

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)

【公開版】

2012年4月27日

日本原燃株式会社

本書の記載内容のうち、内の記載事項は
公開制限情報に属するものであり公開できま
せんので削除しております。

日本原燃株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 六ヶ所再処理施設の概要	1
2. 1 施設の立地	1
2. 2 施設の概要	2
2. 3 施設の状況	3
3. 六ヶ所再処理施設の安全性	4
3. 1 再処理技術の実績と採用技術	4
3. 2 六ヶ所再処理施設内の放射能分布	5
3. 3 安全設計	7
3. 3. 1 基本方針	7
3. 3. 2 内的事象に係る発生防止対策及び影響緩和対策	7
3. 3. 3 外的事象に係る発生防止対策	13
3. 3. 4 平常時被ばく線量の低減	15
3. 4 安全評価	16
3. 5 その他の安全活動（確率論的リスク評価）	17
4. 指示文書の要求事項	20
5. 緊急安全対策	22
6. 事象の選定及び評価方法	25
6. 1 「設計上の想定を超える事象」の選定方法	25
6. 2 「設計上の想定を超える事象」の評価方法	27
7. 「設計上の想定を超える事象」の選定	29
7. 1 3安全機能喪失を経由する「設計上の想定を超える事象」の選定	29
7. 2 自然現象を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」の選定	32
7. 3 地震とその他自然現象の重畳による影響	37
7. 4 「設計上の想定を超える事象」の選定結果	39

8. 「設計上の想定を超える事象」の評価	40
8. 1 「3 安全機能喪失を起因とする事象」に係る評価	40
8. 1. 1 評価実施事項	40
8. 1. 2 評価方法	40
8. 1. 3 評価結果	46
8. 1. 3. 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	46
8. 1. 3. 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	58
8. 1. 3. 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	68
8. 1. 3. 4 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発	76
8. 2 「自然現象を直接起因とする事象」に係る評価	89
8. 2. 1 評価実施事項	89
8. 2. 2 評価方法	89
8. 2. 3 評価結果	90
8. 2. 3. 1 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰	90
8. 2. 3. 2 放射性物質を放出する建屋内火災	93
9. AM 策実施中に自然現象が発生した場合の AM 策に与える影響	101
10. 複数事象同時発生時の対応	103
10. 1 検討内容	103
10. 2 対応の優先順位	103
10. 3 対応に要する人数	107
11. まとめ	108

- 添付 7. 1-1 高レベル廃液ガラス固化建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵ピットにおける崩壊熱除去機能喪失に関連する機器等の耐震裕度
- 添付 7. 1-2 サブドレン排水設備概要図及び配置図
- 添付 7. 1-3 建屋内への地下水の浸入による冷却空気流路閉塞までの時間余裕の評価
- 添付 7. 1-4 ガラス固化体検査室の換気設備停止時のガラス固化体の温度評価
- 添付 7. 1-5 一般空気等のプロセス気体、計装用空気の供給停止による被ばく線量評価
- 添付 7. 1-6 ガラス溶融炉から外部への放射性物質の漏えい時の被ばく線量評価
- 添付 7. 2-1 固化セル内での溶融ガラスの漏えい時の被ばく線量評価
- 添付 7. 2-2 硝酸プルトニウム溶液の漏えい時の臨界安全評価
- 添付 7. 2-3 燃料貯蔵ラック及び貯蔵ホール破損時の臨界安全評価
- 添付 7. 2-4 地震時における鉄筋コンクリートの破損としゃへい機能の評価
- 添付 7. 2-5 強風による影響評価
- 添付 7. 2-6 竜巻による影響評価
- 添付 7. 2-7 大雨による影響評価
- 添付 7. 2-8 熱波・寒波による影響評価
- 添付 7. 2-9 豪雪による影響評価
- 添付 7. 2-10 落雷による影響評価
- 添付 7. 3-1 地下水排出量と降水量の相関
- 添付 8. 1. 2-1 敷地における基準地震動 S_s
- 添付 8. 1. 2-2 設備等の耐震裕度の評価方法
- 添付 8. 1. 3. 1-1 安全冷却水系統及び安全冷却水系に係る電源系統
- 添付 8. 1. 3. 1-2 アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器
- 添付 8. 1. 3. 1-3 安全冷却水系の機能喪失に対する AM 策概要図
- 添付 8. 1. 3. 1-4 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のイベントツリー
- 添付 8. 1. 3. 1-5 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に関連する起因事象及び AM 策の耐震裕度
- 添付 8. 1. 3. 1-6 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に係る収束シナリオと耐震裕度

- 添付 8.1.3.1-7 安全冷却水系に係るアクティブ試験段階の対象設備
- 添付 8.1.3.1-8 ルテニウムの揮発量低減効果
- 添付 8.1.3.2-1 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 8.1.3.2-2 緊急安全対策概要図
- 添付 8.1.3.2-3 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並びに水位低下のイベントツリー
- 添付 8.1.3.2-4 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よる燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下に関連する起因事象及び AM 策の耐震裕度
- 添付 8.1.3.2-5 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並びに水位低下に係る収束シナリオと耐震裕度
- 添付 8.1.3.2-6 燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間評価
- 添付 8.1.3.2-7 作業目安線量率に達するまでの時間評価
- 添付 8.1.3.3-1 貯蔵室排気系の系統図
- 添付 8.1.3.3-2 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
- 添付 8.1.3.3-3 緊急安全対策概要図
- 添付 8.1.3.3-4 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のイベントツリー
- 添付 8.1.3.3-5 可搬式送風機による貯蔵室の換気
- 添付 8.1.3.3-6 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に関連する起因事象及び AM 策の耐震裕度
- 添付 8.1.3.3-7 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に係る収束シナリオと耐震裕度
- 添付 8.1.3.3-8 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 8.1.3.4-1 安全圧縮空気系 系統図
- 添付 8.1.3.4-2 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発に対する AM 策概要図
- 添付 8.1.3.4-3 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発のイベントツリー
- 添付 8.1.3.4-4 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発に関連する起因事象及び AM 策の耐震裕度

- 添付 8.1.3.4-5 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発に係る収束シナリオと耐震裕度
- 添付 8.2.3.1-1 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰に関連する機器等の耐震裕度
- 添付 8.2.3.2-1 放射性物質を放出する建屋内火災に関連する機器等の耐震裕度
- 添付 8.2.3.2-2 火災区域及び防火ダンパの考え方
- 添付 8.2.3.2-3 温度上昇による硝酸の分解反応
- 添付 8.2.3.2-4 分離建屋ハザードマップ
- 添付 8.2.3.2-5 精製建屋ハザードマップ
- 添付 8.2.3.2-6 低レベル廃棄物処理建屋ハザードマップ
- 添付 8.2.3.2-7 換気シミュレータと火災時における換気設備運転方法の検討

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、平成 23 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。）が発出され、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。

本報告書は、指示文書に基づき、使用前検査期間中の評価として、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。）期間中における再処理施設の安全性に関する総合的評価結果を取りまとめたものである。

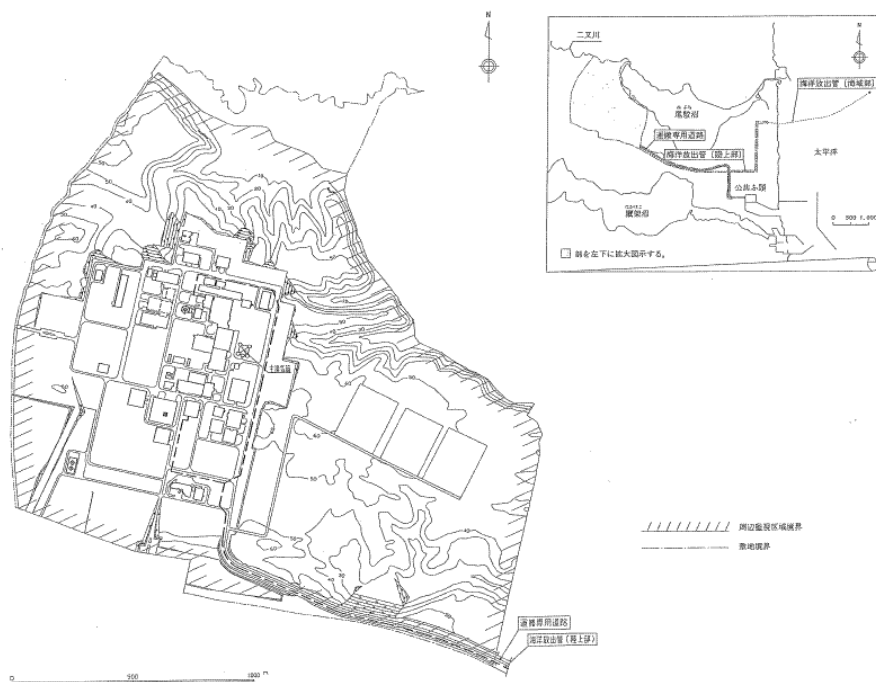
2. 六ヶ所再処理施設の概要

2. 1 施設の立地

六ヶ所再処理施設の敷地は、青森県上北郡六ヶ所村に位置し、標高 60m 前後の弥栄平と呼ばれる台地であり、北東部が尾駈沼に面している。

敷地は、北東部を一部欠き、西側が緩い円弧状の長方形に近い部分と、その南東端から東に向かう帯状の部分からなり、帯状の部分は途中で二またに分かれている。

主要な再処理施設を収容する建物及び構築物は、敷地の西側部分を標高約 55m に整地造成して設置している。（第 2-1 図参照）



第 2-1 図 施設配置図

2. 2 施設の概要

六ヶ所再処理施設の再処理能力は、年間の最大再処理能力 $800t \cdot U_{Pr}$ （照射前金属ウラン重量換算）、1日当たりの最大再処理能力 $4.8t \cdot U_{Pr}$ であり、国内外の再処理施設で実績のあるピューレックス法を採用している。再処理を行う使用済燃料の仕様を第2-1表に示す。

第2-1表 再処理を行う使用済燃料の仕様

ウラン 235 濃度	照射前燃料最高濃縮度:5wt%
	使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下
冷却期間	再処理施設に受入れられるまでの冷却期間:1年以上
	せん断処理するまでの冷却期間:4年以上
使用済燃料集合体最高燃焼度: $55,000\text{Mwd}/t \cdot U_{Pr}$	
1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度: $45,000\text{Mwd}/t \cdot U_{Pr}$ 以下	

全国の原子力発電所で発生した使用済燃料は、使用済燃料輸送容器（以下、「キャスク」という。）に入れられて六ヶ所再処理施設に輸送され、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設に受入れ、キャスクから取出した後、燃料貯蔵プールにて貯蔵する。燃料貯蔵プールで冷却・貯蔵し放射能が十分に減衰した使用済燃料は、燃料貯蔵プールから移送し、せん断処理施設において細かくせん断し、溶解施設において燃料部分を硝酸で溶解して溶解液とする。

分離施設では、この溶解液と有機溶媒を接触させ、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し、さらに、ウランとプルトニウムも化学的性質の違いを利用して分離する。

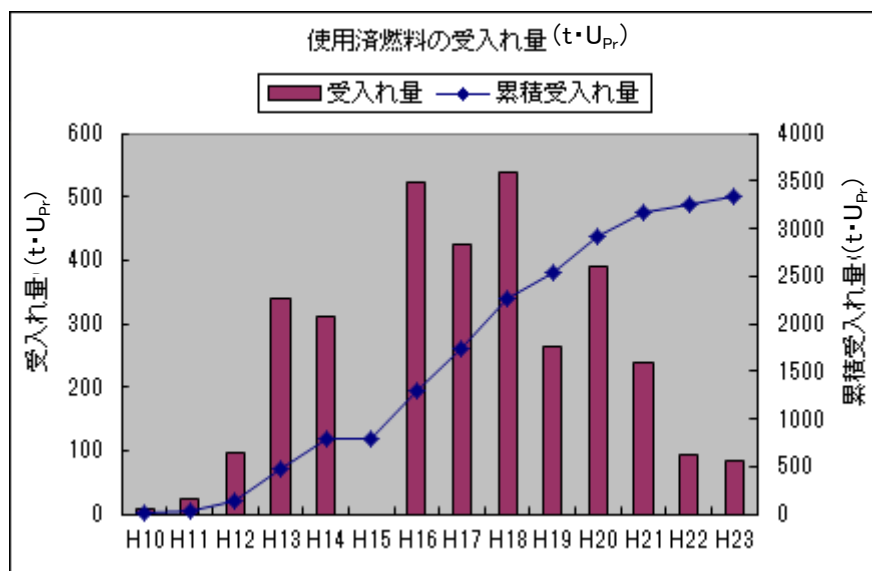
精製施設では、ウラン溶液とプルトニウム溶液それぞれに微量に含まれている核分裂生成物等をさらに取り除いて精製する。

脱硝施設では、精製されたウラン溶液とプルトニウム溶液から硝酸を蒸発及び熱分解して、ウラン酸化物及びウラン・プルトニウム混合酸化物の2種類の製品を製造し、製品貯蔵施設にて貯蔵する。

一方、再処理を行う過程で発生する核分裂生成物等を含む高レベル廃液は、ガラス原料とともに熔融した後、ガラス固化体とし、ガラス固化体貯蔵設備にて貯蔵する。また、同じく再処理を行う過程で発生する低レベル廃液及び雑固体廃棄物は、濃縮、圧縮、焼却等の処理を行い、低レベル固体廃棄物貯蔵設備にて貯蔵する。

2. 3 施設の状況

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、平成 11 年 12 月に操業を開始し、約 3,344t・U_{Pr} の使用済燃料を国内の原子力発電所から受入れ、平成 24 年 3 月末時点で在庫量は、約 2,919t・U_{Pr} である。（第 2-2 図参照）



第 2-2 図 使用済燃料の受入れ状況 (平成 24 年 3 月末現在)

再処理施設本体は、平成 18 年 3 月にアクティブ試験を開始し、アクティブ試験で処理を予定していた使用済燃料約 430t・U_{Pr} のせん断・溶解処理を平成 20 年 10 月に終了した。

現在、アクティブ試験としては最終の第 5 ステップの段階で、高レベル廃液ガラス固化設備に係る試験を残すのみとなっている。

3. 六ヶ所再処理施設の安全性

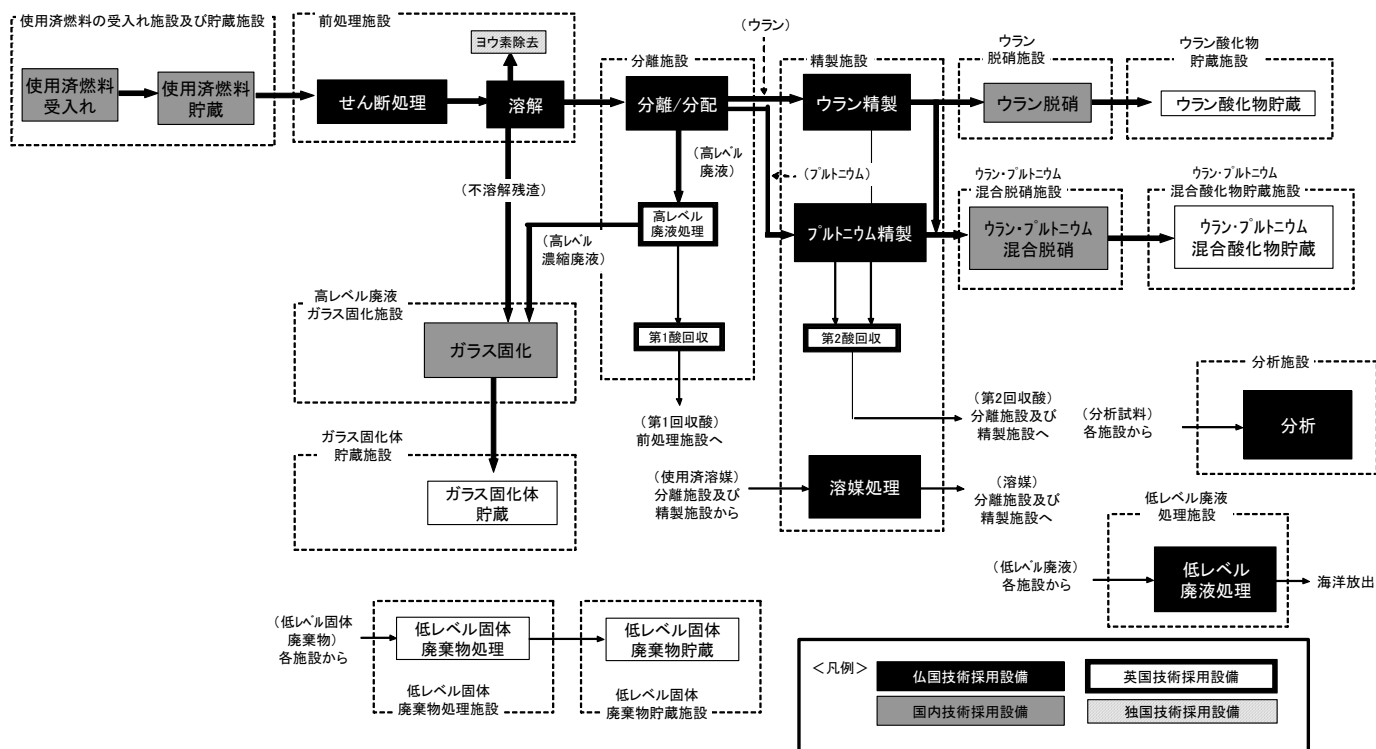
3. 1 再処理技術の実績と採用技術

六ヶ所再処理施設で採用しているピューレックス法の技術は、1950年代半ば米国で開発されて以来、原子力発電所から発生する使用済燃料の再処理技術として世界的に採用されてきた。

六ヶ所再処理施設と同様の酸化物燃料に対する再処理実績例として、米国では、民間再処理工場において、1966～1972年の間に約250tが、英国では、THORP再処理工場において、約5,800tが、仏国ではラ・アグ再処理工場(UP2、UP3)において、約27,000tが、日本では、東海再処理工場で1,000tを超える量が報告されている。平和利用を目的として、この間、米、英、仏、独、ベルギー、日本等において、広く安全性向上に関する技術の改良及び開発が行われた。

これらの施設における半世紀に近い運転の間には多くのトラブル・事故が報告されているが、一般公衆に有意な放射線被ばくを与えたという報告はない。これらのトラブル・事故は、教訓としてその後の再処理工場の設計、運転及び管理に反映されてきた。六ヶ所再処理施設においては、広くこれらのトラブル・事故情報を収集し、類似事象の発生防止に努めている。

六ヶ所再処理施設のせん断、溶解、抽出等の主要な工程は仏国の技術、減圧蒸発方式の高レベル廃液濃縮缶等は英国技術、廃ガス中のヨウ素除去は銀添着吸着剤を用いた独国技術の海外技術を採用している。一方、国内技術としては、ウラン脱硝及びウラン・プルトニウム混合脱硝並びに高レベル廃液のガラス固化に、東海再処理施設で開発使用されている技術、使用済燃料貯蔵設備を含むその他の周辺施設には、原子力発電所建設等で培われた技術を採用している(第3-1図参照)。



第 3-1 図 六ヶ所再処理施設の施設構成

3. 2 六ヶ所再処理施設内の放射能分布

再処理施設内の各工程の放射能分布及び崩壊熱量を第 3-1 表に示す。

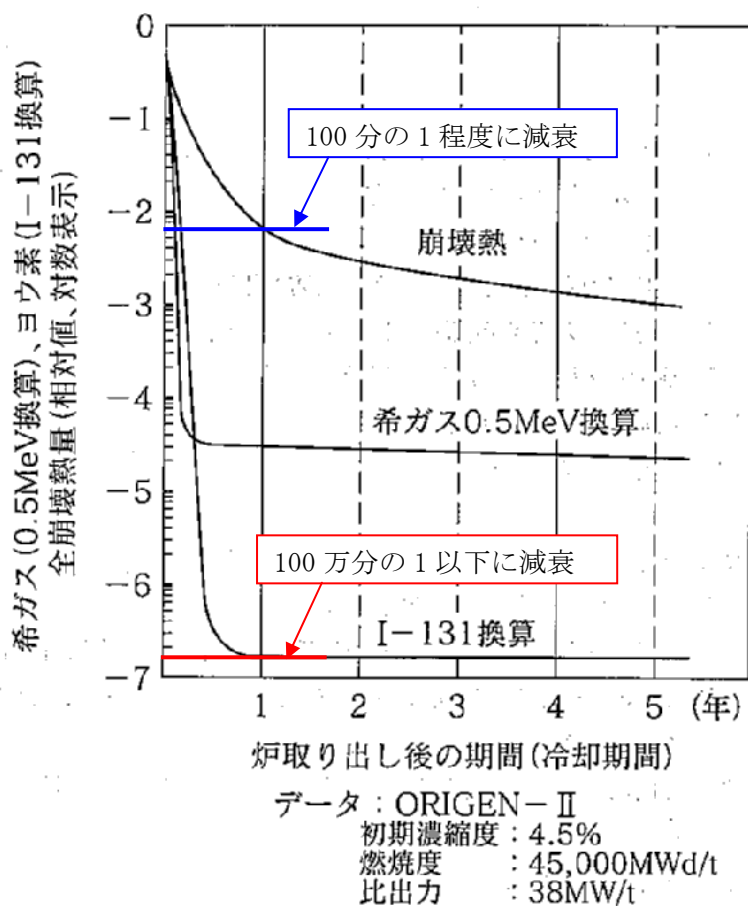
第 3-1 表 再処理施設内の各工程の放射能分布及び崩壊熱量

名称 (所在)		容量	放射能量*1 (10^{18}Bq)	崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)
密封 (固体状)	使用済燃料 (燃料貯蔵プール)	3,000t	70	6 (2kW/t)
	ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末 (ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵工程)	60t	10	0.5 (8kW/t)
	ガラス固化体 (ガラス固化体貯蔵工程)	8,235 体 3,400t	100	10 (3kW/t)
非密封 (液体状)	溶解液 (溶解工程、分離・分配工程)	180 m^3	1	0.1 (0.5kW/ m^3)
	プルトニウム濃縮液 (精製工程、ウラン・プルトニウム混合脱硝工程)	10 m^3	1	0.04 (4kW/ m^3)
	高レベル濃縮廃液 (廃液処理・ガラス固化工程)	360 m^3	20	2 (5kW/ m^3)

*1:左欄の容量が全て 2012 年 3 月末時点における平均的な核種組成であると仮定した場合の概略値

放射エネルギーが大きいのは、燃料貯蔵プール、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵工程及びガラス固化体貯蔵工程であるが、安定な固体状の放射性物質を密封状態で保存するので、必要な安全機能は主に崩壊熱除去及び放射線しゃへいである。

使用済燃料の貯蔵方式は、原子力発電所と同様であるが、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、100 分の 1 程度に、ヨウ素の放射能は 100 万分の 1 以下に減衰している。(第 3-2 図参照)



第 3-2 図 崩壊熱、放射性希ガス及びヨウ素の減衰

ウラン・プルトニウム混合酸化物の崩壊熱は、排風機等による強制空冷方式で、ガラス固化体の崩壊熱は、自然空冷方式で除去される。

再処理施設の特徴的な部分は、使用済燃料をせん断し、非密封状態で化学的操作を行うことである。そのため、臨界安全、しゃへい等の原子力施設固有の安全対策のほか、腐食性の高い硝酸溶液の漏えい、共存または副生する化学物質による火災・爆発の防止対策が必要となる。

