状態に復帰させるための適切な操作を行えるように配慮した手順書等を整備され、さらに実施に携わる者の教育・訓練を実施されることが望ましい。
- 2.1-2 通常的设计上及び運転操作時に考慮されているプロセス安全上の措置（例えば、誤移送防止のための施錠管理）が、「想定を超える事象」への対策においても適切に考慮することが望ましい。例えば、運転管理に計算機を用いている場合、施錠管理が可能なかどうかを確認することが望ましい。
安全上重要な系統について、代替手段を実行する際の仮設配管設置や、状況に応じて緊急避難的に必要な改造工事の場合は、当該系統に求められていた安全機能を適切に代替できることが評価されていることが望ましい。
- 2.1-3 事業所の敷地内外における地盤の液状化による道路あるいは耐震 B、C クラスの構造物・配管等の損傷の可能性を検討し、発生する可能性がある場合には、対策を行う際の要員、資機材、車両等の移動が阻害されないことが示されていることが望ましい。

基準3. 地震

- 3.1 「想定を超える事象」に至る損傷対象設備の選定において留意する例として以下が考慮

されていることが望ましい：

- ⑤ 耐震B、Cクラスの設備が地震によって損傷し、落下等により耐震Sクラスの設備を損傷する場合（例：クレーンから重量物がコンテナ上へ落下）
- ⑥ HEPAフィルターも含めた換排気系統が損傷して、放射性物質の放出を大きくする場合。

基準4. 津波

- 4.1 設計津波高さは、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成14年）及び最新知見を用いて設定することが望ましい。
- 4.2-1 対策の例：
 - － 電源車等は津波の影響を受ける恐れのない、高台等の適切な場所に配備・保管する。
 - － 津波によって冷却水ポンプ等が機能しなくなった場合には、消防車等で冷却水を供給する。
- 4.2-2 対策を実施する上で障害となる、津波で発生しがれきの撤去に関する手順が示され、その適切性が評価されていることが望ましい。

基準5. 計測制御系統

- 5.1 消防法施行規則（第28条の3）では、自動火災報知設備は全交流電源喪失時には、バッテリーによって20分間作動することが義務づけられている。
- 5.2 直接測定が困難な場合には、例えば水素掃気用供給空気流量などから水素濃度を推定することが考えられる。

基準6. 火災・爆発

- 6.1-1 火災・爆発の検討にあたっては、施設で用いられている化学物質の有害度・反応特性、化学物質間の両立性についても考慮する必要があると考えられる（表1及び表2を参照）。また、TBP等の錯体等、アジ化水素、Zr粉末、ホルマリン等の反応性物質の化学反応も対象とする必要があると考えられる。

表1 施設で用いられる化学物質の有害度及び共存不適合性

○:該当する


化学物質	腐食性	可燃性	爆発性	化学火傷	毒性	共存不適合な物質
硝酸 (13.6N)	○			○	○	有機物、過酸化水素、HAN、一水和ヒドラジン、炭酸ナトリウム、水酸化ナトリウム
リン酸トリブチル (TBP)		○	○	○	○	アンモニア、濃硝酸、酸化剤、強塩基
希釈剤 (C ₁₀ -C ₁₃ イソアルカン)		○	○		○	酸化剤、酸素
炭酸ナトリウム					○	アルミニウム、酸、過酸化水素
硝酸ヒドロキシルアミン(HAN; NH ₂ OH・HNO ₃)	○		○	○	○	重クロム酸カリウムと過マンガン酸カリ、硫酸銅、亜鉛、強オキシサイダー、強還元剤、硝酸、可燃物
一水和ヒドラジン (N ₂ H ₄ ・H ₂ O)	○		○	○	○	酸化剤 (濃硝酸)、金属、アスベスト
水酸化ナトリウム	○			○	○	酸、アルミニウム及び他の金属、有機ハロゲン (特にトリクロレチリン)、糖質
硝酸ヒドラジン	○			○	○	酸、強酸化性物質、金属塩
四酸化ニ窒素／二酸化窒素	○		○	○	○	還元剤、有機物、金属
水素		○	○			—
リン酸ジブチル (DBP)				○	○	強い酸化剤
ブチルアルコール C ₄ H ₉ (OH)		○	○	○	○	強酸、強酸化剤
硝酸ブチル C ₄ H ₉ (NO ₃)	○	○	○	○	○	強酸、NaOH、還元剤
アジ化水素 (HN ₃)	○	○	○	○	○	重金属 (不安定、高濃度又は純粋状態で急激に爆発、重金属と爆発性の化合物を容易に形成する)


参考文献: NUREG-1821、表 8.1-4


MFFF License Application, Revision: October 2009, Docket No. 070-03098

表2 様々な化学物質間の相互作用マトリックスの例

	HNO ₃	HAN	TBP	C ₁₂ H ₂₆	H ₂ O ₂	AgNO ₃	Na ₂ CO ₃	NaOH	Na ₂ SO ₃	H ₂ C ₂ O ₄	Zr(NO ₃) ₄ ·5H ₂ O	N ₂ O ₄	Mn(NO ₃) ₂	Al(NO ₃) ₃ ·9H ₂ O	NaNO ₃
HNO ₃															
HAN	1														
TBP	2	32													
C ₁₂ H ₂₆	3	32	46												
H ₂ O ₂	4, 44	5	45	45											
AgNO ₃	28	6	29	29	28										
Na ₂ CO ₃	7, 49	32	48	50	8	29									
NaOH	7	31	47	51	8, 44	28	50								
Na ₂ SO ₃	26, 35	9	37	37	35	35	37	37							
H ₂ C ₂ O ₄	34	33	48	34	22, 44	10	49	52	26, 35						
Zr(NO ₃) ₄ ·5H ₂ O	34	31	25	42	42	30	42	42	35	42					
N ₂ O ₄	34	11	23	12	43	30	50	27	35	53	42				
Mn(NO ₃) ₂	34	13, 31	14	15	16	17	38	38	38	34	34	38			
Al(NO ₃) ₃ ·9H ₂ O	36	18	49	40	19	30	41	41	45	20	54	21	38		
NaNO ₃	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	24	39	

