

訴 状

2021年（令和3年）1月22日

青森地方裁判所 民事部 御中

原告ら訴訟代理人

弁 護 士 浅 石 紘 爾

弁 護 士 内 藤 隆

弁 護 士 海 渡 雄 一

弁 護 士 伊 東 良 徳

弁 護 士 中 野 宏 典

当事者の表示

青森県

原 告 青森県三沢市松園町2丁目8番12号

山田 清彦

外105名 別紙原告目録記載のとおり

原告ら訴訟代理人 別紙訴訟代理人目録記載のとおり

東京都千代田区霞が関1丁目1番1号

被 告 国

上記代表者 法務大臣 上川 陽子

処分行政庁 原子力規制委員会（委員長 更田 豊志）

六ヶ所再処理事業所再処理事業変更許可処分取消請求事件

訴訟物の価額 1 6 0 万円

貼用印紙額 1万 3 0 0 0 円

第1 請求の趣旨

- 1 原子力規制委員会が、日本原燃株式会社に対し、2020年7月29日付でなした、日本原燃株式会社再処理事業所における再処理の事業の変更許可は、これを取り消す。
 - 2 訴訟費用は、被告の負担とする。
- との裁判を求める。

第2 請求の原因

1 本件変更許可処分

原子力規制委員会は、2020年7月29日、日本原燃株式会社に対し、原子炉等規制法第44条の4第1項に基づき、日本原燃株式会社再処理事業所（以下、「本件施設」という）における再処理の事業の変更許可（以下、「本件変更許可処分」という）を行った。

2 当事者

原告らは、本件施設の近隣に居住しており、本件施設から放射性物質が漏洩した場合放射線による障害等の被害を受ける危険がある者である。

被告は、行政事件訴訟法第11条第1項第1号により、原子力規制委員会が行った本件変更許可処分の取消訴訟の被告となることが定められている者である。

処分行政庁は、原子力規制委員会（委員長更田豊志）である。

3 本件変更許可処分の違法性

（1）許可基準違反

本件変更許可処分は、原子炉等規制法第44条の4第3項が準用する同法第44条の2第1項各号の指定の基準に適合しない本件施設の変更を許可したものであり違法である。

（２）審査基準の不合理性

本件変更許可処分に際しての安全審査である規制基準適合性審査の調査審議に用いられた具体的審査基準は、現在の科学技術水準に照らし不合理である。

（３）調査審議及び判断の過程の過誤、欠落

本件変更許可処分に際しての安全審査である規制基準適合性審査の調査審議及び判断の過程に、現在の科学技術水準に照らし、看過しがたい過誤、欠落がある。

４ 具体的な違法性の主張

本件変更許可処分の違法性に関する具体的な主張は、別紙「請求原因」記載のとおりであるが、追って主張を追加する。

５ 関連事件（関連請求の追加的併合について）

御庁平成５年（行ウ）第４号再処理事業指定処分取消事件（以下、「旧訴」という）は、日本原燃株式会社六ヶ所再処理事業所の再処理の事業の指定処分の取消請求であり、本件変更許可処分は、上記事業指定処分を変更する処分である上、上記事業指定処分とともに六ヶ所再処理事業所の設置運転に向けた一個の手続を構成するものであるから、旧訴と本訴は行政事件訴訟法第１３条第２号または６号の関連請求に当たり、同法第１９条第１項の関連請求に当たるものである。

６ まとめ

よって、本件変更許可処分は、許可の要件を欠き、また違法であるから、取消を免れない。

第３ 証拠方法 追って提出する。

第４ 付属書類 訴訟委任状 １０６通

訴 訟 代 理 人 目 録

青森県八戸市根城九丁目 1 9 番 9 号

浅石法律事務所（送達場所）

電話 0 1 7 8 (4 3) 1 4 2 5

F A X 0 1 7 8 (4 7) 2 3 2 1

弁 護 士 浅 石 紘 爾

東京都新宿区三栄町 8 三栄ビル 3 階

四谷総合法律事務所 電話 0 3 (3 3 5 5) 2 8 4 1

弁 護 士 内 藤 隆

東京都新宿区新宿 1 - 1 5 - 9 さわだビル 5 階

東京共同法律事務所 電話 0 3 (3 3 4 1) 3 1 3 3

弁 護 士 海 渡 雄 一

東京都千代田区神田錦町 1 - 1 - 6 神田錦町ビル 3 階

大手町共同法律事務所 電話 0 3 (3 2 9 1) 2 2 4 4

弁 護 士 伊 東 良 徳

山梨県都留市中央 3 - 1 - 2 5 村松ビル 1 階

つる法律事務所 電話 0 5 5 4 (5 6) 8 7 9 6

弁 護 士 中 野 宏 典

請 求 原 因

目次

第1章	はじめに	15
第1	核燃料サイクルは回らず	15
第2	再処理政策の変遷	20
第2章	不公正、不合理な審査	25
第1	規制機関の不適合性	25
第2	新規制基準の不合理性	29
第3	適合性審査の杜撰さ	32
第4	恣意的解釈による違法な現状追従審査	32
第5	まとめ	39
第3章	活断層評価（想定）の誤り	41
第1	新規制基準の定めと審査結果	41
第2	大陸棚外縁断層と六ヶ所断層を想定しない本件審査の不合理な地震対策	42
第4	まとめ	52
第4章	基準地震動策定の誤り	53
第1	新規制基準の定めと審査結果	53
第2	原告らの主張の要点	53
第3	原子力施設の耐震設計に関する経緯	54
第4	基準地震動を超えたら、施設の健全性は保障できない。	55
第5	原発と比較して本件施設では、液体状で放射性物質を取り扱うため、漏洩 の危険性が高い	56
第6	本件施設における耐震設計の変遷	58
第7	最近の地震における地震動の視点から見た本件施設の基準地震動の過小	

評価	62
第 8 本件施設は解放基盤表面における 700Gal の地震動にも耐えられない可能性が高い	64
第 9 原告らの懸念を裏付け、本件施設が基礎版 6 8 0 Gal の地震動に耐えられず、補強も不可能であることを自白する東電の内部資料	70
第 1 0 結論	81
第 5 章 火山噴火対策の不備—十和田カルデラの危険性	105
第 1 新規制基準の定め	105
第 2 審査内容の概要	105
第 3 火山事象に関する争点の整理	106
第 4 争点Ⅰ（立地評価に関する基準の不合理性）	107
第 5 争点Ⅱ（立地評価に関する基準適合判断の不合理性）	113
第 6 争点Ⅲ（影響評価に関する基準の不合理性）	113
第 7 争点Ⅳ（影響評価に関する基準適合判断の不合理性）	117
第 8 まとめ	119
第 6 章 航空機墜落の危険性	121
第 1 新規制基準の定め	121
第 2 審査内容の概要	121
第 3 航空機落下事故対策の不備	121
第 4 大型航空機衝突対策の不備	130
第 7 章 石油備蓄基地火災・爆発の危険性	132
第 1 新規制基準の定め	132
第 2 審査内容の確認事項	132
第 3 石油備蓄基地の実情と事故の原因	133
第 4 火災の影響について	133
第 5 本件施設からの放射性物質の漏えい	136

第6	まとめ	137
第8章	重大事故対策の不備	138
第1	新規制基準	138
第2	審査内容	138
第3	重大事故対策の不備について	138
第4	結語	146
第9章	平常時被ばくの危険性	147
第1	新規制基準の定め	147
第2	被ばく評価の不合理性	148
第3	本件施設から放出される放射性廃棄物	150
第4	被ばく線量	158
第5	平常時被ばく線量 $2.2 \mu\text{Sv}$ の虚構	162
第6	まとめ	165
第10章	平和利用目的違反	166
第1	本件変更許可について	166
第2	本件変更許可の違法性について	167
第3	プルトニウムの軍事転用の危険性について	169
第4	行方不明プルトニウム (MUF)	172
第5	まとめ	172
第11章	技術的能力の欠如	174
第1	審査の概要	174
第2	技術的能力の欠如事例	174
第3	技術的能力を確認した「審査書」の誤り	178
第4	本件審査の違法・無効	180
第12章	経理的基礎の欠如	181
第1	指定要件としての「経理的基礎」	181

第2	審査内容の概要	181
第3	経理的基礎の判断（評価）手法	182
第4	使用済燃料量の上限による運転資金不足	183
第5	プルトニウム在庫と再処理	187
第6	経営難にあえぐ日本原燃	188
第7	まとめ	191
第8	経理的基礎（4号基準）は、本件取消訴訟の審理対象である。	192
第13章	実効性を欠く避難計画	193
第1	原子力災害に対する防護対策	193
第2	避難計画	195
第3	杜撰な避難計画	196
第4	おわりに	199
第14章	結語	200

第1章 はじめに

—核燃料サイクル政策の破綻

日本の原子力開発は、高速増殖炉サイクルを目標とすることで始まったが、高速増殖炉開発が事実上廃止された今、サイクルの要とされる再処理も不要になった。

再処理の継続は政策上の意義もなく、経済合理性もない。これを廃止しないのは、原子力事業者ならびに政府の怠慢という他ない。

第1 核燃料サイクルは回らず

1. 増殖炉の開発と終焉

原子力委員会は、1956年に日本で最初の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」を策定した。その中で、「わが国における将来の原子力の研究、開発および利用については、主として原子燃料資源の有効利用の面から見て増殖型動力炉がわが国の国情に最も適合すると考えられるので、その国産に目標を置くものとする」との方針が決定された。増殖型動力炉とは高速増殖炉のことである。以来、この政策が維持されてきた。

このタイプの原子炉は、核分裂の連鎖反応に高速中性子を使用することで、消費した燃料以上のプルトニウムを同時に生産することが可能となるように概念設計されている。あたかも増えたプルトニウムの活用で高速増殖炉が自立できるように宣伝されていたが、もともとプルトニウムの縮小再生産であり、原理的に自立できるものではなかった。

日本では増殖炉の実験炉として「常陽」が茨城県大洗町に1977年に初運転に入った。しかし、2008年に深刻なトラブルが発生し、停止したまま、現在は規制基準への適合性審査が行なわれている。「常陽」は発電システムを備えておらず、これを備えた次の開発段階の原型炉「もんじゅ」が1994年に福井県敦賀市に建設された。「もんじゅ」は試験運転中の1995年12月に冷却材のナトリウムの漏洩火災事故を起こして停止した。2008年に改良工事を経て出力ゼロパ

一セントでの試験運転を再開したが、再びトラブルを起こし、ほとんど運転しないまま、2016年に所管の文部科学省が廃炉を決定した。

他方、経済産業省はフランスの高速炉開発計画（ASTRID）に協力することで、政策の維持をはかった。ところが、フランス政府は、2019年この計画への予算を削除した。今世紀半ばまでは開発需要は見込めないという理由である。

フランスは高速増殖炉開発の先進国で、実用化一步手前の実証炉スーパーフェニックスを建設・運転していた。トラブルが多いことから停止期間も長くなり、経費が高すぎることを理由に、当時のドミニク・ボアネ環境相は、研究開発といえども「民主主義のルールに従わずに済むものではないし、経費が高すぎ、成功が確実でないようなプロジェクトを続けていくべきものではない。従ってスーパーフェニックスと呼ばれる高速増殖炉は将来的に放棄する」と言明して、ついに1998年2月に廃止を正式決定した。なお、この時期までに、他の欧米諸国もすべて高速増殖炉開発から撤退している。

ASTRID計画は2006年に高速炉に形を変えて復活した。しかし、フランスはこのASTRID計画の中止を2018年に決定した。今世紀半ばまでは市場での需要はないとの冷徹な判断の結果である。なお、高速炉は高速中性子を利用した原子炉であるが、増殖機能を持たない。

「もんじゅ」廃止ならびにフランスのASTRID計画の廃止にもかかわらず、日本はなおも高速炉開発計画を捨ててはいない。しかし、原子力委員会の岡芳明委員長は、「できる」の意味には「原理的にできる」「技術的にできる」「市場で多く使われるようになる（商業的に実現する）の3種類があるとして、『技術的にできる』の『できる』は、『商業的に実現し、市場で多く使われるようになる』ことを保証しているわけではないので、両者を混同しないことが必要である」と述べている（原子力委員会メールマガジン2018年11月30日号）。

最初の原子力開発長期計画から64年が経過しており、この間に輸入技術の国産化をはかった軽水炉は57基が建設された。2011年3月11日の福島第一原

原子力発電所での爆発事故で原発をめぐる状況は大きく変わり、24 基が廃止となり、再稼働申請は 27 基に留まっている。脱原発政策を支持する多数世論の影響があり、再生可能エネルギーへのシフトが加速している。

第 5 次エネルギー基本計画（2018 年策定）では、2030 年までに再生可能エネルギーの導入に関して「確実な主力電源化への布石」とし、2050 年には主力電源となることが目指されている。このような時代の流れにあって、高速炉や高速増殖炉が「市場で多く使われるようになること」はありえない。

2. 再処理の開発

高速増殖炉あるいは高速炉の燃料となるプルトニウムを入手するには軽水炉の使用済燃料を再処理する必要がある。軽水炉-再処理-高速増殖炉への流れは核燃料サイクルと呼ばれている。

(1) 東海再処理工場

日本で最初の再処理工場は、当時の動力炉・核燃料開発事業団（現、日本原子力研究開発機構、以下「機構」という）が茨城県東海村に建設した。東海再処理工場は 1971 年に着工、1977 年にアクティブ試験（使用済燃料を用いた試験運転）に入った。同年に誕生した米国カーター政権がインドの核実験（1974 年）を契機に、同国の核不拡散政策を強化し、再処理・プルトニウム利用の無期延期を求めたため、東海再処理工場は本格稼働に入ることができず、日米交渉で混合転換法（プルトニウムとウランを同量混合して製品化する）で合意に達して、81 年から本格稼働に入った。なお、米国では、このときに高速増殖炉開発計画の変更、商業化の延期を決め、事実上その開発は終了している。

東海再処理工場は、幾多の事故・トラブルに見舞われながら 2007 年まで運転を続けた。この 26 年間に再処理した使用済燃料は 1140 トンであった。公称処理能力は年間 210 トンなので成績（稼働率 20%）が良いとはいえない

結果である。再処理の総事業費は 2018 年度までの実績で 7,965 億円。この他にガラス固化処理施設に 1,302 億円(2019 年度予算までの合計)。ただし、プルトニウム燃料開発施設関係の事業費は含まれていない。

同工場は 2013 年に制定された規制基準に適合できる見通しがなく、機構は廃止を決定し、2017 年に原子力規制委員会に廃止措置を申請した。機構はホームページ上で、「国内初となる大型核燃料施設の廃止措置であり、約 70 年にわたる長期のプロジェクトとなります」と説明している。機構が公表している「東海再処理施設に係る廃止措置計画認可申請の概要について」によれば、その費用は 1 兆円とされている。

政府が提供している原子力情報アトミカの「日本の再処理開発の歴史」によれば、東海再処理工場の設計・技術は、フランスのサンゴバン社（現、オラノ社）から輸入したものである。プルトニウム分離工程における核不拡散上の機微の機器類は直接に製品輸入された。