非密封状態で最も放射エネルギーの大きい工程が、溶解液、高レベル濃縮廃液及

びプルトニウム濃縮液を扱う工程であり、特にこれらを貯蔵する貯槽に多く存在している。これらの貯槽では、化学的操作は行わず、必要な安全機能は、崩壊熱除去と溶液の放射線分解により発生する水素の滞留防止である。

崩壊熱除去機能が喪失すると、崩壊熱により沸騰が始まり、一部の放射性物質が蒸気に同伴して外部に放出されるおそれがある。水素の滞留防止機能が喪失すると、貯槽内気相部分の水素濃度が増加し、爆発のおそれが生じる。原子炉停止後4年以上経過した使用済燃料を処理するため、第3-2図から分かるように、崩壊熱も炉取り出し直後と比較すると、100分の1以下に減衰している。

なお、化学的操作が行われる塔槽類の放射エネルギーは、これら化学的操作を行わない貯槽と比較すると小さい。

3. 3 安全設計

3. 3. 1 基本方針

- ・「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、「原子炉等規制法」という。）等の関係法令の要求を満足し、「再処理施設安全審査指針」に適合するものとする。
- ・その基本方針として、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波及・拡大を抑制すること、さらに、異常が拡大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適切に採用した設計とする。
- ・再処理施設は、平常時において、周辺監視区域外の線量及び放射線業務従事者の線量が、「原子炉等規制法」に基づき定められる線量限度を超えないように設計する。また、一般公衆の線量については、合理的に達成できる限り低くなるように設計する。すなわち、施設設計の実現可能性を考慮しつつ、軽水炉の線量目標値が年間 $50 \mu\text{Sv}$ であることを踏まえて、年間 $50 \mu\text{Sv}$ を超えないよう設計する。

3. 3. 2 内の事象に係る発生防止対策及び影響緩和対策

内の事象とは、機器の故障や運転員の誤操作等再処理施設内の原因により発生する事故をいう。どのような事故が起こりえるかは、世界の湿式再処理施設の運転で経験したトラブル・事故例、関連する安全研究の成果、放射性物質・核燃料物質の種類及び量、使用する化学薬品及び副生物の性状と使用条件、関連プラントでのトラブル・事故情報等から知ることができる。

六ヶ所再処理施設において発生する可能性のあるトラブル・事故の洗い

出しは、以下に示す手法により体系的かつ網羅的に行っている。これらを踏まえて、一般公衆等に大きな影響を与えるおそれ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」に従い、安全上重要な施設を選定し、発生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ている。

(1) 安全上重要な施設の選定及び設計

a. 安全上重要な施設の選定

安全上重要な施設は、その機能喪失により、一般公衆及び放射線業務従事者等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等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、系統及び機器である。

過度の放射線被ばくの判断については、安全裕度の高い概略評価を行い、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある場合及び臨界事故等の防止に必要な場合が該当するとした。

b. 安全上重要な施設の設計

下記の方針に基づき設計を行った。

- ・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、寒波、豪雪等のうち予想されるものを設計基礎とする。
- ・原則として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。
- ・安全機能を確認するために、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、それらの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、その施設の安全機能を損なうことのない設計

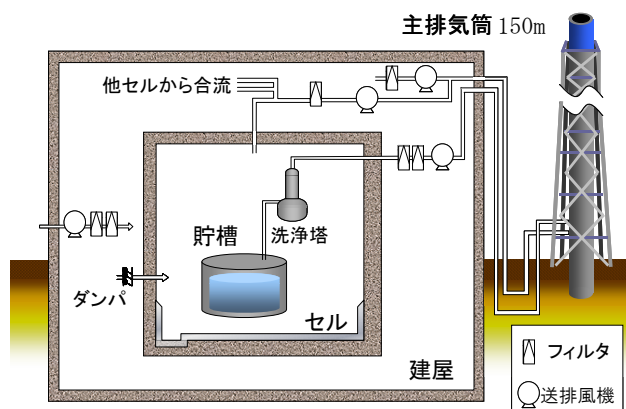
とする。

(a) 閉じ込め

第 3-3 図に六ヶ所再処理施設の放射性物質の閉じ込め機能の概念図を示す。

放射性物質は耐食性に優れた貯槽に内蔵されており、その貯槽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。

これらの貯槽・セル等・建屋内の圧力は、常時負圧に保ち、負圧は、建屋、セル等、貯槽の順に気圧が低くなるように制御している。このため、仮に、貯槽（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 3-3 図 六ヶ所再処理施設の閉じ込め機能の概念図

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、主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。セルの開口部は換気入出口のみで

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、後述する航空機落下（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。

(b) 火災及び爆発防止設計

分離施設及び精製施設では、可燃性の有機溶媒を使用していることから、セル内での火災を防止するために、以下の対策を講じている。なお、使用されている有機溶媒の引火点は、油種の中では引火しにくい重油相当の74℃である。

- ・有機溶媒を内蔵する機器で加温を行うものは、74℃を超えて加温することがないように、溶液の温度を監視して、温度高により警報を発するとともに、自動的に加温を停止するインターロックを設置
- ・機器からセルへの有機溶媒の漏えい防止
- ・セル内及び近傍からの加熱源、着火源の排除、機器の接地、漏えいが発生した場合の検知装置と漏えい液を健全な貯槽に移送するための移送装置の設置
- ・火災が発生した場合に炭酸ガスをセル内に噴射させ消火できる設備の設置

りん酸トリブチル（以下、「TBP」という。）またはその分解生成物であるりん酸二ブチル、りん酸一ブチルと硝酸、硝酸ウラニルまたは硝酸プルトニウムの錯体（以下、「TBP等の錯体」という。）が濃縮缶及び蒸発缶に大量混入し、135℃を超えると、急激な分解反応が起こるおそれがある。本反応の防止のため、濃縮缶及び蒸発缶に供給する溶液は、希釈剤により洗浄し、洗浄後の溶液は貯槽内の下部から抜き出すことで濃縮缶及び蒸発缶への多量のTBP等の錯体の混入を避ける。さらに、濃縮缶及び蒸発缶に供給する加熱蒸気の最高温度を135℃に制限するとともに、加熱蒸気の温度が135℃を超えないよう自動作動の安全装置を安全上重要な施設（安全保護系）として設置している。

高レベル濃縮廃液やプルトニウム濃縮液等では、溶液の放射線分解により水素が常に発生する。そのため、これらの溶液を内蔵する貯槽では、貯槽の気相部での水素濃度が、空気中の可燃限界濃度（4vol%）に至らないよう、安全圧縮空気系で常時水素の滞留防止を行うこととしている。安全圧縮空気系の空気圧縮機等の動的機器は多重化するとともに、非常用所内電源系統に接続する等、信頼性の高い設計として

いる。

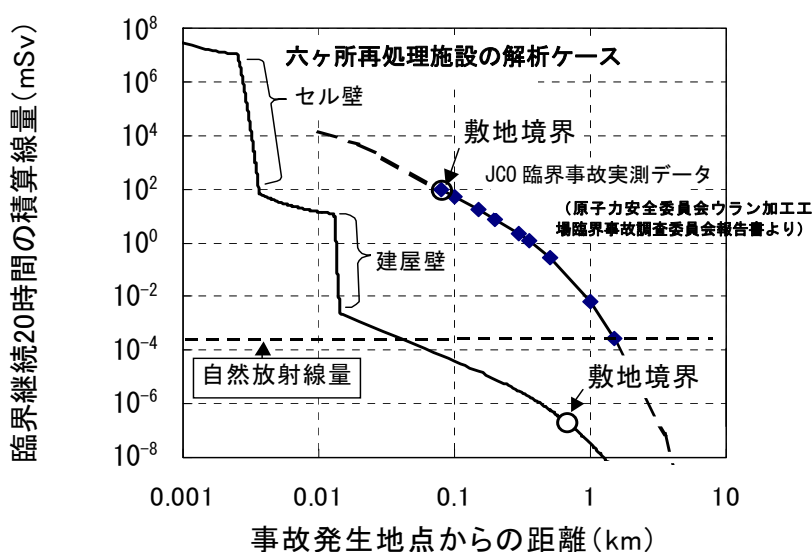
なお、Becker らによると、高レベル濃縮廃液から放射線分解で発生する水素の G 値は、極めて低い（液深効果）。模擬廃液を用いた当社の研究において、この効果の原因は、廃液中に存在するパラジウムイオンによる触媒効果であることを確認した¹⁾。

また、触媒効果により、水素掃気がない場合でも水素濃度は 4vol% 以下の平衡値に達することを示した²⁾。

(c) 臨界防止設計

世界の原子燃料サイクル施設において、22 件の臨界事故が報告されている。臨界事故は、ウラン 235 またはプルトニウム 239 を含有する系で発生するが、両核種ともガンマ線の放出量が極めて少ないため、しゃへい能力の弱いところで扱われることが多かった。このため、臨界に伴い発生する放射線により、放射線業務従事者の大量被ばくや死亡につながるが多かった。国内で発生した株式会社ジェー・シー・オー（以下、「JCO」という。）の臨界事故もその例である。民家との距離が近かったため、一般公衆の外部被ばくも問題とされた。

一方、再処理施設のプルトニウムを含む溶液は、厚いしゃへいが施されたセル内で扱われるため、被ばくのおそれは小さい。JCO 相当の臨界事故が六ヶ所再処理施設のセル内で発生すると仮定した場合の近傍及び敷地周辺で受ける放射線量を評価した結果、放射線業務従事者及び一般公衆が著しい放射線被ばくを受けることはない。（第 3-4 図参照）



第 3-4 図 臨界事故時の被ばく線量比較

しかしながら、技術的にみて想定されるいかなる場合においても、臨界を防止するために、形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理、中性子吸収材管理等並びにこれらの組み合わせによる対策を講じている。未臨界確保のため、具体的には、計量可能でかつ十分な安全裕度を見込んだ核的制限値を設定し、この範囲で機器の設計及び運転を行っている。

複数の臨界管理方法を併用している溶解槽においては、種々の安全上重要な施設により臨界防止を図るだけでなく、万一の臨界事故を想定し、臨界検知装置及び未臨界にするための可溶性中性子吸収材緊急供給回路（安全保護系）及び可溶性中性子吸収材緊急供給系を設置している。

(d) 崩壊熱除去設計

使用済燃料や高レベル廃液等は、放射性物質の崩壊熱で常時発熱している。そのため、六ヶ所再処理施設では、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用と再処理施設本体用に、独立した安全冷却水系を有している。安全冷却水系は、系統を多重化するとともに、さらに、各系統を構成するポンプ等の動的機器を多重化する等、極めて信頼性の高い設計としている。

特に、再処理施設本体用の安全冷却水系は、六ヶ所再処理施設で最も重要な設備であることから、後述する確率論的リスク評価も考慮して、機能喪失の発生頻度を可能な限り低減するよう設備設計を行っている。

(e) 落下破損防止設計

放射性物質を収納する容器等を搬送する機器は、容器等が落下し難い構造とするとともに、駆動源喪失時におけるつり荷の保持及び逸走防止等を考慮した設計としている。

(f) 全交流電源喪失防止設計

六ヶ所再処理施設の電源系統は、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の電源系統並びに再処理施設本体の電源系統からなる。

外部電源は、2回線の送電線で受電し、外部電源が喪失した場合に備え、非常用ディーゼル発電機を設置している。

非常用ディーゼル発電機は、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

用として2台、再処理施設本体用として、2台設置している。

これに加え、再処理施設本体については、運転予備用ディーゼル発電機が設置されており、万一2台の非常用ディーゼル発電機が起動しなかった場合には、運転予備用ディーゼル発電機により、安全機能維持に必要な電源を確保することとしている。

六ヶ所再処理施設の安全設計においては、30分間の全交流電源喪失に対応できる設計としており、無停電電源装置の容量、安全圧縮空気系の水素掃気用空気貯槽の容量等に反映されている。

3. 3. 3 外的事象に係る発生防止対策

外的事象とは、施設外の原因（地震等の自然現象、航空機落下等）により施設内に発生する事故をいう。

(1) 耐震設計

日本は地震大国であり、原子力施設の設置に当たっては、厳しい耐震安全性が要求されている。六ヶ所再処理施設は、「再処理施設安全審査指針」に沿って、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を適用し、原子力発電所と同等の耐震設計を行っている。

耐震設計は、「再処理施設安全審査指針」に基づき、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、次の3つに分類している。

Aクラス…機能喪失による環境への影響が大きいもの。臨界の可能性がある施設、使用済燃料を貯蔵するための施設、高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器並びにその冷却系統、プルトニウムを含む溶液を内蔵する系統及び機器並びにこれらの施設の安全確保上必要な関連施設が含まれる。また、地震時の安全確保に必要な安全上重要な施設も該当する。

Bクラス…上記において影響が比較的小さいもの。

Cクラス…一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。

最高位のクラスの耐震設計は、「建築基準法」の3倍の静的地震力に耐えるほか、基準地震動に基づく動的地震力に耐えることが要求されていた。

平成18年に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の指針類が改訂され、その信頼性に対する一層の向上が図られた。具体的には、改訂された指針では、基準地震動の評価・策定方法についての最新の地震学及び地震工学に関する科学技術的知見並びに耐震設計技術の改良・進歩を反映させた高度化が図られている。

六ヶ所再処理施設は、改訂前の指針に基づき、設計及び建設を行っているが、改訂後の指針に対応する基準地震動に対しても安全機能が損なわれることがないことを確認し、平成19年に報告書を提出している。（既設再処理施設「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に係る耐震安全性評価報告書 平成19年11月2日提出、平成20年10月7日、平成21年4月16日、平成21年6月26日及び平成21年12月4日一部補正、日本原燃株式会社）

全ての建物・構築物については、十分な支持性能を持つ地盤上に設置している。第3-5図に岩盤の様子を示す。



第3-5図 岩盤（鷹架層）の様子

（2）飛来物防護設計

六ヶ所再処理施設から南方向約10kmの位置に、三沢対地訓練区域があり、米国空軍及び航空自衛隊の訓練飛行が行われている。このような状況の下、三沢特別管制区が設けられ、再処理施設上空はその中に含まれている。訓練飛行回数は、当社の観測によれば、平成11年11月からの1年間で約24,000回であった。

六ヶ所再処理施設は、三沢対地訓練区域から約10km離れていること、航空機は原則として原子力施設上空を飛行しないよう規制されていること、さらに三沢対地訓練区域での訓練飛行形態及び故障時のパイロットの回避操作を考慮すると、航空機が六ヶ所再処理施設に墜落する可能性は極めて小さい。

しかしながら、三沢対地訓練区域において、多くの訓練飛行が行われているという立地点固有の社会環境及び再処理施設の特質を考慮し、訓練飛行中の航空機が六ヶ所再処理施設に墜落したとしても安全確保上支障がないように設計している。

一般公衆に対して、著しい被ばくのリスクを与えるおそれのある施設は防護対象とし、特に、安全上重要な施設は、原則として防護対象とした。防護方法は、建物の外壁及び屋根により建物全体を保護する方法を基本としている。建屋外壁は、航空機防護設計のため、120cm 程度の厚みを有している。

防護方法の検討の際には、事業指定申請当時（平成元年 3 月）において三沢対地訓練区域で訓練飛行を行っていた航空自衛隊及び米国空軍の航空機のうち、厳しい結果を与える F-16 戦闘機の諸元を参考にして衝突時条件を設定した。

その後、平成 8 年度末に、三沢基地に配備されている航空自衛隊の戦闘機 F-1 の 2 飛行隊のうち 1 飛行隊が F-4EJ 改に変更された。F-4EJ 改の衝突時条件を用いて再評価を行ったところ、現行の防護設計で耐えることが確認された。（再処理事業所再処理施設及び廃棄物管理施設における航空機に対する防護設計の再評価について 平成 8 年 10 月 日本原燃株式会社）

平成 12 年度末に、F-1 の残りの 1 飛行隊が F-2 に変更されたが、F-2 の航空機条件は、従来の衝突時条件を上回るものではないことが確認された（日本原燃株式会社の再処理事業所再処理施設及び廃棄物管理施設における航空機に対する防護設計条件の確認結果について 平成 12 年 9 月 科学技術庁）。

（3）寒波、豪雪等の自然現象に係る設計

六ヶ所地域で予想される自然条件について、周辺地域の過去の記録、現地調査の結果等を参考にして、最も過酷と考えられる条件を適切に考慮した設計としている。

3. 3. 4 平常時被ばく線量の低減

再処理工場の敷地外に放出され、一般公衆に放射線被ばくを与える可能性のある経路は、以下の 3 種類である。

- ①排気筒から放出される放射性物質（気体廃棄物）
- ②海洋放出管から放出される放射性物質（液体廃棄物）
- ③放射性物質を内蔵する建物外壁及び屋根から放出される放射線

これらの環境に放出される放射性物質等の低減に努めた結果、一般公衆に対して最も影響を与える評価値は、年間の値でそれぞれ約 $19\mu\text{Sv}$ 、約 $3\mu\text{Sv}$ 及び約 $5\mu\text{Sv}$ であり、これらが複合した場合でも線量限度の約 40 分の 1 である。

なお、①と②による線量は年間で約 $22 \mu\text{Sv}$ であり、軽水炉の線量目標値の約 2 分の 1 である。

3. 4 安全評価

(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 (Hazard and Operability Study) が知られている。六ヶ所再処理施設においても、同様な手法を用い約 1,000 の異常事象を選定し、設計基準事象を抽出しており、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の選定 (J/M1004 改 3)、日本原燃(株)、三菱重工業(株) (平成 13 年 4 月))

(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」に従い、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。

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。後者は設計基準事故とも呼ばれる。

「運転時の異常な過渡変化」とは、再処理施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障または誤動作、もしくは運転員の単一誤操作等によって、再処理施設の平常運転を超えるような外乱が再処理施設に加えられた状態、並びに、これらと類似の発生の可能性を有し、再処理施設の運転が計画されていない状態に至る事象をいう。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」とは、発生の可能性は小さいが、発生した場合は、平常時の線量評価の際に設定された年間の放出量を超える放射性物質の放出の可能性がある事象である。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 3-2 表に示す。

第 3-2 表 「運転時の異常な過渡変化を超える事象」の評価結果

代表事故名称	公衆影響 (mSv)	判断基準
使用済燃料落下	0.00023	≤5mSv
溶解槽での臨界	0.57	
セル内有機溶媒火災	0.022	
TBP 等の錯体の急激な分解	0.000031	
高レベル廃液の漏えい	0.0062	
熔融ガラスの漏えい	0.041	
短時間の全交流電源喪失	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) 立地評価事故の評価

立地評価事故は、技術的に見て発生が想定される最大規模の事故よりも発生する可能性が更に小さく、かつ一般公衆への影響が大きくなるようなものを工学的観点から、仮想することが求められている。判断基準は、例えば、全身線量でいえば、250mSv を超えないこととされている。

このため、設計基準事象の範囲を超える事故として、「溶解槽における臨界」と「プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災」を選定し、いずれも判断基準を満足していることを確認している。

3. 5 その他の安全活動（確率論的リスク評価）

確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）（確率論的安全評価（PSA: Probabilistic Safety Assessment）とも言われる。）においては、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。日本においても、原子力安全委員会を中心にこのような検討が行われている。

当社は、平成元年から PRA の研究を始め、高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰事故、プルトニウム濃縮液貯槽における放射線分解水素の爆発事故等について、決定論的評価では設計基準事象の対象外としたことの妥当性を、確率論的観点から検証した。また、セル内有機溶媒火災については、決定論的な評価条件を超えた条件下での PRA を実施した。いずれの事故もリスクの観点から十分安全が確保されており、決定論的安全評価における事象選定の妥当性を確認した³⁾
4) 5)。

原子力発電所においては、PRA の対象となる事故は、炉心損傷に係る事故である。一方、再処理施設においては、放射性物質が広く各工程に分散し、かつ多種類の異なる運転操作を受けることから、PRA の対象となる事故が多岐にわたる。当社は、これら多数の事故を体系的に解析し、かつ分かりやすく評価・表現する新しい手法を開発した⁶⁾。

本手法を六ヶ所再処理施設へ適用し、得られたリスク情報を今後の運転管理、検査・保守等に活用することにより、高い安全性の向上に役立てようとしている。

上記は、PRA の内的事象を対象とした活動であるが、外的事象である地震 PRA についてもその確立に向けた取り組みを行っている。

耐震設計に用いた基準地震動は、極めてまれな大地震を想定し定めているが、これを上回る地震動の発生が皆無とは言えない。このような場合に、施設が損傷し、一般公衆に被ばくをもたらすリスク（残余のリスク）の存在を十分認識した上で、それを合理的に達成可能な限り低くするために、確率論的安全評価手法の導入に向けた取り組みが進められている。平成 19 年に、原子力安全・保安院から、再処理施設に対しては、地震を対象とした確率論的安全評価手法の確立に向けた取り組みを行うよう指示があった。当社は、その整備を進めている。

るところである。

- 1) T. KODAMA et al.、 “Study on the Behavior of Radiolytically Produced Hydrogen in a High Level Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant: Hydrogen Consumption Reaction Catalyzed by Pd Ions in the Simulated Solution,” *Nuclear Technology*, 172, 77 (2010)
- 2) T. KODAMA et al.、 “Study on the Behavior of Radiolytically Produced Hydrogen in a High Level Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant: Hydrogen Concentration Under γ -Irradiation of the Simulated Solution,” *Nuclear Technology*, in press)
- 3) 玉内義一、他、 “六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(I)プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価 (内的事象),” 日本原子力学会和文論文誌、5、 334~346 (2006)
- 4) 宮田敬士、他、 “六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(II)高レベル濃縮廃液沸とう事故の発生頻度評価(内的事象),” 日本原子力学会和文論文誌、7、85~98 (2008).
- 5) 玉内義一、他、 “六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(III)セル内有機溶媒火災(内的事象),” 日本原子力学会和文論文誌、10、170~184 (2011).
- 6) Y. TAMAUCHI et al.、 “New Risk Assessment Method for a Reprocessing Plant: Quantitative Safety Assessment (QSA),” *Nuclear Technology*, in press)

4. 指示文書の要求事項

(1) 起因事象

地震、津波及びこれらの重畳といった自然現象により、並びに自然現象によらない何らかの原因により、以下の安全機能を喪失すると仮定する。なお、その他の自然現象の重畳により、事象の過程に大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、その影響及び対応措置について検討すること。

- ・ 全交流電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 水素の滞留防止・供給停止機能喪失
- ・ これらの重畳

(2) 設計上の想定を超える事象

起因事象のうち施設の特徴に応じた事象が進展することにより、以下の事象に至ると仮定する。

- ・ 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

(3) 実施方法

上記の(1)に示す「起因事象」が(2)で示す「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^{*2}すること。

また、「設計上の想定を超える事象」の発生及び更なる進展を防止するための措置（以下、「アクシデントマネージメント」という。）の効果を評価すること。これらの評価を通して、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、「設計上の想定を超える事象」に対する安全性を総合的に評価すること。

*2: 評価に設計上の許容値を用いる場合、最終的な耐力に比して余裕をもって設定されているのであれば、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いても良いものとする。

(4) 考慮すべき条件

事業許可・事業指定において許容されている最も厳しい条件の下で起因事象が生じるものと仮定し、報告書提出時点において整備されている安全対策を考慮して評価を行うこととする。

(5) 評価の進め方

評価に当たっては、施設の特徴に応じて、国内外の評価事例等を参考にして「設計上の想定を超える事象」の発生箇所、発生条件等を同定するとともに、事象の進展過程をイベントツリーの形式で示すこと。