 : 混合により、気体を生成、熱を発生、激しい発熱反応を生じる。この化学的非両立性は、プロセスの因子（温度、濃度等）を制御することで、緩和・防止されよう。

 : 注意、穏やかな反応があり得る。

 : 混合しても反応無し。

Brahman, R.K., Hennessy, W.P. and Paviet-Hartmann, P., Chemical Interaction Matrix between reagents in a Purex based Process, Proc. of the International Solvent Extraction Conference 2008, Vol. I, pp751-755.

相互作用の説明番号:

- 標準的な保管や利用条件下において硝酸(HNO₃)が分解して生成する亜硝酸(HNO₂)は、硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)と反応して、消費される以上の硝酸を生成する結果、自動触媒反応が始まる。
- 濃硝酸は約~130°Cで TBP のレッドオイルを分解し、爆発や火災ハザードを有する。
- 標準的な保管や利用条件下において硝酸(HNO₃)が分解して生成する亜硝酸(HNO₂)は、炭化水素をニトロ化し、火災ハザードを有する。
- 高濃度(例 90%)の過酸化水素 H₂O₂ は、硝酸と爆発性化合物、過硝酸 HO₂NO₂ を形成する。さらに、高濃度の硝酸とシュウ酸イオン; C₂O₄²⁻ との反応は激しいだろう。
- 触媒が無ければその反応は緩やかだが、ヒドロキシルアミンは H₂O₂ と反応する。
- ヒドロキシルアミンは熱を生じながら硝酸銀を銀に還元する。
- 強酸と強塩基の反応は、高発熱性、ガス発生、迅速で爆発しやすく、and/or はねる。
- H₂O₂ はアルカリ溶液によりゆっくりと分解する。
- そのパラメータは良く知られていないが、亜硫酸ナトリウムはヒドロキシルアミンと反応する。
- 硝酸銀とシュウ酸との反応では、熱的に不安定なシュウ酸銀(Ag₂C₂O₄)が生成する。
- N₂O₄ は 2NO₂ と平衡にあり、NO₂ は HAN/HNO₃ 反応で、自動触媒的により多くの亜硝酸を生成する。
- N₂O₄ は、亜硝酸と炭化水素の反応における活性種である 2NO₂ と平衡にあって、火災ハザードを有する短鎖のニトロ化炭化水素を生じる。
- ユニークな支持リガンドを含む高 pH 条件下において、Mn(II)は O₂ の H₂O₂ への還元反応の触媒となる。同様に、特殊なリガンドを含む高 pH 条件下において、ヒドロキシルアミンは O₂ の H₂O₂ への還元反応の電子供与体として利用される。
- Mn(II)は TBP と錯体を形成できる。それ以上の反応は期待できない。
- 芳香族化合物は、H₂O₂ 存在下で、特殊なリガンドセットにより Mn(II)錯体によって酸化される。ドデカン中には芳香族化合物が無いので、硝酸マンガンとドデカンの間には化学的非両立性は無い。

- 16 上記 15 の記述参照。ある種の条件下で、Mn(II)の適切なりガンドとの錯体は、H₂O₂を活性化して種々の物質を酸化できる⁽¹⁷⁾。
- 17 支持リガンドがある時、Mn(II)とAgNO₃から不活性な固体が沈殿する。硝酸マンガンは酸化剤であって、によれば、特殊な条件下では、硝酸銀と非両立的である。
- 18 硝酸アルミニウムは可燃性ではないが強い酸化剤であって、ヒドロキシルアミンの様な還元剤との反応熱は、点火を生じるだろう。
- 19 Alとの接触によるH₂O₂の分解は、H₂O₂中に2-25ppmのAlを無機塩 [例えば Al(NO₃)₃・9H₂O]として溶解することで止められる。
- 20 溶液のpHが低い時には、Al₂(C₂O₄)₃なる組成の中性塩が生成し、溶液が中性かアルカリ性なら、NaAl(C₂O₄)₂が安定である。
- 21 N₂O₄とAl(NO₃)₃は化学的に両立している。
- 22 加熱したシュウ酸溶液にH₂O₂を添加しても、化学的に両立している。
- 23 TBP中のN₂O₄の過剰比は、分子またはイオン性構造の電荷移動錯体が形成するだろうことを示す。
- 24 4つの媒体; NaNO₃, NaNO₂, KNO₃, KNO₂, 中における硝酸マンガンの反応性が調べられた。Mn塩は多様な化合物; 主に酸化物とか oxychloride, Na manganate, を生成した。
- 25 TBP-Zr反応が調べられた。抽出種 Zr(NO₃)₄・2TBPはTBPと反応して比較的不溶性の結晶性有機リン酸ジルコニウムを生成することがわかった。
- 26 酸との接触でSO₂を生じるだろう。
- 27 NaOHの拡散速度を考慮したNaOH溶液によるNO_xガスの収着モデルがある、非両立性は見つからなかった。
- 28-42 化学試薬のMSDSを参照すべき。
- 43, 44, 48, 50 過酸化水素は酸や塩基と両立しない。水酸化ナトリウムや硝酸、シュウ酸が混合する可能性があるなら、注意すべきことを勧告する。
- 45, 51 過酸化水素とTBPのような有機物との混合は、危険性がある事が知られている。そこには爆発性を示す濃度領域がある。
- 46, 53 TBPはドデカンのようなアルカン型希釈剤や水と両立する。
- 47 TBPはNaOHのような塩基とは両立せず、炭素やリンの酸化物に分解する。
- 49 Na₂CO₃は強酸やアルミニウムと両立しない。
- 52 NaOHは酸と両立しない。
- 54 硝酸アルミニウムや硝酸ジルコニウムが水に溶ける時は、発熱する可能性がある。