(2) 六ヶ所再処理工場

本件施設は、電力 10 社による出資で設立された日本原燃株式会社が建設・運転する民間の再処理工場である（1985 年 4 月立地受入れ、1992 年 12 月再処理事業指定処分、1997 年完工予定）。1993 年 4 月に建設着工、2006 年 3 月にアクティブ試験に入った。施工不良、耐震設計ミス、ガラス固化処理工程でのトラブルなどにより 2008 年から完全にストップ。日本原燃は 2014 年 1 月に本件変更許可を申請し、6 年半にわたる新規規制基準適合性審査を経て、2020 年 7 月 29 日審査合格して、現在は設計及び工事方法の認可審査の途上である。日本原燃は 2022 年上期の完工（25 回目の延期）を予定している。

六ヶ所再処理工場も核不拡散上の観点から、東海工場同様にフランスからの輸入であり、分離に関する機微な機器類は直接に製品輸入されている。プルトニウムに関しても混合転換法を採用している。

なお、ガラス固化施設は国産であるが、ここで深刻なトラブルを起こしている。費用削減と単純なスケールアップが原因と考えられる。原子力開発では「もんじゅ」といいこのガラス固化といい、国産開発で深刻な失敗を重ねているのが現実である。

2つの再処理施設がともに主としてフランスからの輸入であることは注目すべき点である。すなわち、抽出するプルトニウムが核兵器転用可能物質であり、この分離技術を核兵器国以外に移転しないという国際的な核不拡散政策の結果である。現時点において非核兵器国のなかで民生用の再処理工場を保有しているのは日本だけである。このことから、これを日本の既得権とする考えや主張がある。殿塚猷一核燃料サイクル開発機構（現、原研機構）理事長は、原子力委員会新計画策定会議第4回会合において以下のように発言している。

「我が国が非核兵器保有国で唯一再処理を国際的に認められているという国でありますけれども、これは技術開発の累積はもとより、政治的な交渉だとか、あるいは長年にわたる誠実な査察対応等々の先人の大変偉大な長年の努力の結果だと思いますし、ある意味では国際的に認められた貴重な既得権とも言うべきものでありまして、我が国はこうした高い技術開発を有しているわけで、このステータスというものを放棄していいのかどうかという問題があると思います」（2004年7月29日）。

「もんじゅ」事故やガラス固化工程のトラブル（どちらも単純な原因）に見るように、少なくとも原子力事業においては技術開発の累積による高い技術を有しているとはいいがたい。守るべき既得権はないと言っても過言ではない。

日本の高速増殖炉開発は途絶え、核燃料サイクル政策は事実上終焉した。従って、再処理を進める理由は無くなっているのである。既得権への固執は

意味をなさない。むしろ既得権への固執が原子力政策の硬直化を招いている。
この状態は福島原発事故を経験したにもかかわらず現在も続き、電気事業者のみならず消費者にも多大な負担を強いている。

第2 再処理政策の変遷

1. 再処理の意義の変質

ウラン資源を 30～60 倍有効利用できる（アトミカ「再処理の経済性」）ことが高速増殖炉開発のメリットとされ、そのための再処理との位置づけでスタートした日本の原子力長期計画であったが、高速増殖炉開発の遅延・後退状況に応じて、再処理の意義は高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度（被ばく線量率評価）の低減の強調に移っていった。

この主張はミスリードを招く。すなわち、使用済燃料からウランとプルトニウムを除いた高レベル放射性廃棄物だけを評価して主張しているからである。プルトニウムやウランによる被ばくも含めて評価すれば、優位さは無くなる。

使用済 MOX 燃料による被ばくを評価すると、潜在的有害度の低減にはつながらない。福島第一原発の事故後に設置された原子力委員会・原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会では、使用済 MOX を含めた総合的な評価を行ない、「リスクに大きな差はない」と判断した（第 8 回会合「核燃料サイクルの技術選択肢第 1 ステップのまとめ（案）」2012 年 2 月 23 日）。

本件施設で得られたプルトニウムは、高速増殖炉開発ではなく、建設当初から軽水炉で使用するようになっていた。これはプルサーマルと呼ばれるが、資源の有効利用にほとんどつながらない。極めてわずかの資源有効利用のために膨大な費用を必要とし、後に極めて厄介な使用済のプルサーマル燃料（使用済 MOX 燃料）が残るのである。使用済 MOX 燃料は本件施設では再処理できず、また世界にもこれを恒常的に再処理する工場はない。日本では地層処分の対象になっておらず、また処分技術も確立していない。

いまや全量再処理政策は単なる建前であり、つまるところ、本件再処理施設は発電には何らの寄与もしない、高レベル廃棄物の処理・処分工場にすぎない。

2. 再処理積立金制度の導入

1995 年から始まった電力の自由化は、大口電力での自由化から徐々にその範囲を拡大していた。その状況のなかでも再処理が継続できるように、政府（経済産業省）は 2005 年に再処理積立金法を成立させた。これにより使用済燃料の将来の再処理に必要な一定の費用を、原子力発電環境整備・資金管理センターに積立てることとなった。その際、再処理費用の電気料金への反映を極力抑えるために、以下の合意が政府と原子力発電事業者の間で成立した。発生する使用済燃料の半分を、六カ所再処理工場での再処理に充てるために、同資金管理センターに積立て、残りの半分の費用は六カ所再処理工場の次の再処理工場（具体的な計画はない）で再処理される分として内部留保するというものである。

3. 使用済燃料再処理機構の設立と拠出金制度

電力自由化はさらに進展し、2016 年 4 月に小売り事業の全面自由化が導入された。消費者が契約する電力会社を自由に選べる時代となった。自由化の流れは送配電部門の中立化のために同部門を法的に分離し、従来の総括原価方式を廃止する政策が導入された。

一方で福島第一原発事故を受けて政府は、原発依存度を可能な限り低減させる方針を明言した。「電力システム改革に伴って地域独占・総括原価方式の料金規制による投資回収保証が失われた競争環境下においては、原子力事業者が破綻した場合など、使用済燃料の再処理等に必要な資金が安定的に確保できなくなる可能性がある」（「新たな環境下における使用済燃料の再処理等について」総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力事業環境整備検討専門 WG 中間報告、2016 年 2 月）との認識から、新たな制度が導入された。

すなわち、2016 年 10 月に認可法人として使用済燃料再処理機構（以下、「再処理機構」という）を設立し、再処理事業の実施に責任を持たせるとともに、従来の積立金を拠出金として同機構に移管させた。積立金の所有権は原子力発電事業者にあり、法的には返還請求権があることから、拠出金とすることにより返還請求権を喪失させたのである。その際、積立金法で内部留保していた分についても拠出させることで、発生する使用済燃料すべての再処理費用を発電時点で確保することにした。拠出すべき費用は再処理機構が算定し、経済産業大臣の認可を得て、原子力発電事業者に通知される。

このような対応なしに、日本原燃の倒産を防ぎ、電力自由化の中で再処理政策を維持できなかったのである。

4. 再処理機構とプルトニウム需給調整

日本の分離プルトニウムの保有量は 2019 年末時点で約 45.5 トンである。再処理を委託していた英仏に 36.6 トン、東海再処理工場内に 4.1 トン、本件施設内に 3.6 トン、研究施設や未使用の MOX 燃料として発電所内に 1.1 トンある（端数処理により合計は合わない）。このうち海外分と六ヶ所分は原子力発電事業者がプルサーマルで使用するようになるプルトニウムである。

大量のプルトニウム保有に、核不拡散の見地から諸外国の懸念が表明されていたが、遅々として進まない余剰減らしの現状に加えて、本件施設の竣工で、保有量が更に増えることに対して、米国をはじめとする海外諸国の懸念がますます高まっている。これに対応して、政府はプルトニウムの削減ならびにプルトニウム供給量調整を行なうことを表明した（第 5 次エネルギー基本計画）。プルサーマルの需要に合わせて本件施設での処理量を調整することになり、いよいよ本件施設本格稼働の意義は希薄になってきた。

5. 再処理事業の不成立性

再処理機構は、本件施設と MOX 燃料加工施設の総事業費を評価し公表している。拠出金の根拠とするためである。2020 年 6 月 23 日に公表された最新の評価によれば、再処理事総業費 13.94 兆円、MOX 加工施設総事業費 2.34 兆円。これは 40 年間にわたる 32,000 トンの再処理と 4,700 トンの MOX 燃料製造の総事業費である。単純計算では、製造 MOX 燃料 1 トンあたり 34.6 億円という高価な燃料となる。輸入ウラン燃料 1 トンあたりの価格 1 ～ 2 億円程度と比べれば、いかに高価なものかが分かる（「貿易統計から見た輸入核燃料の価格比較」より（「原子力市民年鑑 2018-20」原子力資料情報室編））。

再処理が公称通りに行なわれてこの価格である。供給サイド調整によって処理量が減ることになれば、いっそう高いものになる。日本原燃の決算報告によれば、本件施設は 2008 年以来全く再処理を行っていないが、現在年間 2,000 億円（1 日約 5.5 億円）程度の維持費用（保守・管理費用）が再処理機構から前払いされている。処理量に依存しない固定的な経費がかかるからである。拠出金を使い続けていけば、徐々に枯渇していき、処理されない使用済燃料を残して事業が破綻することになる。「株式会社」日本原燃の再処理事業は事実上、経営破綻していると言える。

6. 再処理撤退の費用分析

再処理の総合評価は、原子力委員会の新計画策定会議で 2004 年に検討され、更に上述した 2012 年の原子力発電・核燃料サイクル技術等小委員会でも検討された。両評価において再処理のコストは直接処分コストよりも高いことが示された。しかしながら、再処理を廃止すると、これに伴う政策変更コストが必要となり、結果的に事業を継続した方が安いとの結果を導きだした。

2004 年の政策変更コストを導いた論理は、再処理を止めると使用済燃料の行き場がなくなり、原発が止まることになる、これによる電力不足分を新設の火力発電により補う、と言うものであった。2012 年も同様の評価を行なっている。

しかし、上述したように、すでに電力需給をめぐる状況が大きく変化している。省エネルギーの進展も目覚ましい。従って、六ヶ所再処理事業に既に投資した費用（約 4 兆円）をサンクコスト（回収不能な埋没費用）として処理し、総事業費が 16 兆円を超える再処理事業から撤退する方が、明らかに経済合理性があるといわざるを得ない。原子力発電事業者にとっても経営をより容易にすることになるし、国民負担の軽減にもつながる。

7. 高レベル廃棄物最終処分の行詰まり

再処理によって、ガラス固化体や TRU 廃棄物の高レベル廃棄物が発生・残留する。これらは「最終処分法」に基づき地下 300m 以深の地層に埋設処分されることになっている。しかし、計画によると最終処分場完成までに 30 年、操業期間に 50 年という長期間を要する。しかし、未だ候補地すら決まっていない。本件施設内の高レベル廃棄物はなし崩し的に行き場を失い、本件施設が事実上の最終処分場になる可能性が高い。

このように、事業の後始末ができない状況にある再処理の操業は認められない。

8. 結語

高速増殖炉サイクルの実用化を政策目標としてきたが、開発の技術的困難や数々のトラブル、高レベル廃棄物最終処分の行詰り、さらには原子力から再生可能エネルギー主力化への時代変化の中で、サイクルの実用化は破綻し、従って再処理開発の意義も喪失し、もはや不要なものとなった。これを継続することは、いたずらに費用負担を増やし、経済負担を国民にしわ寄せすることになる。

再処理からの撤退は、原子力事業者ならびに政府が決定すべき喫緊の課題であり、これを強行するのは暴挙・失政というほかない。

第2章 不公正、不合理な審査

第1 規制機関の不適合性

1. 原子力規制委員会の性格と委員の適合性

(1) 規制委員会の発足と委員の選任および欠格条件

2012年6月20日原子力規制委員会設置法（以下、「設置法」という）が成立し、同年9月19日原子力規制委員会（以下、「規制委員会」という）が発足した。

規制委員会の目的と性格は、次のように定められている（第1条2項）。

福島第1原子力発電所の事故を契機に原子力利用における事故の防止を目的とし、そのために委員長、委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する規制委員会を設置する。

設置法第7条1項は、メンバーは「人格が高潔であって原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者」を資格要件と定め、同条7項3号は「原子力に係る製錬・加工・貯蔵・再処理若しくは廃棄の事業を行なう者、原子炉を設置する者…」の役員、従業員は委員長又は委員となることはできない。更に、政府は上記選任要件に加えて、ガイドラインにより、以下のとおり欠格要件を定めた。

- ・就任前直近3年間に、原子力事業者及びその団体の役員、従業員等であった者。
- ・就任前直近3年間に、同一の原子力事業者等から、個人として、一定額以上の報酬等を受領していた者。

(2) 規制委員会の初代選任委員長・委員の経歴

政府は次の5名の人事案を発表したが、任命には国会の同意（設置法7条1項）が必要であるところ、同意が得られず、平成25年2月事後承認により平成23年9月19日任命の運びとなった。例外規定（同法附則第2条第8項）による変則的措置であった。この5名のうち、下記の3名は、以下に

述べるように「就任前直近３年間に、原子力事業者及びその団体の役員、従業員等であった者」であり、欠格要件に該当する。

ア．田中俊一初代委員長

日本原子力研究開発機構（ＪＡＥＡ・旧動燃）副理事長、原子力委員会委員長代理、日本原子力学会会長の経歴をもつ。

ＪＡＥＡは高速増殖炉もんじゅを設置し、東海再処理工場を保有する原子力事業者である。設置法７条７項３号に定める再処理事業者・原子炉設置者で原子力開発・推進の行政組織であり、いわゆる「原子カムラ」の「当事者」に該当する。

また、金額が少ないとはいえ原子力事業者から相当額の報酬を受け取っていた事実も判明しており、ガイドラインの欠格要件に該当する。

イ．更田豊志委員

ＪＡＥＡの安全研究センター副センター長及び原子力基礎工学研究部門副部門長（２０１２年４月現在）を歴任していることから、田中俊一氏と同じく「原子カムラ」の「当事者」に該当する。また、福島第一原発事故後も原発推進を前提とした「原発の改良による継続」を主張しており、その中立・公正性が疑われる不適格者である。

ウ．中村佳代子委員

公益社団法人日本アイソトープ協会の医療連携室長及びプロジェクトチーム主査（２０１２年４月現在）を歴任。日本アイソトープ協会は岩手県滝沢村の医療用アイソトープ廃棄物処理施設を運営（集荷・貯蔵・処理）しており、「原子力に係る貯蔵・廃棄」の事業を行う者である。設置法７条７項３号に定める原子力事業者等であることから、「法律上の選任要件」に違反する。

また、低線量被ばくリスクに関する国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）の見解と相反する発言をしており、放射線防護の専門的知見及び見識に

乏しくその中立性・公正性が疑われている。

(3) 現在の委員の経歴

その後平成25年、26年、27年に委員の入れ替えがなされた（島崎邦彦・大島賢三・田中俊一・中村委員の退任、田中知・石橋明・山中伸介・伴信彦委員の選任）。交代者のうち下記2名は不適格であり、5名中3名が不適格であるという状態は変わっていない。