イベントツリーの各段階において、使用可能な防護措置を示すとともにその有効性の限界を示すこと。

また、施設の特徴に応じて、以下の点にも留意すること。

- ・決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。
- ・緊急安全対策を実施した施設については、その効果を明らかにする。
- ・事象の進展の過程や時間、アクシデントマネジメントを実施するのに要する時間を明らかにする。
- ・防護措置の評価に当たっては、合理的な想定により機能回復を期待できる場合を除いて一度失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- ・事業者が自主的に強化した施設・機能や、最高位の耐震クラス以外の構造物・機器であっても合理的な推定によって機能維持が期待できるものについては、評価においてその機能を考慮することができる。
- ・(1)の自然現象が(1)の安全機能の喪失によらずに「設計上の想定を超える事象」に進展する場合の影響が、安全機能の喪失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。
- ・この取組みが、自らの施設の有する余裕や潜在的な脆弱性を把握し、安全を向上させるためのプロセスの一環であることを意識して実施する。

5. 緊急安全対策

4. より、緊急安全対策を実施した施設については、その効果を明らかにすることが求められているため、以下に、緊急安全対策の概要を示す。

平成23年3月11日に発生した、東北地方太平洋沖地震及びそれに起因する津波の影響による東京電力株式会社福島第一、第二原子力発電所事故の発生を受け、同年5月1日付けで経済産業大臣から「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）」の指示文書が発出された。

これを受け、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喪失時取るべき追加的な安全対策について、立案・整備し、平成23年5月30日に（同年6月9日改正）「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に係る実施状況報告」（以下「緊急安全対策報告書」という。）を提出し、同年6月15日に、原子力安全・保安院より、適切に実施されているものと判断するとの評価を受けた。

緊急安全対策報告書の概要は以下のとおりである。

(1) 緊急安全対策の検討の前提となる再処理施設の現在の状況と特徴

緊急安全対策の検討の前提となる再処理施設の現在の状況と特徴は、下表に示すとおりであり、高レベル廃液ガラス固化設備に係る試験のための廃液の混合、調整、ガラス溶融炉の運転等の作業も考慮した上で、緊急安全対策を策定した。

放射性物質を含む溶液を保有する機器の範囲	<ul style="list-style-type: none">・溶解槽、抽出塔等の主要な機器には、崩壊熱や水素発生を評価する必要のある放射性物質を含む溶液を保有していない機器が多い <p>⇒放射性物質を保有していない機器は、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が喪失した場合に、災害防止の観点からの対応は必要ない</p> <ul style="list-style-type: none">・再処理工程内での放射性物質の増加につながるせん断・溶解は行っていない
機器内の溶液中の放射性物質	<ul style="list-style-type: none">・設計基準燃料（燃焼度：45,000MWd/t・U_{Pr}、冷却期間：4年）よりも燃焼度は低く、冷却期間は長い使用済燃料を起源としたものである <p>⇒崩壊熱と水素発生量が設計想定よりも小さく、溶液が沸騰に至るまでの時間が設計想定よりも長い、かつ、機器内で水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が設計想定よりも長い</p>

<p>機器内の溶液の貯蔵量</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・水素の滞留防止機能の評価に関する機器内の溶液の貯蔵量は、設計条件として見込んでいる貯蔵量よりも少ない機器がほとんどである ⇒水素濃度評価に影響する機器内の空間容量が設計想定よりも大きいことから、機器内で水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が設計想定よりも長い
<p>貯蔵している使用済燃料</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料の燃焼度は、平均約 35,000 MWd/t・U_{Pr}、冷却期間は平均約 13 年であり、設計基準燃料よりも燃焼度は低く、冷却期間は長い ⇒設計想定より発生する崩壊熱量が小さいことから、プール水が沸騰に至るまでの時間が設計想定よりも長い

(2) 緊急安全対策

全交流電源供給機能喪失時には、再処理施設のプロセスは停止状態になるが、再処理運転を行っていない場合でもその機能が要求される崩壊熱除去と水素滞留防止が必要な機器に対しては、電源供給が必要であることから、電源車による崩壊熱除去機能等に関連する設備への給電を緊急安全対策として実施することとした。

電源車による崩壊熱除去機能等に関連する設備への給電に必要な時間は、夜間や冬季等の事象発生時の状況の違いを考慮し、16 時間として評価した。その後、訓練及び給電ケーブルの改造により、実際には約 8 時間で実施可能であることを確認している。

全交流電源供給機能が喪失した際に、以下に示す崩壊熱により沸騰に至る時間及び放射線分解で発生する水素濃度が可燃限界濃度に至るまでの時間を評価し、電源車による崩壊熱除去機能等に関連する設備への給電を行うことで高レベル濃縮廃液が沸騰に至る等の状況にならないことを確認した。

- ・保有している高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液が沸騰に至るまでの時間は 1 日程度
- ・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、その他の機器等は水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間は高レベル廃液混合槽よりも十分長い

また、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設に対しては、燃料貯蔵プールの安全冷却水系、プール水冷却系及び補給水設備の機能が喪失した際、使用済燃料が露出しないよう水位を維持するために、消防車等による使用済燃料貯蔵プールへの直接注水を緊急安全対策として実施することとした。

- これに加えて、更なる安全性向上のため長期的な対策等として、
- ・エンジン付き空気コンプレッサーの設置
 - ・電源車の追加配備
 - ・高レベル濃縮廃液貯槽等の冷却コイルへの直接注水を行うこととした。

上記の各対策に係る報告書提出以降の進捗状況を以下に示す。

- ・エンジン付き空気コンプレッサーの設置
電源車からの給電に要する期間も継続して圧縮空気を供給するために、安全圧縮空気系の設備にエンジン付き空気コンプレッサーを設置することとしており、現在までに、資機材の配備、手順書の整備及び訓練を実施した。
- ・電源車の追加配備
操業段階における全交流電源供給機能喪失時には、崩壊熱除去機能と水素滞留防止機能を維持するために必要な機器が増えることから、これらに給電を行う等の目的で、電源車2台の追加配備を行った。
- ・冷却コイルへの直接注水
何らかの理由で、外部ループ及び内部ループの冷却に係るポンプ等全ての動的機器が機能喪失した場合に、消防車等を用いて外部から冷却コイルへ注水するための設備、手順について整備することとしており、現在までに、資機材の配備、手順書の整備を実施した。

6. 事象の選定及び評価方法

6. 1 「設計上の想定を超える事象」の選定方法

(1) 評価対象時点

本評価では、平成24年3月末時点の施設管理状況に基づき、今後のアクティブ試験期間中に想定される最も厳しい施設状況を評価条件とする。

(2) 「設計上の想定を超える事象」と安全上重要な施設について

本評価は、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ジメントの有効性を評価する。

この対象事象選定の指標となる「過度の放射線被ばく」という用語は、「再処理施設安全審査指針」で、安全上重要な施設（以下、「安重」という。）の定義に用いられている。同指針を適用した再処理施設の安全審査では、機能喪失想定時の評価手法により過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある設備を、異常の発生防止機能を有する安重（以下、「PS安重」という。ここでいうPS:Prevention Systemは、異常の発生防止機能のこと。）に選定している。

このことから、PS安重の機能喪失が「設計上の想定を超える事象」の候補となる。

(3) 「設計上の想定を超える事象」の選定方法

a. 全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能及び水素の滞留防止・供給停止機能喪失を経由する評価事象選定

地震、津波及びこれらの重畳といった自然現象により、全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能及び水素の滞留防止・供給停止機能（以下、「3安全機能」という。）喪失による事象選定では、自然現象のほか、何らかの原因による機能喪失を起因として、過度の放射線被ばくに至るおそれのある「設計上の想定を超える事象」を抽出することとしている。これは、機能喪失の起因事象を特定しないPS安重の選定フローと同じであるため、3安全機能喪失を経由する評価事象としては、PS安重施設の機能喪失を選定する。ただし、PS安重の選定は設備単位で行っていることから、地震等の共通要因に対する今回の評価では、当該3安全機能を有するが、相対的に安全上の重要度が低いため、PS安重に選定されない設備についても機能喪失時の影響を確認する必要がある。

そのため、再処理施設全体を対象として網羅的に行った安全評価の選定結果をもとに、当該3安全機能に係る事象を再確認し、評価事象選定結果に網羅性を確保する。

b. 自然現象を直接起因とする評価事象選定

3 安全機能喪失によらず、自然現象により直接過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのある「設計上の想定を超える事象」を選定する。

自然現象としては、六ヶ所地域での再処理施設への影響の観点から、「再処理施設安全審査指針」の基本的立地条件で示されている項目を基本とし、以下を検討対象とした。

- ・地震
- ・火山
- ・津波
- ・地すべり・陥没
- ・強風
- ・竜巻
- ・高潮
- ・洪水・大雨
- ・熱波・寒波
- ・豪雪
- ・落雷

具体的には、これらの自然現象それぞれについて、3 安全機能を除く PS 安重の機能喪失の可能性及び、以下の事象に関連して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれに繋がる可能性を検討し、「設計上の想定を超える事象」を選定する。その際、再処理施設全体を対象として網羅的に行った安全評価の選定結果を参考とする。

- ・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

「設計上の想定を超える事象」の選定に当たっては、六ヶ所地域の気候、地勢等に基づく個々の自然現象の特徴を考察し、再処理施設全体の安全性向上に寄与する対策に繋がるよう考慮した。

また、地震とその他自然現象の重畳による影響についても評価した。

6. 2 「設計上の想定を超える事象」の評価方法

(1) 実施方法

4. に基づき、起回事象が、「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。また、アクシデントマネージメントの効果を評価する。

なお、その際、六ヶ所再処理施設の立地条件や設備構成、仕様等を考慮する。

a. 起回事象の考え方

3 安全機能喪失が発生し、「設計上の想定を超える事象」に至る過程においては、3 安全機能喪失の原因となり得る事象を起回事象とする。

また、地震、津波等の自然現象並びにこれらの重畳から 3 安全機能喪失によらずに「設計上の想定を超える事象」に至る場合においては、それぞれの機能喪失の原因となり得る自然現象を起回事象とする。

b. 安全裕度の考え方

本報告書でいう安全裕度とは、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を数値化したものである。

1 つは、具体的にどの程度の自然現象が発生すれば起回事象が発生し対象機能が喪失するかを示すもので、自然現象として地震を考慮する場合には耐震裕度であり、基準地震動に対して裕度を評価する。

もう 1 つは、起回事象の発生から「設計上の想定を超える事象」に進展するまでの時間余裕であり、この間に必要な対策を講じることで「設計上の想定を超える事象」への進展を防止することが可能となる。

安全裕度の評価においては、「設計上の想定を超える事象」に至る過程をイベントツリーの形式で示し、イベントツリーの各段階における安全裕度から、「設計上の想定を超える事象」に対する安全裕度を特定する。ただし、静的設備の機能喪失のように事象の進展過程が単純な場合は、イベントツリーではなく構成部位の安全裕度を表形式で整理し、裕度が小さい箇所を特定する。

(2) 評価フロー

選定した個々の事象については、自然現象及び時間についての安全裕度の評価を行い、それらに対して「設計上の想定を超える事象」の発生を未然に防止するための対策である未然防止措置並びに「設計上の想定を超え

る事象」に対して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方策（以下、「AM策」という。）による改善効果を示す。

(3) 評価に当たっての留意事項

- ・評価においては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の後に実施した措置も含めて評価する。
- ・当社は「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を適用規格とする品質マネジメントシステム（以下、「QMS」という。）を構築するとともに、この考え方を再処理施設保安規定にも明確に位置付け、当社の保安活動全てをQMSのもとで実施している。指示文書への対応においても、上記品質保証の仕組みのもと、総合的な評価を実施するとともに、評価の過程で実施したメーカへの解析業務の委託に当たっては、再処理事業部 調達管理要領に基づき、適切な調達管理を実施した。
- ・評価に当たっては、合理的な想定が可能な場合を除き、一度機能を失った機器等の機能は回復しない、また施設外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。

7 「設計上の想定を超える事象」の選定

7. 1 3 安全機能喪失を経由する「設計上の想定を超える事象」の選定

(1) 崩壊熱除去機能喪失

再処理施設で崩壊熱除去機能の観点から、安重に指定されている設備に関連して、以下の崩壊熱除去機能喪失事象を「設計上の想定を超える事象」として選定する。

- 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
- 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

アクティブ試験中の施設の状態は、放射性物質を含む溶液を内蔵している機器が限定されていることから、①の対象は分離建屋、精製建屋、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋である。

上記の他に再処理施設で崩壊熱除去機能の観点から、安重に指定されている設備に関連して、

- ④ 高レベル廃液ガラス固化建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵ピットにおける崩壊熱除去機能喪失

が、「設計上の想定を超える事象」の候補としてあるが、以下の評価結果から、「設計上の想定を超える事象」としない。

貯蔵ピットは、崩壊熱除去の観点から、収納管と通風管で形成される円環流路内に、ガラス固化体から発生する崩壊熱に応じて生じる通風力によって流れる冷却空気により、ガラス固化体の崩壊熱を適切に除去する設計としており、崩壊熱除去機能に関連する設備である「収納管」、「通風管」は、最も高い耐震クラスで設計し、十分な耐震性を有している。

さらに、貯蔵ピットは、航空機落下にも耐えうる堅固な建物・構築物としている。

(添付 7. 1-1 参照)

また、これらの構造物落下による冷却空気流路の閉塞に対しては、冷却空気流路の閉塞状態によって貯蔵ピットの崩壊熱除去機能が低下してガラス固化体の中心温度が失透化温度になることなく崩壊熱除去機能を維持できる閉塞割合は、85%以下であることを確認しており、構造物落下による冷却空気流路の閉塞によって崩壊熱除去機能喪失は起こりがたい。

一方、建屋への地下水の浸入に対する設計として、建屋基礎直下に排水管及び集水管を設置することで、基礎盤レベル以上に地下水位が上昇することを抑制し、建屋への地下水浸入を防止している。また、サブドレン排水設備は、集水ピットにサブドレン排水ポンプを設置することで、地下水を地上の雨水排水系統に排出する設計としている。

(添付 7.1-2 参照)

通常時は建屋周囲のサブドレン排水設備により地下水位が建屋基礎盤上面以下を保つようになっているが、電源喪失等によって排水ポンプの機能喪失が発生した場合、地下水位が上昇することが考えられる。

そこで、地下水が建屋内に浸入することにより、冷却空気流路が閉塞するまでの時間余裕について評価し、その結果、十分な時間余裕があり、他の事象に対する措置が終了した後、排水処理等の措置を施すことにより地下水位の上昇を抑制することが可能であることを確認した。

(添付 7.1-3 参照)

また、再処理施設で崩壊熱除去に関連して安全評価で検討しているものとして、電源喪失等の機能喪失による以下の事象がある。

- ⑤ 清澄機からの不溶解残渣排出機能喪失による内包液の沸騰
- ⑥ 換気停止によるせん断機内使用済燃料の温度上昇
- ⑦ 換気停止によるガラス固化体検査室におけるガラス固化体温度上昇

⑤及び⑥については、アクティブ試験で計画していた使用済燃料の処理は既に終了しており、アクティブ試験期間中に新たに使用済燃料のせん断を行う計画はないことから、「設計上の想定を超える事象」としない。

また、⑦については、これまでの安全評価では 1 日を目安とした温度上昇の進展が緩やかであることから、発生の可能性の観点から設計基準事象とする必要がないとしてきた。

これについて、東北地方太平洋沖地震後に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故の実績等を踏まえ、より長時間の換気機能喪失を考慮して、再評価を行った。その結果、ガラス固化体検査室にガラス固化体を仮置きしている状態で、ガラス固化体検査室の換気設備が長期間停止した場合においても、ガラス固化体のもつ閉じ込め機能に異常をきたすことはなく、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことを確認した。

(添付 7.1-4 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

(2) 水素の滞留防止・供給停止機能喪失

再処理施設で水素滞留防止の観点から安重に指定されている設備に関連して、以下の機能喪失事象を「設計上の想定を超える事象」として選定する。

① 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発

アクティブ試験中の施設の状態は、放射性物質を含む溶液を内蔵している機器が限定されていることから、対象は分離建屋、精製建屋、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋である。

再処理施設で水素滞留防止機能に関連して安全評価で検討しているものとして、以下の事象がある。

② 一般空気等のプロセス気体、計装用空気の供給停止による水素濃度の上昇

水素滞留防止に有効なプロセス気体、計装用空気の供給が停止しても、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことを確認した。

(添付 7.1-5 参照)

また、水素滞留防止に有効なプロセス気体、計装用空気を供給している設備は、プロセス気体等の停止から水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) に至るまでに 1 日以上時間余裕がある。このことから、複数の事象が同時に発生した場合でも、他の事象に対する措置が終了した後、インリーク等の措置を施すことにより水素濃度上昇を抑制することが可能である。

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

なお、水素に関連する供給停止機能については、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備の還元ガス供給系に該当する弁があるが、常時閉で、駆動源に対してフェイルクローズ構造となっているため、機能喪失で「設計上の想定を超える事象」に繋がることはない。

(3) 全交流電源喪失

全交流電源喪失は、全ての動的機器に影響を及ぼすことから、全交流電源が喪失した場合の「設計上の想定を超える事象」への進展については、常時機能要求がある上記の崩壊熱除去機能及び水素滞留防止機能の喪失事象が特に重要であり、これらは上記 (1) 及び (2) として選定した。

これらのほかに、安全評価で考慮している以下の短時間の全交流電源喪

失に対して、より長時間の全交流電源の喪失を考慮して、再評価を行った。

- ① 全交流電源喪失によるせん断機から外部への放射性物質の漏えい
- ② 全交流電源喪失によるガラス溶融炉から外部への放射性物質の漏えい

①については、アクティブ試験で計画していた使用済燃料の処理は既に終了しており、アクティブ試験期間中に新たに使用済燃料のせん断を行う計画はないことから、「設計上の想定を超える事象」としない。

②については、実規模モックアップ試験施設の試験で得られた結果を踏まえ、仮焼層から固化セルへ移行する放射エネルギー等を評価することにより、長時間の全交流電源喪失により、ガラス溶融炉内の放射性物質が固化セル圧力放出系及び固化セル換気系を經由して排気筒から放出された場合でも、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことを確認した。

(添付 7.1-6 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

7. 2 自然現象を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」の選定

(1) 地震

a. 放射性物質を含む溶液の沸騰

本事象に関連して、7. 1 (1) の崩壊熱除去機能喪失以外では、大地震により放射性物質を含む溶液を内蔵する機器が損傷し、その溶液が漏えいする場合について検討を要する。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 PS 安重に指定されており、十分な耐震裕度があることを確認しているが、漏えい時の環境影響の観点から「設計上の想定を超える事象」に選定する。

① 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰

一方、放射性物質を含む溶液ではないが、安全評価で設計基準事象として、以下の漏えい事象を評価しており、これについて溶融ガラスの漏えい量が増加することを考慮して、再評価を行った。

② 固化セル内での溶融ガラスの漏えい

評価の結果、ガラス溶融炉から溶融ガラス全量が漏えいし、さらに全交流電源喪失により、固化セル圧力放出系から放射性物質が放出された

場合を想定したとしても、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことを確認した。

(添付 7.2-1 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

b. 水素、TBP の錯体等による爆発

水素については、「設計上の想定を超える事象」の選定を 7. 1 (2) で行った。

再処理施設には、その他に TBP の錯体等、化学物質に係る爆発のリスクがあり、多重防護に基づく爆発防止対策がとられている。これらに関連する設備について、アクティブ試験期間において、有意な放射能を有する溶液を処理する計画はなく、「設計上の想定を超える事象」に発展するリスクはない。このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

c. 放射性物質を放出する火災

これまでの安全評価では「セル内有機溶媒火災」を設計基準事象として評価し、放射性物質の放出に係る防消火対策の妥当性を確認してきた。しかし、設計上の想定を超えた大地震に対しては、これまでの対策では限界があるため、再処理施設全体に展開できる包括的な対策を立案することを念頭に、以下を「設計上の想定を超える事象」に選定する。

① 放射性物質を放出する建屋内火災

d. 臨界

形状寸法管理の機器、構築物は PS 安重に指定されており、十分な耐震裕度があることを確認しているが、臨界発生時の環境への影響の観点から、以下の事象について選定可否を検討する。

- ① プルトニウムの未臨界濃度 8.2g/L を超えるプルトニウム溶液の漏えいによる臨界
- ② 使用済燃料貯蔵設備燃料貯蔵ラックの損傷による臨界
- ③ ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備貯蔵ホールの損傷による臨界

①について、貯槽に保有する硝酸プルトニウム溶液の濃度及び液量に基づき評価した結果、いずれの漏えい液受皿においても、硝酸プルトニ

ウム溶液が漏えいし、さらに水等で希釈されて液厚が増加した場合でも、臨界に至らないことを確認した。

(添付 7.2-2 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

②及び③については、合理的で現実的な臨界安全評価で、臨界に至らないことを確認した。

(添付 7.2-3 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

e. 放射性物質・放射線の漏えい

大地震により溶液を内蔵する機器が損傷し、その溶液が漏えいする場合に検討を要するが、これらは上記 a.、c. 及び d. に包含される。

一方、過度の放射線被ばくの観点から、以下の事象について選定要否を検討する。

① 安重のしゃへい設備の損傷による外部への放射線の異常放出

しゃへい設備は、十分な耐震性を有した設計であり、また、鉄筋コンクリート部材が終局耐力を超えた場合に生じるひび割れによっても、しゃへい機能は低下しないことが実験等で確認されている。

(添付 7.2-4 参照)

このため、本事象は、「設計上の想定を超える事象」としない。

(2) 火山

敷地から半径 30km 以遠には、複数の第四紀火山が存在するものの、敷地内の第四系（第四紀に形成された地層）には、広域テフラ^{*3}以外、主に十和田起源のテフラが確認されるのみである。

なお、敷地内及びその近傍で確認されている火山灰の層厚は数 10cm 程度であり、施設の安全性に影響を及ぼすことは考えられない。

また、火山噴出物の検討対象となる火山については、十和田火山（敷地の南西約 65km）が考えられるが、大規模な噴火活動には今後 1 万年程度の休止期間が必要⁷⁾とされることから、操業期間中に再処理施設に影響を及ぼすことは考えられない。このため、火山については評価対象としない。

*3:火山噴出物のうち降下軽石、降下スコリア、降下火山灰の総称。広域テフラとは、巨大噴火（噴出総量 10km³ 以上）の火山噴出物であって、火山から数 100～数

1,000km 離れた地域においても、独立した地層として認められるテフラを指す。

- 7) 工藤崇、佐々木寿、“地理情報に基づいた将来噴火予測 十和田火山におけるケーススタディ、” 日本地球惑星科学連合大会予稿集、V055-019 (2004)

(3) 津波

再処理施設は、標高約 55m かつ、海岸からの距離が約 5km の位置に設置している。

1896 年の明治三陸津波及び 1933 年の昭和三陸津波の際に、岩手県の三陸海岸では津波の溯上高さが、それぞれ 38.2m (三陸町白浜 (現大船渡市三陸町綾里))、28.7m (綾里村大久保 (現大船渡市三陸町綾里)) との記録があるが、再処理施設周辺では前者の津波で 3m (青森県八戸市鮫港)、後者の津波で 3.0~4.5m (青森県三沢市四川目他) と記録されているに過ぎず、再処理施設周辺において記録が残っている津波の溯上高さは 1933 年の昭和三陸津波の 4.5m (青森県三沢市四川目他) が最大である⁸⁾。また、国土交通省東北地方整備局 八戸港湾・空港整備事務所の発表 (平成 23 年 3 月 31 日) によれば、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震において、再処理施設近傍における津波高さは 3.5m (むつ小川原港) であった。