6.1-2 火災が発生する可能性のある対象機器の特定にあたっては、次のような最新知見を反映する必要があると考えられる：

- 女川の電源盤火災（吊下式しゃ断器の短絡）
- 仏ラ・アークにおける外部主電源系統の変電所での変圧器短絡によるケーブル火災（制御盤まで延焼）

6.1-3 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 放射性物質を含む有機溶媒がセル内に漏えい。全電源も喪失し、漏えい液の回収移送が不可。有機溶媒が引火点を越え着火・燃焼し、放射性物質を放出。
- ② 崩壊熱除去機能喪失により、機器内で有機溶媒の温度が引火点を越え、着火して火災。
- ③ 交流電源喪失により、溶液の過加熱防止機能等が喪失。TBP等の錯体等の急激な分解反応により爆発。
- ④ 交流電源喪失により、TBPと濃硝酸が接触し不安定な化合物を生成することによる爆発。
- ⑤ 高放射性廃液濃縮工程の蒸発缶内液量減少によりホルマリンがガス化（ホルムアルデヒドガスが発生）し、爆発。

⑥ 水素使用箇所における水素の爆発。

爆発可能性の検討にあたっては、各機器の内部に存在する化学物質等の種類、濃度及び温度等を把握し、起こりうる化学反応（表2を参照）を考慮する必要があると考えられる。

例えば、次の点について検討する。また、過去に事例のあるものについては、その調査結果に基づいて検討することが望ましい。

- － 上記③において崩壊熱だけで TBP 等の錯体等の急激な分解反応の必要条件である制限温度（135℃）に到達する可能性。
- － 上記④における TBP と濃硝酸との接触可能性。

基準7. 臨界

7.1 次に示す場合について臨界発生の可能性を検討する必要があると考えられる。過去に発生事例のあるものについては、その調査結果に基づいて検討することが望ましい。

- ① 全濃度安全形状機器以外の機器において冷却機能を喪失し、プルトニウムを含む溶液が崩壊熱等によって過度に濃縮。

基準8. 閉じ込め機能

8.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 全交流電源を喪失し、せん断中の使用済燃料が空気中で放置され、放射性物質を放出。
- ② 全交流電源喪失等により、水封やシール水が消失し、放射性物質がセル内を經由して環境に放出。
- ③ ヨウ素吸着装置等の加熱、凝縮器、デミスタ等の冷却、廃ガス洗浄塔への洗浄水供給等が停止し、廃ガス処理能力が低下し、放射性物質を放出。

イジェクタ（スチームジェット等）の自動起動シーケンスや運転要領書に記載されていない操作となる場合には、サイホン成立によるイジェクタ停止操作後の逆流防止措置などに留意する。

基準9. 遮蔽

9.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 崩壊熱除去機能の喪失によってプール水が沸騰して水量が減少し、プール水位が低下。遮蔽能力が低下し、施設外に放射線を過度に放出。

基準10. 冷却機能

10.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 崩壊熱除去機能の喪失により、溶液が沸騰又は蒸発乾固し、放射性物質を放出。
- ② 使用済燃料貯蔵プールの冷却水喪失により、使用済燃料の温度が上昇して被覆管が損傷し、放射性物質を放出。
- ③ 遠心清澄機の回転停止によって、清澄機内部の発熱性不溶解性残渣等が外部に排出できないまま、崩壊熱による水分蒸発・沸騰により放射性物質のエアロゾルが発生し、また、蒸発乾固状態に至ることによって、Ru 等が気化して放射性物質を放出。
- ④ MOX 粉末貯蔵室の換気系の停止によって、貯蔵室の温度が過度に上昇し、粉末貯蔵缶のシール部が損傷して放射性物質を放出。

10.2 溶液沸騰防止等の対策の実施に伴い、臨界・爆発等の二次的な事象が生じないように、次の点に留意することが望ましい：

- － 容器内に冷却水を注入する場合は、硝酸濃度の低下によって水素 G 値が増大する可能性がある。
- － 臨界の可能性がある場所で冷却水を使用する場合には、中性子吸収材を混入するのが望ましい。
- － 濃縮プルトニウム溶液を内包する容器に冷却水を注入する場合は、プルトニウム・ポリマーが生成して、臨界の原因となる可能性がある。
- － 密度が大きく異なる流体を注入する場合は、満水時の塔槽類強度を損なう可能性がある。
- － 冬季に外部から注水する場合の、ホース等の凍結の考慮がなされていること。水を連続供給することにより凍結防止対策とすることについては、連続注水し続けることに問題がないこと（受け側が連続受水しても問題ないこと等を示すこと）。