ア．田中知委員

東京大学大学院工学系研究科教授（システム量子工学専攻、原子力国際専攻）の肩書を持つ、積極的な再処理推進派である。

日本原子力学会会長、日本原子力産業協会理事（非常勤）を務めるなど、やはり原子カムラ出身であり、就任前直近の3年間に原子力事業者から奨学寄附金も受けている。

東京大学大学院工学系研究科システム量子工学・原子力専攻という部門は、元同大学工学部原子力工学科であり、班目研究室や田中研究室など16研究室があり、その部門に対して、新日本製鉄や三菱重工業などの原子力産業から8214万円もの寄付金、受託研究費、共同研究費などの名目で、原子力マネーが支出されている（班目・田中研究室には各400万円）。

以上の事実から、田中知委員が全くの不適格者であることは明らかである。

イ．山中伸介委員

大阪大学副学長を務めた。自己申告によると、直近の3年間に核燃料加工関連の2社から委託、共同研究費として約400万円を受け取っており、やはり不適格である。

2. 規制庁職員のノーリターンルールの形骸化

規制委員会が前述した独立・中立・公正な立場を堅持して原子力の安全規制機関としての任務（法第2条）をまっとうできるかどうかは原子力規制庁の事務局人事いかににかかっている。以下に同庁の制度的実態について述べる。

(1) 職員の採用基準

設置法附則第6条は、第1項で、同庁の職員につき、原子力利用における安全の確保のための規制の観点から専門的な知識又は経験を有するものを積極的に登用する措置を義務づける一方で、第2項で、規制機関の独立性を確保する観点から幹部・職員の如何を問わず、「原子力利用の推進に係る事務を所掌する行政組織への配置転換・再就職」を原則禁止（ノーリターンルール）するが、例外的に「同法の施行後5年を経過するまでの間において、当該職員の意欲・適性等を勘案して特にやむを得ない事由があると認められる場合は、この限りではない」として配転を許容している。また、第3項では、独立性の観点から「その職務の執行の公正さに対する国民の疑惑又は不信を招くような再就職を規制することとするものとする」と定める。更に、第4項では、旧独立行政法人原子力安全基盤機構¹の元職員の転職を認めた。

(2) 規制庁の人事（幹部・職員）の実態

規制庁の長官をはじめとする幹部は、原子力情報の収集・管理に長けた高級官僚や原発政策推進の中心人物などで占められた。

規制庁発足時の職員数は455名であったが、その出身官庁と人数は以下のとおりである（新藤宗幸著「原子力規制委員会」岩波新書参照）。

¹ 原子力安全基盤機構（JNES）

行政改革の一環として原子力事業者の安全に関する自主検査体制を審査するため、2003年10月1日に発足。主な業務は、原子力施設及び原子炉施設に関する検査、その安全性に関する解析・評価、原子力災害の予防、原子力災害の拡大防止及び復旧に関すること、原子力安全の確保に関する調査・試験・研究及び研修、原子力安全情報の収集・整理及び提供等であった。

2011年3月の福島原発事故後、政府は、事故の再発防止に向けて、原子力安全規制に関する体制と関連法令の大幅な見直しを行い、原子力安全委員会と原子力安全・保安院の廃止、安全規制を一元的に担う新たな組織として原子力規制委員会（事務局・原子力規制庁）が2012年9月19日に発足したことに伴い、2014年2月28日に活動を終了し、2014年3月1日に原子力規制庁に統合された。

原子力安全・保安院職員 350名（77%）、
原子力安全委員会職員 41名（9%）
文科省モニタリング部門 40名（8%）
環境省（10名）、その他（14名）

(3) 規制庁は規制の衣を被った推進組織

前述のように、設置法は規制庁の職員について中立性、公正性を要求している。ところが、前記のように職員の約94%以上が原子力推進官庁の出身者で占められ、この法的要求は規制庁のスタート時点から無視され、採用基準違反を犯している。これまでの原子力の推進政策に加担してきた者たちに、異動後急に原子力規制の仕事をさせようということがそもそも無理な話であろう。

(4) ノーリターンルールの形骸化

前述したノーリターンルールの例外規定に便乗して、出身省に戻った規制庁職員は、経産省出身者が125名、文科省出身者が68名にのぼったと言われている。発足時の職員の多くが里帰りしたことになる。ノーリターンルールは名目だけでその運用は形骸化し、職員の中立性・公正性の制度的担保は骨抜きとなっているのが実状である。

第2 新規制基準の不合理性

—新規制基準における立地審査指針の欠落

1. 従来の立地指針が誤りであったこと

立地審査指針は、原発に万が一の事故が起きたとしても、公衆の安全を確保するために、立地条件の適否を判断するための指針である。立地審査指針では、次の2つの事故が想定されていた。

重大事故：技術的見地から見て、最悪の場合には起こるかもしれないと
考えられる重大な事故

仮想事故：重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故

そして、重大事故が起きても周辺公衆に放射線障害を与えないこと、仮想事故が起きても周辺公衆に著しい放射線障害を与えないことを目標として、この目標を達成するために、重大事故の場合を想定して原子炉から一定の距離の範囲を非居住区域とし、仮想事故の場合を想定して非居住区域の外側の一定の範囲を低人口地帯とすることになっている。

そして、重大事故、仮想事故については、安全評価審査指針においていくつかの事故想定を行い、その解析の結果、非居住区域及び低人口地帯に放出される事故時の放射線量が、めやす線量（ 0.25 Sv ）を超えないならば、立地条件を満たしていると判断することになっていた。

これまで日本において設置許可された全ての原発は、この立地評価を満足していることになっている。

しかしながら、福島第一原発事故では、福島第一原発の敷地境界における2011年4月1日～2012年3月末日までの1年間の積算線量で一番値が高かったモニタリングポストの線量は 0.956 Sv であり、立地審査指針の「めやす線量 0.25 Sv 」を遥かに超えている²。しかも、この積算線量には、3月の爆発直後の高線量が含まれていないのであるから、現実にはさらに大量の放射線が放出されたことになる。

国会事故調におけるヒアリングにおいて、前原子力安全委員会委員長班目春樹氏は「例えば立地審査指針に書いていることだと、仮想事故だといいいながらも、実は非常に甘々な評価をして、余り出ないような強引な計算をやっているところがございます。」「（福島原発事故では仮想事故で想定した放射線量の）1万倍」、「敷地周辺には被害を及ぼさないという結果になるように考えられたのが仮想事故だと思わざるを得ない」と述べ、事故評価に係る安全評価審査指

² 2012年6月5日衆議院環境委員会

針の内容が、立地評価を満足させる結果になるように想定された事故であり、それは非現実的であり、その結果、誤った審査がなされていたことを認めた。

2. 立地評価を改める基準が作られていない

周辺公衆の安全を確保するためには、少なくとも福島第一原発事故と同様の事故及び放射能の拡がりを想定して立地審査指針の離隔要件の判断をし直すように基準を改訂するべきであったが、整合性のある代替基準は作成されていない。

仮に新規制基準策定によって旧安全基準がすべて廃止されたと解釈し、新規制基準の適用を考えたとしても、立地審査指針（どのような場所に原発を建設してよいかの指針）は、原子力施設が重大事故を起こした場合の被害の甚大性を考えれば、そして、その被害の甚大性の現実を福島第一原発事故で目の当たりにしたのであるから、上記指針は原子力施設の建設を許可するか否かを定める不可欠の要件であり、それを欠く新規制基準は伊方最高裁判決のいう「具体的な審査基準に不合理な点」がある場合に当たる。

3. 重大事故対策で代替させることの誤り

規制委員会は、新たな立地審査にかかる規制措置を設けず、新規制基準による適合性審査あたっては、従来の立地審査指針の適用をやめてシビアアクシデント対策で代替する方針をとっている。

重大事故等の対策が有効である場合は、放射性物質の放出が想定内に収まるので、離隔の問題は生じない。しかし、重大事故等の対策が有効でない場合は、放射性物質が想定を超えて周囲に放出される事態になるのであるから、離隔を考えなくてはならない。すなわち、重大事故等の対策の有効性評価を立地評価に代替させることができるという考えは、重大事故等の対策が有効に働く場合の考え方であり、有効に働かない場合はそのようにならないが、それは考えな

いということになり、住民被ばくの観点から極めて不合理である。

第3 適合性審査の杜撰さ

1. 適合性審査の経過

本件施設の試運転は、3.11 福島第一原発事故を契機に停止していたが、2020 年 7 月 29 日に新規制基準に対する適合性審査を終了して本件変更許可書が交付された。その経過は下記の通りである。

- ・ 2013.11.27 新規制基準制定・12.18 施行
- ・ 2014.1.7 日本原燃 再処理事業変更許可申請
- ・ 2014.1.17 規制委員会第 1 回審査会合
- ・ 2014.5.30 日本原燃 補正書提出（以降、2020.4.28 まで計 20 回の補正を繰返した）
- ・ 2017.10 審査中断、2018.4.4 再開
- ・ 2020.5.13 審査書案の取りまとめ
- ・ 2020.6.12 パブコメ締切
- ・ 2020.7.29 合格証

2. 審査が尽くされていないこと

この審査過程では種々の重要論点の審査が尽くされていなかった。例えば、活断層（基準地震動）評価、火山の影響の過小評価、臨界事故の危険性、サイバーテロ対策、武力攻撃に対する措置、原子力防災対策の実効性などである。

第4 恣意的解釈による違法な現状追従審査

1. 「新規制基準考え方」の策定

規制委員会は、2016 年 6 月 29 日に「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」という文書を策定した。この文書は、2013 年 7 月の新規

制基準施行以来、既設原子力発電所の適合性審査を進め、実質的に原発の再稼働を認可しつつある規制委員会が、各地の市民が提起している原発運転差止などの訴訟において、新規制基準そのものの不備が争点となっていることに対して、新規制基準の正当性を主張し、それによって、原発再稼働が正当であることの根拠を示して、被告である電力会社や政府機関を助勢し、かつ権威づけて裁判官たちに影響を与える役目を果たしている。

その内容は、市民、科学者・技術者の目から見ても、原発という巨大なリスクを孕むシステムの安全を十分に考慮したものになっているとは言い難い。逆に既設原発に後付けの設備を加えて改善策を講じて妥協している。福島第一原発事故以後の原子力規制は、原発の安全性追求において従前の方針を根本から変更することが期待されていたが、現状はそうではなくて、リスクを軽視することによって現実を容認する傾向が強い。発足直後には慎重であった規制委員会は、時を追うにつれて現状追隨の度を増しつつある。

2. 火山ガイドの恣意的改正（第5章参照）

- (1) 新規制基準第9条は、外部からの衝撃による損傷の防止対策として、「安全機能を有する施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない」（第1項）と定める。

そして、その解釈中で、「想定される自然現象」として「火山の影響」をあげる。

「火山の影響」評価については、「火山ガイド」が策定されている。火山ガイドとは、「施設に影響を及ぼしうる火山の抽出、抽出された火山の火山活動に関する個別評価、火山事象の抽出及びその影響評価のための方法と確認事項のとりまとめ」である。

- (2) 火山ガイドは、噴火の相当前の時点で時期及び規模を的確に予測できるこ

とを前提としている。しかし、現在の火山学の水準では、そのような意味での予測は困難であり、その前提は実現不可能である。本件に先立って、川内原発や伊方原発など、九州のカルデラ火山地帯における破局的噴火（一般に、噴出量が100km³を超える噴火とされる）による影響が十分小さいとはいえないことが争われていたが、上記のような現在の科学技術水準を踏まえれば、それらによる影響が十分小さいとはいえないことは明らかであった。

ところが、川内原発に関し、平成28年4月6日、福岡高裁宮崎支部は、一般に、現在の火山学の水準が上記のようなものであり、破局的噴火による影響が十分小さいとはいえないことを認めつつ、破局的噴火については、そのリスクは社会通念上容認されるという独自の判断を行って事業者を救済した（川内原発平成28年福岡高裁宮崎支部決定）。他方で、平成29年12月13日には、伊方原発に関し、広島高裁において、破局的噴火を社会通念に基づいて容認することは許されないという決定が出された（伊方原発平成29年広島高裁決定。判時2357・2358号300頁）。

- (3) これに危機感を抱いた規制委員会は、規制庁に指示して破局的噴火に関する規制を見直すことに踏み切った。その結果、平成30年3月7日、規制庁は「巨大噴火の基本的な考え方」を作成したが、これは、それまでの裁判において指摘されていた破局的噴火だけでなく、「巨大噴火」という概念を用いて、社会通念によって無視し得る噴火の規模を「数十km³程度」にまで拡大するという不可解なものであった。

このように、規制委員会が、社会通念論を破局的噴火のみならず、巨大噴火にまで広げた意図は、実は旧訴の経緯から明らかである。伊方原発平成29年広島高裁決定の1週間前である平成29年12月8日、旧訴口頭弁論期日において、旧訴原告らは、十和田カルデラにおいて、約3万5000～2万5000年前の大不動火砕流（噴出量約45km³）及び約1万5000～1万3000年前の八戸火砕流（噴出量約50km³）が敷地に到達している可能

性が十分小さいとはいえないこと（争いのない事実）を指摘し、これらは破局的噴火には至らないため、川内原発平成28年宮崎支部決定を前提としても、社会通念によってそのリスクを無視することは許されない旨主張し、国の代理人や規制庁職員の前で、詳細な口頭説明を行っていたのである。この主張は、争いのない事実を前提として、これまで争点となっていた破局的噴火に関する社会通念論では反論できないものであり、規制委員会は、この原告らの主張を崩せない限り、本件施設について指定処分を行うことはできなかった。

そこで、伊方原発平成29年広島高裁決定を踏まえて破局的噴火に関する規制の考え方を見直すことを奇貨として、社会通念によってそのリスクを容認できる範囲を「巨大噴火」にまで拡大し、大不動火砕流及び八戸火砕流についても社会通念論を適用できることとして、本件施設の変更許可処分を行えるようにしたのが「巨大噴火の基本的な考え方」であり、さらには令和元年12月18日の火山ガイド改正であり、本件処分はこの火山ガイドに基づいて行われている。

- (4) 以上のとおり、「巨大噴火の基本的な考え方」は、明らかに十和田・八甲田カルデラの2噴火をも社会通念によって除外する意図のもとに考え出された恣意的な解釈以外の何物でもなく、令和元年改正も同様である。本件において、許可処分という結論を導くために、基準そのもののあるいはその解釈を恣意的に変えてしまったものであり、法治国家として断じて許されるものではない。このような恣意的な行政活動を正すことこそが、三権分立の下で司法に課せられた最も基本的かつ重要な職責である。

3. 航空機落下確率評価基準の歪曲（第6章参照）

- (1) 日本原燃は、2017年6月22日の適合性審査に、1993年1月から2012年12月までの20年間の日本の陸地に軍用機が墜落した事故件数

を用いて、本件施設への航空機落下確率は 7.5×10^{-8} であり、 10^{-7} 未満であるから基準を満たし航空機墜落に対する防護設計は不要であるとの評価結果を提出した（2017年6月22日付「航空機落下確率の再評価について」）。

そこで、旧訴原告らは航空機落下確率に対する評価基準は「最近の20年」の墜落事故により計算することを求めているのに、日本原燃は評価時の前の4年半の事故を除外して評価しており、正しく最近の20年の墜落事故件数を用いれば、本件施設への航空機落下確率は 9.6×10^{-8} となることを指摘した。