上記のことから、標高約 55m に設置している再処理施設においては津波によって、施設の安全性に影響を及ぼすことは考えられない。

このため、津波については評価対象としない。

- 8) 渡辺偉夫、“日本被害津波総覧【第 2 版】、” 東京大学出版会 (1998)

(4) 地すべり・陥没

再処理施設のうち、重要な建物・構築物を設置している敷地は、弥栄平と呼ばれる平坦な台地にあり、空中写真判読結果等によれば、敷地及びその周辺において地すべり及び陥没が発生した形跡は認められず、敷地周辺の地形並びに地質構造を考慮しても、大規模な地すべりや陥没が発生することは考えられない。

このため、地すべり・陥没については評価対象としない。

(5) 強風

設計及び工事の方法の認可 (以下、「設工認」という。) 申請書に記載の風荷重 (風によって構造物が受ける力) の算出が、過去の最大瞬間風速よりも厳しい条件を用いて行われていること、設工認申請書に記載の地震荷

重と風荷重を比較すると、風荷重は地震荷重に比べ小さく、過去の最大瞬間風速を超える風が発生した場合でも施設へ影響を与える可能性は極めて低いことを確認した。

(添付 7.2-5 参照)

このため、強風については、評価対象としない。

(6) 竜巻

青森県は竜巻の発生数が少なく、仮に竜巻が発生したとしても、風荷重より大きい地震荷重で建屋健全性を確認しており、竜巻により直接建屋へ影響を及ぼすことは考えられない。さらに、上記のとおり飛来物防護設計を講じていることから、竜巻により巻き上げられた重量物が建屋へ衝突しても建屋に影響を及ぼすことは考えられない。

(添付 7.2-6 参照)

このため、竜巻については、評価対象としない。

(7) 高潮

再処理施設は、標高約 55m、かつ海岸からの距離が約 5km の位置に設置しており、津波と同様に、高潮によって、施設の安全性に影響を及ぼすことは考えられない。

このため、高潮については、評価対象としない。

(8) 洪水・大雨

再処理施設周辺には二又川があり、敷地北側の標高約 5m から標高約 1m の低地へ敷地境界に沿って西から東に向かって流れ、尾駮沼に注いでいる。再処理施設は標高約 55m に設置していることを考慮すると、これらの河川が氾濫した場合でも敷地に影響を及ぼすことは考えられない。

また、八戸特別地域気象観測所及びむつ特別地域気象観測所における 10 分間、1 時間及び 24 時間の最大値を用いて、建屋への浸水リスク評価を行った結果、降水量に対して排水能力が上回っているため浸水のリスクはないこと等を確認した。

(添付 7.2-7 参照)

このため、洪水・大雨については、評価対象としない。

(9) 熱波・寒波

熱波・寒波のような外気条件がその機能に影響を与える可能性がある安重には、①安全冷却水系冷却塔、②安全圧縮空気系空気圧縮機があり、こ

これらの設備を有している系統を対象に評価を行った。その結果、熱波に対しては、設備能力に十分な裕度があるか、もしくは耐熱性が高いために機能喪失に至るような影響はなく、寒波に対しては、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の運転開始、再処理施設本体の使用済燃料処理開始以降に確認された最低気温に対して影響を受けることがなかった、または、設計条件が、再処理施設本体の使用済燃料処理開始以降に確認された最低気温よりも厳しい条件であることを確認した。

(添付 7. 2-8 参照)

このため、熱波・寒波については、評価対象としない。

(10) 豪雪

安重を有する建物、屋外設置の安重等の構築物は、八戸特別地域気象観測所及びむつ特別地域気象観測所における最深積雪 170cm よりも厳しい積雪荷重を条件として、構造設計を行っていることを確認した。

また、外気取入口及び排気口の閉塞防止対策や冬季の夜間パトロール、防災上重要な箇所の除雪及び排雪を行う等、万全の対策を講じている。これらのことから、豪雪による施設への影響は考えられない。

(添付 7. 2-9 参照)

このため、豪雪については、評価対象としない。

(11) 落雷

建物及び構築物または油槽等の工作物並びにその他のもの、屋内外設置の開閉所設備や所内電源設備等の電力設備及び計測制御設備の耐雷設計が適切に施されていることを確認した。また、雷インパルス試験を行い、その結果を踏まえて主排気筒周辺接地網の増強等の対策を実施したことを確認した。これらのことから、落雷による施設への影響は考えられない。

(添付 7. 2-10 参照)

このため、落雷については、評価対象としない。

7. 3 地震とその他自然現象の重畳による影響

7. 1 及び 7. 2 において、評価対象とした自然現象は、地震のみである。また、地震との重畳という観点では、

- ① 地震による影響が、重畳するその他の自然現象の影響に直接関係しないもの
- ② その他の自然現象の影響が、設計における地震評価の中に包含されるもの
- ③ 地震による影響が、重畳するその他の自然現象の影響に関係するもの

がある。

①に分類されるものとしては、

- ・地震と火山
- ・地震と津波
- ・地震と地すべり・陥没
- ・地震と高潮
- ・地震と洪水
- ・地震と熱波
- ・地震と寒波
- ・地震と豪雪

があり、これらは、個別の自然現象の施設への影響がないと評価できれば重畳についても影響がないと考えられる。

②に分類されるものとしては、

- ・地震と強風
- ・地震と竜巻

があり、これらは、設計の中で既にその他自然現象の影響を考慮して評価していることから、重畳による新たな影響はないと考えられる。

③に分類されるものとしては、

- ・地震と大雨
- ・地震と落雷

があり、重畳に対する評価を以下に示す。

(1) 地震と大雨

添付 7.2-4 のとおり、設計上の終局状態のせん断ひずみにおいては、鉄筋コンクリート構造物にひび割れが生じ、ひびから地下階に雨水が浸水するおそれがある。

そこで、各建屋周囲には地下水を汲上げるための集水ピットが設置されていることから、この集水ピットからの地下水排出量データと構内降水量データの比較を行った。その結果、両者の相関性は弱いと判断されるとともに、大雨時の建屋周囲の地下水量を急激に増加させる傾向は見られなかった。

そのため、地震により鉄筋コンクリート構造物にひび割れが生じた場合、地下水による浸水の可能性はあるが、地震と大雨の重畳による新たな影響の発生は考えられない。

(添付 7.3-1 参照)

(2) 地震と落雷

建屋接地網はメッシュ方式により地中埋設されていることから地震により機能が喪失することは考えられない。また、安重を有する建屋及び主排気筒等の屋外設置の安重等の構築物については、原則として4本以上の避雷導線を設置しており、地震と落雷の重畳による新たな影響の発生は考えられない。

7. 4 「設計上の想定を超える事象」の選定結果

上記より、3安全機能喪失を起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。

- 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

また、自然現象等を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。

- 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

8. 「設計上の想定を超える事象」の評価

8. 1 「3 安全機能喪失を起因とする事象」に係る評価

8. 1. 1 評価実施事項

(1) 起回事象の選定及び収束シナリオの特定

評価対象機能の安全設計、緊急安全対策を含む AM 策（8. 1 でいう AM 策は未然防止措置としての AM 策を意味する。）について示すとともに、地震または地震によらない内的事象を起因として、3 安全機能喪失による「設計上の想定を超える事象」に至る事象を、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、起回事象として選定する。

また、起回事象から AM 策による収束シナリオを特定する。

(2) 耐震裕度評価

起回事象から「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を抽出し、これらが機能喪失する地震動の大きさを、基準地震動に対する余裕、すなわち耐震裕度として評価することで、(1) で特定した各収束シナリオの耐震裕度を整理し、「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度を特定する。

また、特定した「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度に係る AM 策の効果の評価する。

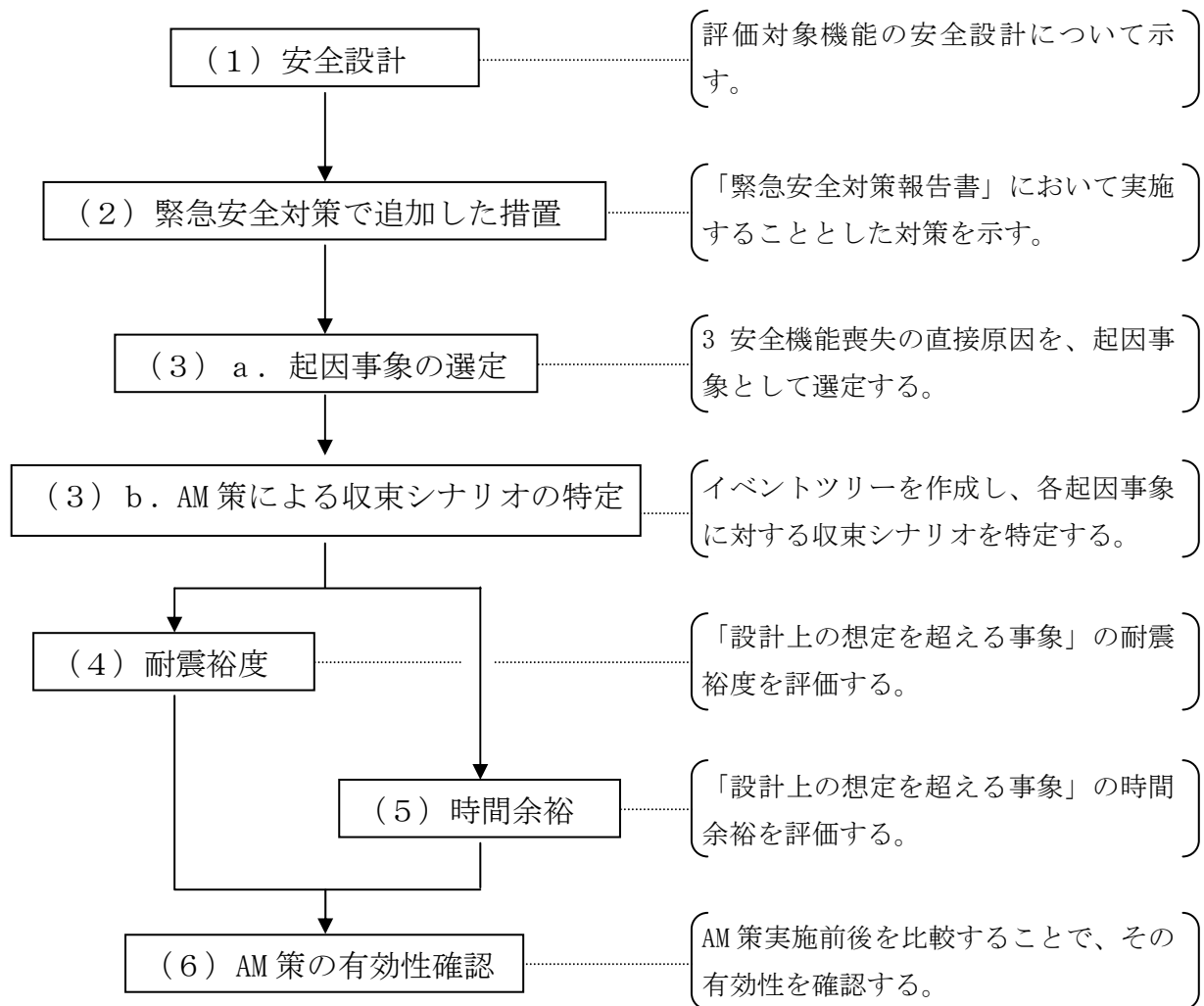
(3) 時間余裕評価

起回事象から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕を明らかにする。

これに対して、AM 策を実施した場合における、起回事象から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕を明らかにして比較することにより、AM 策の効果の評価する。

8. 1. 2 評価方法

評価は、以下に示す (1) ～ (6) の順で行う。(第 8.1.2-1 図参照)



第 8.1.2-1 図 評価フロー図 (3 安全機能喪失を起因とする事象)

(1) 安全設計

評価対象機能の安全設計について示す。

(2) 緊急安全対策で追加した措置

「緊急安全対策報告書」において実施することとした対策を示す。

(3) 起因果象、AM策による収束シナリオの特定

a. 起因果象の選定

地震を起因として、3 安全機能喪失の直接原因となる起因果象を、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、選定する。

また、地震を起因としない内的事象についても、上記のうち、起因事象となるものを選定する。

b. AM 策による収束シナリオの特定

a. で選定した各起因事象に対して、期待できる AM 策を考慮してイベントツリーを作成することにより、収束シナリオを特定する。

(4) 耐震裕度

耐震裕度について、以下の評価を実施する。(第 8.1.2-2 図参照)

a. 起因事象、AM 策に関連する建屋、系統、機器の抽出

起因事象、AM 策に関連する建屋、系統、機器(以下、「設備等」という。)を抽出し、抽出した設備等について、設備単位で耐震裕度を整理する。

なお、具体的な耐震裕度の評価方法は、以下のとおりとする。

(a) 基準地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂(平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定)を踏まえて実施した耐震安全性評価において策定した基準地震動 S_s とする。

(b) 設備等の発生値を、原則、基準地震動 S_s に対して求め、設備等の損傷モードに応じて評価する。構造損傷の評価の場合には、設備等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発生値を求める。

(c) 設備等の評価基準値は、設計基準上の値を用いることを基本とし、既往の評価等で実績のあるものを用いる。これ以外の評価基準値を用いる場合には妥当性を確認のうえ適用する。

(d) 設備等について、発生値が評価基準値に達する地震動が、基準地震動 S_s の何倍に相当するかを算出し(原則、評価基準値/発生値)、耐震裕度を求める。

評価を行うために必要な基準地震動 S_s や前提条件等については、添付 8.1.2-1 及び添付 8.1.2-2 に示す。

(添付 8.1.2-1、添付 8.1.2-2 参照)

b. 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) 収束シナリオの耐震裕度の特定

地震が起因の場合には、起因事象が複数同時に発生する可能性があることから、8. 1. 2 (3) b. で作成したイベントツリーに基づき、起因事象の重畳を考慮した収束シナリオを個別に展開する。

また、a. の設備等の耐震裕度評価結果を用いて、各収束シナリオに必要な設備等のうち最も小さい耐震裕度を収束シナリオの耐震裕度として特定する。

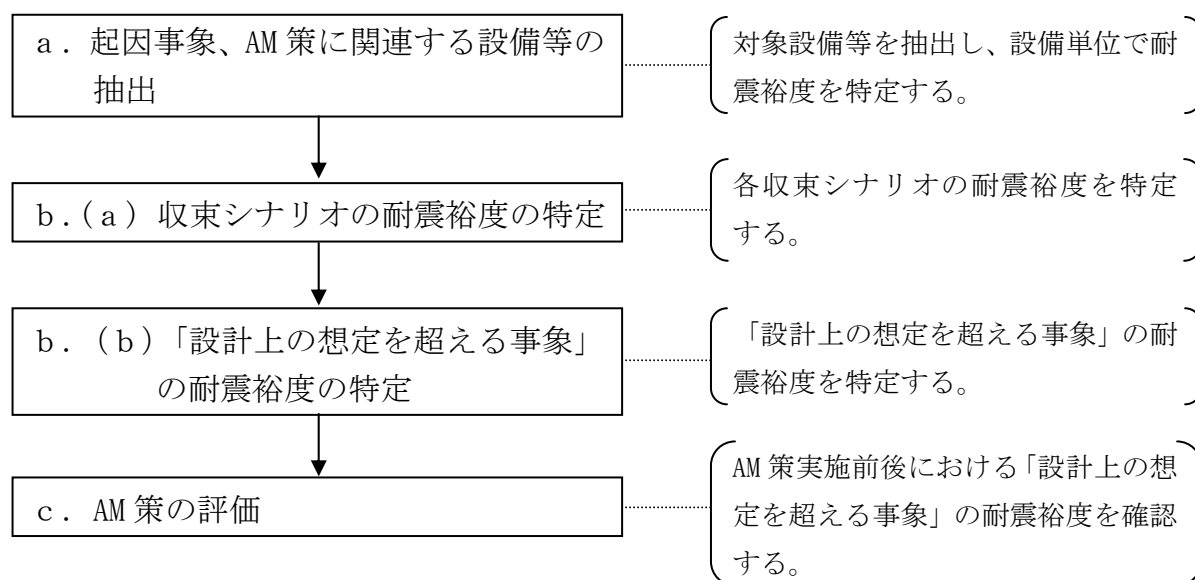
(b) 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) で特定した各収束シナリオの耐震裕度を踏まえ、「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度を特定する。

なお、収束シナリオが複数ある場合には、各収束シナリオの耐震裕度のうち、最も大きい耐震裕度を「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度とする。

c. AM 策の評価

b. (b) で特定した AM 策を含めた耐震裕度を用い、AM 策を実施する場合としない場合の「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度を確認する。



第 8. 1. 2-2 図 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定評価に係るフロー図

(5) 時間余裕

時間余裕について以下の評価を実施する。(第 8.1.2-3 図参照)

a. 評価条件

時間余裕の評価条件を示す。

b. 「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

起因事象から「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。

c. AM 策実施時における「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

(a) AM 策の継続可能時間の評価

AM 策の継続可能時間とそれを決定する支配的要因を評価する。

(b) AM 策実施時の時間余裕の評価

各起因事象に対して、AM 策を実施した場合における、起因事象から「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。この時間余裕の評価にあたって考慮している AM 策を実施するまでに必要な時間は、「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状況報告書」で示した PHS（通話手段）の確保、照明設備の代替手段としてヘッドライトを用いた作業等を前提としている。

また、1 つの起因事象に対して複数の AM 策がある場合には、以下のとおりとする。

- ・ いずれかの措置を実施することにより当該機能の回復・維持が可能な場合においては、対応する AM 策の継続可能時間のうち最も長い時間を、起因事象に対する時間余裕とする。
- ・ 各措置の範囲が限定的である場合は、複数の措置を同時に実施する必要があるため、対応する AM 策の継続可能時間のうち最も短い時間を、起因事象に対する時間余裕とする。

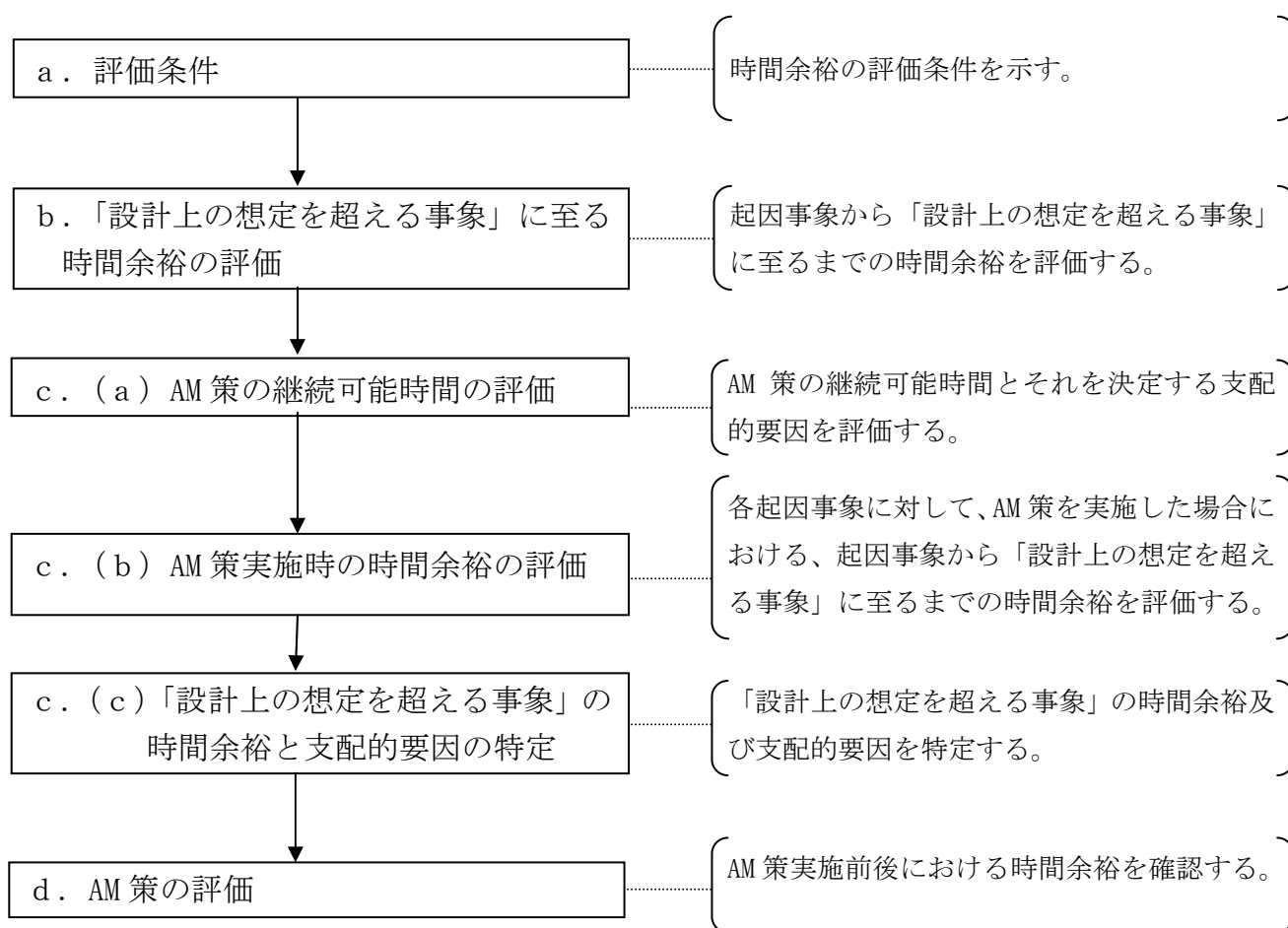
(c) 「設計上の想定を超える事象」の時間余裕と支配的要因の特定

(b) で特定した各起因事象に対する時間余裕のうち、最も短いものを「設計上の想定を超える事象」の時間余裕として特定する。また、そ

れを決定する要因を支配的要因として特定する。

d. AM 策の評価

c. の AM 策を含めた時間余裕の評価結果を用いて、AM 策を実施する場合としない場合の「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕を確認する。



第 8.1.2-3 図 時間余裕評価フロー図

(6) AM 策の有効性確認

AM 策を実施する場合としない場合の、耐震裕度及び起因事象から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕を比較し、有効性を確認する。

8. 1. 3 評価結果

8. 1. 3. 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

(1) 安全設計

崩壊熱により溶液が沸騰に至るおそれのある機器については、安全冷却水系により崩壊熱を適切に除去できる設計としている。

安全冷却水系の系統構成については、貯槽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。安全冷却水の系統、安全冷却水に係る電源系統を添付 8.1.3.1-1 に、アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器を添付 8.1.3.1-2 に示す。

(添付8.1.3.1-1、添付8.1.3.1-2参照)

これらの安全設計に加え、再処理施設用の安全冷却水系は、安重の中でも特に重要な施設であることから、災害防止の観点で以下の対策を講じている。

- ・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給水

安全冷却水系の外部ループについて、冷却塔や冷却水循環ポンプ等の複数の故障により外部ループが使用できなくなった場合にも対処できるよう、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の 1 系列から、外部ループに冷却水を供給することができる設計としている。

- ・中間熱交換器バイパスによる冷却水供給

安全冷却水系の内部ループについて、冷却水ポンプの複数台の故障に

より内部ループで冷却水が循環できなくなった場合にも対処できるよう、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し冷却できる設計としている。

