

# 日本原燃（株）六ヶ所再処理事業の変更許可申請書に関する 審査書（案）についてのパブリックコメント文例集

	<u>Page</u>
第Ⅰ章「はじめに」 & 第Ⅱ章「再処理の事業を適確に遂行するための技術的能力」	2
第Ⅲ章「設計基準対象施設」	5
第Ⅳ章「重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」	14
第Ⅴ章「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応」	24
その他「審査書（案）には触れられていない項目」	25

ここに列記した文例集は原子力市民委員会の原子力規制部会のメンバーの意見を取りまとめたものです。多くの方に活用していただければ幸いです。

## 第Ⅰ章「はじめに」 & 第Ⅱ章「再処理の事業を適確に遂行するための技術的能力」

2020.6.1

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	Ⅱ 再処理事業を的確に遂行するための技術能力	<p>[川井康郎意見]</p> <p>再処理施設特有の事項が考慮されておらず、極めて形式的かつ杜撰である。</p> <p>(理由)</p> <p>第Ⅱ章はこれまでに示されてきた発電用原子炉の審査書（川内を皮切りに女川まで）における「発電用原子炉」の単語を「再処理」に置き換えただけで、文章も中身も殆ど変わらない。例えば、可燃物を扱うこと、放射性物質保有量の大きさ、想定重大事故とその対策が原子炉の場合と大きく異なること（臨界、高レベル廃液の沸騰、水素爆発など）、保障措置の一環として国際機関の査察を常時受けねばならないこと、2006年に実施されたアクティブテストにより機器や配管の多くが高濃度に汚染されていて作業に支障があることなど、再処理事業ならびに本工場特有の事項が考慮されておらず、極めて形式的かつ杜撰な審査が行われたといえる。再処理施設特有の事項を考慮した品質保証体制と教育・訓練のあるべき姿を再審査し、記述すべきである。</p>
2	同上	<p>[川井康郎意見]</p> <p>申請者である日本原燃は再処理施設を運営する能力と適格性に欠ける。</p> <p>(理由)</p> <p>六ヶ所再処理工場は実液試運転ともいえる2006-2007年のアクティブ試験の失敗以降、多くの事故、トラブル、不手際を起こし、規制委員会から度々の指摘や改善命令を受けている。以下は2016-2018年にかけての再処理工場における主要なトラブルならびに不適合例である（日付は記事掲載日）。</p> <p>(2016.2.20) メンテナンス不良で分離建屋の非常用電源故障。その後も5、6、11、12月と各建屋で頻繁に故障</p> <p>(2016.6.30) 規制庁、原燃の審査書に対し「全く信頼できない」と叱責</p> <p>(2016.10.29) 蒸気配管の工事申請書の誤記載発覚。原燃は保安規定違反を陳謝</p> <p>(2016.11.18) 許可状を偽造し、通信用高周波を無許可使用したことが判明。</p>

- (2017.1.7) 使用済み核燃料の長期不適切保管が判明
- (2017.2.15) 規制庁は原燃に対し、複数の規定違反を指摘
- (2017.3.18) 排気ダクトに穴。原燃は腐食を放置
- (2017.5.11) 複数の軽微故障が長期にわたり放置されていたことに対し、規制庁は「異常な状態」と指摘
- (2017.8.22) 排気量を測定する超音波流量計を 13 年間も交換せず経年劣化により故障、規制庁は厳しく叱責
- (2017.9.6) 非常用電源建屋の配管貫通部より雨水流入。規制庁は 14 年間も点検してこなかったことを叱責
- (2017.9.21) 再処理工場のトラブル続出で経産省が原燃に異例の訓示
- (2017.9.22) 配管室にまた雨水流入、規制庁は「保安規定違反に該当」「プロの仕事をすべき」と
- (2017.9.23) 機器 3500 件が 1992 年以来未点検であったことが発覚。規制庁「原燃は取り違えている」と
- (2017.10.21) 分析建屋から冷却水が漏えいし Cs137 を検出。規制庁「改善を履行できるか疑問」と
- (2018.11.26) 使用済み燃料プール浄化系統からの漏えい
- (2018.12.20) 放射線管理区域外で汚染ポンプを発見、ずさんな管理体制に規制委員会は保安規定違反と認定

これらの事故やトラブルの原因が日本原燃の管理能力の欠如にあることは明らかであり、規制委員会からも度々勧告、叱責、注意等を受けている。その当の規制委員会が審査書の中で（本文 4 ページ）「本申請の内容を確認した結果、技術能力指針に適合するものと判断した」というのは近い過去の実態を無視したものであり、トラブル事例とその後の改善についての評価結果を示すべきである。

とりわけ、2017 年 9 月に発覚した 3500 件の未点検機器のその後の状況、以前（2015 年 10 月に中間報告）に発覚したサポート用埋込金具（総計 48 万箇所）不具合の点検と補修の状況は日本原燃の品質保証実行体制を検証する上での重要事項である。後者については、アクティブ試験にて汚染されたセルやトレンチ内における取付け状態が強く懸念される。原燃は果たして全数を検査ならびに補修し終えたのか？また規制委員会はその確認を行なったのか？

3	II 再処理事業を的確に遂行するための技術的能力	<p>[滝谷紘一意見]</p> <p>事業遂行に必要な申請者の技術的能力が不十分であることが、これまでの事業実績から明らかであるにもかかわらず、それを看過している審査案は不適切である。この事項に関する厳正な審査を求める。</p> <p>(理由)</p> <p>六ヶ所再処理工場設置の事業は、1992年に事業指定が認められ、1993年に着工された。それから27年が経過した現在まで、工事と試運転中に様々な技術的トラブルが連続し、いまだに完成していない。国による設置許可あるいは事業指定が認められた原子力施設及び一般産業施設で、このように長期間にわたって完成しない例はないであろう。(あるならば、明示されたい。) このことは、事業者の技術的能力が不十分である証左である。</p> <p>これまでの事業指定申請及びその変更申請の審査においても毎回、技術的能力は審査され、そのたびに規制当局は、技術的能力が事業を適格に遂行する上で適切であると認めてきた。設置事業が27年という長期間を経ても未完成である事実は、事業者の技術的能力を適切とする規制当局の判断に過誤があったことを示している。</p> <p>今般の審査書案において、この点に関する審査機関としての自己反省は何ら見られず、事業者の説明を鵜呑みにして受け入れている感がある。従来と同じ轍を踏んではならず、設計、施工、検査、試験、保全、品質保証など事業遂行に必要なすべての技術的能力に関して、これまでの事業の長期未完成の実態を踏まえた厳格な検証を行う審査を求める。</p>
---	--------------------------	---