- (2) 上記指摘に応じて、日本原燃は、最近の20年の墜落事故件数を用いて再評価を行い、その結果本件施設への航空機落下確率は 9.0×10^{-8} であるとの評価結果を2018年7月6日付で、被告の適合性審査に提出した。

この日本原燃の再評価について、更田原子力規制委員長は、2019年3月20日の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。発言から明らかなように、日本原燃の再評価の結果は、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、本件施設への航空機落下確率は、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ことが明白となった。

- (3) ところが、規制委員会は、2019年8月21日、「日本原燃株式会社再処理施設の新規制基準適合性審査における航空機落下確率評価等に関する今後の審査方針について」を決定し公表した。

その審査方針においては、本件施設への航空機落下確率評価においては「有視界飛行方式民間航空機のうち小型機に係る落下確率評価における1/10の係数を乗じるとの考え方を、自衛隊機及び米軍機のうちその影響がF16と同程度かそれ以下のものにも適用する」としている。すなわち、F1

6（重量20t）以下の戦闘機は有視界飛行方式の民間機の場合の「小型機」（定義上5.7t以下のもののはずだが）扱いして落下確率計算上1回の事故を0.1回とカウントするというのである。

航空機落下確率に対する評価基準は、「小型機」に係数をかける考え方を、民間航空機の有視界飛行の場合にのみ採用しており、軍用機の落下確率評価では採用していない。本件施設への上記特例は、明らかに基準を曲げるものである。さらにいえば、民間航空機の有視界飛行で「小型機」の墜落事故に係数がかけられているのは通常巡航速度が遅く通常巡航速度で衝突しても影響が小さいと評価されたためである。この「特例」は、到底「小型機」とは言えない重量20tまでを対象としている点でも、戦闘機の通常巡航速度が音速さえ超える超高速であり、本件施設の防護設計が戦闘機の巡航速度の数分の1に過ぎない秒速150mしか想定していないという点でも、民間航空機の有視界飛行の際に係数をかける考え方の前提を決定的に欠いており、まったく不合理なものである。

上記落下確率の評価指針の変更は、前述の火山ガイド同様、規制機関の公正性を自らかなぐり捨てる違法な措置である。

4. 違法な補正書審査

適合性審査が、規制委員会に課せられた中立・公正性を疑わせるような不当な介入によってなされた場合には、審査手続及び審査結果が同条に違反し違法となることは論を俟たない。然るに、規制審査の過程で、申請者日本原燃の本件許可申請書本文及び添付書類の補正を、規制委員会が協力して多数回繰り返してきた実態がある。

(1) 日常化する補正

本件申請書は、平成26年（2014年）1月7日付で規制委員会に提出されたが、その後同年5月30日を第1回目として、現在まで17回にもわ

たり、申請書本文及び添付書類の一部補正が繰り返された。

当初の再処理事業指定申請書の補正がわずか5回であったことと比較し、変更許可申請の補正回数は異常に多い。特に、審理後半の平成30年（2018年）と平成31年（2019年）は合計5回にも及んでいる。

(2) 平成30年度第67回会合における補正要求

2019年2・3月頃、原子力規制庁は審査書案を作成した。通常であれば、審査書案を各委員が検討し、了承されればパブリックコメント手続を経た上で最終合格証になる手はずであった。

ところが、規制委員会は上記審査書案を討議用資料として公開するという、異例ともいえる措置をとった。そして、平成31年3月20日、平成31年度67回会合において、規制委員会は日本原燃に対し、以下のとおり多数の項目について補正を要求した。

(3) 違法・不当な補正勧告の事例（1）－2018年（平成30年）4月16日付再処理事業変更許可申請書（甲B第27号証）の一部補正

以下に代表例として、使用済燃料の仕様の変更（下表）を示す。

使用済燃料の仕様	既許可申請書 (平成元年3月)	補正書
再処理施設に受け入れるまでの冷却期間	1年以上	使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールの全体で概ね12年以上（燃料貯蔵プールの容量3,000 t・Uprのうち、冷却期間4年以上12年未満の使用済燃料の貯蔵量が600 t・Upr未満、それ以外は冷却期間12年以上）
せん断までの冷却期間	4年以上	15年以上

ア．変更にあたって、田中委員が内容に立ち入って条件緩和の変更（一部補正）を指導した経緯の一端を抜き書きする。

2015年（平成27年）6月29日の第65回審査会合におい

て、田中知委員から、蒸発乾固の事故対策に関連して次のような提案（助け舟）が出された。推進派である同委員の面目躍如たるリード振りである。

「…実際にこれから再処理していこうとする燃料の特性、冷却期間等々を考えると、この $6\text{kW}/\text{m}^3$ 、あるいは $20,000\text{TBq}$ という数字よりもかなり、もっと低いんじゃないかなと思うんですね。そういうふうな、より現実的な値を初期値として考えたほうが適切じゃないかなとも思うんです。…」

…これから当分、再処理していくようなものに合わせたほうが、より現実的じゃないかなと思うんですけれども、…」

「…どうもありがとうございました。本件については、再処理を行う使用済燃料の冷却期間を、これまで4年以上としていたものを15年以上とするということで、発熱量や放射エネルギー等が減少することになって、重大事故等への対策として有効な手段であろうかと考えます。…」

イ．変更の違法性

既許可申請書の使用済燃料条件のままでは、田中委員の言うところの「現実的対応」ができないので、同委員のお墨付きを得たうえで、その助言に従って仕様を変更して補正したものである。

このような補正書を規制庁が審査することは、まるで試験の回答を教えておいて、提出された答案をもっともらしく採点しているようなものであり、審査の名に値しない違法な自作自演の出来レースであり、中立性、公正性を著しく欠いた審査と言わざるをえない。

第5 まとめ

本件変更許可を出すにあたっては、設置法に則り適正な審査を行う義

務があるにもかかわらず、規制委員会は独立、中立・公正性の衣をかなぐり捨て、実際の審査においても、審査基準や解釈を恣意的に変更して、許可ありきの審査を繰返しており、本件変更許可の違法性は明白である。

第3章 活断層評価（想定）の誤り

—大陸棚外縁断層と六ヶ所断層の活動性の見落とし

第1 新規制基準の定めと審査結果

1. 新規制基準の定め

(1) 新規制基準7条「地震による損傷の防止」には、次のように規定されている。

- 1 「安全機能を有する施設は、地震力に十分耐えるものでなければならない。
- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能を有する施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。以下省略。」

(2) 基準地震動については、解釈の別記2のなかで、次のように定めている。

「第7条第3項に規定する「基準地震動」とは、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものをいい、次の方針により策定すること。

基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること。以下省略。」

2. 審査結果

(1) 規制委員会は、基準地震動による地震動及び耐震設計方針について審査した結果、基準に適合すると判断した。

- (2) 「震源として考慮する活断層」としては敷地近傍のものとして出戸西方断層を抽出し、調査結果を総合的に評価し、「六ヶ所断層」の活動性を否定した。
- (3) 大陸棚外縁断層は、ボーリング調査、超音波探査を実施した結果、「震源として考慮する活断層」と認められないと評価した。

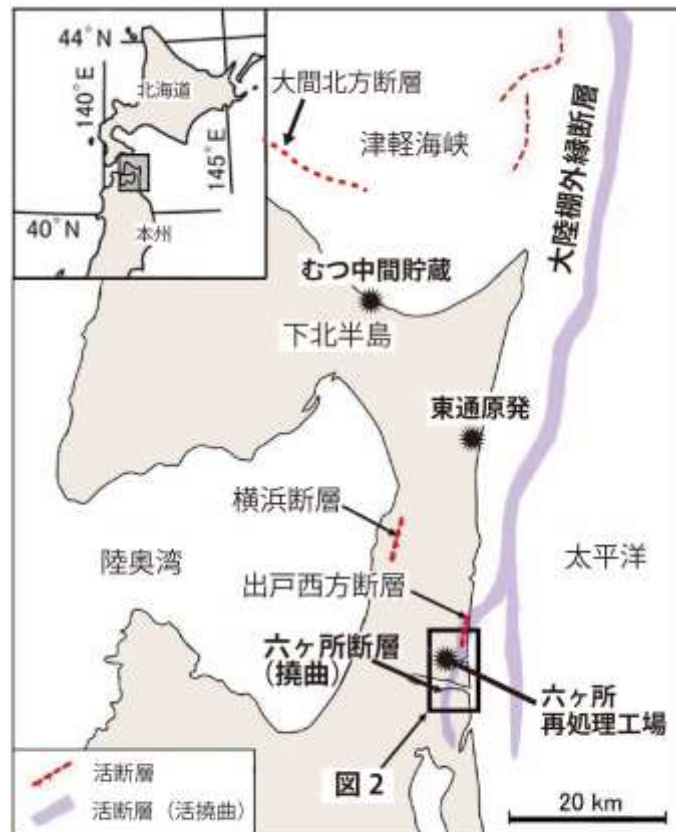
第2 大陸棚外縁断層と六ヶ所断層を想定しない本件審査の不合理的な地震対策

1. 審査書が耐震上想定する出戸西方断層

- (1) 日本原燃は、本件施設に影響を及ぼす地震を引き起こす活断層のうち最も重要なものとして出戸西方断層を選び、長さを約11キロメートルと評価している。

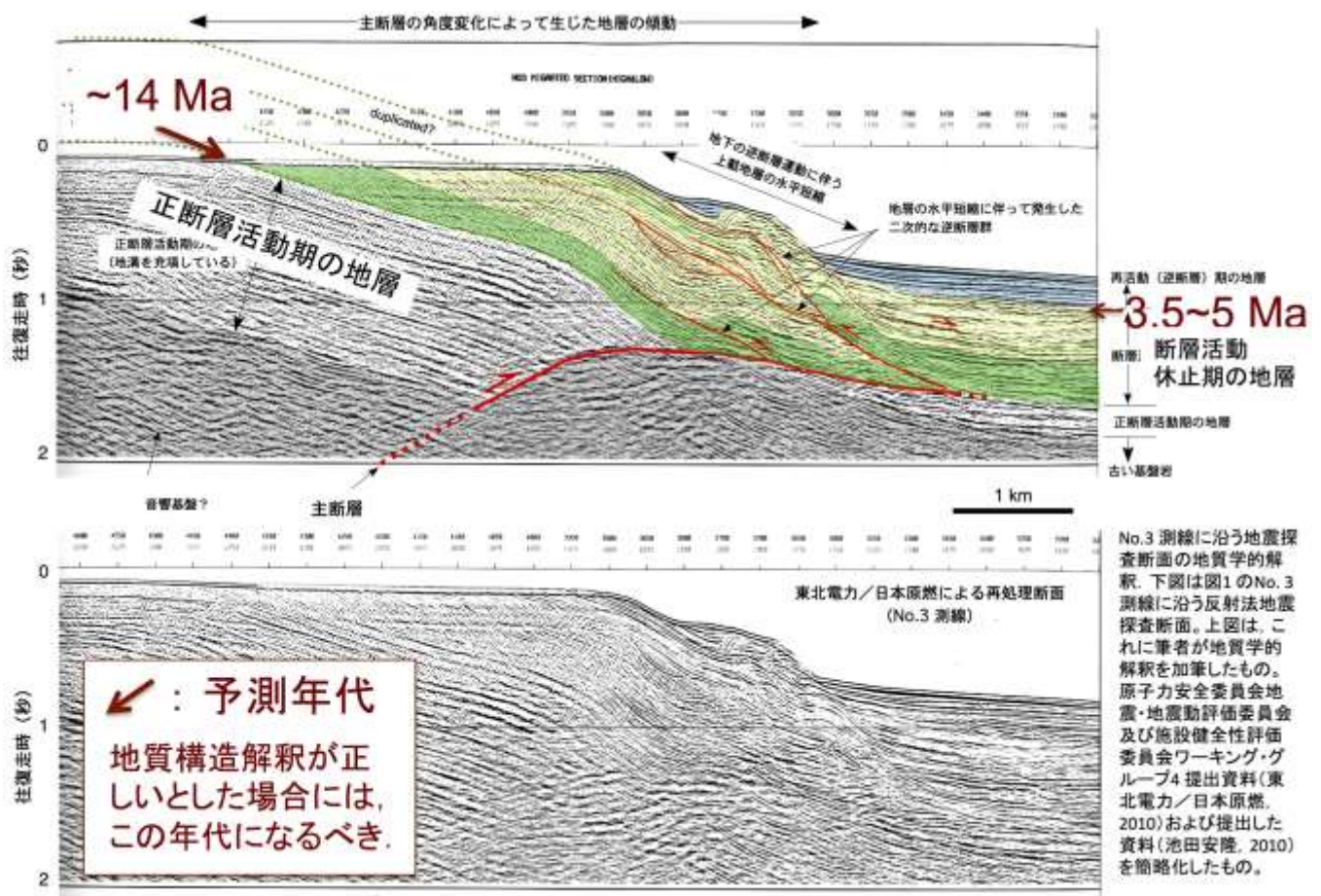
出戸西方断層の北端部については、2018年3月に発行された今泉ほか編の「活断層詳細デジタルマップ〔新編〕」（東京大学出版会）に、活断層のトレース（地表面の軌跡）が海岸線に近づきながら日本原燃のものより2キロメートルほど北側に延長したかたちで図示されているものがある。また、出戸西方断層の南端部に関連して、出戸西方断層より地下深い位置に大きな活断層が存在し、より南側の地表付近の地形にまで変形をもたらしていることを、渡辺満久・東洋大学教授（変動地形学）らが2008年以降の継続的な研究で指摘しつづけている。

- (2) 規制委員会と日本原燃は、出戸西方断層のみを問題にしたがるが、本件施設で特に問題にすべきは、出戸西方断層ではなく「大陸棚外縁断層」と「六ヶ所断層」の方である。



- ① 池田安隆・奈良大教授（地形学）によると、事業者などが行なった海上音波探査の記録を詳しく解析したところ、大陸棚外縁断層は約12万年前以降に活動していることは確実だと指摘している。かつての日本海形成期の正断層（1400万年前まで活動）の跡（あと）をたどって、日本列島付近の応力場が圧縮に転じて以降、大陸棚外縁断層は逆断層として活動を続け、少なくとも海底部分についてはその活動がいまも続いている、と池田教授は説明している。