- ・ 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

第 2 非常用ディーゼル発電機からの給電ができなくなった場合にも対処できるよう、運転予備用ディーゼル発電機から給電できる設計としている。

（2）緊急安全対策で追加した措置

（1）に示す安全設計に加え、「緊急安全対策報告書」において、以下の対策を行うこととしている。

- ・ 電源車からの安全冷却水系への給電

全交流電源が喪失した際、電源車の接続により、安全冷却水系への給電を行う。

- ・ 消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水

冷却コイルへ冷却水の供給が行えるよう、消防ポンプを設置し、冷却水を供給する。

なお、冷却コイルへの直接注水等のための水源として近隣の河川、湖沼で利用可能な箇所を調査・検討し、二又川、鷹架沼、尾駁沼、敷地内の沢が利用可能であることを確認した。

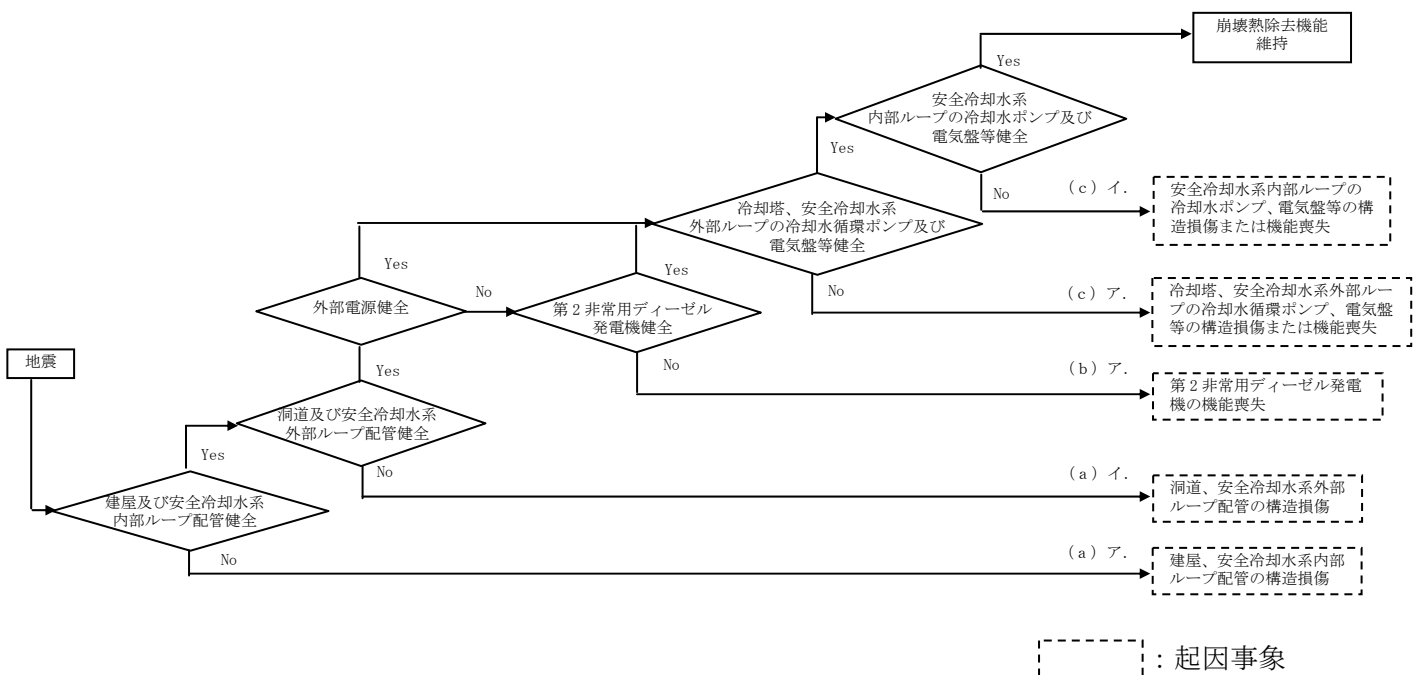
また、これらの河川、湖沼から取水するためには比較的時間を要するが、一方で冷却コイルへの直接注水は迅速に行う必要があるため構内の水槽についても追加検討を行い、利用可能な水槽として貯水槽を追加した。

（3）起因事象、AM策による収束シナリオの特定

a. 起因事象の選定

地震を起点として、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 8.1.3.1-1 図参照）

- (a) 静的機能損傷
 - ア. 建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷
 - イ. 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
 - ア. 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
 - ア. 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
 - イ. 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8.1.3.1-1図 起因事象の選定フロー

また、地震を起因としない内的事象として、安全冷却水系の機能喪失を考えた場合は、上記のうち、「全交流電源喪失」及び「動的機能損傷」が起因事象となる。

- b. AM 策による収束シナリオの特定
 - a. で選定した各起因事象に対して、AM 策を考慮してイベントツリー

を作成することにより、収束シナリオを特定した。

安全冷却水系の機能喪失の各起因事象に対する AM 策は以下のとおりである。

(添付8.1.3.1-3参照)

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: 消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水

収束シナリオ特定においては、起因事象の重畳を考慮し、崩壊熱除去機能が継続的に維持される状態に至るシナリオを収束シナリオとした。

なお、起因事象のうち「建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷」の場合は、溶液沸騰に至るとみなせることから、イベントツリーには記載していない。

(添付8.1.3.1-4参照)

以下に、各起因事象に対しての、AM 策による収束シナリオを示す。

① 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、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水が収束シナリオとなる。

② 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からの給電または電源車からの安全冷却水系への給電が収束シナリオとなる。

また、安全冷却水系への給電を行わずに、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水によっても収束が可能である。

③ 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

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が収束シナリオとなる。

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外部ループへの冷却水供給が収束シナリオとなる。

また、いずれの建屋においても、安全冷却水系外部ループへの冷却水供給を行わずに、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水によっても収束が可能である。

④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、前処理建屋、分離建屋、精製建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋では、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が収束シナリオとなる。

また、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水によっても収束が可能である。

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が期待できないため、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水が収束シナリオとなる。

(4) 耐震裕度

耐震裕度評価については、8. 1. 2に示した評価方法に基づき行った。

a. 起回事象、AM 策に関連する設備等の抽出

起回事象、AM 策に関連する設備等を抽出し、設置建屋、損傷モード、発生値、評価基準値及び耐震裕度を整理した。

なお、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系または一般冷却水系から安全冷却水系外部ループへの冷却水供給については、接続部等が、耐震 C クラスの設計であることから耐震裕度は 1.0 未満とした。同様に、運転予備用ディーゼル発電機からの給電についても耐震 C クラスの設計であることから耐震裕度は 1.0 未満とした。

さらに、起回事象、AM 策に関連する設備等については、複数の設備が関係する場合があることから、耐震裕度評価を行う観点で、関連する設備単位で最も小さい耐震裕度を整理した。

(添付8.1.3.1-5参照)

b. 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) 収束シナリオの耐震裕度の特定

イベントツリーに基づき、起回事象の重畳を考慮した収束シナリオを展開し、各収束シナリオに関連する設備等の耐震裕度から、収束シナリオに必要な設備等のうち、最も小さい耐震裕度を収束シナリオの耐震裕度として整理した。

(添付 8.1.3.1-6 参照)

なお、安全冷却水系内部ループは複数の建屋に設置しており、内部ループ間で異なる機器の構造損傷と機能損傷の組み合わせが混在しないよう、内部ループ単位で収束シナリオを展開し「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定を行う。また、内部ループと接続される主要な機器の関係は、添付 8.1.3.1-7 に示すとおりである。

(添付 8.1.3.1-7 参照)

(b) 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) で特定した各収束シナリオの耐震裕度を踏まえ、AM 策を考慮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に至ることを防止することができる耐震裕度（「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度）は、1.54Ss～1.74Ss である。

「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度に係る収束シナリオは、以下のとおりである。

建屋及び安全冷却水系内部ループ配管が健全な状態で、洞道、安全冷却水系外部ループ配管が構造損傷し崩壊熱除去機能が喪失するが、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水により崩壊熱除去機能の回復・維持に成功する。

c. AM 策の評価

今回整備した AM 策を含め、「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度について評価した結果、1.54Ss～1.74Ss となった。

一方、AM 策を実施しない場合の収束シナリオのうち最も大きい耐震裕度は 1.50Ss であり、AM 策を講じたことによる効果があることを確認した。

(5) 時間余裕

a. 評価条件

アクティブ試験期間中に運転する工程は、ガラス固化試験に関連する工程と、通常実施している液処理運転工程のみであり、新たな使用済燃料のせん断は行わない。

そのため、アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器は添付 8.1.3.1-2 に示す範囲に限定されることから、これらを評価対象とする。

現在、これらの放射性物質を含む溶液を内蔵する機器のうち、崩壊熱に対する評価を行う必要のある機器の管理は、液量の変動する場合には、23 時間以内に溶液が沸騰しないことの評価を事前に実施するとともに、評価結果について事前に核燃料取扱主任者の審査を受けることとしている。

したがって、各機器における放射性物質を含む溶液の液量及び性状は、上記の運用を考慮した上で最も保守的となる条件で評価を行う。

b. 「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

a. に示すとおり、アクティブ試験期間中においては、放射性物質を含む溶液を内蔵する機器が限定されており、かつ崩壊熱に対する評価を行う必要のある機器の液量の変動する場合には、23 時間以内に溶液が沸騰しないことを評価する管理を行っている。

このため、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は、溶液が沸騰に至る時間の管理において下限としている 23 時間とする。

c. AM 策実施時における「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

(a) AM 策の継続可能時間の評価

AM 策の継続可能時間と支配的要因をそれぞれ以下のとおり評価した。

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、運転予備用ディーゼル発電機からの給電の支配的要因は重油であり、運転予備用ディーゼル発電機からの給電は、機器付タンク内の重油が枯渇するまで約3日継続して実施が可能である。

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、電源車からの給電の支配的要因は重油である。再処理施設本体に給電する電源車に対しては、非常用電源建屋から重油を供給するため、電源車からの安全冷却水系への給電は、非常用電源建屋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。

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、一般冷却水系からの給水については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

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、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ついては、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

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、中間熱交換器バイパスによる冷却水供給については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

AM-⑥:消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水

消防ポンプは、軽油を燃料として運転することから、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水の支配的要因は軽油であり、他の「設計上の想定を超える事象」に対するAM策等、軽油を燃料とする措置を全て同時に実施し始めると仮定した場合、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約14日継続して実施が可能である。

(b) AM策実施時の時間余裕の評価

各起因事象に対して、AM策を実施した場合における、安全冷却水系による崩壊熱除去機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまで

の時間余裕と支配的要因を以下のとおり特定した。

①洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷

洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対する AM 策である、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水は、8 時間以内で実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対しては AM 策は消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約 14 日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-⑥	消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水	約 14 日	軽油
洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対する時間余裕（支配的要因）		約 14 日（軽油）	

②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喪失に対する AM 策である、運転予備用ディーゼル発電機からの給電、電源車からの安全冷却水系への給電及び消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水は、いずれも 8 時間以内で実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対しては、運転予備用ディーゼル発電機からの給電、電源車からの安全冷却水系への給電または消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水のいずれかの実施により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約 17 日であり、その支配的要因は重油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-①	運転予備用ディーゼル発電機からの給電	約3日	重油
AM-②	電源車からの安全冷却水系への給電	約 17 日	重油
AM-⑥	消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水	約 14 日	軽油
第 2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対する時間余裕（支配的要因）		約 17 日（重油）	

③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、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対する AM 策である、一般冷却水系からの給水は 1 時間以内、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は、3 時間以内で実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

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に対しては、発生した建屋に応じて、一般冷却水系からの給水、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系からの給水または消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水を実施することにより、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約 14 日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
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-⑥	消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水	約 14 日	軽油
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に対する時間余裕 (支配的要因)		約 14 日 (軽油)	

④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、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対する AM 策のうち、中間熱交換器バイパスによる冷却水供給は 1 時間以内、消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水は 8 時間以内でそれぞれ実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

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に対しては、発生した建屋に応じて、中間熱交換器バイパスによる冷却水供給または消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水の実施により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える

事象」に至るまでの時間余裕は約 14 日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-⑤	中間熱交換器バイパスによる冷却水供給	—	—
AM-⑥	消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水	約 14 日	軽油
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に対する時間余裕（支配的要因）		約 14 日（軽油）	

(c) 「設計上の想定を超える事象」の時間余裕と支配的要因の特定

(b) の時間評価から、AM 策を実施した場合における、安全冷却水系による崩壊熱除去機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約 14 日であり、支配的要因は軽油である。

起回事象	継続可能時間	支配的要因
①洞道、安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷	約 14 日	軽油
②第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失	約 17 日	重油
③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	約 14 日	軽油
④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	約 14 日	軽油
安全冷却水系による崩壊熱除去機能喪失	約 14 日	軽油

d. AM 策の評価

安全冷却水系による崩壊熱除去機能喪失から沸騰に至るまでの時間余裕は、AM 策の実施により、23 時間から約 14 日延長される。

支配的要因は軽油であり、枯渇するまでに外部からの支援を受けることが可能となれば、時間余裕はさらに延長される。

(6) AM策の有効性確認

耐震裕度については、AM 策を実施しない場合は 1.50Ss であり、AM 策の実施により「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度は 1.54Ss～1.74Ss へ向上した。

また、AM 策の実施により、安全冷却水系による崩壊熱除去機能喪失から沸騰に至るまでの時間余裕は、23 時間から約 14 日延長された。

なお、上記の AM 策が「設計上の想定を超える事象」に至ることを防止するために有効であることを確認したが、さらに進展の防止及び影響緩和の観点で、追加的に以下の対策を実施する。

- ・ セル換気系による排気
- ・ ショ糖水注入によるルテニウム放出の抑制

セル換気系による排気については、以下の効果が期待できる。

全交流電源喪失により建屋換気系及びセル換気系が停止した状況で、放射性物質を含む溶液の沸騰が発生した場合、塔槽類廃ガス処理設備で廃ガスを排気できなくなることから廃ガスが建屋内に逆流する可能性がある。そのため、セル換気系を復旧させ、廃ガスをセルから排気筒に排気することで、セル換気系の高性能粒子フィルタの放射性物質の除去及び排気筒放出による希釈・拡散効果により環境影響が低減する。

ショ糖水注入によるルテニウム放出の抑制については、以下の効果が期待できる。

高レベル濃縮廃液の沸騰が継続した場合、高レベル廃液中に含まれるルテニウムが揮発する可能性があるが、ルテニウムの揮発は、硝酸濃度が高いと起こることから、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濃度の上昇を抑制し、ルテニウムの揮発量を低減する。

(添付 8.1.3.1-8 参照)

また、「設計上の想定を超える事象」に移行する状況になった場合でも、上記の AM 策を行うことが、事象の進展の防止に対して有効であり、これにより影響緩和の観点で、放射線影響を低減することも期待できる。

8. 1. 3. 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

（1）安全設計

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系列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8.1.3.2-1 参照）

（2）緊急安全対策で追加した措置

（1）に示す安全設計に加え、「緊急安全対策報告書」において、以下の対策を行うこととしている。

・消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水

外部電源が喪失し、かつ、非常用所内電源系統の第1非常用ディーゼル発電機が全台起動せず全交流電源喪失に至り、崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料貯蔵プール水が沸騰、蒸発し水位が低下する。このことから、水位低下により、使用済燃料が露出しないよう燃料貯蔵プールの水位を維持するために、消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水を緊急安全対策として実施する。

（添付8.1.3.2-2 参照）

(3) 起回事象、AM 策による収束シナリオの特定

「設計上の想定を超える事象」は、安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰としているが、(1)で述べたように、安全冷却水系、プール水冷却系及び補給水設備には、燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能及びしゃへい機能を維持するという機能要求がある。一般公衆の過度の被ばくを考えた場合、維持すべき機能は、しゃへい機能であり、崩壊熱除去機能が喪失し沸騰に至る状況においても、しゃへい機能を維持することを目的として対応を図ることが必要である。

これらを踏まえ、緊急安全対策では、使用済燃料が露出しないよう燃料貯蔵プールの水位を維持するために、消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水を全交流電源喪失時の措置とした。

このため、以下の評価においては、「安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」を「設計上の想定を超える事象」とする。

a. 起回事象の選定

地震を起点として、「安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」に至る事象を静的機能損傷、全交流電源喪失、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8.1.3.2-1図参照)

(a) 静的機能損傷

- ア. 建屋の構造損傷
- イ. 洞道、安全冷却水系配管の構造損傷
- ウ. プール水冷却系配管の構造損傷

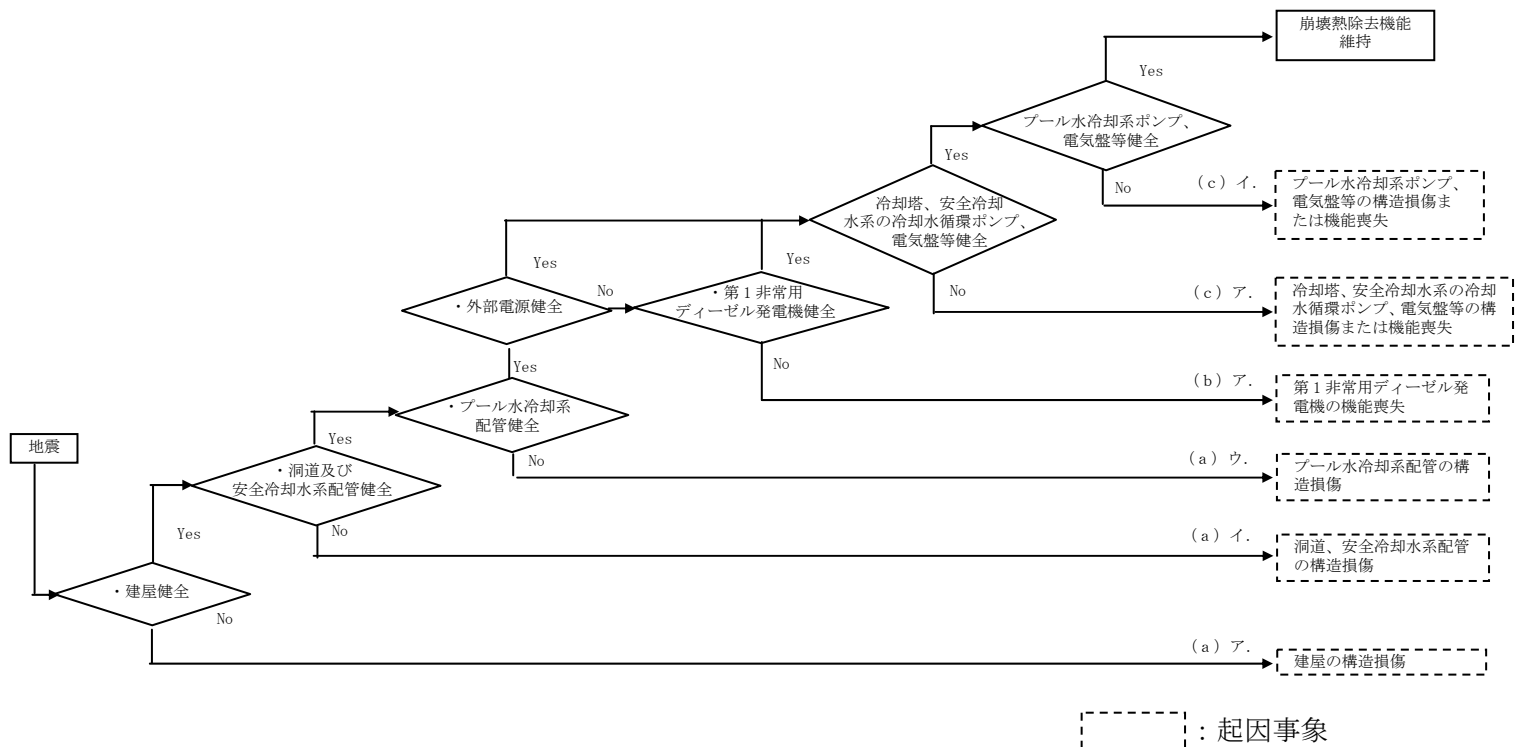
(b) 全交流電源喪失

- ア. 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

- ア. 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
- イ. 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

また、地震を起因としない内の事象に対しては、上記のうち、「全交流電源喪失」及び「動的機能損傷」が起回事象となる。



第 8. 1. 3. 2-1 図 起因事象の選定フロー

b. AM 策による収束シナリオの特定

a. で選定した各起因事象に対して、AM 策を考慮して、イベントツリーを作成することにより、収束シナリオを特定した。

「安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」に対する AM 策としては、

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

を考慮した。

「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、これらは同様の収束シナリオとなる。

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、これらは同様の収束シナリオとなる。

このため、イベントツリーでは、「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」、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」をまとめて、それぞれの収束シナリオを示す。

収束シナリオの特定においては、起因事象の重畳を考慮し、評価事象の「安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」との関係を踏まえ、燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能が継続的に維持されるか、または燃料貯蔵プールの水位が継続的に維持される状態に至るシナリオを収束シナリオとした。

なお、起因事象のうち「建屋の構造損傷」の場合は、燃料貯蔵プールの水位低下に至るとみなせることから、イベントツリーについては記載していない。

(添付 8.1.3.2-3 参照)

以下に、各起因事象に対しての、AM 策による収束シナリオを示す。

①洞道、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が収束シナリオとなる。

②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が収束シナリオとなる。

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収束が可能である。

③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が収束シナリオとなる。

(4) 耐震裕度

耐震裕度評価については、8. 1. 2に示した評価方法に基づき行った。

a. 起回事象、AM 策に関連する設備等の抽出

起回事象、AM 策に関連する設備等を抽出し、設置建屋、損傷モード、発生値、評価基準値及び耐震裕度を整理した。

さらに、起回事象、AM 策に関連する設備等については、複数の設備が関係する場合があることから、耐震裕度評価を行う観点で、関連する設備単位で最も小さい耐震裕度を整理した。

(添付 8. 1. 3. 2-4 参照)

b. 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) 収束シナリオの耐震裕度の特定

イベントツリーに基づき、起回事象の重畳を考慮した収束シナリオを展開し、各収束シナリオに関連する設備等の耐震裕度から、収束シナリオに必要な設備等のうち、最も小さい耐震裕度を収束シナリオの耐震裕度として整理した。

(添付 8. 1. 3. 2-5 参照)

(b) 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) で整理した各収束シナリオの耐震裕度を踏まえ、AM策を考慮して「安全冷却水系及びプール水冷却系の崩壊熱除去機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」に至ることを防止することができる耐震裕度（「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度）は、1.75Ssである。

「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度に係る収束シナリオは、以下のとおりである。

建屋が健全な状態で、洞道、安全冷却水系配管の構造損傷及び冷却塔、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により、崩壊熱除去機能が喪失し、かつ、補給水設備からの給水のための電源車からの給電に失敗することで、燃料貯蔵プールの水位維持ができなくなるが、消防ポンプ等による注水により燃料貯蔵プールの水位維持に成功する。

c. AM 策の評価

今回整備した AM 策を含め「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度について評価した結果、1.75Ss となった。

一方、AM 策を実施しない収束シナリオのうち最も大きい耐震裕度は、1.48Ss であり、AM 策を講じたことによる効果があることを確認した。

(5) 時間余裕

a. 時間余裕の評価

「設計上の想定を超える事象」である「安全冷却水系及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰並びに水位低下」と「燃料貯蔵プールの水位低下」について時間余裕の評価を行った。

b. 評価条件

(a) 燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間評価

燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能喪失から燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間を評価するため、2012年3月末時点における燃料貯蔵プールの熱負荷に加え、燃料貯蔵プールの空き容量に使用済燃料として崩壊熱除去設計用燃料（原子炉停止後1年冷却、燃焼度45,000Mwd/t・U_{Pr}）を貯蔵することを条件とした。