## 第 III 章「設計基準対象施設」

2020.6.1

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	III 設計基準対象施設	<p>[滝谷紘一意見]</p> <p>臨界事故に関して、地震により引き起こされるスロッシングの影響の評価とその審査が行われていないことは、安全確保上の重大な欠陥である。その実施を求める。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書案の III 章冒頭 (7 行目以降) に「なお、臨界防止、遮蔽、閉じ込め機能等に係る規制要求は、再処理指針と事業指定基準規則とで同様であることから、これらの規制要求に係る本申請の内容については、(中略) 基本設計ないし基本的設計方針に変更がなく、規制要求への適合性に影響がないものであることを確認した。」と記述されている。そこで、臨界防止と地震に関する再処理指針と事業指定基準規則を吟味すると、臨界防止については、「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならない」(規則第 2 条)、また地震による損傷の防止については、「安全機能を有する施設は、地震力に十分に耐えることができるものではなければならない。」(同第 7 条) とあるだけで、ここで問題にする地震時のスロッシング(注 1)によりプルトニウム溶液が容器内で動いて片寄ることによって臨界になる恐れについては言及されていない。容器が核的に安全な形状寸法になっていたとしても、それは液体が静止した条件のもとであり、容器内で溶液が動いて片寄りが生じる条件のもとでは瞬間的に臨界に達する可能性がある。設計基準事象である基準地震動においてスロッシングによる臨界事故が生じてはならず、その評価と審査が行われていないことは、安全確保上の重大な欠陥である。</p> <p>参考として、プルトニウム溶液が容器内で動いて片寄ったために臨界事故が起きた事例に、1958 年旧ソ連のキシテム再処理施設での事故がある(注 2)。この溶液の動きによる片寄りは地震によるものでなく、作業員が手順に違反して固定ボルトを取り外して容器を傾けたことによるものであるが、作業員に死傷者が出る大事故になった。この教訓をも活かし、容器内での溶液の片寄り事象についての臨界安全性を検討評価すべきである。</p> <p>注(1) 容器内の液体が外部から加えられる振動によって揺動すること</p> <p>(2) 西尾 撰「原子力・核・放射線事故の世界史」七つ森書館(2015) 21 頁 (以下に全文を転記)</p>

		<p>「キシュテム再処理施設 臨界事故」</p> <p>1953年、57年と臨界事故のあった旧ソ連のキシュテム再処理施設でウラン溶液の臨界パターンを調べる実験が行なわれた。終了後の58年1月2日、溶液の排出を早めようとした作業員4人が、手順に違反して固定ボルトを取り外し、3人でタンクを傾けた。このとき、溶液の幾何形状が臨界条件を満たし、急激な出力上昇が起こった。溶液の一部がタンクから放出されたおかげで、臨界は停止した。</p> <p>5～6日後にタンクを傾けた作業員3人が死亡し、3メートル離れていた1人は失明した。</p>
2	<p>Ⅲ－2 火災等による損傷の防止（第5条関係）</p> <p>（1）再処理施設における火災及び爆発の発生防止</p>	<p>[高島武雄意見]</p> <p>過去の火災事故の検証結果を火災および爆発防止に反映すべきである。</p> <p>（理由）</p> <p>審査書（案）p.15に、④「高温となる設備については、高温部への保温材等の設置による接触防止対策等を行う設計とする」とあるが、可燃性物質との接触を防ぐためには隔離を目的とした非通気性の断熱材を用いるとすべきである。</p> <p>また、火災については1997年の旧動燃の事故の検証結果を反映する旨の記述が見当たらない。仮に、火災が起こり消火できたとした場合、消火の判断基準はどうなっているのか？ 火災の部位によっては表面的な観察からだけでは消火を判断できない可能性がある。</p>
3	<p>Ⅲ-3.1 基準地震動</p>	<p>[川井康郎意見]</p> <p>策定された基準地震動700galはストレステスト時の耐震裕度を食い潰している。</p> <p>（理由）</p> <p>結果として基準地震動（Ss）は水平700galと策定されている。一方、2012年12月 ストレステスト評価時の基準地震動は450galであり（当初設計値S2は375gal）、耐震裕度は以下の通りであった。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却機能喪失による高レベル溶液の沸騰：1.54－1.74 x Ss</li> <li>・冷却機能喪失による燃料貯蔵プールの沸騰：1.75 x Ss</li> <li>・排気系の機能喪失によるU・Pu混合酸化物の過度の温度上昇：1.50 x Ss</li> <li>・圧縮空気系の機能喪失による水素爆発：1.50 x Ss</li> </ul> <p>すなわち、ストレステスト時のSs450galの1.5倍、675galの地震が襲来した際に、計算上、当施設は重大事故に見</p>

		<p>舞われることになるが、新たに策定された地震動 700gal はこの数値を超えてしまった。ストレステスト実施以降、部分的な耐震補強は実施できたとしても、建屋躯体部やアクティブ試験で汚染されたセル内、機器周辺の耐震補強がされた形跡はない。何らかの誤魔化しを行なわない限り、本施設は耐震強度を満足することはあり得ない。</p> <p>更に、ストレステスト時の機器類の強度評価の際に、多くの箇所では本来使用すべき材料の規格値（引張強さ）の代わりに当該部材のミルシート（検査証明書記載の実測値）を使用していることが判明している。規格に従った評価では耐震裕度を保てないため、救済手段によって当該部分の耐震強度を 1.6 - 2 倍引き上げたのである。</p> <p>すなわち、上述の耐震裕度は工学的判断という名の、いわば耐震偽装を行なってかさ上げされた数値であり、今回策定された基準地震動 700 gal はかさ上げされた耐震裕度さえも上回ってしまう。本施設は基準地震動にさえ耐えることの出来ない脆弱な施設と評価すべきである。</p>
4	Ⅲ－３．１ 基準地震動	<p>[高島武雄意見]</p> <p>基準地震動の大きさは過小評価の恐れがある。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書(案) p.46 に「基準地震動 Ss-A (最大加速度は水平方向 700cm/s<sup>2</sup> 及び鉛直方向 467cm/s<sup>2</sup>)」とあるが、東海第二の基準地震動は数回にわたって見直され最終的には 1140Gal とされた。それに比べて 700cm/s<sup>2</sup> は明らかに過少評価と思われる。最低 1000Gal 程度とするのは当然であろうと思われる。本来は国内で記録した最大値を考慮すべきである。</p> <p>また、施設内には大小各種のタンクや容器などが存在する。これらは使用状況によって固有振動数が変わってくる。すべての容器のあらゆる使用状況に対する共振の可能性を避けることが望ましいが、避けることは困難であろうと思われる。したがって、設備の破損は避けられないとの前提で対応すべきではないか。また、内部の液体のスロッシングによって発火の可能性も否定できない。(審査書(案) p.55)</p>
5	Ⅲ－６．２．３ 火山の影響に対する設計方針	<p>[高島武雄意見]</p> <p>火山灰の影響が楽観的過ぎる。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書(案) p.84 に「・敷地における降下火砕物の最大層厚を 55cm と設定した。降下火砕物の密度は、密度試験結果を踏まえ、湿潤状態の密度を 1.3g/cm<sup>3</sup> と設定した。」とあるが、建物等に積もって雨が降り、あるいは積雪時</p>