基準 1 1. 水素滞留防止

11.1 検討すべき事象の例として、次のものが考えられる：

- ① 全電源が喪失し、放射性物質を含む溶液を内蔵する容器等における水素掃気機能が喪失し、爆発限界以上に水素が滞留し、何らかの原因で着火・爆発し、放射性物質を放出。
- ② アルカリ洗浄廃液貯槽の水素掃気機能の喪失によって水素爆発が発生し、(爆発によるフィルター損傷がある場合とない場合を含めて) 放射性物質を放出【仏ストレステスト報告書】。ただし、我が国の再処理施設でこのような廃液が発生するかどうかを確認する必要がある。(仏ラ・アーグ施設では、高レベル廃液濃縮缶に蓄積する固形蓄積物をアルカリ洗浄する結果、この不溶解性残渣等を懸濁した廃液が発生し、その内蔵放射能が比較的少ないにもかかわらず、酸化処理前の場合では蒸留水と同様に水素発生量が大きいため、水素掃気を早急に回復させる必要があるとしている。)

11.3 「設計で考えていなかった手段」には、安全上重要な系統以外の例えば生産系圧縮空

気の使用が考えられる。

基準 1 3. 緊急時対応組織等

13.1 使用済燃料プールの場合には、緊急対策として次のものが抽出されている【仏 AREVA
ラ・アーク再処理施設のストレステスト報告書】：

- (9) 水槽の水密性の確認
- (10) プールの実際の水占有率を考慮した、沸点に到達する時間の推測（普段から簡易計算式の準備）
- (11) バックアップ用冷却システムの制御とそのシステムの起動時間の推測
- (12) プール内の水位計測が可能かどうかの確認
- (13) 水を供給する外部配管の健全性の確認
- (14) 用水の分配ネットワークが使用可能かどうかの確認
- (15) 回復のための解決策の選択
- (16) 必要な資源の準備

付録5 ラ・アーク再処理施設の補完的安全評価（ECS；ストレステスト）について

1. AREVA ラ・アーク再処理施設のストレステスト審査状況

(1) 最近の進展（図1参照）

- ・ 2011年9月15日、AREVAは、ラ・アークサイトの再処理施設ストレステスト報告書（AREVA報告書）をフランス原子力安全規制局（ASN）へ提出した。
- ・ 2011年11月17日、ASNと放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）は共同で報道発表し、IRSNが事業者ストレステスト報告書の評価結果をまとめてASN及び常設専門家グループ（GPU）に提出したIRSN評価報告書を公表した。
- ・ ASNは同日、GPUが事業者ストレステスト報告書に対するGPUの見解をまとめてASNへ提出したGPU見解報告書も公表した。
- ・ 2012年1月3日、ASNはストレステスト評価結果に関するASN意見書と発電炉に限定した仏国ストレステスト報告書を首相へ提出した。

(2) 今後の予定（上記の報告書によると、今後は以下の展開となる予定）

- ・ 2012年6月、AREVAは、実施することを約束している「危機管理に関する横断的研究」の結果をASNへ報告する。
- ・ 2012年末、AREVAは、指摘されたストレステスト報告書の不足分を、上記研究成果を踏まえて補完し、ストレステスト最終報告書をASNへ提出する。

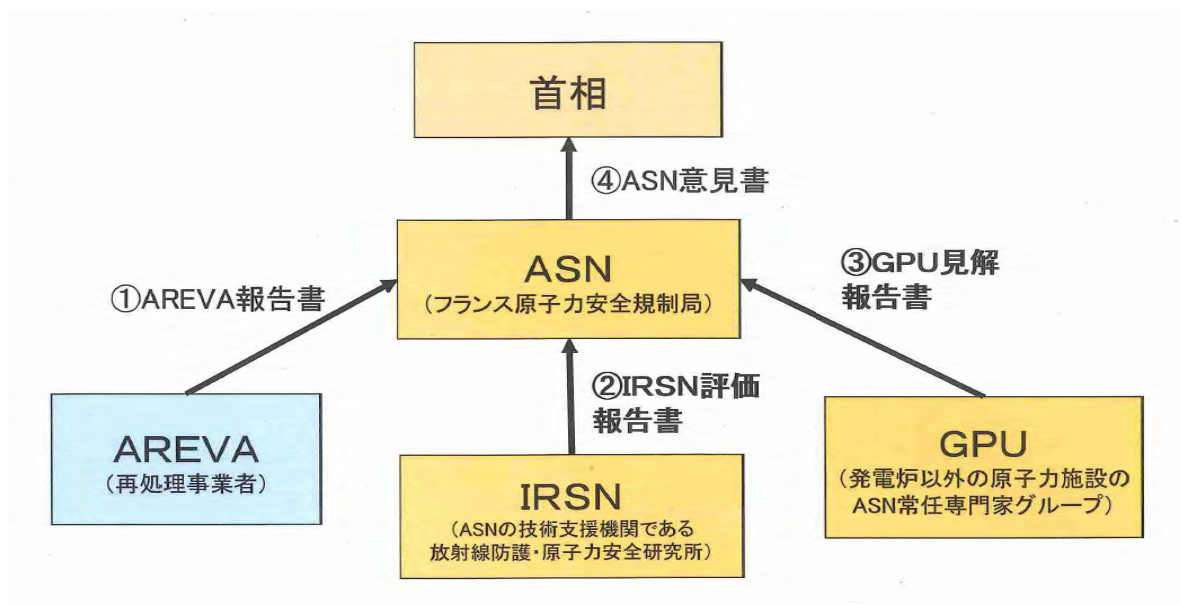


図1 報告書提出の流れ

2. AREVA による危惧すべき事象の抽出 (AREVA 報告書)

AREVA は、アクシデントマネジメント (以下「AM 策」という。) を策定し現場診断及び介入措置が必要となる危惧すべき事象として、以下の 6 事象を抽出している。