No.3 側線(尻屋崎付近)の断面図と池田教授による解釈図を下記に示す。

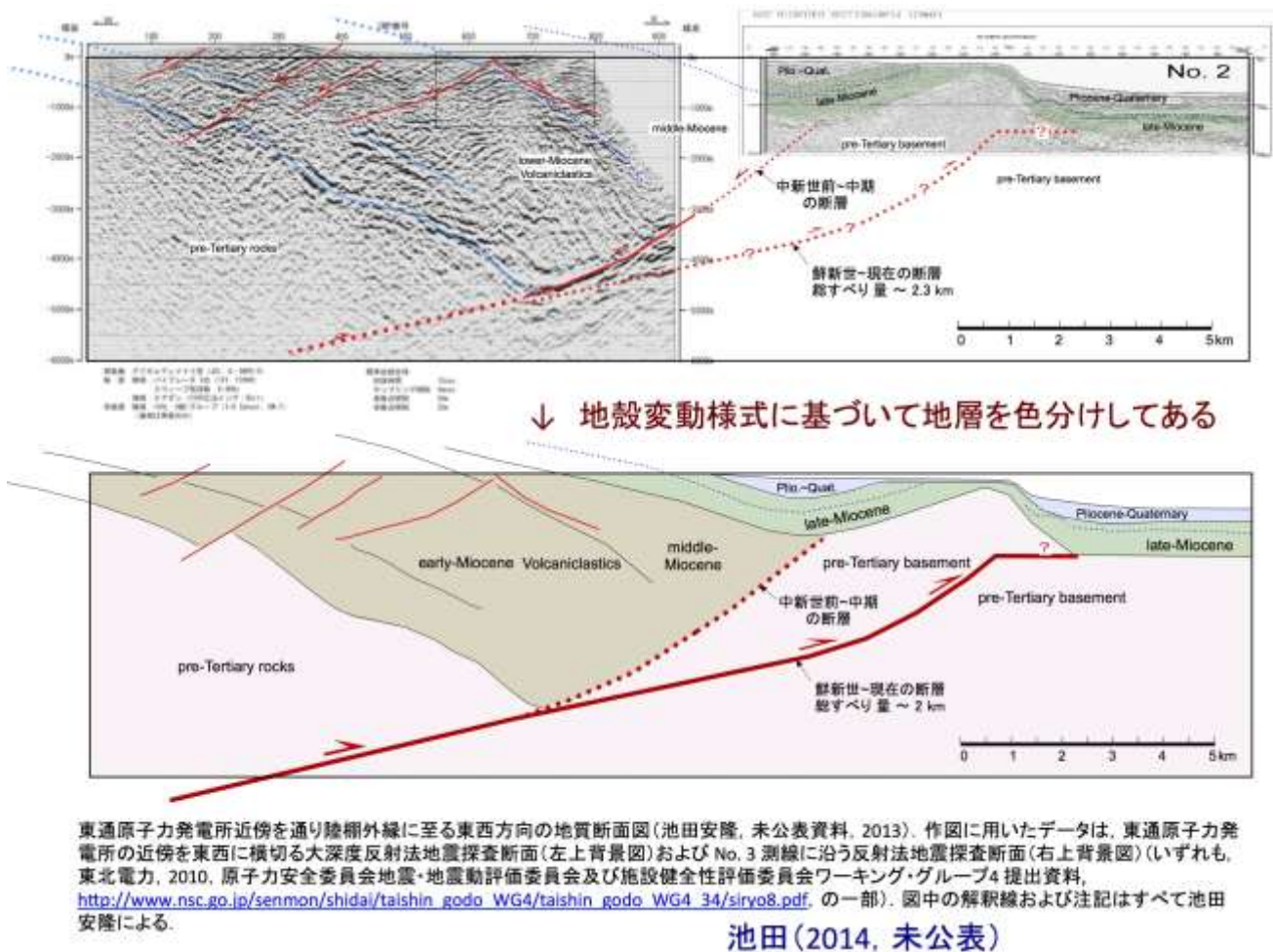


- ② No.3 側線より十数キロメートル南側の No.2 側線付近の陸上部分も含めた断面図と池田教授による解釈図を下記に示す。

池田教授は、日本原燃による大陸棚外縁断層の断層線の引き方は、海上

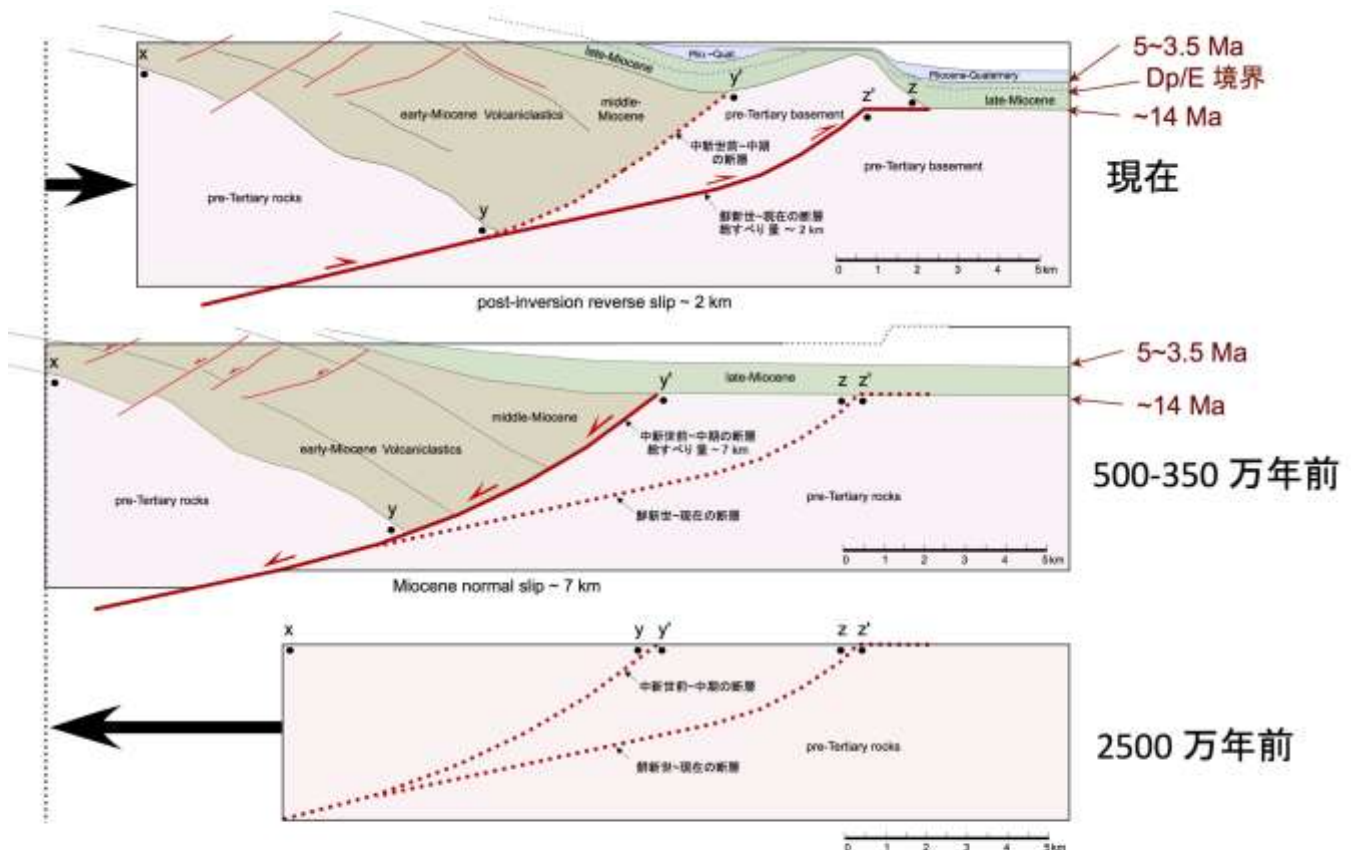
音波記録とは整合せず恣意性が高く、それ故、それをもとにした活動性の判断には根拠が乏しいと指摘している。

下図で、No.2 測線付近についての池田教授による、地質構造の形成過程を表した説明図を示す。



- ③ 2500万年以降1400万年ぐらいまで、東西方向に働く引張りの力によって、地盤が裂けるように広がって、正断層として活動していた大陸棚外縁断層の基となる断層であるが、500万年ないし350万年以降、東西方向の力の場が圧縮へと転じたことにより、以前の正断層としての断層面の一部を利用して、逆断層へと動きを転じ、その活動が緩やかではあるが現在も続いている、というのが池田教授の説明である。

また、大陸棚外縁断層が地下深部へと続く様子については、原子力規制庁が2014年から2016年にかけて行なった下北半島の下北半島横断深部構造探査のデータによって、池田教授の解釈と整合し、大陸棚外縁断層が現在も活動している断層であることを裏づけている。



東通原子力発電所近傍を通り陸棚外縁に至る東西方向の地質構造の形成過程(池田安隆, 未公表資料, 2013). [下図]日本海拡大以前(約2500万年前)の状態. [中図]約500万年前. 日本海の拡大期(2500-1400万年前)に大陸棚外縁断層(の深部)は正断層として活動した. それに伴って, 断層の西側には厚い地層(薄茶色で示す)が堆積した. その後静穏な時代が約500万年前まで続く. その間に堆積した地層(薄緑色で示す)は断層を横切って広がる. [上図]現在の状態, 日本列島が圧縮場に転じたことに伴って大陸棚外縁断層が逆断層として再活動を始める. この断層の浅部は, 低角化して前方に分岐する場合(No.2 測線; 上図)と, しない場合(たとえば No.3 測線)があるらしい.

池田(2014, 未公表)に予測年代を加筆

3. 12.5 万年前の海成段丘面を曲げる六ヶ所断層

(1) 渡辺教授は、大陸棚外縁断層の南端部は2つに分岐していると指摘する。

一方はそのまま海底を南に延びているが、もう一方は陸側に乗り上げるように南南西にのびていく様子が、海成段丘の発達と変形の様子から読みとることができる、という。大陸棚外縁断層の陸上部分を「六ヶ所断層」と呼んで

いる。

- (2) 海成段丘の平らな地面は、大昔の海岸近くの海底が隆起して干上がってきたものである。海岸が隆起する原因として第一に挙げられるのは大規模な地震である。したがって、海成段丘が発達しているということは地震とその原因となる活断層の存在に注意を向けなければならない。

六ヶ所村の周辺には、12.5万年前にできた海成段丘（M1面）と10万年前にできた海成段丘（M2面）が広く分布している（図2）。渡辺教授の最近までの地表地形の調査・判読や露頭（地層があらわになった崖のこと。崖崩れや掘削工事などで出現する）での地層の観察結果から、次のような海成段丘と活断層との詳細な様子が明らかになった。

12.5万年前の海成段丘面が（本来の水平な姿ではなく）海側に折れ曲がって傾き下がり、そこに寄りかかるように10万年前の海成段丘が堆積し、さらに10万年前の海成段丘面も海側に傾いている。これは、12.5万年前の海成段丘ができたあとに地下深くにある逆断層が動く地震が起きて、段丘面を曲げて、段丘面が海側に傾き下がるようになった。このとき、地面・地層が柔らかかったため、逆断層の面（線）が海成段丘の地層を上端まですぱっと切ることなく、折れ曲がるにとどまった。その後に10万年前の海成段丘の地層が堆積し、さらにそのあと逆断層の活動（地震）が起きて10万年前の地層も傾いた。

海成段丘面の傾きの幅は500メートルから1キロメートルほどで、傾きの帯は南北に延び、北は大陸棚外縁断層へとつながっている。この海成段丘面が傾いている地帯を、渡辺教授は「六ヶ所撓曲」（とうきょく）と呼んでいる。地下深くにあって地表に撓曲を生じさせているのが「六ヶ所断層」である。

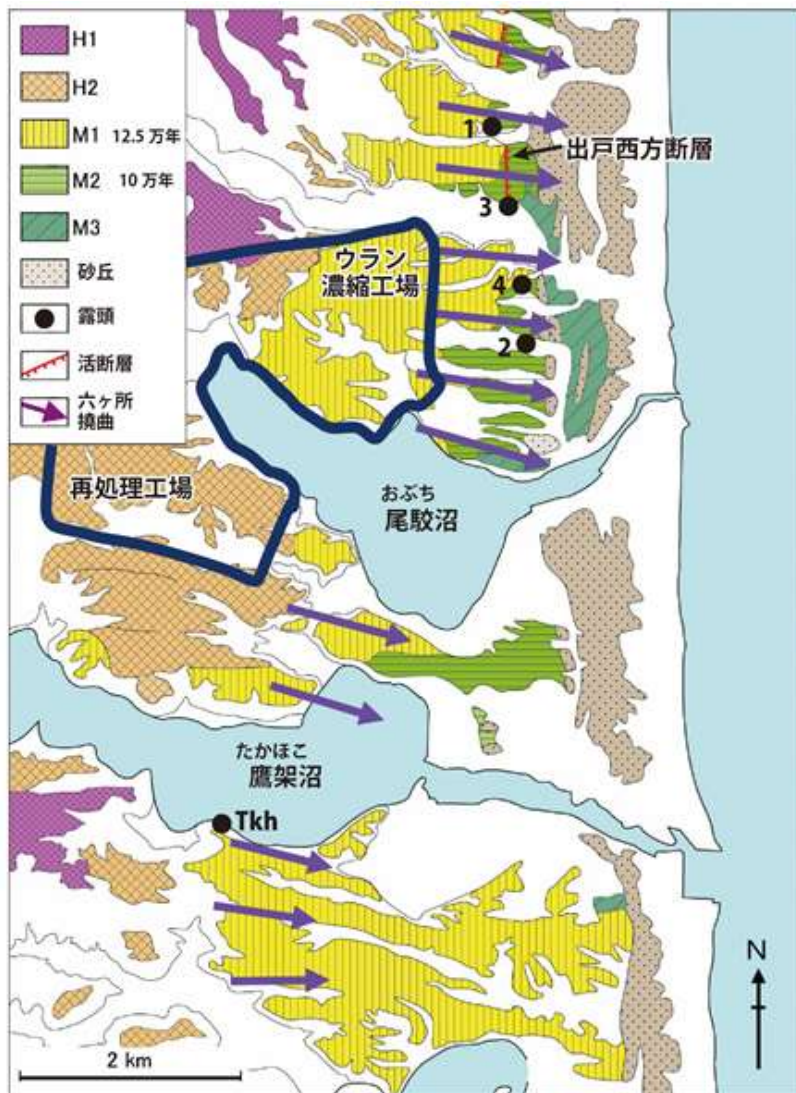


図2 六ヶ所再処理工場周辺の海成段丘と六ヶ所撓曲

- (3) 図2の露頭4(4●)の位置には長さが200メートル以上の露頭がある。また、2014～2015年ごろ、日本原燃はこのあたりで大がかりなトレンチを掘って地層の調査をし、出戸西方断層の南方トレンチとして審査会合で報告している。実際の露頭観察と日本原燃の資料を精査して渡辺教授が作成した地形・地質の断面図が図3である(一部筆者改変)。12.5万年前の地形面が0.6度から2.0度へと東側に向かって傾きを増しており、その上におおいかぶさるように10万年前の地形面ができており、1.3度で東に傾斜している。10万年前の地形面の下に12.5万年前の地形面が2.0度の傾斜で潜り込んでいる様子が露頭4で確認できる。

露頭 1 (1●) は日本原燃が D-1 露頭と呼んでいる場所で、出戸西方断層の断層面 (線) と地層の変形の様子を見ることができる。ここでも撓曲が生じているが、その縦方向のズレ量は 2 ～ 3 メートル、変形の幅は 10 メートルほどと、六ヶ所撓曲にくらべてはるかに小さな規模であり、六ヶ所撓曲とはきちんとわけて議論すべきものである。