		<p>に高温の降下火災物が積もり水を含んだ場合の密度はどうなるのか？ 富士山噴火のシミュレーションでは「7センチから8センチの灰が積もると、体育館のような屋根の大きな建物で損傷したり倒壊したりするおそれがあるとしています。4センチから5センチでも雨が降った場合は重みを増し同じ被害が出るとしています。10センチの灰が積もると、1平方メートル当たりの重さはおよそ100キロとなり、古い建物などで被害が発生、50センチ以上積もると新しい建物でも被害が出るおそれがあります。」としている。</p> <p>また、電源ケーブルへの付着による放電の可能性はないのか？ やはり、富士山噴火のシミュレーションでは「送電施設に3ミリ以上の灰が積もり、さらに雨が降ると、ショートするなどして広範囲が停電するおそれがあります。」とされている。</p>
6	<p>Ⅲ-6.2.4 外部火災に対する設計方針 (3) 敷地内における航空機墜落による火災</p>	<p>[後藤政志意見]</p> <p>航空機墜落火災による熱影響等を考慮するとしているが、航空機の墜落想定の方が誤っている。</p> <p>(理由)</p> <p>2013年6月19日制定の「原子力発電所の外部火災評価ガイド」において、火災の想定を「航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が10<sup>-7</sup>(回/炉・年)以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する」とし、具体的には航空機墜落地点を「原子炉施設を中心にして墜落確率が10<sup>-7</sup>(回/炉・年)以上になる地点」、火災発生地点と建屋外壁の距離(離隔距離)を「原子炉施設を中心にして墜落確率が10<sup>-7</sup>(回/炉・年)以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離」とすることを定めている。</p> <p>これは、航空機落下による火災の影響を評価するに際して、航空機は施設敷地内の建屋の中心から航空機落下確率に対する評価基準の計算上落下確率が10<sup>-7</sup>になる面積の円の半径に相当する距離離れたところに墜落するとしたことになる。つまり、その円内は確率が小さいから墜落しないと想定することである。</p> <p>そもそも施設に墜落することを考慮するか否かというのであれば、墜落確率を基準に考え、墜落確率が極めて低い場合は考慮しないことは、理論的に合理性を有する。</p> <p>しかし、墜落する確率そのものは、意図的な航空機テロでない限り、施設内のどこでも同じというほかない。にもかかわらず、まるで建屋付近には、(あたかも物理的なバリアがあるかのごとく)一定の円内には墜落しないという考えを採ることは明らかに不合理である。原子力規制委員会が、このような審査基準を採用したこと自体、専門性というレベルにとどまらず、そもそも科学的に合理的な思考ができないことを示唆しているというべきである。</p>



		<p>この審査基準について、原子力規制委員会の更田委員長は、2019年3月20日の原子力規制委員会本会議において、「かなり奇怪な考え方」「随分トリッキーだなと思った」と発言した。この発言を受けて、原子力規制庁の金城チーム長補佐も、2019年4月23日の適合性審査の場で、日本原燃を前に、「実際、用いている10-7というのは、落下でも火災でも同じ値を使っていて、ただ、火災になるとなぜかしら、この10-7が何かあたかもセーフティエリアのような形で、何か、この中には落ちないよという仮定になっていって、ガイドは進んでいくわけなんですけれども、使い方がちょっと異なる」と発言している（同会合の議事録11ページ）。これらの発言を見てもわかるように、原子力規制委員会においてさえ、自ら作成したこの審査基準が不合理であることを認識し、表明しているのである。</p> <p>（本文は「庶民の弁護士 伊東良徳のサイト」を参考にした。）</p>
7	III-6.2.5 航空機落下に対する設計方針（その1）	<p>[後藤政志意見]</p> <p>航空機落下に対する防護設計の要否について、確率評価基準10-7回/年を適用することの不合理（理由）</p> <p>福島事故の基本的な反省として、それまで繰り返されてきた「想定外」という事象をいかにしてなくすかあるいは適切に評価するかという視点に立った場合、事故が発生した場合の具体的な強度評価等を行わず、福島事故以前に制定した航空機落下確率で評価することは、再び「想定外の事故」を容認することになる。航空機落下について、「事業指定基準規則解釈第9条において、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成14・07・29原院第4号。）等に基づき、原子力発電所と同様に落下確率が10-7回/年を防護設計の要否の基準にしているが、航空機落下が核施設のコンクリート構造を破壊し極めて厳しい事故に至ることが懸念されているにもかかわらず、極めてあいまいな航空機落下確率で評価し、実際にどこまで施設がもつかということすら正面から検討しない姿勢は、誤っている。この基準は、福島事故後も、平成14年作成の基準を見直さなかった原子力規制委員会の新規制基準策定時の不作為である。航空機落下問題は、2001年9月11日に発生した民間航空機テロによる米国同時多発テロの教訓を全く踏まえていない。</p>
8	III-6.2.5 航空機落下に対する設計方針（その2）	<p>[後藤政志意見]</p> <p>日本原燃の航空機落下確率評価は実質的に10-7回/年のオーダーなので、防護設計（テロを除き、航空機が落下しても安全機能を維持できる設計）が必要である。航空機落下した場合の建屋の強度評価をすべきである。</p>