- ① 使用済燃料プールの冷却機能の喪失。介入措置は、プールの縁で放射線レベルを 2mSv/h 以下にするプール水位を維持するための補完的な注水する。
- ② 遠心清澄機の回転停止 (1 機または複数機)。介入措置は、手動回転させ、加圧水を注入する。
- ③ 高発熱性放射性溶液貯槽の冷却機能喪失 (1 基または複数基で発生)。介入措置は、オープンループで冷却水の補完的な給水を行う。
- ④ 高レベル廃液濃縮蒸発缶凝縮器の冷却機能の喪失。介入措置は記載されていないが、上記と同様に冷却水の補完的な給水を行うものと考えられる。
- ⑤ PuO₂ 酸化物貯蔵庫の冷却機能の喪失。介入措置は、既存設備 (換気設備) の再起動により通気を回復させる。
- ⑥ 不溶性残渣濃縮懸濁廃液貯槽及びアルカリ洗浄廃液貯槽の水素希釈用給気機能の喪失。介入措置は記載されていないが、上記と同様に既存設備の再起動により通気を回復させるものと考えられる。

AREVA は、冷却設備や放射線分解水素希釈用給気設備は全体的に類似点が多いとして、ロバスト性 (堅牢性) の評価対象を使用済燃料貯蔵プール及び高レベル濃縮廃液貯槽に限定しており、その評価結果はその他の対象施設に対しても有効であるとしている。

3. AREVA による AM 策の策定 (AREVA 報告書)

危惧すべき事象で特定された以下の設備、機器について、達成されるべき最終的安定状態を確保し維持するために必要な回復介入方法を AM 策として提示している。

- ・ 使用済燃料貯蔵プール
- ・ 高レベル濃縮廃液貯槽
- ・ 不溶性残渣懸濁廃液貯槽及びアルカリ洗浄廃液貯槽
- ・ PuO₂ 酸化物貯蔵ピット
- ・ 遠心清澄機
- ・ 静置設備 (予め定められた回復介入手段を実行するかどうか決定するためのサイロ内閉じ込め状態診断を 24 時間以内に確定するとしている。)

AREVA は、48 時間以内に実行すべき回復作業の行動リストと必要資材 (冷却水量、水素掃気空気量) を時系列にまとめて示している。

4. AREVA が 9 月 15 日以降に実施を予定している未実施の改善課題 (AREVA 報告書)

- ① PuO₂ 貯蔵設備の自然通風による冷却の可能性を検討する。ガラス固化体、新設 PuO₂ 貯蔵設備は自然通風による受動的冷却で安全確保が確認されたが、その他の同様の施設について更なる評価が必要である。
- ② 放射線分解水素の爆発リスク評価方法を改善するため、水素蓄積の潜在的影響の調査検討を実施する。全電源喪失による水素掃気機能と冷却機能の両方を喪失した場合に想定される更に悪い事故シナリオへの評価対応が必要である。
- ③ 高レベル廃液の貯槽及び濃縮蒸発缶の代替冷却手段の実現可能性を確認する。使用済燃料プールも含めて、施設内の大量の水源を供給するための手段が特定されたが、その手段が実際に作動することを明確にし、必要な変更点を整理して実現可能性を確認する必要がある。
- ④ 緊急対応作業用に移動式機器及び環境監視機器を導入したが、こうした取り組みと合わせて、今後、オンサイト緊急時対応計画(PUI) を強化する。特に資材補給や参加人員の組織化に関する面において、サイト間の共有化を含めて緊急時管理能力の強化を行う。

5. IRSN による今後の ECS (ストレステスト) の進め方に関する考え方(IRSIN 評価報告書)

IRSIN は、ECS ハードコアを特定して今後の整備を進めることを提案している。ECS ハードコア方式の利点についての IRSIN の見解は以下のとおり。

現状の設計基準を超える事象のリスクの取扱いについては、様々な不確実性のため、常に議論の余地が残ってしまうという問題がある。IRSIN の新提案は、これを限定した構築物・系統・機器 (SSC) の決定論的な防護の問題に置き換えて、建設的に前進させることができる。

なお、GPU は、この IRSIN 提案を是認している。

- ① ECS 評価は、自然に起因する外部事象や現行の安全設計基準では考慮されていない特性 (長期間かつ同一現場で複数の機能喪失) によって生ずるリスク水準に対してある程度の堅牢性を確保することを目標とする。
- ② IRSIN は、深層防護の原則に基づき、現在の安全対策を補う形で、設計上の想定を超える事象に対する安全確保のための「ECS ハードコア」となる重要な SSC を特定するよう各事業者に求める。
- ③ ASN による今回の ECS の決定後においても、引き続き現在の ECS の枠組みを基にして、各事業者が提案する「ECS ハードコア」の重要な SSC 及びそれらの対応ハザードレベルを基に追加改善措置を実行していく。この「ECS 水準」(ECS で定めるハザードレベル) 対応は、現行の安全基準で考慮すべきリスク水準の再評価から切り離して、施設の安全再検査(10年毎に行う定期検査などを含む)を通じて実施する。
- ④ 事業者は誓約に則り、「ECS ハードコア」とその関連要件を 2012 年に明確化すること。