(b) 燃料貯蔵プールの水位低下に対する時間評価

燃料貯蔵プールの水位低下により、最終的にしゃへい機能が喪失するという観点では使用済燃料の露出までの評価になる。

しかしながら、上記のAM策のうち消防ポンプ等による注水作業は燃料貯蔵プール周辺で行うことから、燃料貯蔵プールの水位低下により、使用済燃料に対するしゃへい効果が低減し、燃料貯蔵プール周辺の線量率が上昇することで、AM策の実施が困難な状況になることを想定し、燃料貯蔵プール周辺が作業目安線量率^{*4}に達するまでの時間を評価した。

作業目安線量率に達するまでの時間を評価するため、(a)に加え、線源については、しゃへい設計用燃料（原子炉停止後1年冷却、燃焼度55,000Mwd/t・U_{Pr}）を燃料貯蔵プール内の燃料貯蔵ラックすべてに貯蔵することを条件とした。

*4: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従業員毎の総被ばく線量の目標値は、非常事態における従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。

- c. 「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価
- (a) 燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間余裕
- b. に示した条件に基づき、燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間余裕を評価した結果、崩壊熱除去機能喪失から約13日であった。
(添付 8. 1. 3. 2-6 参照)
- (b) 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余裕
- b. に示した条件に基づき、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余裕を評価した結果、崩壊熱除去機能喪失から約57日であった。
(添付 8. 1. 3. 2-7 参照)
- d. AM 策実施時における「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価
- (a) AM 策の継続可能時間の評価
- AM策の継続可能時間と支配的要因をそれぞれ以下のとおり評価した。

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、消防ポンプ等による注水の支配的要因は軽油であり、他の「設計上の想定を超える事象」に対するAM策等、軽油を燃料とする措置を全て同時に実施し始めると仮定した場合、消防ポンプ等による注水は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約14日継続して実施が可能である。

しかしながら、この約14日は、他の「設計上の想定を超える事象」に対するAM策を同時並行で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13日を考慮すると、AM-①の継続期間は約1日となる。この場合であっても、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能であると考えられる。

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、電源車からの給電の支配的要因は重油である。使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設に給電する電源車に対しては、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設から重油を供給するため、電源車からの給電は、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設に備蓄している重油が枯渇するまで約27日継続して実施が可能である。

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、補給水設備からの給水については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

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500m³と沸騰時の燃料貯蔵プールの蒸発速度5.5m³/hから、約90時間となる。

しかしながら、補給水設備からの給水は燃料貯蔵プール水の沸騰により水位が低下した後に対応することから、沸騰までの時間である約13日を考慮すると、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能であると考えられる。

(b) AM策実施時の時間余裕の評価

各起因事象に対して、AM策を実施した場合における、燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕と支配的要因を以下のとおり特定した。

①洞道、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に対するAM策である、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及び消防ポンプ等による注水は、「設計上の想定を超える事

象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、時間余裕内に措置を講じることが可能である。

②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喪失に対しては、電源車からの給電により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約27日であり、その支配的要因は重油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-②	電源車からの給電	約 27 日	重油
第1非常用ディーゼル発電機の機能喪失（支配的要因）		約 27 日（重油）	

③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に対するAM策である、補給水設備からの給水及び消防ポンプ等による注水は、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、時間余裕内に措置を講じることが可能である。

e. AM 策の評価

燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間余裕が約 13 日、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余裕が約 57 日と起因事象から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能であると考えられる。

なお、AM 策のうち電源車からの給電については、AM 策の実施により、約 13 日から約 27 日延長される。支配的要因は重油であり、枯渇するまでに外部からの支援を受けることが可能となれば、時間余裕はさらに延長される。

(6) AM 策の有効性確認

耐震裕度については、AM 策を実施しない場合は 1.48Ss であり、AM 策の実施により「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度は、1.75Ss へ向上した。

また、起因事象から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能で

あると考える。

なお、AM策のうち電源車からの給電については、AM策の実施により、約13日から約27日延長されたことを確認し、上記のAM策が「設計上の想定を超える事象」に至ることを防止するために有効であることを確認したが、「設計上の想定を超える事象」に移行する状況になった場合でも、上記のAM策を行うことが、事象の進展の防止に対して有効であり、これにより影響緩和の観点で、放射線影響を低減することも期待できる。

8. 1. 3. 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

(1) 安全設計

ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末（以下、「MOX 粉末」という。）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 8. 1. 3. 3-1 参照)

これらの安全設計に加え、貯蔵室排風機は、安重であることから、災害防止の観点で以下の対策を講じている。

・ 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

第2非常用ディーゼル発電機から貯蔵室排風機に給電できなくなった場合には、運転予備用ディーゼル発電機から貯蔵室排風機に給電できる設計としている。

(添付 8. 1. 3. 3-2 参照)

(2) 緊急安全対策で追加した措置

(1) に示す安全設計に加え、「緊急安全対策報告書」において、以下の対策を行うこととしている。

・ 電源車からの貯蔵室排風機への給電

全交流電源が喪失した際、電源車の接続により、貯蔵室排風機への給電を行う。

(添付 8. 1. 3. 3-3 参照)

(3) 起因事象、AM 策による収束シナリオの特定

a. 起因事象の選定

地震を起点として、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 8.1.3.3-1 図参照)

(a) 静的機能損傷

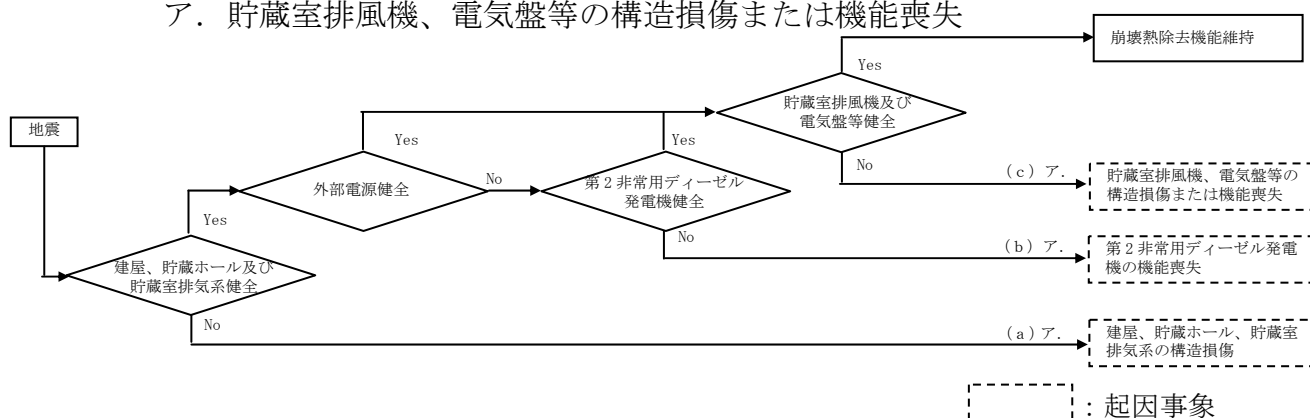
ア. 建屋、貯蔵ホール、貯蔵室排気系の構造損傷

(b) 全交流電源喪失

ア. 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

ア. 貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失



第8.1.3.3-1図 起因事象の選定フロー

また、地震を起因としない内的事象として、貯蔵室排気系の機能喪失を考えた場合は、「全交流電源喪失」及び「動的機能損傷」が起因事象となる。

b. AM 策による収束シナリオの特定

a. で選定した各起因事象に対して、AM 策を考慮してイベントツリーを作成することにより、収束シナリオを特定した。

貯蔵室排気系の機能喪失の各起因事象に対する AM 策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
- 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

収束シナリオ特定においては、起因事象の重畳を考慮し、崩壊熱除去機能が継続的に維持される状態に至るシナリオを収束シナリオとした。

なお、起因事象のうち「建屋、貯蔵ホール、貯蔵室排気系の構造損傷」の場合は、貯蔵容器の過度の温度上昇に至るとみなせることから、イベントツリーには記載していない。

(添付 8.1.3.3-4 参照)

以下に、各起因事象に対する収束シナリオを示す。

①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からの貯蔵室排風機への給電または電源車からの貯蔵室排風機への給電が収束シナリオとなる。

また、貯蔵室排風機への給電を行わずに、可搬式送風機（小型ディーゼル発電機から給電）による貯蔵室の換気によっても収束が可能である。

②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、貯蔵容器の崩壊熱を除去するために、可搬式送風機（小型ディーゼル発電機から給電）による貯蔵室の換気が収束シナリオとなる。

(添付8.1.3.3-5参照)

(4) 耐震裕度

耐震裕度評価については、8.1.2に示した評価方法に基づき行った。

a. 起因事象、AM策に関連する設備等の抽出

起因事象、AM策に関連する設備等を抽出し、設置建屋、損傷モード、発生値、評価基準値及び耐震裕度を整理した。

なお、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については、耐震Cクラスの設計であることから耐震裕度は1.0未満とした。

さらに、起因事象、AM策に関連する設備等については、複数の設備が関係する場合があることから、耐震裕度評価を行う観点で、関連する設備単位で最も小さい耐震裕度を整理した。

(添付8.1.3.3-6参照)

b. 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) 収束シナリオの耐震裕度の特定

イベントツリーに基づき、起因事象の重畳を考慮した収束シナリオを展開し、各収束シナリオに関連する設備等の耐震裕度から、収束シナリオに必要な設備等のうち、最も小さい耐震裕度を収束シナリオの耐震裕度として整理した。

(添付8.1.3.3-7参照)

(b) 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

(a) で特定した各収束シナリオの耐震裕度を踏まえ、AM策を考慮して貯蔵室排気系の機能喪失による貯蔵容器の過度の温度上昇に至ることを防止することができる耐震裕度（「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度）は、1.50Ssである。

「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度に係る収束シナリオは、以下のとおりである。

建屋、貯蔵ホール及び貯蔵室排気系が健全な状態で、第2非常用ディーゼル発電機等による貯蔵室排風機への給電に失敗することにより崩壊熱除去機能が喪失するが、可搬式送風機を貯蔵室排気系へ接続することにより崩壊熱除去機能の回復・維持に成功する。

c. AM 策の評価

今回整備した AM 策を含め、「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度について評価した結果、1.50Ss となった。

一方、AM 策を実施しない収束シナリオのうち最も大きい耐震裕度は1.50Ss であり、耐震裕度の観点からは、特段の効果は得られなかったものの、多様な防護措置がとられていることを確認した。

(5) 時間余裕

a. 評価条件

貯蔵容器の過度の温度上昇に対する時間余裕を評価するため、評価条件を以下のとおりとした。

- ・ 貯蔵容器、コンクリート及び貯蔵室内の空気等の初期温度は、貯蔵室排風機が通常運転中の温度とする。
- ・ 貯蔵室排気系の機能喪失を考慮し、換気が停止した状態として、貯蔵室内の空気の流れを自然対流とする。

- ・ 貯蔵容器に封入している MOX 粉末の発熱量は、設工認可申請書の値とする。
- ・ 貯蔵容器の設計上の最高使用温度に達するまでの時間を時間余裕とする。

b. 「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

- a. に示した条件に基づき、「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した結果、貯蔵室排気系の機能喪失から約 42 時間であった。

(添付 8. 1. 3. 3-8 参照)

c. AM 策実施時における「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

(a) AM 策の継続可能時間の評価

AM策の継続可能時間と支配的要因をそれぞれ以下のとおり評価した。

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

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、運転予備用ディーゼル発電機からの給電の支配的要因は重油であり、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は、機器付きタンク内の重油が枯渇するまで約3日継続して実施が可能である。

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、電源車からの給電の支配的要因は重油である。再処理施設本体に給電する電源車に対しては、非常用電源建屋から重油を供給するため、電源車からの貯蔵室排風機への給電は、非常用電源建屋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。

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、可搬式送風機による貯蔵室の換気の支配的要因は軽油であり、他の「設計上の想定を超える事象」に対するAM策等、軽油を燃料とする措置を全て同時に実施し始めると仮定した場合、可搬式送風機による貯蔵室の換気は、再処理施

設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約14日継続して実施が可能である。

(b) AM 策実施時の時間余裕の評価

各起因事象に対して、AM策を実施した場合における、貯蔵室排気系による機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕と支配的要因を以下のとおり特定した。

①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喪失に対するAM策である、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及び電源車からの貯蔵室排風機への給電は8時間以内で実施可能であり、また可搬式送風機による貯蔵室の換気は、16時間以内で実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対しては、運転予備用ディーゼル発電機からの貯蔵室排風機への給電、電源車からの貯蔵室排風機への給電または可搬式送風機による貯蔵室の換気のいずれかの実施により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約17日であり、その支配的要因は重油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
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	約3日	重油
AM-②	電源車からの貯蔵室排風機への給電	約17日	重油
AM-③	可搬式送風機による貯蔵室の換気	約14日	軽油
第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対する時間余裕（支配的要因）		約17日（重油）	

②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、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対するAM策である、可搬式送風機による貯蔵室の換気は、16時間以内で実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対しては、可搬

式送風機による貯蔵室の換気により、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-③	可搬式送風機による貯蔵室の換気	約14日	軽油
貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失（支配的要因）		約14日（軽油）	

(c) 「設計上の想定を超える事象」の時間余裕と支配的要因の特定

(b) の時間評価から、AM 策を実施した場合における、貯蔵室排気系による機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、支配的要因は軽油である。

起回事象	継続可能時間	支配的要因
①第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失	約17日	重油
②貯蔵室排風機、電気盤等の構造損傷または機能喪失	約14日	軽油
貯蔵室排気系による機能喪失	約14日	軽油

d. AM 策の評価

貯蔵室排気系による崩壊熱除去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余裕は、AM 策の実施により、約42時間から約14日延長される。

支配的要因は軽油であり、枯渇するまでに外部からの支援を受けることが可能となれば、時間余裕はさらに延長される。

(6) AM策の有効性確認

耐震裕度については、AM 策を実施する場合としない場合で、ともに1.50Ssであり、AM 策の実施による特段の効果は得られなかったものの、多様な防護措置がとられていることを確認した。

また、AM 策の実施により、貯蔵室排気系による崩壊熱除去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余裕は、約42時間から約14日延長された。

なお、上記のAM 策が「設計上の想定を超える事象」に至ることを防止するために有効であることを確認したが、「設計上の想定を超える事象」に移

行する状況になった場合でも、上記の AM 策を行うことが、事象の進展の防止に対して有効であり、これにより影響緩和の観点で、放射線影響を低減することも期待できる。

8. 1. 3. 4 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発

(1) 安全設計

水素の発生のおそれがある設備は、塔槽類廃ガス処理設備等に接続し、適切に換気する等の手段により、発生した水素が滞留しない設計としている。

また、空気等の供給が停止したときに、溶液及び有機溶媒の放射線分解により発生する水素の濃度が可燃限界濃度（4vol%）に達するおそれがある機器のうち、可燃限界に達するまでの時間的余裕が小さい機器は、安全圧縮空気系から空気を供給し、発生する水素の濃度を可燃限界濃度未満に抑制する設計としている。

安全圧縮空気系は、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基の空気貯槽等で構成し、各施設に圧縮空気を供給する。

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掃気機能を確保できる設計としている。

(添付 8.1.3.4-1 参照)

これらの安全設計に加え、安全圧縮空気系は、安重の中でも特に重要な施設であることから、災害防止の観点で以下の対策を講じている。

- ・ 運転予備用ディーゼル発電機からの給電

第2非常用ディーゼル発電機から、安全圧縮空気系空気圧縮機に給電できなくなった場合には、運転予備用ディーゼル発電機から安全圧縮空気系空気圧縮機に給電できる設計としている。

- ・ 一般圧縮空気系からの圧縮空気供給

安全圧縮空気系空気圧縮機がすべて停止した場合でも、一般圧縮空気系から水素掃気用空気貯槽へ空気を供給できる設計としている。なお、一般圧縮空気系は、運転予備用ディーゼル発電機に接続されており、外部電源喪失時においても空気供給を行うことができる。

- ・ 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

安全冷却水系の外部ループについて、冷却塔や冷却水循環ポンプ等の複数の故障により外部ループが使用できなくなった場合にも対処できるよう、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系統から、外部ループに冷却水を供給することができる設計としている。

(2) 緊急安全対策で追加した措置

(1) に示す安全設計に加え、「緊急安全対策報告書」において、以下の対策を行うこととしている。

・電源車からの安全圧縮空気系への給電

全交流電源が喪失した際、電源車の接続により、安全圧縮空気系への給電を行う。

・エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給

電源車からの給電に要する期間も継続して圧縮空気の供給が行えるよう、安全圧縮空気系の設備にエンジン付き空気コンプレッサーを設置し、安全圧縮空気系に圧縮空気を供給する。

(3) 起因事象、AM策による収束シナリオの特定

a. 起因事象の選定

地震を起点として、安全圧縮空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、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8.1.3.4-1 図参照)

(a) 静的機能損傷

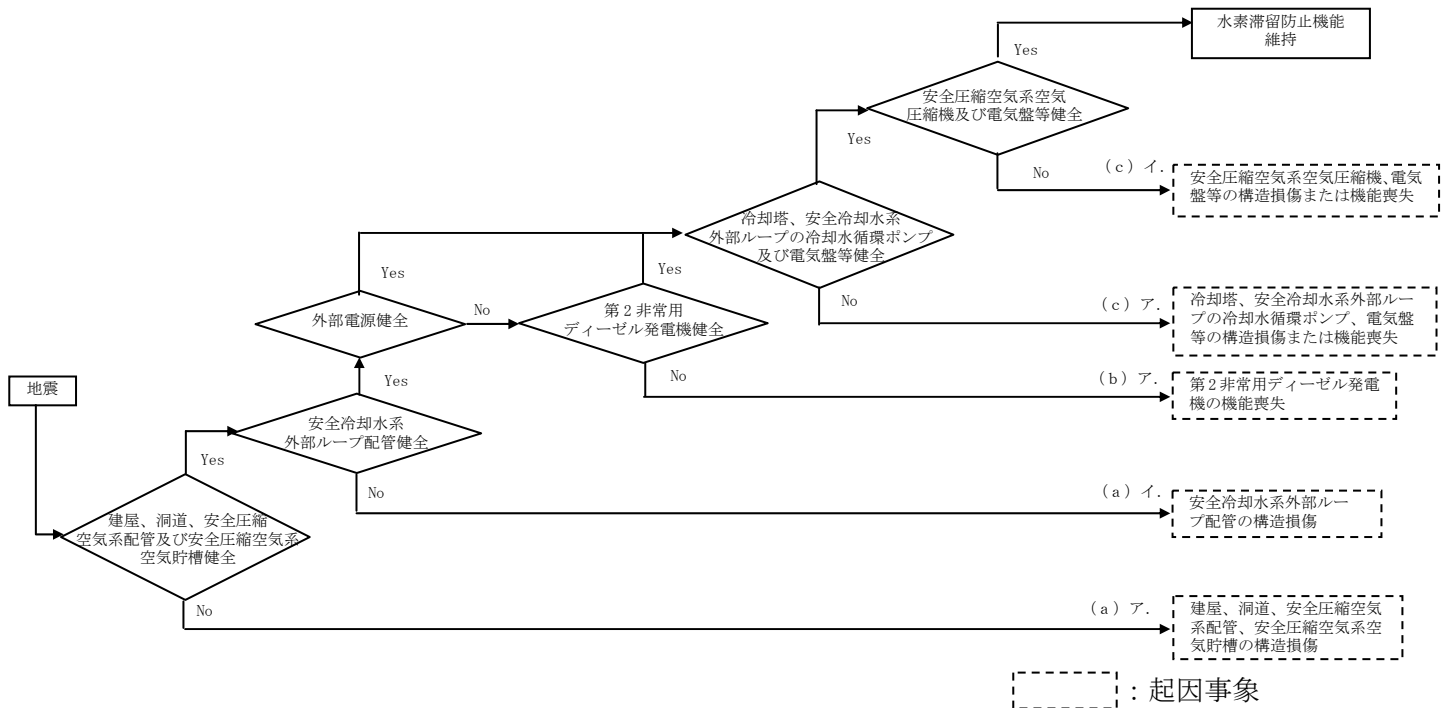
- ア. 建屋、洞道、安全圧縮空気系配管、安全圧縮空気系空気貯槽の構造損傷
- イ. 安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷

(b) 全交流電源喪失

- ア. 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

- ア. 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
- イ. 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 8. 1. 3. 4-1 図 起因事象の選定フロー

また、地震を起点としない内的事象として、安全圧縮空気系の機能喪失を考えた場合は、上記のうち、「全交流電源喪失」及び「動的機能損傷」が起因事象となる。

b. AM 策による収束シナリオの特定

a. で選定した各起因事象に対して、AM 策を考慮してイベントツリーを作成することにより、収束シナリオを特定した。

安全圧縮空気系の機能喪失の各起因事象に対する AM 策は以下のとおりである。

(添付 8. 1. 3. 4-2 参照)

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

AM-③: 一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給

AM-④: 一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給

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

AM-⑥: 電源車からの安全圧縮空気系への給電

収束シナリオ特定においては、起回事象の重畳を考慮し、水素滞留防止機能が継続的に維持される状態に至るシナリオを収束シナリオとした。

なお、起回事象のうち「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、事象発生に至る過程を防止するための措置を期待せず、水素濃度が可燃限界濃度超過に至るとみなせることから、イベントツリーには記載していない。

(添付 8. 1. 3. 4-3 参照)

以下に、各起回事象に対しての AM 策による収束シナリオを示す。

①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、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給が収束シナリオとなる。

②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からの給電または電源車からの安全圧縮空気系への給電が収束シナリオとなる。

また、安全圧縮空気系への給電を行わずに、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収束が可能である。

③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が収束シナリオとなる。

また、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を行わずに、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給または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収束が可能である。

④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、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給が収束シナリオとなる。

（４）耐震裕度

耐震裕度評価については、8. 1. 2に示した評価方法に基づき行った。

a. 起因事象、AM 策に関連する設備等の抽出

起因事象、AM 策に関連する設備等を抽出し、設置建屋、損傷モード、発生値、評価基準値及び耐震裕度を整理した。

なお、運転予備用ディーゼル発電機からの給電については、耐震 C クラスの設計であることから耐震裕度は 1.0 未満とした。同様に、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ついては、接続部等が耐震 C クラスの設計であることから耐震裕度は 1.0 未満とし、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給及び一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給については、接続元が耐震 C クラスの設計であることから耐震裕度は 1.0 未満とした。

さらに、起因事象、AM 策に関連する設備等については、複数の設備が関係する場合があることから、耐震裕度評価を行う観点で、関連する設備単位で最も小さい耐震裕度を整理した。

（添付8.1.3.4-4参照）

b. 「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

（a）収束シナリオの耐震裕度の特定

イベントツリーに基づき、起因事象の重畳を考慮した収束シナリオを展開し、各収束シナリオに関連する設備等の耐震裕度から、収束シナリオに必要な設備等のうち、最も小さい耐震裕度を収束シナリオの耐震裕度として整理した。

（添付 8. 1. 3. 4-5 参照）

（b）「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度の特定

（a）で特定した各収束シナリオの耐震裕度を踏まえ、AM策を考慮して安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発に至ることを防止することができる耐震裕度（「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度）は、1.50Ssである。