		<p>(理由)</p> <p>かつて日本原燃が2012年までの20年間の墜落事故のみを考慮して<math>7.5 \times 10^{-8}</math>であるとの評価を提出し、原子力規制委員会はこれが「最近の20年」の事故に基づいて評価するという評価基準に違反していることを何ら指摘もしていなかった。原告らは、2018年3月9日の準備書面(158)において、評価基準に従い正しく最近の20年の事故に基づき、かつ1度に2機が墜落した事故を2回の墜落事故とすれば本件再処理工場への航空機の落下確率は<math>9.6 \times 10^{-8}</math>となることを指摘した。この落下確率は、基準の<math>10^{-7}</math>までわずか4%の余裕しかない。その後、日本原燃は同年7月6日付で、1度に2機が墜落した事故を1回と評価して、それ以外は原告らの指摘をそのまま受け入れて本件再処理工場への航空機落下確率を<math>9.0 \times 10^{-8}</math>とする再評価(甲D第259号証)を適合性審査に提出した。つまり、1度に2機が墜落した事故を2回と数えると厳しくなるので、1回の事故と数える姑息な手段を用いて落下確率を下げた。日本原燃の再評価について、原子力規制委員会の更田委員長は、2019年3月20日の原子力規制委員会本会議において、「これは境界となる頻度とほぼほぼ同レベルととるべき」と発言した(甲D第295号証=同会議議事録25ページ)。この発言を受けて、原子力規制庁の金城チーム長補佐も、2019年4月23日の適合性審査の場で、日本原燃を前に、「<math>10^{-7}</math>といったものに比べると、ほぼ、ほぼ同じようなオーダーを示している」と発言している(甲D第296号証=同会合の議事録9ページ)。これらの発言から明らかなように、日本原燃が1度に2機が墜落した事故を1回とカウントして落下確率を低く装った再評価の結果さえも、規制委員会として常識的に考えれば、評価基準が防護設計を求めている落下確率ともうほぼ同じではないかと評価されたのである。したがって、本件再処理工場への航空機落下確率は、原子力規制委員会の評価でも、防護設計(テロによる場合を除き航空機が墜落しても安全機能を維持できる設計)が必要な水準にある。姑息にも確率の計算方法を操作して基準を無理やり通すことで、航空機落下に伴う建屋の強度を実施しなくてよいとすることが、原子力施設の規制基準の正しい審査とはとても言いかねる。</p> <p>(本文は「庶民の弁護士 伊東良徳のサイト」を参考にした)</p>
9	III-6.2.5 航空機落下に対する設計方針 (その3)	<p>[後藤政志意見]</p> <p>本再処理工場の建屋は、航空機落下に耐えられない。</p> <p>(理由)</p> <p>福島原発事故前になされた事業指定処分及び事業指定変更処分の段階で、F16戦闘機を想定した防護設計がなさ</p>

れているとして安全審査に合格とされていたが、その内容は、全体破壊（墜落した航空機の全体の重量により建屋が崩壊しないか）において航空機重量20 t、衝突速度150 m/s（毎秒150 m）での評価がなされたのみであり、局部破壊（墜落した航空機のエンジンが壁・天井を貫通しないか）においてやはり150 m/sでの評価がなされたのみであった（甲D第297号証＝「既許可申請における航空機落下に対する防護設計について」8ページ）。全体破壊については、筆者（元東芝で原子炉格納容器設計に携わり格納容器グループ長を務めた）の解析結果（甲D第174号証）に基づき、衝突速度が187.5 m/sに達した場合または全体重量が30 tに達した場合、本件再処理工場の事業指定の際の安全審査において用いられた全体破壊の評価基準を超えることを指摘し、局部破壊については、伊東良徳弁護士が安全審査に用いられた計算式からF4EJ改のエンジン2機の評価では衝突速度200 m/sで本件再処理工場の主要建屋の壁厚である125 cmを貫通することを指摘した。

そもそも、三沢基地には2019年3月に時点で、F35ステルス戦闘機（最大重量約27～33トン）が12機配置され、最終的には40機配置される予定である。よって、筆者が解析した強度評価によると、重量30トンの戦闘機（F35）は速度約150 m/sでは、解析精度の幅を考慮しても最大ひずみが基準値を超えることは間違いない。つまり、衝突速度を滑空を前提とする150 m/sにしたとしても、重量30トンのF35戦闘機は建屋を破壊してしまうことになる。

他方で、戦闘機の墜落速度に関しては、墜落するとき「滑空速度で墜落する」などと限界を決めることなど、全く現実味がない。2019年4月9日、三沢基地所属のF35A戦闘機が同型機4機での対戦闘機戦闘訓練中に通信途絶の上行方不明となり、同日19時27分頃墜落した。墜落の際、当該戦闘機は時速1100 km（305.6 m/s）以上の速度であった（同）。墜落の際には約15秒で約4400 mを降下しており（同）、垂直方向の速度で考えても293.3 m/s以上の速度で急降下したものである。決してグライダー状に「最良滑空速度」で滑空などしていない。

この自衛隊は、急降下の過程で回復操作が見られないことから、操縦者が「空間識失調」（平衡感覚を失った状態）に陥っており、そのことを本人が意識していなかった可能性が高いと推定されている。

（本文は「庶民の弁護士 伊東良徳のサイト」を参考にした。）

10	<p>III-6.2.5 航空機落下に対する設計方針 (3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故</p>	<p>高島武雄意見] 航空機落下の確率評価が楽観的過ぎる。 (理由) 審査書(案) p.102に「落下確率の総和は判断基準となる 10-7 回/年を超えないこと」としているが、在日米軍機訓練は、沖縄や本土での訓練が一方的になされる性格上、想定通りになるとは限らないのではないか?</p>
11	<p>III-3.7 再処理施設への人の不法な侵入の防止</p>	<p>[川井康郎意見] サイバー攻撃への有効な対策はない。 (理由) 「不正アクセス行為(サイバーテロ)を受けることがないよう外部からのアクセスを遮断する設計とする」とあるが、全く不十分である。昨今のサイバー攻撃は、回線上のファイアウォールの突破のみならず、Air Gapによる回線隔離も超えて「制御系システム」を攻撃する。典型的な例としては2010年10月にイランのウラン濃縮工場において、USBにて持ち込まれたStuxnetというマルウェアが遠心分離機数千台を破壊した。また、業務・情報系システムへの攻撃は世界各地の原発において頻発しており、多くの情報が盗まれたり、身代金を要求されたりしている。我が国においても、2012年12月と2014年1月に原子力研究開発機構が職員のパソコンがウィルスに感染し、情報が外部に流出したことを発表している。 例え、回線が隔離されていたとしても、内部同調者の存在、買収や脅迫による従業員の加担、外部社会でのリモーバルの盗難やすり替え、メンテナンス時を利用した侵入、従業員のうちかりミスによる感染、等々、攻撃の手口は様々でこれらを完全に防ぐことは不可能である。攻撃が制御系システムに及んだ時の危険性は言うまでもない。</p>
12	<p>III-13 保安電源設備</p>	<p>[川井康郎意見] 再処理施設の電源設備は一般工場並みの低レベルであり不十分である。 (理由) 基準規則第25条に従った再処理施設の電源設備はつまるどころ、「外部からの受電は2回線以上」「非常用発電源は多重性、独立性を有すること」の2点に絞られている。この要求は石油や化学品などの可燃物を取り扱う一般的なプラントでも常識的な基本事項であり、そこに再処理施設としての特別な要求はない。放射性物質を大量に扱い、</p>

		<p>万一の際には広大な地域と多くの住民を破滅に導く恐れのある再処理施設に対するものとしてはあまりにも低水準の要求である。</p> <p>なお、発電用原子炉の場合は、非常用電源の要求に「多様性」が加わっており、更に、独立した電源設備を有する「特定重大事故等対処設備」も在る。重大事故の際の被害想定で発電用原子炉を上回り、特有のリスクを多々抱える再処理施設の電源設備への要求が発電用原子炉のそれを下回ってはならない。</p>
--	--	---