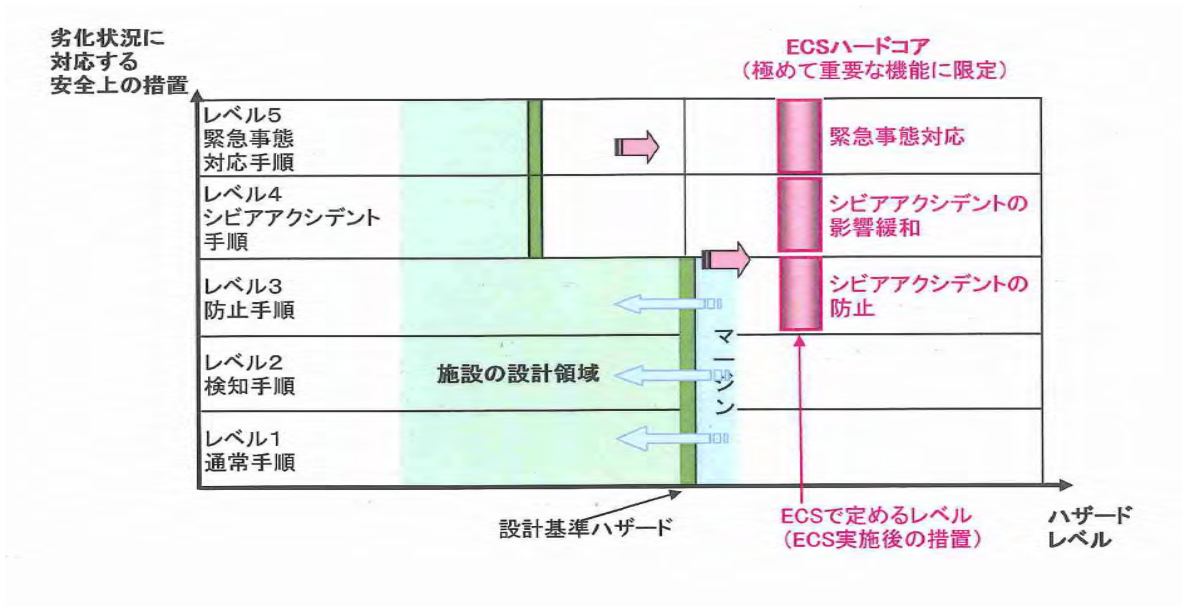


図2 IRSN 提案(IRSN 評価報告書)設計上の想定を超える事象に対する ECS ハードコアについて

6. IRSN 及び GPU による AREVA 報告書の分析評価結果(IRSN 評価報告書、GPU 見解報告書)

短期的に重大な結果につながる恐れのある事故分析に焦点を絞った点は、福島反映の第一ステップとしては評価できる。

しかし、AREVA が 2012 年半ばに ASN へ提示するとしている「危機管理に関する横断的研究」(表 1 参照)を、以下の勧告を踏まえて実施することで、更に分析対象を拡大する必要がある。

- ① 「危機管理に関する横断的研究」を、報告書で評価されている事象以外の危惧される事故状況及びそれに関係する「ECS ハードコア」となる重要な SSC に拡大して評価検討すること。
- ② 火災、爆発、臨界等の事態を悪化させる要因についても、その防止策が失敗した場合の重畳について評価検討すること。
- ③ 事故発生前後の設備状況を把握するための診断手段、事故／事象の検知手段、影響を限定するための手段などが充分利用できるかどうか及びその堅牢性について評価検討すること。
- ④ サイトの状態、誘発された事象、サイト内及び周辺に位置する環境保護指定施設等の影響を踏まえて、事故の影響を限定するための対策の利用可能性について評価検討すること。
- ⑤ ラ・アークサイトは、特に、使用済燃料貯蔵プール及び高レベル濃縮廃液貯槽につい

ての冷却水供給手段の堅牢性の向上、非常用冷却水系統の復旧能力の向上を検討すること。

表1 IRSN のヒアリング結果として、AREVA が実施することを計画しているとする補足的研究項目
(IRSN 評価報告書)

施設	課題	分野	期限
サイト	・放射線分解水素の管理及び爆発リスクに関する研究	電源	2012～2013
サイト	・現場変電設備への水の浸入閾値の嵩上げ	電源	未定
サイト	・危機管理に関する横断的研究：運営及び介入手段	危機管理	2012
プール	・水素ソースターム及びその管理の研究	冷却	2012
UP2-800 UP3-A	・冷却系統及び水素希釈系統の復旧を目的とする介入措置の有効性確認の研究	電源 冷却	2012
貯蔵	・PuO ₂ 貯蔵設備の安定保持状態での受動的冷却の実行可能性の研究	冷却	2012

7. AREVA 報告書に対する JNES の気付き事項 (IRSN も不足を指摘) (AREVA 報告書、IRSN 評価報告書)

- ・ 対象リスクとして現行の PUI で定められている深刻な事態回避のための4項目（この中に臨界がない）を挙げており、網羅的に検討していない。
- ・ 回復介入が必要となる短い時間余裕として48時間以内を挙げている。更に長時間の機能喪失に対する評価が不足している。
- ・ 重畳する複合事象の評価、同一サイトの3工場で同時に発生する事象の評価について記載がない。
- ・ 事故発生前後の設備状況を把握するための診断手段、事故／事象の検知手段、影響緩和対策が充分利用できるかどうか及びその堅牢性について評価検討していない。
- ・ 水素爆発のリスク評価は、4%水素蓄積までの評価であって、火災・爆発が発生した後の評価・対策を行っていない。
- ・ 臨界については、プールにおけるキャスクの臨界安全機能のみが説明されている。プロセス機器等キャスク以外の形状寸法管理対象機器の耐震性評価について記載されていない。なお、キャスクの臨界安全機能については、プール底へのキャスクの落下・浸漬試験に言及しているが、特別な影響は確認されていないとの記載に留まっている。