「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度に係る収束シナリオは、以下のとおりである。

建屋、洞道、安全圧縮空気系配管及び安全圧縮空気系空気貯槽の健全性が維持された状態で、安全冷却水系外部ループの機能が喪失することにより安全圧縮空気系空気圧縮機が機能喪失し、また、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給及び一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給にも失敗すると、水素滞留防止機能が喪失するが、エンジン付き空気コンプレッサーを安全圧縮空気系に接続することにより水素滞留防止機能の回復・維持に成功する。

c. AM 策の評価

今回整備したAM策を含め、「設計上の想定を超える事象」の耐震裕度について評価した結果、1.50Ssとなった。

一方、AM策を実施しない場合の収束シナリオのうち最も大きい耐震裕度は1.50Ssであり、耐震裕度の観点からは、特段の効果は得られなかったものの、多様な防護措置がとられていることを確認した。

(5) 時間余裕

a. 評価条件

アクティブ試験期間中に運転する工程は、ガラス固化試験に関連する工程と、通常実施している液処理運転工程のみであり、新たな使用済燃料のせん断は行わない。

そのため、アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器は添付8.1.3.1-2に示す範囲に限定されることから、これらを実評価対象とする。

現在、これらの放射性物質を含む溶液を内蔵する機器のうち、水素発生に対する評価を行う必要のある機器の管理は、液量の変動する場合には、34時間以内に水素濃度が4vol%に達しないことの実評価を実施するとともに、評価結果について事前に核燃料取扱主任者の審査を受けることとしている。

したがって、各機器における放射性物質を含む溶液の液量及び性状は、上記の運用を考慮した上で最も保守的となる条件で評価を行う。

b. 「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

a. に示すとおり、アクティブ試験期間中においては、放射性物質を

含む溶液を内蔵する機器が限定されており、かつ水素発生に対する評価を行う必要のある機器の液量の変動する場合には、34時間以内に水素濃度が4vol%に達しないことを評価する管理を行っている。

この管理における評価方法は、水素濃度が可燃限界濃度に達する時間を、空気貯槽の有する30分以上の供給能力を考慮せず、水素掃気停止を基点として直ちに各機器への圧縮空気の供給が停止するとして評価していることから、水素爆発により機器が損傷し「過度の放射線被ばく」に至る時間余裕の評価方法として十分保守的である。

このため、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は、水素濃度が4vol%に達する時間の管理において下限としている34時間とする。

なお、解析により、水素濃度が14vol%以下であれば爆発しても貯槽は損傷しないとの結果を得ている。

また、高レベル濃縮廃液については、模擬廃液を用いた試験により、パラジウムイオンの触媒効果が水素発生量を抑制する反応が確認されており、この試験結果に基づき評価すると、水素濃度は約1vol%で平衡に達し、可燃限界濃度に至らない。

時間余裕を34時間とする評価は、これらの解析、評価を考慮していないことから、十分保守的であると考えられる。

c. AM 策実施時における「設計上の想定を超える事象」に至る時間余裕の評価

(a) AM 策の継続可能時間の評価

AM 策の継続可能時間と支配的要因をそれぞれ以下のとおり評価した。

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、運転予備用ディーゼル発電機からの給電の支配的要因は重油であり、運転予備用ディーゼル発電機からの給電は、機器付きタンク内の重油が枯渇するまで約3日継続して実施が可能である。

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

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、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ついては、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

AM-③:一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給

一般圧縮空気系（常用）は外部電源から給電される設備であるため、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

AM-④:一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給

一般圧縮空気系（運転予備用）は外部電源から給電される設備であるため、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。

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

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、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給の支配的要因は軽油であり、他の「設計上の想定を超える事象」に対するAM策等、軽油を燃料とする措置を全て同時に実施し始めると仮定した場合、エンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給は、再処理施設内に備蓄している軽油が枯渇するまで約14日継続して実施が可能である。

AM-⑥: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、電源車からの安全圧縮空気系への給電の支配的要因は重油であり、再処理施設本体に給電する電源車に対しては、非常用電源建屋から重油を供給するため、電源車からの安全圧縮空気系への給電は、非常用電源建屋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。

(b) AM策実施時の時間余裕の評価

各起因事象に対して、AM策を実施した場合における、安全圧縮空気系による水素滞留防止機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕と支配的要因を以下のとおり特定した。

①安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷

安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対するAM策である、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給及びエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給はいずれも1.5時間以内に実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対しては、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給のいずれかを実施することにより、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-③	一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給	—	—
AM-④	一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給	—	—
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	約14日	軽油
安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷に対する時間余裕（支配的要因）		約14日（軽油）	

②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喪失に対するAM策である、運転予備用ディーゼル発電機からの給電及び電源車からの安全圧縮空気系への給電は、8時間以内に実施可能である。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は1.5時間以内に実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対しては、運転予備用ディーゼル発電機からの給電、電源車からの安全圧縮空気系への給電またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給のいずれかを実施することにより、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約17日であり、その支配的要因は

重油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-①	運転予備用ディーゼル発電機からの給電	約3日	重油
AM-⑥	電源車からの安全圧縮空気系への給電	約17日	重油
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	約14日	軽油
第2 非常用ディーゼル発電機の機能喪失に対する時間余裕（支配的要因）		約17日（重油）	

③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、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対するAM策である、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は3時間以内に実施可能である。また、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給及びエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給は1.5時間以内に実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

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に対しては、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、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給のいずれかを実施することにより、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
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	—	—
AM-③	一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給	—	—
AM-④	一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給	—	—
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	約 14 日	軽油
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に対する時間余裕（支配的要因）		約 14 日（軽油）	

④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、電気盤等の構造損傷または機能喪失に対するAM策である、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給及びエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給はいずれも1.5時間以内に実施可能であることから、b. で評価した時間余裕内に措置を講じることが可能である。

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に対しては、一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給、一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給またはエンジン付き空気コンプレッサーからの圧縮空気供給のいずれかを実施することにより、機能の回復・維持が図れることから、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、その支配的要因は軽油である。

AM策		継続可能時間	支配的要因
AM-③	一般圧縮空気系（常用）からの圧縮空気供給	—	—
AM-④	一般圧縮空気系（運転予備用）からの圧縮空気供給	—	—
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	約 14 日	軽油
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に対する時間余裕（支配的要因）		約 14 日（軽油）	

(c) 「設計上の想定を超える事象」の時間余裕と支配的要因の特定

(b) の時間評価から、AM策を実施した場合における、安全圧縮空気系による水素滞留防止機能喪失から「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕は約14日であり、支配的要因は軽油である。

起回事象	継続可能時間	支配的要因
①安全冷却水系外部ループ配管の構造損傷	約 14 日	軽油
②第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失	約 17 日	重油
③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	約 14 日	軽油
④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	約 14 日	軽油
安全圧縮空気系による水素滞留防止機能喪失	約 14 日	軽油

d. AM 策の評価

安全圧縮空気系による水素滞留防止機能喪失から水素の可燃限界濃度超過に至るまでの時間余裕は、AM策の実施により、34時間から約14日延長される。

支配的要因は軽油であり、枯渇するまでに外部からの支援を受けることが可能となれば、時間余裕はさらに延長される。

(6) AM策の有効性確認

耐震裕度については、AM策を実施する場合としない場合でともに1.50Ssであり、AM策の実施による特段の効果は得られなかったものの、多様な防護措置がとられていることを確認した。

また、AM策の実施により、安全圧縮空気系による水素滞留防止機能喪失から水素の可燃限界濃度超過に至るまでの時間余裕は、34時間から約14日延長された。

なお、上記のAM策が「設計上の想定を超える事象」に至ることを防止するため有効であることを確認したが、さらに進展の防止及び影響緩和の観点で、追加的に以下の対応策を実施する。

・電源車等からの給電によるセル換気系復旧

電源車等からの給電によるセル換気系復旧については、以下の効果が

期待できる。

セル換気系による換気を行うことで、セルまたは室内に滞留した水素を掃気し、再爆発に至ることの防止を図るとともに、貯槽内に対しても塔槽類廃ガス処理設備による換気を行うことで、セルまたは室への水素の漏えいを低減する。AM策で準備したエンジン付き空気コンプレッサー等からの圧縮空気の供給を継続することによりセルまたは室内に漏えいする水素の希釈も期待できる。

また、「設計上の想定を超える事象」に移行する状況になった場合でも、上記のAM策を行うことが、事象の進展の防止に対して有効であり、これにより影響緩和の観点で、放射線影響を低減することも期待できる。

8. 2 「自然現象を直接起因とする事象」に係る評価

8. 2. 1 評価実施事項

自然現象を直接の起因として「設計上の想定を超える事象」に至る過程を想定し、その上で「設計上の想定を超える事象」が発生した場合における、AM策（8. 2でいうAM策は進展の防止及び影響緩和としてのAM策を意味する。）の具体的内容と、その効果を示す。

なお、当該評価に当たっては、評価の前提となる設備の安全設計を示すとともに、基準地震動 S_s を超える地震に対する設備自体の堅牢性を示す。

8. 2. 2 評価方法

(1) 安全設計

評価対象機能の安全設計について示す。

このうち耐震に関しては、事象に関連する建屋、系統、機器について、耐震裕度を求め設備が堅牢なことを示す。

なお、具体的な耐震裕度の評価方法は、8. 1. 2 (4) a. で示した耐震裕度の評価方法 (a) ~ (d) のとおりとする。

(2) 事象想定

自然現象として地震を考慮し、これを直接の起因として、「設計上の想定を超える事象」に至る過程及び想定を考え方を示す。

(3) AM策とその効果

a. 「設計上の想定を超える事象」発生後の経過

「設計上の想定を超える事象」発生後の事象進展の過程を示す。

b. 「設計上の想定を超える事象」発生後のAM策とその効果

「設計上の想定を超える事象」が発生した後のAM策について、具体的内容を示し、その効果を示す。

c. AM策の有効性確認

b. に示すAM策の有効性を確認する。

8. 2. 3 評価結果

8. 2. 3. 1 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰

(1) 安全設計

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。これらの機器の耐震裕度を添付 8. 2. 3. 1-1 に示す。

(添付 8. 2. 3. 1-1 参照)

- 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、セル排気系統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、排気は建屋換気系統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. 常時負圧は、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。

(2) 事象想定

過度の放射線被ばくを考慮し、以下の事象を想定する。

地震を起因とし、セル内の機器等から高レベル廃液、プルトニウム溶液（以下、「高レベル廃液等」という。）が漏えいし、沸騰に至ることを想定する。

このとき、漏えいした高レベル廃液等がスチームジェットポンプ等により回収・処理できない状態として、全交流電源が喪失しているものとする。

ただし、8. 1. 3. 1 に示したようにアクティブ試験期間中に放射性

物質を含む溶液を内蔵する機器は添付 8.1.3.1-2 に示す範囲に限定されるため、漏えいにより沸騰に至る事象想定の対象もこれらに限定される。

(3) AM策とその効果

a. 「設計上の想定を超える事象」発生後の経過

(a) 漏えいした高レベル廃液等が沸騰すると、蒸気が発生し気相へ移行する粒子状の放射性物質の量が増加する。

このとき全交流電源喪失に伴い、セル換気系及び建屋換気系が停止していることから、廃ガスはセル内に充満した後、セル内から建屋内に逆流し、地上から環境へ放出される可能性がある。

この場合、高性能粒子フィルタによる放射性物質の除去及び排気筒放出による希釈・拡散効果が期待できないことから、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある。

(b) ルテニウムを含む硝酸溶液である高レベル濃縮廃液の場合、上記の沸騰が継続し、廃液の水分が蒸発・乾固し硝酸濃度が高い状態となる。

硝酸濃度が高い状態となった廃液が崩壊熱により温度上昇を続けると、化学変化により、揮発性のルテニウムとなる。

高性能粒子フィルタは気体状の物質を捕集できないことから、揮発したルテニウムは、高性能粒子フィルタで捕集されず建屋外に放出され、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある。

b. 「設計上の想定を超える事象」発生後の AM 策とその効果

a. に示す放射性物質を含む溶液の沸騰が発生した後の対応としては、定められた手順に基づき漏えい液の移送を行うが、AM策としては高レベル濃縮廃液及びプルトニウム溶液を対象に以下を実施する。

AM-①:セル換気系による排気

AM-②:シヨ糖水注入によるルテニウム放出の抑制

以下に、各AM策の具体的な措置内容と、その効果を示す。

AM-①:セル換気系による排気

全交流電源喪失により建屋換気系及びセル換気系が停止し、放射性物質を含む溶液の沸騰が発生した場合、セル換気系で廃ガスを排気できなくなることから廃ガスがセル内から建屋内に逆流して、一般公衆に過度

の放射線被ばくを及ぼすおそれがある。

そのため、セル換気系を復旧させ、廃ガスをセルから排気筒に排気する措置を行うことで、セル換気系の高性能粒子フィルタの放射性物質の除去及び排気筒放出による希釈・拡散効果により環境影響を低減できる。

なお、廃ガスは各セルで発生することから、セル換気系による排気により各セル内で廃ガスが凝縮及び希釈される。

AM-②: ショ糖水注入によるルテニウム放出の抑制

高レベル濃縮廃液の沸騰継続によって生じる揮発性のルテニウムの発生を抑制する。

c. AM 策の有効性確認

地震を起因とし、セル内の機器等から高レベル廃液等が漏えいし、沸騰に至った場合でも、AM策を講じることで一般公衆への過度の放射線影響を低減することが可能である。

8. 2. 3. 2 放射性物質を放出する建屋内火災

(1) 安全設計

六ヶ所再処理施設は、「原子炉等規制法」、「再処理施設安全審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」及び「消防法」に基づき、火災の発生防止、拡大防止及び影響緩和として以下の対策を講じている。

- ・再処理施設で有機溶媒及び放射性物質を取扱う機器等はステンレス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している。
- ・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。これらの機器の耐震裕度を添付 8. 2. 3. 2-1 に示す。

(添付 8. 2. 3. 2-1 参照)

- ・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、有機溶媒等の可燃物または熱的に不安定な物質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している。
- ・TBP 等の錯体の急激な分解反応のおそれのある機器においては、有機溶媒の熱的制限値を設け、その制限値に達しないよう安重のインターロックにより加熱蒸気を停止する設計としている。
- ・さらに、万一の火災に備え、有機溶媒を取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している。
- ・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している。

(添付 8. 2. 3. 2-2 参照)

- ・建屋内外に多数の消火栓を設置しているほか、消防車を常備するとともに、構内に防火水槽を 38 基設置している。
- ・火災発生時の消火体制としては、自衛消防組織を設置しており、消火活動については、自衛消防組織の消火班が対応する。消火班は、施設に常駐している運転員及び消火専門隊からなり、迅速に対応することが可能な体制を構築している。なお、消火専門隊は再処理事業所及び濃縮・埋設事業所における消火活動を担当する。

(2) 事象想定

火災対策については、3. で述べたように安全評価において「セル内有機溶媒火災」を設計基準事象として想定し、上記火災に関する安全設計の妥当性を確認した上で、再処理施設が建設されている。こうした安全性確保のための活動を踏まえ、ここでは、これまでの設計上の想定を超える火災を検討対象とすることとした。具体的には、放射性物質を含む有機溶媒及び可燃性廃棄物を大量に取扱い、仮に火災が発生した場合は、その拡大の可能性が高い以下の建屋について検討する。それ以外の建屋については、上記(1)の火災に係る安全設計で述べたこれまでの防消火対策及び体制、並びに、ここでの検討結果の応用で対応できると考えている。

- ・分離建屋
- ・精製建屋
- ・低レベル廃棄物処理建屋

放射性物質と接触している有機溶媒はセル内で耐震裕度が十分確保されたプロセス機器で取扱われ、放射性物質の放出の観点から、上記の既存の安全設計・安全評価でも十分検討され安全対策がとられてきている。そこで、本評価での火災の発生箇所の想定としては、これらの箇所も含め、耐震クラスが低い貯槽に大量に保管されている回収有機溶媒等の規模の拡大のおそれのある火災を検討課題とした。これらの回収有機溶媒等は当該機器のみの火災では放射線影響が少ないことは既存の安全評価で確認されているが、こうした有機溶媒等による大火災は、同一建屋内の安全機能を有する他の設備への影響の観点から、できるだけ速やかに消火することが必要である。

そこで、事象想定としては、地震を起因として、建屋内で大量の有機溶媒等の可燃物を取扱う箇所での単独あるいは複数火災が発生し、既設の消火設備が機能しない場合を想定する。

なお、六ヶ所再処理施設で使用されている有機溶媒の引火点は、重油領域の74℃である。また、放射性物質を抽出した有機溶媒のセル内火災は、これまで報告されていない。

(3) 評価条件

可燃物及び放射性物質等の存在量は、設工認申請書等に記載されている状況を考慮する。

(4) 再処理施設における火災対策の考え方

a. 火災に係る再処理施設の特徴

再処理施設での火災は、通常の施設での火災と異なり、放射性物質が存在するため、消火活動は非常に困難となる。また、再処理施設では抽出工程を主として広く分散して有機溶媒等の可燃物を取扱っており、燃焼に伴う可燃性気体または助燃性気体の発生に留意する必要がある。

一方、各建屋は延焼しにくい分厚いコンクリートで仕切られている多数の区画（セル）構造をとっているとともに、負圧管理による放射性物質の多重閉じ込めを実現するため、独立した多層の換気設備で建屋内の空気の流れを管理しているという特徴がある。

上記の特徴を踏まえ、これまでの消火に対する基本的な方策としては、消火専門隊、公設消防隊等による直接消火、並びに、二酸化炭素消火設備等によるセル内火災の遠隔消火である。

しかし、設計上の想定を超える地震等の自然災害に伴う大規模または複数火災が発生した場合、これまでの対策では限界があるため、上記の再処理施設の特徴を念頭に、本評価では実現可能なAM策を以下の考え方で整備することとした。

b. 火災に係る AM 策の考え方

大地震に付随して起こる火災は、場所・規模の想定は極めて難しく、これらを特定した火災シナリオに基づく火災対策は汎用性に乏しいものになるおそれがある。

また、応急消火義務者である事業者は、「消防法第25条」により、公設消防隊が到着するまで消火もしくは延焼の防止及び人命の救助を行うことが必要であり、さらに、公設消防隊の到着後はこれらに関して必要な情報を提供する義務がある。

こうした点を考慮し、設計上の想定を超える火災に対してもこれらの義務を円滑に履行できるよう、「放射性物質を放出する建屋内火災」に対するAM策として、火災発生時の初期対応の意思決定に必要な情報の整備、並びに、初期消火対応の迅速性に資するため、以下について整備することとした。

- ① 発生した火災に係る必要情報を素早く入手できるよう、可燃性気体の発生の有無等の二次的なリスクを含めた火災に関する情報を整理したハザードマップを整備
- ② 発生した火災の内容や規模並びに二次的なリスクに応じて、できるだけ多様化した汎用性のある消火方策を整備
- ③ 上記②に必要な資機材・手順を整備

なお、上記のように設計上の想定を超える火災の進展過程は特定できないため、8. 2. 2 (3) については、AM策とその効果のみを記載する。

(5) 火災に係るAM策

a. 火災に係るハザードマップの整備

本ハザードマップの目的は、火災発生時における、統括当直長、あるいはその後を引き継ぐ非常時対策組織本部長による、現場での初期消火活動の指示に係る意思決定に必要な情報提供、並びに、公設消防隊への必要に応じた情報提供である。

ハザードマップは以下の要領で作成する。

- ① 非常時において火災発生箇所と火災に関する必要情報の対応が一目で理解できるよう、建屋の各階の建屋平面図に必要な情報を記載する。
- ② セル、室等の小区画ごとに、有機溶媒、その他可燃物及び硝酸の使用の有無を色で図示し、二酸化炭素消火設備及びその他消火設備の有無、並びに、火災区域の設定を表示する。
- ③ 上記のセル、室等の小区画ごとの有機溶媒等の通常運転状態での使用量及び内蔵放射エネルギー、並びに、火災の状況確認に有用な温度計等の検知器設置状況を一覧表で整理する。
- ④ 有機溶媒と硝酸が共存するセルについては、火災により硝酸が濃縮され、生成する硝酸塩が高温下で分解し酸素が発生する可能性があるため、硝酸の助燃材としての寄与を判断するため、化学量論的な情報等を③で示した表に盛り込む。

(添付8. 2. 3. 2-3参照)

以上の要領で作成した各建屋のハザードマップ及び一覧表を、添付8. 2. 3. 2-4～6に示す。

(添付8. 2. 3. 2-4、添付8. 2. 3. 2-5、添付8. 2. 3. 2-6参照)

b. 再処理施設での消火のための方策について

消火には、可燃物排除、助燃材（空気、酸素）排除、冷却の3つの方法がある。

これまでの消火に対する基本的方策は以下のように整理される。

- ① 再処理施設内外での接近可能な火災の場合は、消火器、水消火設備等により消火専門隊、消火班等が直接消火する。
- ② セル等の火災で、二酸化炭素消火設備、ハロゲン消火設備が設置されており、これらが使用可能な場合は、操作員がこれらの設備を遠隔起動、または現場手動で消火する。

上記①及び②の既存の消火対策がとれない、設計上の想定を超えた状況での大規模火災、複数同時火災の場合は、人の接近が困難となることが予想される。そこで、消火のための空気等の助燃材排除と可燃性気体の排除が遠隔で唯一対応できる換気設備に着目し、消火対策としてできるだけ多様な方策を、火災の様態を考慮して取りまとめることとした。

検討に当たっては、これまでの当社における火災対策の安全性向上に係る研究成果⁹⁾、並びに、六ヶ所再処理施設用に開発した火災解析も可能な換気系挙動解析コード（換気シミュレータ）も利用し、消火に有効となる換気設備の運転方法を検討した。

（添付8.2.3.2-7参照）

以上の検討を踏まえ、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を以下に示す。

- ① 火災がセル、室等の小区画で発生し、給気側ダンパが閉止した場合
当該セル、室等への空気の流入が抑制され、短時間で窒息消火するため、汚染拡大防止、構造材温度上昇抑制の観点から最も効果的である。留意点を以下に示す。
 - ①-1 火災がハザードマップ黄色または赤色領域の小区画において発生した場合でも、ダンパ閉止による短時間の消火では、可燃性ガス等の発生のリスクは小さい。
 - ①-2 その際、セル換気設備及び建屋換気設備は稼動したままでも、給気側ダンパが閉止している場合は、消火の効果に大差はない。また、ハザードマップ黄色または赤色領域の小区画において可燃性ガス等が発生した場合でも、給気側ダンパのインリーク量は小さいが、セル換気を維持した方が可燃性ガス等の排出の効果も期待できる。
 - ①-3 セル等の周辺への汚染拡大防止の観点からは、当該火災セル等はいずれにしても正圧になるので、周辺に漏えいした汚染空気を排気するために建屋換気設備の稼動を継続することが望ましく、その場合でも、本ケースは短時間で鎮火するため、煤煙発生量は換気設備のフィルタの健全性を損うまでには至らない。
 - ①-4 外部電源が喪失した場合は、建屋毎に状況が異なる。分離建屋または精製建屋では、非常用所内電源系統からの給電により閉

じ込めモードに移行するため、建屋排風機1台とグローブボックスセル排風機1台のみの低速運転となり、①-2に比べて汚染拡大防止効果は小さいが、窒息消火は図られる。一方、低レベル廃棄物処理建屋では、運転予備用ディーゼル発電機からの給電により閉じ込めモードに移行するため、室及び建屋を換気する排風機2台のみでの自動風量制御低換気状態となり、同じく①-2に比べて汚染拡大防止効果は小さいが、窒息消火は図られる。

①-5 全交流電源が喪失した場合は、内蔵する放射エネルギーが多い分離建屋または精製建屋のグローブボックスセル排風機1台に電源車から給電し、汚染の拡大を抑制するとともに、窒息消火を図る。その際、給電に時間を要した場合は、ハザードマップ黄色または赤色領域での火災では、可燃性気体の蓄積のリスクが相対的に高まっていることに留意する必要がある。