## 第 IV 章 「重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」

2020.6.1

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	IV-1.1 重大事故の仮定 1 (1) 外部事象の考慮	<p>[川井康郎意見]</p> <p>本施設は基準地震動 1.2 倍の地震に耐えられない。</p> <p>(理由)</p> <p>外部事象としての地震に対して「基準地震動の 1.2 倍を考慮して設計を行なう」との記述があるが (P141)、<math>700 \times 1.2 = 840 \text{ gal}</math> では、2012 年 12 月のストレステスト時 (基準地震動は <math>450 \text{ gal}</math>) の耐震裕度 <math>1.5 - 1.74 \times S_s</math>、すなわち、<math>675 - 783 \text{ gal}</math> を大きく超える。すなわち、「基準地震動の 1.2 倍でもセル等の静的施設は機能維持できる」と記した審査書案は誤りである。</p>
2	IIV-1. 1 重大事故を仮定する際の考え方	<p>[高島武雄意見]</p> <p>積雪と降下火砕物を同列に扱うことは適切ではない。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書 (案) p.141 で「森林火災や積雪、火山 (降下火砕物による荷重)、湖又は 川の水位降下等の事象については、それぞれ、消火活動を行うこと、堆積した 雪又は降下火砕物を除去すること、工程を停止した上で必要に応じて外部からの給水を行うことなどにより、安全上重要な施設が機能喪失に至ることを防止 できることから除外した。」とあるが、雪と降下火砕物を同様に扱っているが、同列に扱うことは適切であろうか。とりわけ降雨によって水分を含んだ最大 <math>55 \text{ cm}</math> を想定している降下火砕物を除去すること極めて困難であろうと想像される。</p>
3	IIV-1. 1 重大事故を仮定する際の考え方	<p>[高島武雄意見]</p> <p>ポンプが機能喪失した場合の措置が楽観的過ぎる。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書 (案) P.144 で「安全冷却水系の内部 ループ (以下「内部ループ」という。) のポンプが機能喪失した場合は、その内部ループにより冷却されている高レベル廃液等を内包する貯槽等」が代替設備によって冷却が可能とあるが、</p>

		<p>槽は実におびただしい数に上る。事故時にこれらがすべて過熱されることなく収束させることができるかは難しそうだ。冷却機能の喪失は、沸騰の発生、水素の発生、有機溶媒の火災爆発の発生の恐れとそれぞれ関連しており、独立の対策では防ぐことができないと考える。</p>
4	<p>IV-1.1 重大事故を仮定する際の考え方 2. 審査結果</p>	<p>[滝谷紘一]</p> <p>臨界事故に関して、外部事象の地震を要因とした場合に、スロッシングにより容器内でプルトニウム溶液が動いて片寄りが生じると臨界事故が生じる可能性がある。審査書案では重大事故として想定されている基準地震動×1.2倍の地震動に対して、臨界を生じるおそれがあるのかないのかの記載がない。おそらくその審査はなされていないと推察される。従って、申請者はプルトニウム溶液があるすべての容器、貯槽に関して、地震時によるスロッシング時の未臨界度の定量的解析評価を行い、規制委員会がそれを厳正に審査することを求める。</p> <p>(理由)</p> <p>申請者は、臨界事故に関して、「外部事象（地震及び火山(降灰)）を要因とした場合には、基準地震動を超える地震動又は火山(降灰)による影響を考慮しても形状寸法等の核的制限値を維持できる設計とすること、また、外部事象の発生時には工程の停止により核燃料物質の移動が停止することから、当該事故の発生は想定できな。」と記している。(142頁) その審査結果には、それを認めて「臨界事故について、事故の発生は想定できないが、(以下略)」(150頁)と記している。</p> <p>このような「臨界事故の発生は想定できない」とする申請者評価と審査結果には、地震により引き起こされる容器内のスロッシングの影響を考慮に入れていないことが明らかである。形状寸法等の核的制限値を維持できる設計としていても、地震時のスロッシングにより臨界事故の可能性のあることは、筆者が「III 設計基準対象施設」に関する意見として記述しており、この問題は重大事故に関しても共通するものである。従って、「臨界事故について、事故の発生は想定できない」とする審査結果は誤りである。申請者は重大事故については基準地震動の1.2倍の地震動を想定しているから、この地震動によるスロッシングを想定して、プルトニウム溶液が存在するすべての容器、貯槽に関して、未臨界度の定量的解析評価をし、規制委員会はその審査をするべきである。</p>

5	IV-1,2,1 臨界事故への対策	<p>[高島武雄意見]</p> <p>臨界事故は想定できないとしつつ、想定している。これは矛盾ではないか。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書(案) p.150 に、審査結果の「臨界事故について、事故の発生は想定できないが、事故の特徴等を踏まえ、核燃料物質を内包する貯槽等において、核燃料物質の誤移送が相当の回数繰り返され、さらに、それによる核燃料物質の異常な集積を検知できないこと等の技術的な想定を超えて、重大事故の発生する貯槽を仮定していること。」という文章があるが、主語は申請者と思われるが明記されていない。また、文末が動詞でなく「…すること」と名詞化されている。述語がないといえる。この文章は常人には理解できない。</p>
6	IV-1,2,1 臨界事故への対策	<p>[高島武雄意見]</p> <p>中性子吸収材注入によって臨界事故は収束できるか不安だ。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書(案) p.154 に、「③ 対策の考え方 拡大防止対策として、速やかに未臨界に移行し、維持するため可溶性中性子吸収材を貯槽に自動で供給する。」とあるが、少なくともバルブ操作は必要である。作動装置の故障の懸念がある。また、中性子吸収材と均一に混合するのだろうか？ 密度差(温度差に起因する場合もある)があれば成層状態になるが、その可能性はないのか。</p> <p>原子炉の場合、ホウ酸水の注入には 30 分程度要することもあり、核反応を止めるためには制御棒の挿入が第一になされる。審査書(案) p.156 に、本操作には 10 分要するとあるが、この時間で十分機能するとする根拠がわからない？</p>
7	IV-1,2,1 臨界事故への対策	<p>[川井康郎意見]</p> <p>検討対象機器の選択は不適切である。</p> <p>(理由)</p> <p>臨界事故の対象を 2 建屋の 8 貯槽で単独に発生するものとしているが(内訳は表 IV-1.1-1)、日本原燃が以前に作成した資料(2017 年 12 月 7 日、第 13 回再処理・リサイクル部会セミナー「セル内において発生する臨界事故に係る安全対策」)では対象が 23 機器となっている。検討対象を拡大すべきである。また、規制部門によるこのような食い違いを残したままの杜撰な審査には不審を抱かざるを得ない。</p>