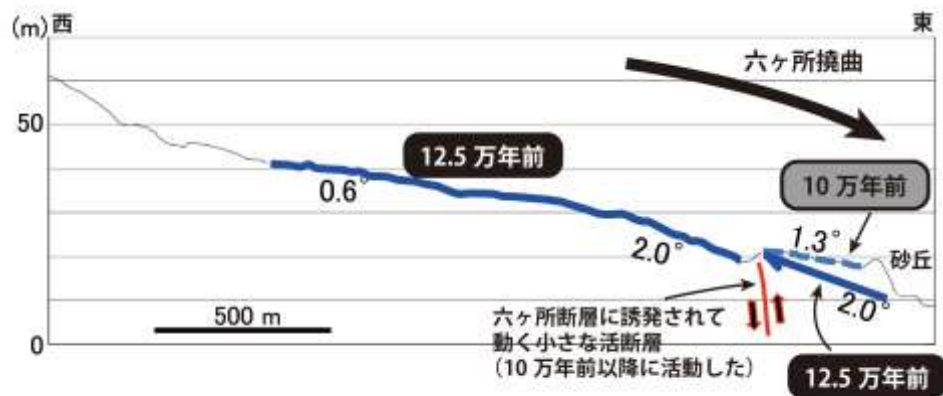


図 3 露頭 4 付近の東西方向の断面図

4. 想定すべき地震は？

(1) 将来活動する可能性のある断層

新規制基準 (別記 16 条 3 項) では、後期更新世以降 (約 12 ～ 13 万年前以降) の活動を否定できない断層等のことを「将来活動する可能性のある断層等」と呼んで、その断層のトレース上には重要構造物を建ててはいけな
いほか、その断層によって起こされる地震で壊れないようにすること (安全機能の維持) を求めている。

12.5 万年前ないしは 10 万年前の地形面を変形させている六ヶ所断層が「将来活動する可能性のある断層等」に該当することは確実である。

本件施設をはじめとする核燃料サイクル施設は、六ヶ所断層の上盤側 (断層面を境にしたときの上側、地震によって持ち上げられる側) に位置しているため、現在想定している以上に揺れやズレ (の衝撃) が大きくなり、六ヶ

所断層が動けば施設全体が大きな被害を受けることは間違いない。とく六ヶ所撓曲の範囲にウラン濃縮工場の施設がひっかかっていることを渡辺教授は懸念している。

(2) 基準地震動 S_s の策定

日本原燃が策定している基準地震動 S_s をつくる際に決め手となっているのは、六ヶ所断層上にちょこんと乗っかって、地表付近にわずかなキズ跡を印している出戸西方断層による地震である。出戸西方断層の長さは、日本原燃の評価では、前述の通り約 11 キロメートルである。

日本原燃は、基準地震動 S_s を策定するにあたって、活断層の長さから地震の大きさを決めるのではなく、出戸西方断層の位置に断層モデル（断層面）を設定し、 M_w （モーメントマグニチュード）6.5～6.7 の規模の大きさの地震を想定している。 M_j （気象庁マグニチュード）に換算すると 6.9～7.2 にあたる。このやり方によると、結果的に断層長さを 28.7 キロメートルとして設定することになるので、見かけ上は出戸西方断層を大きく上回り、一見、安全側の評価をしているように見える。

しかし、本来なら六ヶ所断層とその先につづく大陸棚外縁断層を対象に基準地震動 S_s をもたらす地震を策定すべきものである。大陸棚外縁断層の総延長は、最も大きく見積もると、前述の通り約 100 キロメートルに及ぶ。断層長さを最大限みて 150 キロメートルとして、単純に経験式を使って地震の規模を算定すると M_j 8.5～8.6 になる。審査の過程において、地震のエネルギー規模にして 100 倍以上の地震を想定からはずして考えていることになる。この地震が、六ヶ所断層の施設の直下部分を含めて活動した場合には、その地震動ははるかに 2000 ガルを超えると考えられる。本件施設の基準地震動の設定には決定的な過小評価がある。

5. 施設の耐震性への疑問

(1) 最大加速度（ガル）の変遷

本件施設の耐震評価の変遷は以下のとおりである。

耐震性は、施設における地震動（S2、Ss）の最大加速度だけで決まるものではなく、地震動に対する施設側の応答によるものであるが、わかりやすくするため単純化して、最大加速度を基に考える。

本件施設の事業指定時（1992年12月）の地震動 S2（設計用限界地震）の最大加速度は375ガルであった。このときには、出戸西方断層はまだ活断層とは認定されていなかった。耐震設計審査指針の改定に伴って行なわれた耐震バックチェック報告書（2007年11月）では基準地震動 Ss の最大加速度が450ガルへと引き上げられた。新規制基準適合審査のために用意された本件変更許可申請（2014年1月）では日本原燃はさらに Ss の最大加速度を600ガルとし、2018年4月の補正申請では700ガルとさらに大きくなった。当然のことながら、700ガルに引き上げられたといっても、実際の施設が自動的に頑強になるわけではなく、多くの施設は書類上で計算によって「確認」作業がおこなわれるにすぎない。

(2) 耐震裕度の目減り

2012年4月27日に公表された日本原燃による本件施設に関する「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）」（いわゆるストレステスト報告書）をみると、「耐震裕度」（むしろ耐震切迫度というべきかもしれない）が目減りしている施設が多いことがわかる。

いくつかの事例を紹介する。最大加速度450ガルの地震動を対象に評価した結果、分離建屋内にある高レベル廃液濃縮缶、高レベル廃液ガラス固化建屋内の供給槽や中間熱交換器類、使用済燃料受け入れ貯蔵建屋内のプール冷却水系、そして、各建屋の間を地下でつなぐ洞道（トンネル）は、「耐震裕

度」が10～20パーセントほどしかない。10～20パーセント大きな地震動に襲われれば破壊されてしまう危険性があった。700ガルの地震に襲われた場合には、450ガルの想定を55パーセントも上回っており、補強がされなければこれらの施設の安全は図れない。

(3) 耐震補強の必要性と実情

このため、700ガルの地震動を想定した場合には、基準を満たそうとすればこれら多くの施設に大幅な耐震補強することが必要になるはずである。

しかし、アクティブ試験での操業やその期間中に起きた廃液漏えい事故などで施設が汚染されているため、実際の耐震補強ができない施設も多く存在している。これらの施設の耐震補強は物理的に著しく困難であり、どのような耐震補強がこれまでになされたか、全く説明されていない。しかも、本来想定すべきは、さらに大きな活断層（大陸棚外縁断層）による地震であることを考えると、状況はより厳しくなる。

現在までに、設計及び工事方法の変更申請が提出されているもののうち耐震補強にかかわるのは、北換気筒のオイルダンパーの設置・筒身中央部の補強、前処理建屋の燃料横転クレーン、第1ガラス固化体貯蔵建屋（東棟）とガラス固化体受け入れ建屋およびガラス固化体貯蔵建屋の屋根鉄骨の一部補強、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋の貯蔵ホールの下部の支持部材などである。上述した高放射性の溶液関連の設備や地下の洞道などの耐震補強は全く進められていない。ここにも本件施設の耐震性が確保されているかどうか、規制委員会の想定を前提としても、根本的な疑問がある。

第4 まとめ

以上のように、確実な活断層である大陸棚外縁断層及び六ヶ所断層を「震源として考慮すべき活断層」から除外。その地震動評価（基準地震動700ガル）を過小評価した本件審査には看過し難い過誤・欠落が存する。

第4章 基準地震動策定の誤り

—本件施設は基準地震動700Galに耐えられない

第1 新規制基準の定めと審査結果

1. 新規制基準7条3項には「耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」と規定する。
2. 規制委員会は、申請者日本原燃によって示されている基準地震動 Ss 策定の結果及び施設の耐震設計方針について、同条解釈別記2の規定に適合すること及び地質ガイド及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。
3. 今後は、設備の耐震性の補強工事など詳細設計などを記した「設計及び工事方法の認可」がすすめられる。

第2 原告らの主張の要点

本件施設は、海底活断層である大陸棚外縁断層と六ヶ所断層が連動して活動した場合に予測される2000Galを超える巨大な地震動に耐えられないだけでなく、日本原燃が策定し、規制委員会が審査で認めた700Galの基準地震動にも耐えられないことを、以下の点を明らかにして論証する。

1. 原子力施設における基準地震動の策定の歴史的経過を振り返り、本件施設に対して、活断層の評価と地震動計算方法の誤りにより、基準地震動をはるかに超える地震動が襲う可能性があること。
2. 本件施設の建設時の基準地震動は、375Galである。本件施設内の再処理工程には試験運転の際に、高レベルの放射性物質を含んだ溶液が流されており、設備のあるセル内に人が立ち入ることはできないため、物理的に耐震強度を高めるような工事は不可能である。従って、もともとの耐力が基準地震動と比べて余裕がほとんどない機器・設備などは、耐震補強が不能であり、700Galの新たな基準地震動にも耐えられないこと。

第3 原子力施設の耐震設計に関する経緯

原発の基準地震動に関する規制は、以下のとおりの変遷を遂げてきた。

1. 原発の耐震設計・基準地震動に関する規制

年月日	原子力施設の耐震設計
1981年7月20日	「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」がはじめて定められた。指針は、基本方針として、「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない」とした。
1995年1月 兵庫県南部地震	兵庫県南部地震を受け全国に地震観測網が整備された。国から原子力事業者に対して、1981年に策定された耐震指針へのバックチェックが指示された。
2005年8月16日 宮城県沖地震	宮城県沖地震では女川原発において基準地震動を超える地震動を観測。
2006年9月	耐震設計審査指針改訂。地震動について、「施設の供用期間中に極めて希であるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動」を適切に策定すると規定。設計上考慮すべき活断層をこれまで5万年前以降に活動したものから後期更新世以降（約12～13万年前以降）に拡張することを含む複数の改定がなされた。 耐震バックチェックの指示。原子力安全委員会は、行政庁に原子力事業者に対して既存の原子炉を含めて原子力施設の耐震安全性の評価の実施と、その結果の速やかな報告を指示した。原子力安全・保安院は、原子力施設について新耐震指針に照らした耐震安全性の評価（バックチェック）を原子力事業者に要請した。
2007年3月25日 能登半島沖地震	2007年3月25日の能登半島沖地震が志賀原発を襲い、基準地震動を超える地震動が記録された。
2007年7月16日 新潟県中越沖地震	同年7月16日の新潟県中越沖地震が柏崎刈羽原発を襲い基準地震動を超える地震動が記録された。原子力安全・保安院は、これらの地震による知見をも踏まえて、バックチェックを行うように指示した。これに対して、原子力事業者はバックチェック報告書を提出し、複数の原発において基準地震動の引き上げがなされた。 柏崎刈羽原発は、中越沖地震によって解放基盤表面で1699Galに相当する地震動を観測したため、後に1～4号機の基準地震動を2300Galに引き上げ、5～7号機側1209Galとして策定された。なお、柏崎刈羽原発の設置時の基準地震動（S2）は450Galだったので、この評価はその2.7～5.1倍となった。これらの基準地震動から逆算される原子炉基礎版での入力地震動は、1号機で829Gal（観測は680Gal）、5号機で652Gal（観測は442Gal）など、いずれの号機においても、これは中越沖地震における強震動の1.2～2.0倍の強さに相当する。 柏崎刈羽原発では、東京電力が事前に想定し、国もこれを是認していた基準地震動の3倍を越える地震動に襲われた。柏崎刈羽原発が基準地震動（2300Gal）に見合うだけの耐震性を真に有しているかは極めて疑問であるが、もし仮に、2300Galの地震動に耐える耐震性を有しているとすれば、本件施設の耐震性

	(基準地震動 700 Gal) は柏崎刈羽原発の耐震性 (基準地震動 2300 Gal) の 3 分 1 に満たないこととなる。
2011 年 3 月 11 日 東北沖太平洋沖地震	2011 年 (平成 23 年) 3 月 11 日の東北沖太平洋沖地震では、これまで国の安全審査で想定されていた地震の上限を上回るマグニチュード 9.0 の巨大地震が発生し、地震発生個所は直近の原発からは数百キロも離れた場所であったにもかかわらず、新耐震指針によって引き上げられた基準地震動をさらに上回る地震動が、福島第一原発及び女川原発で観測された。 福島第一原発の事故を契機に、新たに地震と耐震設計に関する規制基準も根本的に見直さなければならないこととなり、また保安院と原子力安全委員会のダブルチェック体制は、原子力規制委員会の下に一元化された。 2011 年 11 月 27 日、耐震設計に関する規定を含む新規制基準が策定された。

2. 不十分な規制内容

新たに定められた規制基準は、抽象的な考え方を述べるだけで、一義的、定量的に、基準地震動の具体的な策定方法を定めたものと言えない。

規制委員会で新規制基準策定に関わった藤原広行・防災科学技術研究所主任研究員は、「基準地震動の具体的な算出ルールは時間切れで作れず、どこまで厳しくするかは裁量次第になった。揺れの計算は専門性が高いので、規制側は対等に議論できず、甘くなりがちだ」「今の基準地震動は、一般的に、平均的な揺れの 1.6 倍程度」「新規制基準施行後も、どこまでの揺れを想定すべきなのかという基準は曖昧なままで、実質的に事業者の裁量、つまり経営判断で基準地震動が決まってしまう審査の実態は、福島原発事故前と変わっていない。」と述べている (毎日新聞 2015 年 (平成 27 年) 5 月 7 日)。

第 4 基準地震動を超えたら、施設の健全性は保障できない。

1. 基準地震動は想定される最大の地震動である

原発及び再処理施設 (以下「原発等」という) は過酷事故を起こしてはならないから、本来極めて高い耐震性が要求される。仮に、基準地震動の設定が想定される最大の地震動ではないとすると、基準地震動を超える地震によって原

発の「止める・冷やす・閉じ込める」という3つの機能を担う上記Sクラスの設備さえ破壊、故障することが容易に想定内の出来事になってしまうことになり、原発等の安全性は到底、担保できなくなる。そうすると、基準地震動は想定される最大の地震動であり、それを超える地震動はまずあり得ないといえるだけの信頼性を持った概念であるということができる。

2. 旧耐震指針における基準地震動の定義

基準地震動は、上述のとおり原発等の敷地に到来する最大の地震動を指す概念であり、それを耐震設計基準として原発等が建設され、または、それを耐震補強基準として原発等の耐震補強がなされるのである。

そうすると、原発等が敷地に将来襲来する地震に対して安全かどうかは、基準地震動に対する信頼にかかることになる。そして、この信頼には、(1)基準地震動を超える地震は来ないという信頼と、(2)基準地震動以下の地震では重要設備は壊れない、故障しないという信頼の二つの側面があるということになる。本来、この両面の信頼の内どちらかが少しでも揺らげば、当該原発等は危険だと判断すべきということになるのであり、原発等に高度の安全性が求められるということは、本来、このように危険性を厳格に判断すべきだということである。

第5 原発と比較して本件施設では、液体状で放射性物質を取り扱うため、漏洩の危険性が高い

1. 再処理工程

使用済燃料棒をせん断装置で切断して、強力な酸性の薬品を使って使用済燃料ペレットを溶かし、放射性物質を大量に含む溶液を化学処理してウランとプルトニウムを分けて取り出す仕組みが再処理工程である。

使用済燃料は崩壊熱を出し続け、かつ、その量が多量であるために、地震の

際にも電気と水で燃料を冷却し続けることが極めて重要である点において原発との共通性があり、常時冷却がうまくいかないときは施設の安全性を維持できない。この冷却機能に関する設備の損傷は過酷事故に直結するのである。