② 火災がセル、室等の小区画で発生し、給気側ダンパが閉止していない場合

当該セル、室等への空気の流入が抑制されないため、換気設備の運転等について以下の点を留意して対応する。

②-1 給気側ダンパが二酸化炭素噴出または熱ヒューズ溶断等で自動閉止していない場合は、接近可能であれば、操作員が手動で閉止することにより窒息消火を図る。閉止後の留意点は①-1～①-5と同様。

②-2 給気側ダンパが閉止しない状態で、セル換気設備及び建屋換気設備を通常運転モードで稼働させた場合は、可燃物の量に応じて燃焼は継続し、いずれセル換気のフィルタが煤煙等の目詰まりによる破損や、硝酸混在の領域（ハザードマップ赤色領域）では硝酸塩の分解による酸素発生リスクも高まるので、避けることが必要である。

②-3 火災発生箇所で内蔵する可燃物量が少量であることがハザードマップで確認できる場合で、他の安全機能回復措置等のため消火に迅速性を要する場合は、換気を維持する方策も考えられる。（有機溶媒量としては、フィルタ破損の観点から設計基準事象で確認した0.07m³が十分な余裕をみた目安となる。）

②-4 給気側ダンパが閉止しない状態で換気運転での対応方法としては、①-4に示した閉じ込めモードの継続が考えられる。ただし、①-4と異なり給気が遮断されていないので、火勢が抑えられた

低燃焼速度の火災が継続するが、次のメリットがある。

- ②-4-1 閉じ込めモードは換気風量が小さいことにより、フィルタへの煤煙蓄積量が同じであっても、差圧の上昇が抑えられる。
- ②-4-2 換気風量は小さいが、セル内及び建屋内の気流が確保されているので、ハザードマップ黄色または赤色領域での火災で仮に可燃性気体等が発生しても滞留するリスクは小さい。

上記のことから、消火活動に必要な時間的裕度と接近性が確保できる可能性が向上する。

- ②-5 外部電源が喪失した場合は、分離建屋または精製建屋では、非常用所内電源系統からの給電により、低レベル廃棄物処理建屋では、運転予備用ディーゼル発電機からの給電により閉じ込めモードに移行するため、上記②-4と同様。
- ②-6 全交流電源が喪失した場合は、内蔵する放射エネルギーが多い分離建屋または精製建屋のグローブボックスセル排風機1台に電源車から給電し、上記②-4に準じた対応となる。ただし、ハザードマップ黄色または赤色領域での火災では、建屋換気は稼働しないので可燃性気体の蓄積のリスクが相対的に高まっていることに留意する必要がある。
- ②-7 硝酸混在の領域（ハザードマップ赤色領域）での火災で、②の状況に対して上記の閉じ込めモードの対応が長期にわたった場合、硝酸が濃縮され、生成する硝酸塩が高温下で分解し酸素が発生する可能性が否定できない。そこで、硝酸塩の分解を抑制するため、当該領域の消火対策としては、硝酸を含む漏えい液の濃度及び温度上昇を抑制するため、必要に応じて次の方策を追加して対応する。

操作員が接近可能な場合は、当該セル等に付随する除染用配管または二酸化炭素消火用配管を利用して、外部からの水の注入を試み、硝酸の分解を抑制する。注入量としてはセル等により異なり、当該セル等の換気吸入口等の高さで算出したハザードマップに記載した値を参考に対応する。

- ③ ①または②では対応できない大規模火災、もしくは、複数のセル、室等の同時火災

操作員の接近が困難な場合が予想されるので、換気設備の運転等について、以下の点に留意して対応する。

特に上記②の方策の実施が困難な場合、または、効果が期待できな

いと判断された場合は、建屋換気設備を全停止し、分離建屋または精製建屋では建屋給気閉止ダンパを閉止し、低レベル廃棄物処理建屋では送風機側の風量制御ダンパを閉止することにより、建屋全体での窒息消火を図る。ただし、この場合は、可燃性気体の発生のリスクを含むハザードマップ黄色または赤色領域での火災も対象になる可能性があることに留意する必要がある。

(6) 火災に係るAM策の効果

設計の想定を超える大地震による火災に対して、再処理施設特有の火災による二次的な災害発生リスクも考慮したAM策を整備した。着眼点として、初期対応が非常に重要であるため、火災発生時の初期対応の意思決定及び対応の迅速性に資するための情報、とりうる消火の方策、資機材を整備した。

これにより、従来の消火対策では限界のある大規模な火災に対して、消火の可能性を向上させることにより、放射性物質を放出する建屋内火災による一般公衆への放射線影響を低減することが可能である。

- 9) 玉内義一, 瀬川智史, 林芳昭, 松岡伸吾, 黒須勝也, “六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (III)セル内有機溶媒火災(内的事象)”, 日本原子力学会誌, Vol. 10, No. 3, p. 170-184(2011)

9. AM 策実施中に自然現象が発生した場合の AM 策に与える影響

再処理施設が、地震により影響を受けた場合、その被害の収束には長期間を要することが想定され、AM 策実施中に自然現象の影響を受けることも考えられる。このため、AM 策実施時に屋外で使用する電源車、消防車、消防ポンプ、エンジン付き空気コンプレッサー（以下、「屋外使用機材」という。）、消防ホース、電源ケーブル類が、自然現象により受ける影響について確認した。

(1) 地震による影響

地震発生後に余震が発生することを想定した場合、電源車と消防車は転倒評価を実施し、転倒しない結果を得ている。また、その他の屋外使用機材についても、必要に応じて転倒防止措置を行うことから、AM 策の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

(2) 火山による影響

操業期間中に青森県内の火山が活発化することは考えられないが、万一火山灰が構内に降った場合、屋外使用機材のエンジン吸入口のエアフィルタを閉塞させる可能性がある。そのため、エアフィルタの予備を手配する等の対策を講じる。これにより、AM 策の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

(3) 津波による影響

敷地の造成高が標高約 55m で海岸からの距離も約 5km と遠く、津波による影響は考えられないため、AM 策の実施に影響を及ぼすことはない。

(4) 地すべり・陥没による影響

敷地周辺の地形並びに地質構造を考慮しても、地震発生時に大規模な地すべりや陥没が発生することは考えられないため、AM 策の実施に影響を及ぼすことはない。

(5) 強風による影響

竜巻による影響に準じる。

(6) 竜巻による影響

青森県は竜巻の発生数が少なく、六ヶ所村での発生はこれまで確認されていない。仮に竜巻が発生した場合、重量が軽い消防ホース・電源ケーブル類が影響を受ける可能性があるが、予備品を有していることから、AM 策

の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

(7) 高潮による影響

津波による影響に準じる。

(8) 洪水・大雨による影響

AM 策実施時の屋外使用機材は屋外仕様のものを選定している。また、大雨に対する浸水リスク評価で示したとおり（添付 7.2-7 参照）、10 分間降水量の最大値 22.5mm が 1 時間継続したと仮定したときの水位は 74.4mm であり、屋外使用機材が水没する可能性はなく、AM 策の実施に影響を及ぼすことはない。

(9) 熱波による影響

AM 策実施時の屋外使用機材の最高使用温度は 40°C 以上であり、六ヶ所地域の過去最高気温に対して余裕があるため、AM 策の実施に影響を及ぼすことはない。

(10) 寒波による影響

AM 策実施時の屋外使用機材の最低使用温度は -15°C ~ -20°C 程度であり、寒波による影響の可能性は否定できない。ただし、寒波は事前予測が可能であり、保温、加温等の対策を講じる時間余裕があるため、AM 策の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

(11) 豪雪による影響

構内道路、屋外設置の電源車を接続する配電盤及びエンジン付き空気コンプレッサー並びに消防ホース、電源ケーブルの引き回しルート等の周辺は、積雪状況に応じて除雪を行うとともに、冬季は毎日夜間パトロールを実施し、積雪状況に応じて除雪及び排雪を行うため、AM 策の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

(12) 落雷による影響

AM 策実施時の屋外使用機材は、落雷を受けても電流が金属筐体表面を伝わり地面へ流れるため機能喪失する可能性は極めて小さく、AM 策の実施に影響を及ぼすことは考えられない。

10. 複数事象同時発生時の対応

10. 1 検討内容

3 安全機能喪失を経由する「設計上の想定を超える事象」として選定した 4 事象については、8. 1において、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕内に、それぞれの起因事象に対する AM 策が実施できることを確認している。

大規模地震発生時には、これらが複数同時に発生することが考えられ、その場合にはそれぞれの措置を同時に実施することになるが、特に、夜間あるいは休日に発生した場合には、限られた人数での対応となることから、各措置に対して優先順位をつける必要がある。

ここでは、夜間に大規模地震が発生し、8 時間後までは通常勤務者による対応が期待できないと仮定して、各対応の優先順位を明らかにするとともに、その対応に必要な人数について検討し、対応体制の整備を行う。

10. 2 対応の優先順位

(1) 検討の考え方

大規模地震発生時には、3 安全機能喪失を経由する評価事象、自然現象を直接起因とする事象の発生に加え、耐震 B クラス及び耐震 C クラス機器からの漏えい、事務棟の火災及び全交流電源喪失に伴う計測制御設備、塔槽類廃ガス処理設備等の機能喪失も同時に発生することが想定される。

そのため、3 安全機能喪失を経由する「設計上の想定を超える事象」についての AM 策の措置に加えて、それらを実施するために必要な作業環境及び体制維持のために、別途対応を講じる必要がある。

これらの対応の優先順位は、一般公衆への放射線影響、作業環境への影響及び対応を要するまでの時間余裕を考慮し、総合的に判断することとする。

一般公衆への放射線影響については、本評価では自然現象も起因としているが、当社で行った内部事象に係る再処理施設のリスクプロファイルの結果を参照し、傾向を把握する。(第 10.2-1 図参照) 一般公衆への放射線影響の観点からは、溶液の沸騰及び水素爆発が大きい傾向にある。一方、火災は一般公衆への放射線影響は小さい傾向にある。

作業環境への影響については、火災は有毒ガスの発生、煙による視界不良、温度上昇等、発生直後から作業環境を悪化させる。また、「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」等は、建屋内に蒸気が拡散することにより、線量率の上昇及び温度上昇等につながる。

時間余裕については、8.1の値を用いる。

(2) 検討結果

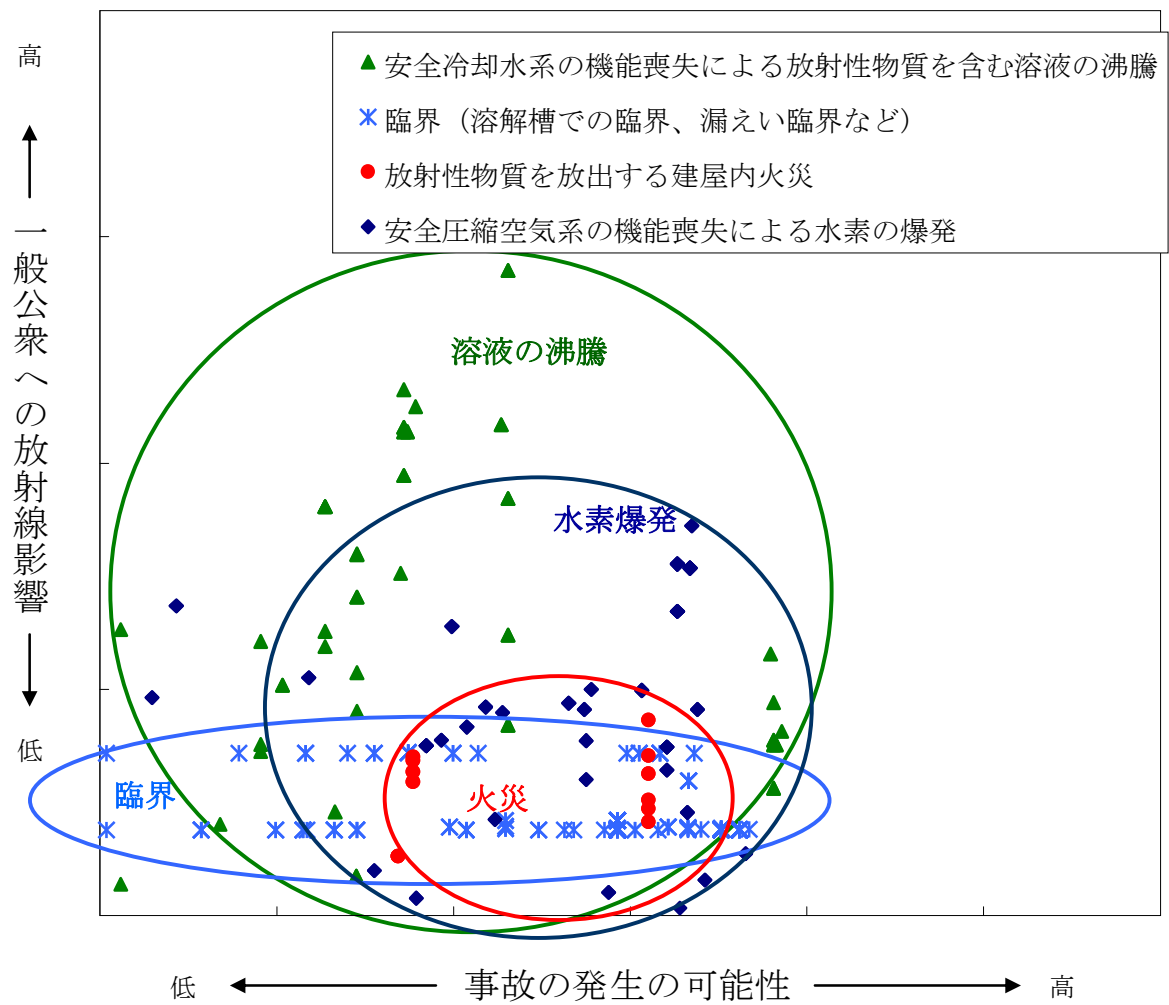
対応の優先順位の検討結果を第10.2-1表に示す。

「設計上の想定を超える事象」のうち、「放射性物質を放出する建屋内火災」は、作業環境を悪化させ、他の対応も困難になることから、優先して対応する。

また、体制維持の観点で、「中央制御室での対応（指示系統の確保、蓄電池枯渇までの工程監視、情報管理等）」、「非常用ディーゼル発電機の手動による再起動」及び「PHS（通話手段）の電源確保」も優先して行う。

さらに、一般公衆、作業環境への影響を考慮すると、閉じ込め機能を速やかに復旧することが重要であり、塔槽類廃ガス処理設備及び高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備を復旧させるために、「非常用ディーゼル発電機の手動による再起動」が失敗した場合、電源車からの給電を行う。

なお、「設計上の想定を超える事象」のうち、「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」、「安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発」等は、発生した場合の一般公衆への放射線影響、作業環境への影響は大きいですが、対応までの時間余裕が8時間を超えて十分ある。また、「安全系監視制御盤の電源確保」及び「監視制御盤の電源確保」については、監視機能は安全確保上、必須ではない。したがって、これらの対応については、出勤した通常勤務者の応援を得ながら行う。



第 10.2-1 図 再処理施設のリスクプロファイル（内部事象）

第10. 2-1表 対応の優先順位の検討結果

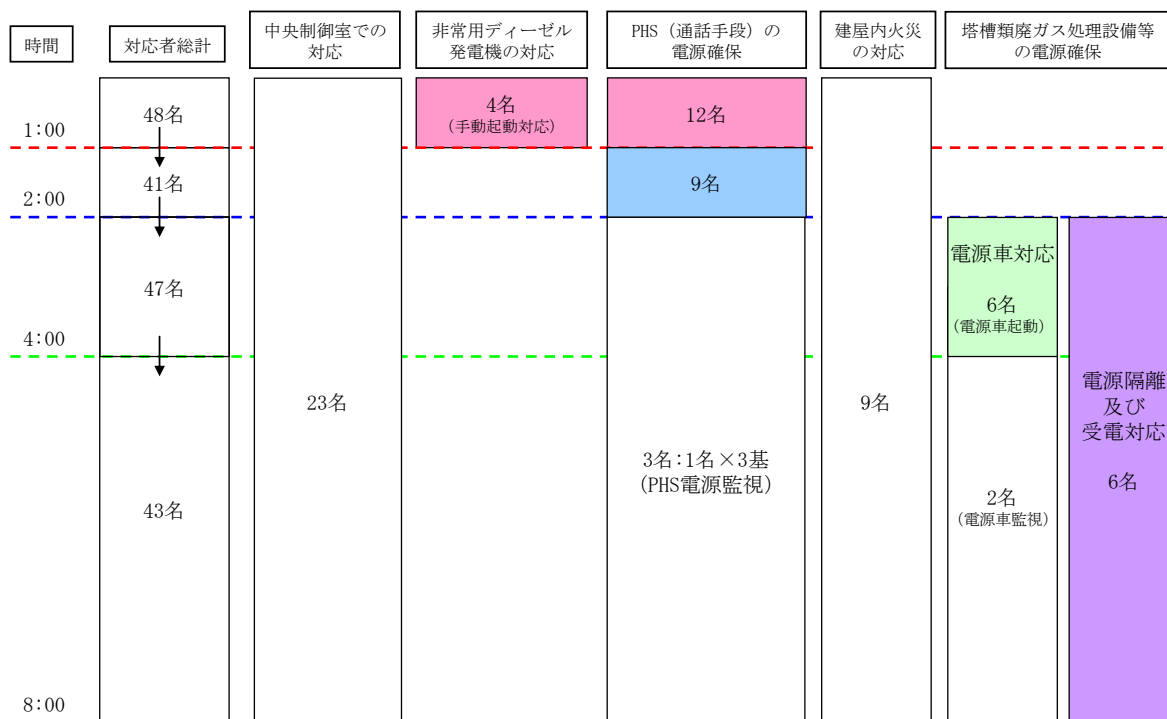
	地震発生 (t=0)後の時間余裕			備考	一般公衆への影響	作業環境への影響	優先順位
	0:00	4:00	8:00				
(1) 「設計上の想定を超える事象」							
(1)-1 安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液の沸騰				23時間 (廃液沸騰)	大	大	中
(1)-2 安全冷却水系 (使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設) 及びプールの水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰				約13日 (プール沸騰) 約57日 (プール周辺2mSv/h)	中	時間余裕あり	中
(1)-3 ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋における貯蔵室からの排気系の機能喪失による混合酸化物貯蔵容器の過度の温度上昇				約42時間 (貯蔵容器の設計上の最高使用温度への到達時間)	大	時間余裕あり	中
(1)-4 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発				34時間 (水素濃度4vol%超過)	大	大	中
(1)-5 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰				希釈水注入による希釈倍率に応じて沸騰までの時間余裕が延長。	大	時間余裕あり	中
(1)-6 放射性物質を放出する建屋内火災	☆			作業環境を悪化	中	大	高
(2) 体制維持							
(2)-1 中央制御室での対応	☆			指示系統の確保、蓄電池枯渇までの工程監視、情報管理等の対応が必須	-	-	高
(2)-2 非常用ディーゼル発電機の対応	☆			非常用ディーゼル発電機の不起動の原因調査及び手動による再起動が必須	-	-	高
(2)-3 PHS (通話手段) の電源確保				情報伝達手段として機能確保が必須	-	-	高
(2)-4 安全系監視制御盤の電源確保				監視機能は安全確保上、必須ではない	-	-	低
(2)-5 監視制御盤の電源確保				監視機能は安全確保上、必須ではない	-	-	低
(3) 「設計上の想定を超える事象対象外」の事象							
(3)-1 耐震R、Cクラスの漏えい	☆			一般公衆、作業環境への影響小	小	小	低
(3)-2 事務棟の火災	☆			一般公衆、作業環境への影響なし	-	-	低
(3)-3 塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備の停止による閉じ込め機能喪失	☆			一般公衆への放射線影響及び作業環境への影響を考慮すると、塔槽類廃ガス処理設備等による閉じ込め機能を速やかに復旧することが望ましい。	小	小	中

☆：地震発生直後に事象が発生し、時間余裕がないもの。

10.3 対応に要する人数

10.2に基づき、各対応に必要な人数を時間経過とともに整理し、時間毎に積算して見積もった結果を第10.3-1図に示す。

検討の結果、対応に必要な最大人数は48名であった。夜間は、当直員、消火専門隊等を合計すると、最低50名は駐在することとしているため、対応に必要な人数が常に確保できていることを確認した。



第10.3-1図 事象発生後の対応に必要な人数

1.1. まとめ

本報告書では、核燃料サイクル施設の安全性に関する総合的評価として、六ヶ所再処理施設における「設計上の想定を超える事象」に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価を行った。

また、「設計上の想定を超える事象」の発生を未然に防止するための対策である未然防止措置並びに「設計上の想定を超える事象」に対して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方策である AM 策の効果を評価した。

全交流電源喪失等の 3 安全機能喪失を起因とした「設計上の想定を超える事象」については、安全設計において、機能喪失を想定した場合に過度の放射線被ばくのおそれがある設備として設定している PS 安重の機能喪失を想定すること及びこれまでの安全評価の選定結果をもとに評価対象事象を設定することにより、「設計上の想定を超える事象」の選定を行った結果、4 事象を選定した。

また、自然現象等を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」については、六ヶ所地域での再処理施設への影響の観点から、地震、火山、津波、地すべり・陥没、強風、竜巻、高潮、洪水・大雨、熱波・寒波、豪雪、落雷を対象として、これらの自然現象を起因として過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのある事象に繋がる可能性を検討した結果、2 事象を選定した。

3 安全機能喪失を起因とした「設計上の想定を超える事象」の評価は、選定した事象毎に、機能喪失の直接原因である起因事象を特定し、それぞれの起因事象に対して緊急安全対策を含む AM 策による収束シナリオを特定するとともに、AM 策の実施前後での耐震裕度及び時間余裕を評価し、AM 策が有効であることを確認した。

また、万一「設計上の想定を超える事象」移行する状況になった場合でも、事象の進展の防止に対して有効な対応策について検討した。

自然現象等を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」の評価は、「設計上の想定を超える事象」が発生したと想定し、AM 策実施により「設計上の想定を超える事象」の更なる事象進展を防止し、一般公衆への放射線影響を低減する効果を評価し、AM 策が有効であることを確認した。

さらに、夜間に大規模地震が発生し、8 時間後までは通常勤務者による対応が期待できないと仮定して、各対応の優先順位を明らかにするとともに、その

対応に必要な人数について検討した。

一般公衆への影響、作業環境への影響及び対応を要するまでの時間余裕を考慮した優先順位に基づき、各対応に必要な人数を時間経過とともに整理し、時間毎に積算して見積もった結果、最大必要人数は48名であった。夜間の対応可能人数は、当直員、消火専門隊等を合計すると最低50名であり、十分に対応可能であることが確認できた。

上記より、再処理施設の特徴を踏まえて、「設計上の想定を超える事象」に至ることを防止するAM策が有効であることを確認した。

また、万一「設計上の想定を超える事象」が発生した場合であっても、AM策により発生後の更なる事象進展を防止し、一般公衆への放射線影響を低減することが可能であることを確認した。

地元の皆さまに安心していただける設備作りに取り組んでいくことを最優先に考え、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」といった考え方に立って、今回安全性に関する評価を行った。

こういった安全への取り組みは決して終わりのあるものではなく、今後も災害防止の対策に対する信頼性向上に努めていくことが重要であり、今回準備した対策を迅速かつ確実に実行できるよう着実に訓練を行っていくとともに、消防ポンプの予備品の拡充を図る等の不断の取り組みを行っていく。

以 上