8	IV-1,2,1 臨界事故への対策	<p>[川井康郎意見]</p> <p>審査書には作業員への被ばく評価が欠落している。</p> <p>(理由)</p> <p>臨界事故時の中性子ならびに発生した希ガスやヨウ素による作業員への被ばくが懸念される。審査書において、各種の作業時の予測被ばく量を評価のうえ記述すべきである。とりわけ、建屋内に新たに設けられた廃ガス貯留槽や空気圧縮機周囲の作業環境が懸念される。自動起動とはいえ、場合によっては、何らかのトラブル故に現場にて切替え作業やメンテナンスを必要とすることは福島第一事故の際の教訓である。</p>
9	IV-1.2.1 臨界事故への対策	<p>[滝谷紘一]</p> <p>臨界検知の計測系統及び可溶性中性子吸収材供給系統は多重化すべきである。</p> <p>(理由)</p> <p>申請者は「核的制限値による管理が適切に行われている限り、臨界事故は発生しない。技術的な想定を超えて臨界事故の発生を仮定する。」(153 頁)とし、事故拡大防止の具体的対策として、臨界検知用放射線検知器により臨界を検知した場合、重大事故時可溶性中性子吸収槽から貯槽に可溶性中性子吸収材を重力流により自動で供給する。」としている。地震によるスロッシングの影響を考慮すると、「臨界事故は発生しない。」と断定することは誤りであり、基準地震動によって臨界事故が発生する可能性がある。従って、臨界事故が発生した場合の対策である臨界検知の計測系統及び可溶性中性子供給系統は、設計基準対象施設のうち安全上重要な施設(規則第 15 条)として位置づけられるべきであり、単一故障対策としての多重性または多様性の具備が必要である。</p>
10	IV-1.2.1 臨界事故への対策	<p>[滝谷紘一]</p> <p>「①評価手法」の末尾に、「なお、希ガス及びヨウ素は、これら核種による長期的な被ばく影響が十分小さいことから、総放出量評価においては評価対象外とする。」(156 頁)とあり、規制委員会はそれを容認しているが、これは重大事故時に公衆を放射線障害及び放射線災害から守る観点から不当である。希ガス及びヨウ素も総放出量評価の対象にすることを求める。</p> <p>(理由)</p> <p>規則第 28 条 3 「再処理施設は、重大事故が発生した場合において、工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」とある。同条の解釈の 2 に、「異常な水準の放出を</p>

		<p>防止する」とは、放射性物質の放出量がセシウム 137 換算で 100 テラベクレルを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いことをいう。」、解釈の 3 に「上記 2 の「セシウム 137 換算」については、例えば、放射性物質が地表に沈着し、そこからのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊による吸入摂取による内部被ばくの 50 年間の実効線量を用いて換算することが考えられる。」とある。これらのどこにも、「希ガス及びよう素は評価対象外としてよい。」とは規定されていない。</p> <p>解釈の 3 に「セシウム 137 換算」についての解釈は、「例えば (中略) が考えられる。」とあるように、単なる一つの例示にすぎない。「放射性物質の異常な水準の放出を防止するために」とある規則の規定を順守すれば、放射性の希ガスとよう素がその「放射性物質」の中に入ることは当然である。なぜならば、この規則条項は本来、重大事故時にも周辺の公衆に著しい放射線障害及び放射線災害を与えないようにするために規定されているのであり、事故により、短期的であっても長期的であっても著しい放射線障害及び放射線災害を与えてはならないのである。このためには、短期的影響を及ぼす希ガスとよう素の放出量を総放出量に加えるべきである。解釈の 3 にあるように 50 年間の実効線量に着目するのであれば、その「50 年間にわたる実効線量」の中に希ガスとよう素による短期間の実効線量が除外されるのは理が通らない。</p> <p>規則の改良点の提案として、「50 年間にわたる実効線量を用いてのセシウム 137 換算の放出量」といったわかりにくい規定でなく、制限値としては「50 年間にわたる実効線量」を定め、短期的及び長期的な影響を及ぼすすべての放射性核種を対象とした実効線量評価の実施を求めたい。</p>
11	IV-1,2,2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策	<p>[高島武雄意見]</p> <p>放熱量と崩壊熱量（発熱量）の数値が不明なので詳細は明らかでないが、温度が上昇する可能性もあるのではないかと。</p> <p>(理由)</p> <p>審査書（案）p.160 に、「冷却機能の喪失による蒸発乾固については、核分裂反応により溶液の沸騰が一時的に生じるが、貯槽からの放熱は崩壊熱量に対して十分であり、溶液の沸騰が継続することはないことから、連鎖は想定できない。」とあるが、通常、発熱は体積（長さの 3 乗）により、放熱は面積（長さの 2 乗）に寄るので、自然対流による冷却では放熱が十分可能かどうか分からない。</p>

12	IV-1,2,2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策	<p>[高島武雄意見]</p> <p>可搬式代替冷却設備は想定通りに設置作動できるか疑問がある。</p> <p>(理由)</p> <p>最終的な熱の捨て場（ヒートシンク）は大気であり、大気には冷却塔から放出される。冷却塔が機能喪失した場合、至る箇所で過熱状態になる。審査書（案）p.162 などによれば、このための対策として代替設備を用意しているようだが、これらは可搬式だ。下北半島は豪雪地帯。冬季には爆弾低気圧の影響で通行止めも発生するほどだ。事故時の避難もままならない。事故時の収束作業にも支障をきたすはず。積雪時や悪天候時、夜間や瓦礫散乱時などは速やかな対応ができるか懸念される。</p> <p>また、これらの代替機器の最終ヒートシンクは貯水槽になるようだが、排熱量には限界があるのではないだろうか。</p>
13	IV-1.2.2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策	<p>[滝谷紘一]</p> <p>安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合の対策として設置される代替安全冷却水系は、それを構成する主要機器、設備はすべて可搬型である。基準地震動×1.2 倍の地震動が発生した場合、可搬型機器の信頼性はきわめて乏しい。可搬型を常設型に変更すべきである。</p> <p>(理由)</p> <p>申請者は、代替安全冷却水系には、可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋外ホース、可搬型建屋内ホース、弁等を設置するとしている(163 頁)。これらに付け加えて、可搬型排水受槽、可搬型排風機、可搬型発電機、可搬型ダクト、可搬型フィルタ等を可搬型重大事故等対処設備として新たに整備するとしている（165 頁）。</p> <p>このように可搬型機器、設備に頼ることは、想定されている基準地震動×1.2 といった大地震に見舞われた場合、作業員による保管庫からの搬入、据付、接続の信頼性はきわめて乏しい。何故ならば、敷地内の道路は計画されている迂回路も含めて、各所に地割れ、陥没、液状化、障害物落下などが生じて車両の通行は困難な状態になっているおそれがあり、保管庫から現場への搬入が計画通りにはいかない。さらに、現場での作業員による据付、接続には余震のために計画通りにはいかない。</p> <p>新規制基準適合性審査を終えた原発の場合、重大事故等対策設備のうちの代替非常用交流電源設備は、当初申請時には可搬型で計画されたものもあったが、最終的には常設型に変更されている(事例：九州電力玄海3・4号)。再処理工場においても、上記重大事故等対処設備は可搬型から常設型に変更して、信頼性を高めるべきである。</p>