2. 原子炉の5重の壁と福島原発事故

原発には、放射性物質の放出を防ぐために5重の壁があるといわれてきた。設けられた障壁が燃料のペレット、燃料の被覆管、原子炉の圧力容器、原子炉の格納容器、原子炉建屋の5つであるため「5重の壁」と呼ばれる。

原子炉圧力容器は鋼鉄製の容器であるが、冷却材に溶出した放射性物質が外部に漏洩することを防いでいる。原子炉格納容器は、大型の鋼鉄製の容器（厚さ5～6センチ程度）、ないしは、分厚いコンクリートで四方を囲まれた容器（厚さ数十センチのコンクリート製といわれる。ただし、天井部分には、そのような厚みはなく、内部の爆発には脆弱である）であるが、原子炉圧力容器が破損した際に、放射性物質を留め放射線を遮蔽する機能を持っている。原子炉建屋は、原子炉格納容器も破損した際、密閉環境の建屋により外部への漏洩を防止する機能を持っているとされている。

福島第一原発事故においては、外部電源が地震によって失われ、津波による冠水等により非常用電源を喪失した結果、炉心の燃料が燃料棒を溶かし、高温の溶けた燃料が、圧力容器、格納容器をも溶融・破損させ、大量の放射性物質が環境中に放出されるに至った。「5重の壁」はあえなく破られたのである。この事故の経過の中では、基準地震動を超える揺れによって、1号機の配管系が破壊された可能性が、国会事故調報告書によって指摘されている。

3. 再処理施設には最初から2重あるいは3重の壁しかない

他方で、本件施設においては、前述したように、燃料棒を機械切断し、燃料ペレットを強酸で溶解し、液体状（炉心溶融した状態）で放射性物質を取り扱

う。

配管・機器、プロセスの行われるセル（部屋）、建物の建屋の3重の壁しかなく、いったん放射性物質が流れてしまうと、このセルには後から人が入ることは難しい。

また、建屋と建屋を結ぶ「洞道」と呼ばれる区画には、配管が通っているだけであり、この部分では配管と洞道の2重の壁しかないこととなり、きわめて脆弱である。

基準地震動を超える地震によって、配管・機器やプロセス区画、建物建屋(洞道を含む)が破壊された場合には、原発と比較して、容易に放射性物質が環境中に漏れ出してしまう構造となっている。

したがって、本件施設においては、基準地震動に関するより厳格な規制が要求される場所である。

第6 本件施設における耐震設計の変遷

1. 当初設計は1986年指針に基づく設計である。

本件施設における耐震設計の概要は以下のとおりであり、この規制において、原発の規制と同様の解釈を採ることが求められている。

原発の新耐震指針に準拠して、1986年(昭和61年)2月20日、再処理施設安全審査指針が定められ、「再処理施設は、想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していること」とされている（指針13）。

1993年(平成5年)から建設の始まった本件施設は、旧指針（1981年策定）の耐震設計審査指針に基づき、S1地震（「設計用最強地震」（歴史地震を基本とし、活断層による地震も考慮した上で最も影響の大きいもの）で230Gal、S2地震（「設計用限界地震」（設計用最強地震を上回る地震で、地震学的な知見を踏まえた上で、最も大きな地震）で320Galもしくは37

5 Gal とされていた。つまり、当初は、最大 3 7 5 Gal の基準地震動を想定して、本件施設は設計されているのである。

2. 2006 年新耐震指針に基づく見直し

ところが、2006 年（平成 18 年）に耐震設計審査指針が改定（新指針）され、2007 年（平成 19 年）9 月 20 日に耐震バックチェックが指示され、本件施設の基準地震動は、水平方向で 4 5 0 Gal、鉛直方向で 3 0 0 Gal に引き上げられた。

3. 福島原発事故を受けた耐震設計に係る規制基準

福島第一原発の事故を契機に設けられた再処理施設の新規制基準の耐震設計に関する規定の概要は以下のようなものである。

- (1) 「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なければならない」（再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 7 条 1 項）
- (2) 「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない（同条 3 項）
- (3) 「基準地震動」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造・地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとする（同規則 7 条の解釈別記 2 の 6 項）
- (4) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されること（基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド 1 の 2 基本方針(4)）

- (5) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドは、発電用軽水型原子炉施設に適用されると規定されているものの、「なお、本ガイドの基本的な考え方は、原子力関係施設及びその他の原子炉施設にも参考となるものである。」（「1. 2. 適用範囲」）とあることから、再処理施設についても同ガイドの考え方が参考にされていると考えられる。

- (6) そして、同ガイドは、次のように定める。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されること（基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド1の2基本方針(4)）。

4. 新規制基準による地震の想定と基準地震動の策定

(1) 将来活動する可能性のある断層

- ① 新規制基準では、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動を否定することができない断層等のことを「将来活動する可能性のある断層等」と呼んでいる。その断層のトレース上には重要構造物を建ててはならないと定められている（6条、別記1）。それは、断層によって地表面がずれた場合には、どんなに頑丈に作られた構造物も必ず破壊されてしまうからである。

そして、その断層によって起こされる地震動によって施設や機器が壊れないようにすること（安全機能の維持）を求めている。

- ② 旧訴原告らは、12.5万年前ないしは10万年前の地形面を変形させている「六ヶ所断層」が「将来活動する可能性のある断層等」にあたるのは確実であることを主張してきた。

本件施設をはじめとする核燃料サイクル施設は、六ヶ所断層の上盤側（断層面を境にしたときの上側、地震によって持ち上げられる側）に位

置しているため、現在想定している以上に揺れやズレ（の衝撃）が大きくなり、六ヶ所断層が動けば施設全体が大きな被害を受けることは間違いない。

(2) 基準地震動 S_s の策定

日本原燃が策定している基準地震動 S_s を作る際に決め手となっているのは、六ヶ所断層上の出戸西方断層による地震である。出戸西方断層の長さは、日本原燃の評価では約 11 キロメートルである。

日本原燃は、基準地震動 S_s を策定するにあたって、活断層の長さから地震の大きさを決めるのではなく、出戸西方断層の位置に断層モデル(断層面)を設定し、 M_w （モーメントマグニチュード）6.5～6.7 の規模の大きさの地震を想定している。 M_j （気象庁マグニチュード）に換算すると 6.9～7.2 にあたる。このやり方によると、結果的に断層長さを 28.7 キロメートルとして設定することになるので、見かけ上は出戸西方断層を大きく上回り、一見、安全側の評価をしているように見える。

しかし、本来なら六ヶ所断層とその先につづく大陸棚外縁断層を一連の連続した構造として、これを対象に基準地震動 S_s をもたらす地震を策定すべきものである。大陸棚外縁断層の総延長は、最も大きく見積もると、約 100 キロメートルに及ぶ。断層長さを最大限みて 150 キロメートルとして、単純に経験式を使って地震の規模を算定すると M_j 8.5～8.6 になる。審査の過程において想定された地震と比較すると、エネルギー規模にして 100 倍以上の地震を想定しなければならないこととなる。

5. 解放基盤表面における基準地震動 700 Gal は著しい過小評価である

このように、六ヶ所断層の施設の直下部分を含めて下北半島沖海底活断層が活動した場合には、その地震動は 2000 Gal をはるかに超えると考えられる。本件施設の基準地震動の設定には決定的な過小評価がある。このように、そも

そも 700 Gal は著しい過小評価であり、このことは、想定すべき断層の規模の評価を誤ったためである。

第7 最近の地震における地震動の視点から見た本件施設の基準地震動の過小評価

1. 2000年以降に観測されている地震とその地震動

2000年以後の主な地震の規模、記録された最高の震度及び記録された最高の地震動（南北、東西及び上下の三成分合成）を示すと別紙1（700 Gal 以上を目安とするもので、M及び最大震度は気象庁地震データ検索ベースによる）及び別紙2（震度5弱以上を記録した地震であり、K-NETのデータベースによる）のとおりである。

別紙1によると、本震に限っても700 Gal（現在の基準地震動）以上の地震動をもたらした地震が26回起きている。別紙2によると、375 Gal（建設当初の基準地震動）を超える地震動を最高地震動とする地震がいかに頻回に起きているかが確認できる。また、1000 Gal を超える地震動をもたらす地震が起きた場合にはその1000 Gal を記録した地点を中心に広範囲にわたって700 Gal を超える地震動がもたらされることになる。

これらを一覧するだけで、日本原燃が想定した700 Gal という地震動が、常識的にみても著しい過小評価であることは明らかである。

被告は、原発の耐震性を示す基準地震動の Gal 数は解放基盤表面（固い岩盤が一定の広がりをもって、その上部に地盤や建物がなくむき出しになっている状態のものとして仮想的に設定された表面、本項における理解を助けるという意味ではおおむね地下のことだと理解してもらって差し支えない）での揺れであり、地表面の揺れである地震記録の Gal 数と比較できないと主張するかもしれない。

2. 基準地震動を超えた地震5例

そこで検討するに、基準地震動を超える地震動をもたらしたのは次の5事例であり、その解放基盤表面における Gal 数と、地表におかれた地震計の示した Gal 数は以下のとおりである。

＜解放基盤表面＞

- ① 2005年8月16日の宮城県沖地震は、女川原子力発電所を襲い、当時の解放基盤表面における基準地震動 375 Gal を超え、
- ② 2007年3月25日の能登半島地震は志賀原発を襲い、当時の解放基盤表面における基準地震動 490 Gal を超え、
- ③ 2007年7月16日の新潟県中越沖地震は柏崎刈羽原発を襲い、当時の解放基盤表面における基準地震動 450 Gal を大幅に超える 1699 Gal を記録し、
- ④ 2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震は、女川原子力発電所を襲い、当時の解放基盤表面における基準地震動 580 Gal を超え、
- ⑤ 2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震は、福島第1原発を襲い、当時の解放基盤表面における基準地震動 600 Gal を超えた。

＜地表面＞

- ① 女川原発がある女川町に隣接する石巻市における地震計では 560 Gal (震度 5 弱) が計測され、
- ② 志賀原発が所在する志賀町の地震計における Gal 数は 543 Gal (震度 6 弱) であり、
- ③ 柏崎刈羽原発は柏崎市と刈羽村にまたがって存在しているところ、柏崎市における3点の地震計は 793 Gal (震度 6 強)、1018 Gal (震度 6 強)、758 Gal (震度 6 弱) が計測され、刈羽村における地震計は 496 Gal (震度 6 弱) が計測され、
- ④ 女川町に隣接する石巻市における3点の地震計は 633 Gal (震度 6 弱)、675 Gal (震度 5 強)、933 Gal (震度 6 強) が計測され、

⑤福島第一原発は大熊町と双葉町にまたがって存在しているが、大熊町の地震計は 9 2 2 Gal（震度 6 強）、双葉町の地震計は 5 0 4 Gal（震度 6 強）であった（いずれも気象庁地震データベース、各種データ・資料中の強震観測データによる）。

3. まとめ

以上のことから、解放基盤表面における Gal 数と地表面における Gal 数は、解放基盤から上に重なっている地層の性質によって個別に決まるものではあるが、おおむね対応するものであり、かつ、解放基盤表面の Gal 数が地表面より格別低い数字になるわけではないことが確認できる（中越沖地震におけるように解放基盤表面の方が高くなることもある）。そうすると、両方の Gal 数の精密な比較がなくても、両者を比較することによって原発等の基準地震動の低さを十分に示すことができるといえる。仮に、地表面の揺れが解放基盤面における基準地震動の揺れのおおむね 1.5 倍だと仮定したところで、基準地震動が著しく低水準であることに変わりはない。

第 8 本件施設は解放基盤表面における 700Gal の地震動にも耐えられない可能性が高い

1. 最大加速度（Gal）の変更

本件施設の事業指定時（1992年12月）の地震動 S2（設計用限界地震）の最大加速度は 375 Gal であった。このときには、出戸西方断層はまだ活断層とは認定されていなかった。耐震設計審査指針改訂後の耐震バックチェック報告書（2007年11月）では基準地震動 Ss の最大加速度が 450 Gal に引き上げられた。本件変更許可申請（2014年1月）ではさらに Ss の最大加速度を 600 Gal とし、2018年4月の補正申請では 700 Gal とさらに大きくなった。

当然のことながら、700Galに引き上げられたといっても、実際の施設が自動的に頑強になるわけではなく、多くの施設は書類上で計算によって「確認」作業がおこなわれているにすぎない。

2. もともと耐震裕度の少ないレッドセル内の機器や補強困難な建屋・構造物がある

(1) 2012年4月27日に公表された「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）」（ストレステスト報告書）をみると、「耐震裕度＝評価基準値÷発生応力」（むしろ耐震切迫度というべきかもしれない）が以下のとおり目減りしている施設が多いことがわかる。

① 2012年12月のストレステスト評価時の基準地震動 S_s は450Galであり、耐震裕度は以下の通りであった。冷却機能喪失による高レベル溶液の沸騰シナリオで $1.54 \sim 1.74 \times S_s$ 、冷却機能喪失による燃料貯蔵プールの沸騰シナリオで $1.75 \times S_s$ 、排気系の機能喪失によるウラン・プルトニウム混合酸化物の過度の温度上昇シナリオで $1.50 \times S_s$ 、圧縮空気系の機能喪失による水素爆発シナリオで $1.50 \times S_s$ となっている。すなわち、最も厳しい条件では、ストレステスト時の S_s 450Galの1.5倍、675Galの地震が襲来した際に、いわゆる「クリフエッジ」に達し、本件施設は重大事故に見舞われるという計算結果となっている。新たに策定された地震動700Galはこの数値を超えているのである。

② 分離建屋内にある高レベル廃液濃縮缶、高レベル廃液ガラス固化建屋内の供給槽や中間熱交換器類、使用済燃料受け入れ貯蔵建屋内のプール冷却水系、そして、各建屋の間を地下でつなぐ洞道（トンネル）なども、450Galに対して「耐震裕度」が10～20パーセントほどしかない。逆に

例えば基準地震動に比して、10～20パーセント大きな地震動に襲われれば破壊されてしまう危険性がある。

- (2) 700Galは450Galの想定を55パーセント上回っており、耐震裕度が1.55以上とならない機器・設備は、700Galの地震動に対しては安全機能の喪失が強く疑われ、確実な補強が必要である。

ストレステスト報告書において耐震裕度が1.55未満となる機器などを抽出して作成した一覧表（別表1）のとおり、本件施設の広い範囲の建屋で多数の機器・設備が耐震性が低い機器・設備に該当する。

- (3) また、前記バックチェック報告書に基づき、耐震性の低い機器・設備について、ストレステスト報告書のときと同様の一覧表（別表2）を作成し提出する。ストレステスト報告書とは異なり、事故シナリオによらない、建屋ごと、機器・設備ごとの耐震性評価となっている。ただし、バックチェック報告書では、耐震裕度ではなく、その逆数にあたる「応力比＝発生応力÷評価基準値」を評価指標として採用しているので、耐震性の低い機器類の抽出にあたり、応力比が0.65（ $\approx 450\text{Gal} \div 700\text{Gal}$ ）以上のものとした。バックチェック報告書の耐震評価も450Galの地震動に対するものであり、応答比が0.65以上の機器・設備は、700Galの地震動に対する評価では応答比が1.00以上となり、発生応力が評価基準値を超えることを表し、安全機能の喪失や機器類の損傷が起こる危険性があることを意味している。