- ・ AM 策における介入措置は電源回復が最重要であるとしていることが分かるが、電源が回復しない時の対策についての記載がない。
- ・ 回復介入措置の具体的な記述が報告書にない。代替手段の実施可能性についての更なる検討を予定しているとの記載に留まっている。
- ・ 回復介入措置の実施中に、採用した手段、システムが途中で機能しなくなるような過酷な状況展開について想定するとしているが、それらの具体的な記載がない。

なお、この他に、IRSN は、AREVA の簡略化した評価方法では、施設の耐震裕度の判断を下すことは不可能であると指摘している。(8章参照)

8. 耐震評価に対する IRSN の指摘(IRSN 評価報告書)

- ・ 評価地震動の妥当性の証明が不十分である。
- ・ 「ECS ハードコア」の構築物について、特に損傷し易い構築物（例えば、設計上の耐震裕度が小さい構築物、既に強化の対象となっている構築物）を優先的に、指針 ASN2/01 と矛盾しない評価方法を用いて、構築物の堅牢性の補足的検査を実施する中で、補足的評価を実施すべきである。この評価は、特に以下に注目する。
 - －独立した各構築物については、固有の特性を考慮して評価する。
 - －地震作用の3次元効果及びコンクリートのひび割れに起因する地震動の動的増幅を考慮して評価する。
 - －潜在的悪化要因となる近傍の構築物の挙動を考慮して評価する。
 事業者は、地震リスクがある構築物の脆弱性評価に関する検査の報告日程を確約するか、あるいは、その代替え措置を提案する必要がある。
- ・ AREVA が用いた簡略化した評価方法は、その保守性が確かでない。また、構築物の堅牢性のレベルを体系的に証明することができない。よって、IRSN は、AREVA が主張する耐震裕度についての判断を保留する。
- ・ AREVA は、耐震性の評価について、上記の補足的評価によって、もしくは、安全性再評価の一環として、検討を強化すべきである。

9. ASN が首相へ提出したストレステスト結果に関する意見(1/2)(ASN 意見書)

(極端な状況に対する施設堅牢性の向上について)

優先度が高いとされた原子力施設に関する ECS の結果に依れば、これらの施設の安全性は十分に担保されており、即時閉鎖が必要な施設はないと判断される。

同時に、これらの施設の操業を継続するためには、できるだけ早く、極端に異常な状況に対する堅牢性を、これらの施設が現在有している安全裕度以上に高めることが必要である。

よって、ASN は、以下の一連の措置を事業者に義務付け、安全要件を強化する方針である。

- ① 極端な状況においても基本的な安全機能を確保するための物的及び組織的な「ECS ハ

ードコア」の明確化を義務付ける。事業者は、2012年6月30日までに施設固有の「ECSハードコア」の内容と仕様をASNへ提案すること。

- ② 使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料について、プール水喪失による燃料露出リスクを低減させる補完的強化策の実施を義務付ける。
- ③ 極端な状況に対する施設の堅牢性を向上させる対応策の一つとして、ラ・アークサイトの使用済燃料プール及び高レベル濃縮廃液貯槽格納ユニットへの補給水供給手段、並びに、その冷却機能をできるだけ早期に回復させる手段について、追加的な堅牢性向上対策を実施することを義務付ける。
- ④ また、ラ・アークサイトの「legacy waste」及び廃液を貯蔵しているサイロについて、AREVAが可能な限り早期にこれらの廃棄物回収スケジュールを提出することをASNは要請する。また、AREVAがこれらのサイロから漏えいが発生した際の地下水及び地表水の汚染防止策として、地質工学的閉じ込め系あるいは同様の効果を持つ技術システムについての実現可能性の研究を実施すること義務付ける。
- ⑤ 発電炉については、全国レベルの緊急措置である「原子力緊急行動部隊（FARN）」の設置を義務付ける。「FARN」は、12時間以内にサイトで活動を開始して事故サイトの職員を引き継ぎ、24時間以内に追加の緊急対応リソースを展開できるような専門家と設備を統括する。この体制は2012年末までに展開可能とし、2014年までに完全な整備を行う。

10. ASNが首相へ提出したストレステスト結果に関する意見(2/2) (ASN意見書) (社会的、組織的及び人的な要素について)

ASNは、社会的、組織的、人的な要素が安全確保上の鍵とみなしている。今回のECS評価結果に基づいて、ASNは、優先的に対応されるべき以下の項目を特定した。

- ① 事業者の有する職員や技能の維持・継承。今回のECS結果に基づいて広範な作業が要請されることになるが、新しい世代のスタッフがこれまでの経験者からこれらを引き継ぎ、この要請に対応する必要がある。
- ② 下請（以下「再委託」という。）で構成される組織の管理。この管理体制が事故防止、施設の保守、運転の品質管理の鍵である。事業者は、この管理体制を原子力施設の安全確保の責任をはたせるよう完全に統括にする必要がある。ASNは、再委託業者の監督を強化する必要がある、安全上重要な作業においてその監督を事業者以外に代行をさせてはならないと考える。また、福島事故の対応で明らかになったように、事業者及び再委託業者も含めた協力体制を組織する能力が過酷な事故状況に対処する鍵となる。再委託業者は、その経験と必要性から危機管理でも重要な役割をはたすことになる。ASNは、事業者が危機状況において、必要な再委託業者を組織できることを保証することを義務化する。
- ③ これらの課題に関する研究プログラムをフランス国内、欧州レベルで始められる必要