14	IV-1,2,2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策 ～代替冷却設備	<p>[川井康郎意見]</p> <p>可搬型設備に依存することの誤り（１）</p> <p>（理由）</p> <p>通常の冷却機能が喪失した場合、貯水槽より内部冷却水ループへの通水、更には当該機器冷却コイルへの直接接続による通水が計画されているが、いずれも可搬型のポンプ、屋内外ホース、弁等を経由する。すなわち非常事態下において可搬型機器設備の搬送、組立て、水圧・洩れテスト、試運転を必要とする。これらの作業の成立性は環境に大きく左右される。重大事故の発生が外部事象に因る場合には、当然のことながら、敷地内外に大きな影響が及び、地震であれば、地割れ、道路損壊、倒壊物等による資機材や人員（敷地外からの駆けつけ応援も含む）の運搬への支障が生じる。また、雪害の場合は降雪によるアクセスの困難、火山噴火による降灰の場合はアクセスの困難に加えて、電線・電気設備等への様々な障害が起こりうる。作業が夜間に及べば、投光器や非常用照明に頼らざるをえず、作業への支障のみならず作業員の安全への懸念も生じる。このような環境において、必要な人員と資機材が現場に予定通り到着するとは限らず、また、作業の順調な進捗も阻害される可能性は大きい。また、自然災害による重大事故の発生は再処理施設内の各所で同時に起こりうる事象であり、作業の優先順位や人員の適切な配置の決定等、マニュアルでは事前に定めきれない指示系統やマネジメントに多くの障害が予期される。対処設備は全て常設かつ遠隔操作が可能なものとし、可搬型に頼ってはならない。</p>
15	IV-1,2,2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策 ～凝縮器と代替セル排気系	<p>[川井康郎意見]</p> <p>可搬型設備に依存することの誤り（２）</p> <p>（理由）</p> <p>高レベル廃液沸騰時の放出緩和策の際にも可搬型設備に全面的に依拠している。凝縮器への通水（可搬型ポンプ、屋内外ホース、弁等を使用）と排ガスの管理放出（可搬型 HEPA フィルタ、排風機とモーター、ダクト、弁等を使用）に大掛かりな可搬型設備の設置を必要とする。外部事象による重大事故発生時、別項で述べた代替冷却設備の設置ケース以上にこれらの作業の成立性には疑問である。</p> <p>加えて、排風機、フィルタ、ダクト、ダンパー（弁）といった排ガス関連設備は組立て（ボルト締め等）後のリークテスト（漏れ試験）を行なえる環境になく、いわばぶっつけ本番での実気体運転となる。放射能を含んだ排ガスの建屋内リークが強く懸念される。</p>

		放射性物質を大量に含んだ機器近傍での作業を含め、審査書には各作業箇所における予測線量評価と作業員への被ばく評価を記載するべきである。
16	IV-1,2,2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対策 ～凝縮器と代替セル排気系	<p>[川井康郎意見]</p> <p>可搬型設備に依存することの誤り（3）</p> <p>（理由）</p> <p>凝縮器と代替セル換気系を経由する放出緩和対策は全面的に可搬型設備に頼り、その作業成立性は疑わしい。かつシステムも複雑となり、機器数や部品数、組立て作業、稼動の為の操作手順等が増えれば、それだけトラブルやミスの発生頻度も多くなる。臨界事故対策と同様に常設でよりシンプルな廃ガス貯留槽方式をなぜ採用しなかったのか（別コメントで記したように、それでもリスクは回避できないが）？</p>
17	IV-1,2,3 放射線分解により発生する水素による爆発への対策	<p>[川井康郎意見]</p> <p>可搬型設備による水素爆発対策は不適切である。</p> <p>（理由）</p> <p>高レベル廃液の「蒸発乾固」のケースと同様に、凝縮器周辺、代替セル排気系は可搬型設備に全面的に依拠している。同様の理由で作業の成立性は疑わしい。対処設備は全面的に常設、遠隔操作とすべきである。</p>
18	IV-1,2,3 使用済み燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済み燃料の著しい損傷への対策	<p>[川井康郎意見]</p> <p>使用済み燃料プールの大規模破損が考慮されていない。</p> <p>（理由）</p> <p>想定事故として、冷却機能の停止とサイフォン現象や地震時のスロッシングによる小規模なプール水喪失を想定しているが、地震時のコンクリートプールの破損によるプール水の「大規模流出」は考慮されていない。福島第一を襲った地震により原子炉建屋、タービン建屋地下ピットにクラックが発生し、汚染水問題がいまだに解決できない事実を忘れてはならない。プール壁の損壊はプール水の短時間での大量流出を招き、遮蔽と冷却機能を失い、使用</p>

		<p>済み燃料の損傷、更にはメルトダウンに至った場合はもはや何の手も打つことは出来ない。審査書においては、大規模流出のケースの場合の評価が欠落している。</p>
19	IV-4.6 事業所外への放射性物質等の放出を抑制するための設備及び手順等	<p>[川井康郎意見]</p> <p>建屋からの漏出ガス量の放水による抑制は戯画的である。</p> <p>(理由)</p> <p>基準規則第 40 条に従い、建屋からの放射性物質の工場外への放出量を抑制するために、建物周囲に可搬型の放水砲および必要な水量を移送する大型ポンプを配置することとしているが、あまりにも戯画的な対策といえる。</p> <p>そもそも、建屋の隙間等から漏出した汚染ガス（というより放射性物質を含んだ空気）は、一部の水蒸気を含んだ白煙以外に可視化はされず、また夜間の視認は不可能である。放水にて放射性物質を叩き落とせる効果はほとんど皆無といえるだろう。</p> <p>更に、放水によって大量に発生する放射性物質を含んだ（運が良ければ）汚染排水への対策は排水溝の堰止めとフェンスの設置程度であり、あまりにも不十分である。湖沼や海洋汚染を本気で防ごうと思えば、数千立法メートルを超える大容量のコンクリートピットを用意せねばならない。福島第一原発における汚染水問題からの教訓を真摯に受け止めるべきである。</p>
20	IV-4.9 計装及びその手順等	<p>[川井康郎意見]</p> <p>老朽化した計装設備の全面的刷新が必要である。</p> <p>(理由)</p> <p>計装設備は基準第 43 条に適合しているとの判断を行なっているが、本再処理施設の「老朽化」という現実には一切言及していない。本施設が 1994 年 4 月に着工してからすでに四半世紀を超えている。この間のプラント技術分野における進歩には著しいものがある。とりわけ、プラントパラメータの計測と監視・制御の分野で、本施設に使用されている設備やシステムはすでに著しく陳腐化してしまっているといえよう。例えば、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室：旧タイプの DCS（分散型コントロールシステム）や PLC（イプログラム可能なインターロックシステム）が使われており、その後の技術進歩による処理スピードや信頼性の向上が反映されていない。</li> </ul>

		<p>・計装部品：耐用年数が長く、より故障頻度の低い新製品が逐次商品化されている。</p> <p>また、昨今では IT 技術の進歩による情報共有の拡大、処理スピードの向上、取扱いデータ量の増加などがいっそう進んでいる。規則第 43 条では重大事故に対処する計装設備の条件について記述されているが、より信頼性の高い設備への更新についての要求が欠落している。プラントの、とりわけ重大事故対策の信頼性と確実性を向上させるためには、現計装・制御システムの全面的な更新が必要である。</p>
21	IV-4.12 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等	<p>[川井康郎意見]</p> <p>緊急時対策所の機能は不十分である。</p> <p>(理由)</p> <p>基準規則第 46 条に従い、故意による航空機の衝突対策も含めた重大事故に対処すべく緊急時対策所を設けることとしている。しかし、この設備は発電用原子炉における「特別重大事故等対処設備」とは異なり、非常時の運転制御機能（原発で言えば炉心の緊急冷却操作）は持たず、主要運転パラメータの把握のみであることなど機能は限定的である。再処理施設は原発と比べても以下のような特有の危険性を有しており、非常時には被災箇所からの一定の距離を確保した安全な場所からの遠隔操作が求められる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保有放射エネルギーの多さ</li> <li>・大量の高レベル濃縮廃液の存在と常時冷却の必要性</li> <li>・可燃性液体と強酸の存在</li> <li>・重大事故発生ケースの多様さ</li> <li>・プルトニウムの取り扱いと保障措置による管理の必要性</li> </ul> <p>発電用原子炉に求められている特別重大事故等対処設備の設置を求める。</p>

## 第 V 章 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応」

2020.6.1

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	V-1-(3) 故意による大型航空機の衝突への対応～設備及び資機材の整備	<p>(川井康郎意見)</p> <p>故意による大型航空機衝突への対応は事実上不可能である。</p> <p>(理由)</p> <p>そもそも、故意による大型航空機の衝突による被災は想像を超える規模となる。規制基準に挙げられた特定の事故シーケンス（臨界事故、高レベル濃縮液蒸発、水素爆発等々）による事象進展とは以下の諸点で大きく異なる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 前触れもなく突如発生するので、事前の予測や対応が出来ない。指揮命令系統にも大きな混乱を引き起こす。</li> <li>・ 積載ジェット燃料の炎上による大火災</li> <li>・ 広範囲にわたる建屋群の同時損壊と電源、制御、計測、配管、機器といったプラントの運転に必要な各種設備の同時被災、そして冷却、遮断、排気といった各種単位操作の同時困難</li> <li>・ 大規模損傷緩和作業を実行する運転員、保守要員、マネジメント要員の負傷、死亡</li> </ul> <p>このように、故意による大型航空機の衝突による被災は予め想定される特定重大事故とは全く異なる様相を呈するものであり、規則や基準に従った対策の有効性が証明されるものではない。</p> <p>また、事象が生じてからの可搬型設備に依拠した対応（Active Protection）では事象の進展を食い止めることは極めて困難である。本来あるべきは、建屋と洞道を含めた諸設備が大型航空機衝突に対しても閉じ込め機能を維持する頑健な設計（Passive Protection）、かつ遠隔での操作が可能な予備制御機能を持たねばならない。しかしながら、そのような補強や対応には莫大なコストがかかることから既設設備には一切手を加えないままで、可搬型設備による対応という姑息な対処で済まそうとしている。結局は費用対効果（採算性）の観点から、安全性を犠牲にしているとわざるを得ない。</p>



## その他「審査書（案）には触れられていない項目」

2020.6.1

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	再処理について	<p>[高島武雄意見]</p> <p>再処理工場は閉鎖すべきである。</p> <p>（理由）</p> <p>高レベル放射性廃棄物のガラス固化体が移送される最終保管場所は決定しておらず，決まる見込みもない．また，日本国内には安定な地層は存在せず，適地そのものが存在しない．再処理を進めれば進めるほどガラス固化体も増加する．再処理そのものをやめるべきだ．</p>
2	ガラス固化設備について	<p>[高島武雄意見]</p> <p>ガラス固化技術は実験炉段階であり商業化できる段階ではない。</p> <p>（理由）</p> <p>1．実験炉からスケールアップして現在の炉を設計したが，設計どおりに作動していない．これは，溶液の物性値すら把握することが困難なことなどの理由で相似則が適用できていないことが原因と考えられる．流動状態の把握，物性値の測定など，基礎的な実験からやり直すべきである．</p> <p>2．炉内の流動状況の解析（シミュレーション）は，温度分布を求めるための内部発熱項を含む通常の流体のエネルギー方程式と，速度分布を求めるための運動方程式（ナビエーストークス式）に，電導度の空間分布の時間変化を発熱項に反映させて求める必要があると考えられる．しかし，溶液の組成一つとっても成分の割合や，固相液相の状態すら定かではなく，ましてや密度，粘性係数や比熱，熱伝導率などほとんどの物性値も推定値を使用せざるを得ない状況であろう．得られる解析結果は極めて不十分なものに違いない．そして実験値と比較することもままならず検証ができないと思われる．</p> <p>3．このような系については，本来，シミュレーションだけで設計を行うのではなく，実験結果を加味して試行錯誤を繰り返しながら，炉など装置の改良を行うべきであろう．しかしながら溶液自体を容易に取り扱うことができないためそれができない．</p>

		<p>4. 本装置は液体供給式直接通電型セラミックメルト法（LFCM 法）である。本方法では、ガラスを含む廃液の融解を通電加熱によるジュール熱によって行っているが、この方法では電気抵抗の大きい部分ほど発熱量が大きくなる。つまり、電気抵抗が小さい（電気伝導度が大きい）金属成分がリッチな場所は発熱量が少ないため温度が上がらない。つまり、廃液内に発熱のムラができ、温度分布のムラになる。結果として、流動性のムラが生じる。単純に加熱電力の制御によって廃液の温度の増減を制御することができない構造になっている。廃液の量を少なくするか、ピンポイントで加熱を制御可能にするなどしない限り、抜本的な解決は困難と思われる。</p>
--	--	---

<以上>