がある。

ASN は、フランス国内においてこれらの課題を検討するために、事業者、職業別労働組合組織、HCTISN (原子力安全情報公開・情報提供高等委員会)、労働省そして原子力安全を所管する省で構成されるワーキンググループを設置することを提案する。

ASN は、原子力安全の所管大臣とともに、原子力施設に関する一般規則を定める省令（アテレ）案を策定しており、同省令の速やかな発出を勧告する。

付録6 水素爆発が爆燃か爆ごうかの評価について

水素爆発ではAM策を検討するために爆発が爆燃か爆ごうかを評価し、水素爆発力、損傷箇所と損傷の度合い、及び爆発に至るまでの時間余裕等を評価する必要がある。

水素ガス爆発が爆燃 (deflagration) に留まるか又は爆ごう (detonation) に至るかによって、施設への影響程度が大きく異なる。合理的な影響評価をするための両者の判定方法に関して、文献調査によるとともに、この分野の専門家^{*}に尋ねた。その結果を以下のaからcに示す。

a. 判定基準 (アからエ) ^(参1~4) は実験データに基づく経験則ではあるが、現状でもこれ以上のもはなく、条件が合えば適用可能である。

ア. 膨張比 $\sigma > \sigma^*(\beta)$

β : Zeldovich 数、安定火炎の場合は $\sigma^*=3.5\sim 4$

イ. 燃焼速度が十分速いこと (火炎のマッハ数 $M > 1.5\sim 2$)

ウ. チョーク段階 (choking regime) に到達できる閉囲効果 (confinement effect) があること

エ. 爆ごうセル寸法 (detonation cell size) λ と幾何形状・寸法条件:

- 爆ごう伝播が可能な最小管径: $d_{\min} = \lambda/3$
- 障害物のある管: $d > \lambda$ (d : 障害物の開口径)
- 下面のある矩形ダクト出口の場合: $d > 1.5\lambda$ (d : ダクト出口の高さ)
- 幅広矩形ダクトの場合: $d > 3\lambda$ (d : ダクトの高さ)
- 正方ダクトの場合: $d > 11\lambda$ (d : ダクトの高さ)
- 障害物のない管、又は管出口で回折する場合: $d > 13\lambda$ (d : 管径)
- 部屋の大きさ: $L > 7\lambda$ (L : 部屋の寸法)

注1: L/λ 基準は閉囲空間の幾何学的配置に対して適用できる。

注2: 試験では爆ごうセル寸法が 2m 以上の場合には爆ごうを生じていない。 $\lambda \doteq 2m$ を超える範囲での L/λ 基準の適用は疑問である。 $L > 10\sim 15m$ については、 $\lambda < 2m$ だと DDT (deflagration to detonation transition、爆燃-爆ごう転移) が可能とみなせる。

b. 爆ごうの発生条件となるファクターは沢山あるため、ケースバイケースで検討する必要がある。検討対象によっては、スーパーコンピュータを用いて計算する必要がある、かつ、実験によるチェックも必要である。

c. 現時点では、表1に示すように水素濃度に応じて保守的に判定をするのがよいと考えられる。ただし、複合的な要素が関係する場合には、この条件は参考だけにとどまる。

^{*} 青山学院大学理工学部林光一教授

表1 水素濃度に応じた判定の考え方

水素濃度 (vol %)	爆 燃	爆 轟	保守的判定
$H_2 < 4$	生じない	生じない	爆燃も爆轟も生じない。
$4 \leq H_2 < 8$	生じる	生じない*	爆燃は生じるが、爆轟は生じない*。
$8 \leq H_2 < 10$	生じる	ジェット着火により生じる ^(参5)	ジェット着火の可能性を排除できない場合は、爆轟が生じるとする。
$10 \leq H_2$	生じる	生じる	爆轟が生じるとする。

(注)* この水素濃度範囲については、ジェット着火の限界値が実験で確認されていないため、ジェット着火の可能性のある場合を除く。ここで、ジェット着火とは2室以上の部屋からなる燃焼室と、それをつなぐオリフィスやノズルを持つ燃焼室内における予混合火炎が起こす現象であり、急激な燃焼速度と高い局所圧力を生じるのが特徴である^(参5)。

- (参1) W. Breitung, C. Chan, et al., “Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety”, OECD NEA/CSNI (2000)
- (参2) J. E. Shepherd, “Thirty years of Research on Hydrogen Explosion Hazards in the Nuclear Industry”, ANS 2010 Annual Meeting (2010)
- (参3) IAEA, “Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1661 (2011)
- (参4) M. P. Sherman, M. Berman, “The Possibility of Local Detonations During Degraded-Core Accidents in the Bellefonte Nuclear Power Plant”, NUREG/CR-4803 (1987)
- (参5) 末松基、坂本健、林光一、実験並びに2次元、3次元数値解析によるジェット着火の非定常解析(続報)、第37回燃焼シンポジウム講演論文、千葉、平成11年12月