従って、上記2つの一覧表にリストアップされているすべて機器・設備に対して、確実な耐震補強がされなければこれらの施設の安全性は確保できない。

3. 耐震補強の必要性と実情

このため、700Galの地震動を想定した場合には、基準を満たそうとすれ

ば、これらの施設をはじめ多くの施設に大幅な耐震補強をすることが必要になるはずである。

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の機器などの耐震補強がされた形跡はない。何らかのごまかしを行なわない限り、本件施設は耐震強度を満足することはあり得ない。

更に、ストレステスト時の機器類の強度評価で評価基準値を計算する際に、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（旧訴原告準備書面（147）（152）（165）参照）。

しかし、本来耐震強度を求めるには、規格値を用いるのが当然であり、ミルシートを用いるのは禁じ手だといわなければならない。しかも、ただ規格値に代えてミルシートの値を使うのではなく、計算の過程で「どちらか小さい方」を採用すべきところ、日本機械学会や日本電気協会が耐震技術基準などで示す手順に反して「大きい値」を採用するなど、独自の方法によって評価基準値の方を水増ししている。規格に従った評価では耐震裕度を保てないため、不等な非常救済手段によって当該部分の耐震強度（評価基準値）を1.6～2倍引き上げて、ぎりぎりセーフにしたのである。上述の耐震裕度はいわば「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700Galは、このようにしてかさ上げされた耐震裕度さえも上回ってしまう値なのである。本件施設は著しい過小評価である700Galの基準地震動にさえ耐えることの出来ない脆弱な施設であり、本件審査には、このことを看過した重大な違法がある。

そして、アクティブ試験での操業やその期間中に起きた廃液漏えい事故などで汚染され、実際の耐震補強ができない施設も多く存在している。これらの施設の耐震補強は物理的に著しく困難であり、どのような耐震補強がなされたか、

これから行うのか、全く説明されていない。

しかも、本来想定すべきは、さらに大きな活断層（大陸棚外縁断層）による地震であることを考えると、状況はより厳しくなる。

現在までに、設計及び工事方法認可の変更申請が提出されているもののうち耐震補強にかかわるのは、北換気筒のオイルダンパーの設置・筒身中央部の補強、前処理建屋の燃料横転クレーンの補強、第 1 ガラス固化体貯蔵建屋（東棟）とガラス固化体受け入れ建屋およびガラス固化体貯蔵建屋の屋根鉄骨の一部補強、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋の貯蔵ホールの下部の支持部材の追加などごく少数である。

上記で指摘した、高放射性の溶液関連のセル内の設備や地下の洞道などの耐震補強は全く進められていない。

4. 本件施設の中で、レッドセル化した部分

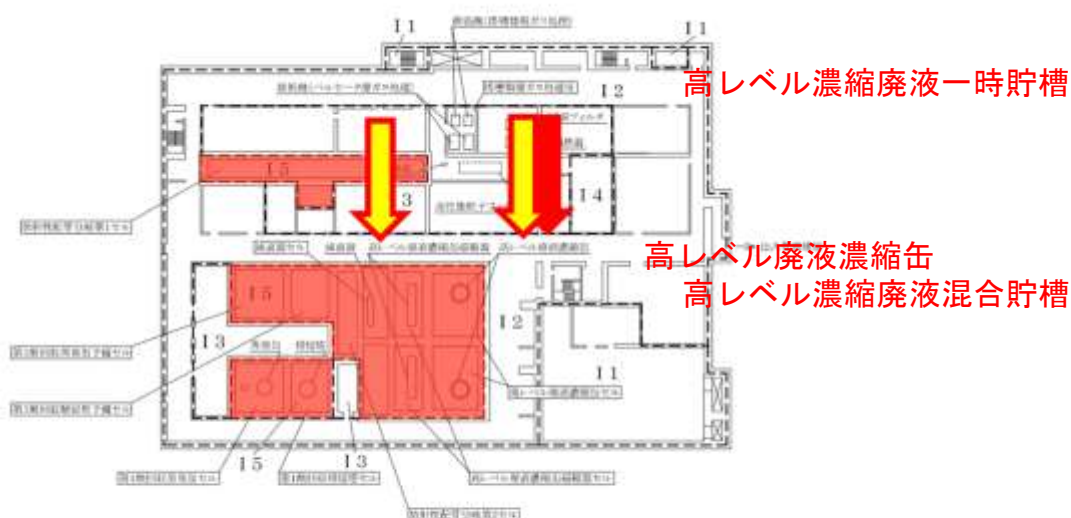
本件施設の中で、ホット試験（アクティブ試験）のために人が立ち入ることができないレッドセル化した区画及びその中にある耐震性の低い主な設備・機器は、「六ヶ所再処理工場のレッドセルとその中に設置されている耐震性が低いおもな設備・機器」（旧訴甲 D 3 5 7 号証）記載のとおりである。この資料は、上述の 2 つの一覧表をもとに、それらの機器・設備のうちレッドセル（遮蔽設計区分のレッド区画）内に設置・配置されていることがわかっているものを選び出して、建屋のフロアごとに事業変更許可申請書添付書類の機器配置図（遮蔽設計区分図）上に示したものである。

分離建屋地上 2 階の配置図と高レベル廃液固化建屋地下 4 階の配置図を例として示す。黄色と赤色の矢印で示したものが 7 0 0 Gal の地震で安全機能を喪失する危険性のある耐震性の低い機器・設備である。

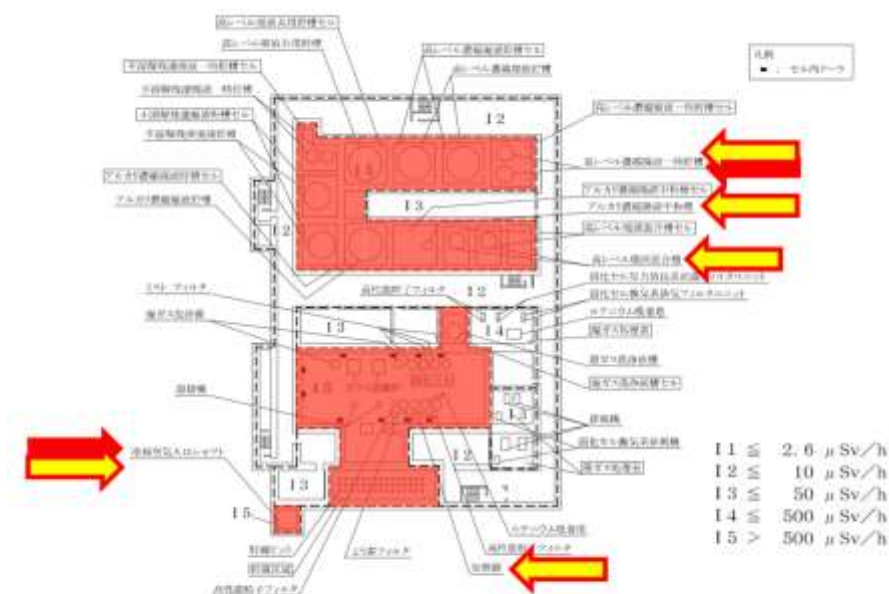
分離建屋の地上 2 階にある 2 つの高レベル廃液蒸発缶は、バックチェック報告書における応力比が、詳細評価によっても 0. 9 1 と非常に高い値となって

いる。また、高レベル廃液ガラス固化建屋地上4階には高レベル濃縮廃液のタンクがいくつもあり、中でも高レベル濃縮廃液混合槽の応力比が0.81（詳細評価）と高い値である。

規制委員会は、この中に基準地震動の引き上げが原因で補強を要する機器がないことを具体的に主張立証しなければならない。



第1.3-29図 分離建屋遮蔽設計区分図(地上2階)



第1.3-60図 高レベル廃液ガラス固化建屋遮蔽設計区分図(地下4階)

赤色矢印は、「耐震性の低い機器・設備」。ストレステスト報告書で耐震裕度が1.55〔=700/450以下〕

黄色矢印は、「耐震性の低い機器・設備」。バックチェック報告書で応力比が0.65〔=450/700以上〕

第9 原告らの懸念を裏付け、本件施設が基礎版680Galの地震動に耐えられず、補強も不可能であることを自白する東電の内部資料

1. 東電御前会議提出の資料

原告らの以上のような懸念について、これを明確に裏付ける証拠資料を入手することができた。

旧訴甲D358号証は、東京電力の株主が福島原発事故について、結果を予見しながら、これを回避する措置を取らなかった役員 of 会社に対する損害賠償義務の履行を求めている「東電株主代表訴訟」の甲456号証として提出されたものの写しである。そして、もともとは、東電の事故当時の役員3名の業務上過失致死罪を問う刑事責任が争われている「東電刑事裁判」に検察官役の指定弁護士が甲A173号証として証拠提出したものである。東京地裁の民事8部が東京地裁刑事4部に文書送付嘱託をし、送付された文書を謄写したものが原本である。

そして、この文書は、東京電力で中越沖地震以後に連続的に開催されていた「中越沖地震対応打ち合わせ」という名称の会議に提出された資料である。

2. 中越沖地震対応打ち合わせ=御前会議とは

2007年（平成19年）7月に起きた新潟県中越沖地震によって、東電の運営する柏崎刈羽原発は、基準地震動を大きく上回る地震動を受けて運転中の原発を全て停止し、耐震性を強化する工事が必要となった。

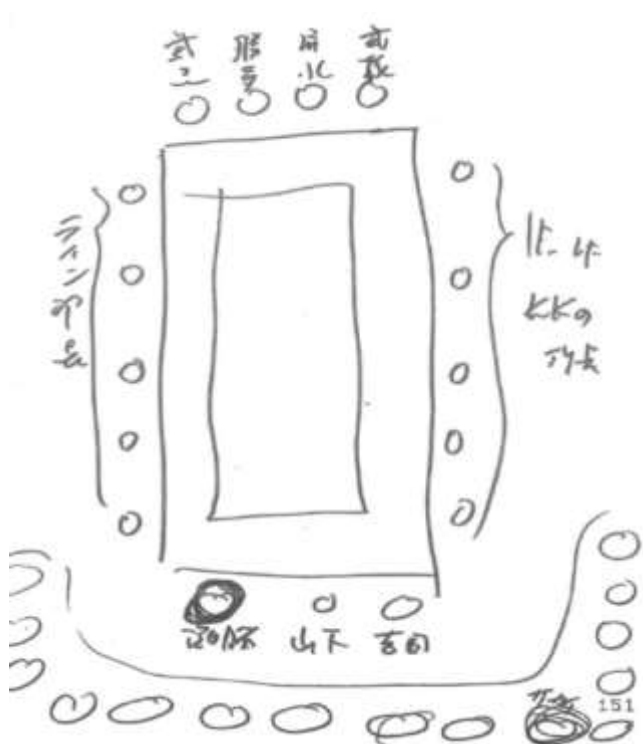
停止した柏崎刈羽原発の対応を検討するために、東電社内に、中越沖地震対

応打合せが設置された。

東電社員らは、この中越沖地震対応打合せを「御前会議」と呼んでいた。そう呼ぶ理由は、当時社長であった勝俣氏が出席するためである。御前会議の出席者は、GM（グループマネジャー）以上の人たちであり、その頻度は1か月に1回程度である。

議題としては、柏崎刈羽原発の耐震バックチェック対応だけでなく、福島第一原発、福島第二原発の耐震バックチェック対応についても議論していた。

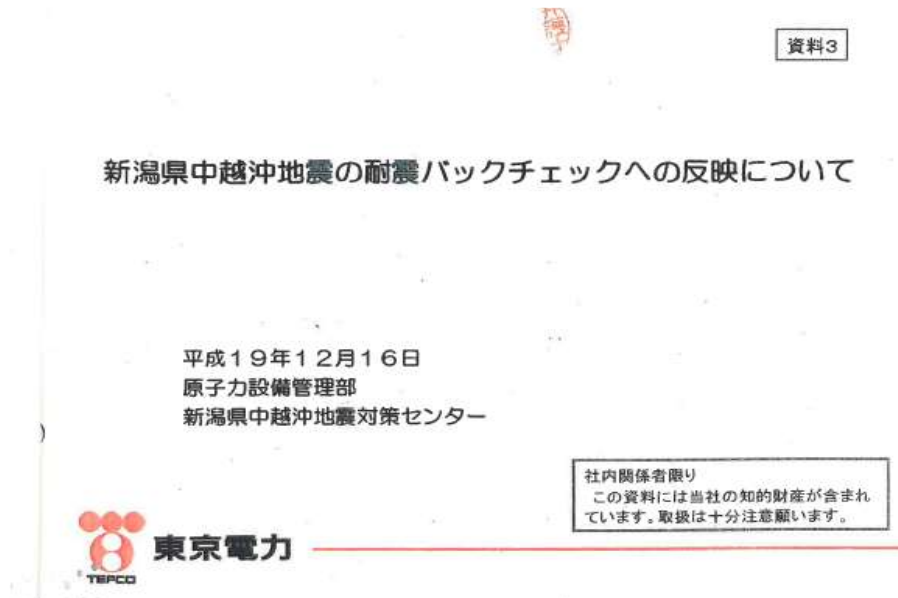
御前会議の座席配置は、下図のとおり、縦に長い机に、勝俣氏を筆頭に社長の清水氏、取締役の武黒氏、武藤氏が正面に座り、その右脇を各原発の所長や部長らが固め、左脇には本店の各部門の部長が並んだ。勝俣氏らの向かいに中越沖地震対策センターの山下センター所長や本店原子力部門を統括する吉田原子力設備管理部長が座った。



3. 2007年12月時点における東電内における耐震設計に関する議論

(1) 2007年12月16日御前会議

下記資料は、2007年(平成19年)12月16日日曜日に開催された中越沖地震対応打合わせ(通称 御前会議)で、「新潟県中越沖地震の耐震バックチェックへの反映について」議論されたときに、議論に供されたものであることがわかる。



当日の議事概要は、「中越沖地震の耐震バックチェックへの反映について(原子力設備管理部) → 資料回収」とされており、この資料そのものが機微情報であることがわかる。

指示事項は、「バックチェックで全電力が680 gal を入力することに対して各社の反発が予想されることから、電事連の高橋原子力部長とその説明について調整すること。(武藤副本部長)」とされている。

主要議事は、「大間は現在の審査の中で、基礎版上で、680 gal として評価しろと言われている模様。実際に評価するかどうかはまだ流動的。各社がバックチェックとして680 gal で評価することに対して反発が出ると想定。電事連の高橋原子力部長とよく調整するように。福島第一、第二は1F 5、2F 4で中間報告を予定。地震動の入力として450 gal で検討してき

たが、680gal とした場合、すべての機器となると3月は難しい。主要8設備だと何とか対応可能。

福島県は維持基準やプルサーマルなど、今後も課題が控えているが、納得感が得られる説明が必要。安全は大丈夫、補強はしっかりとやっていくとの説明か。

全国のサイトへの680galの展開については、Ssと切り分ける必要あり。」

とまとめられており、全国の原子力施設が解放基盤表面ではなく、基礎版部で680Gal対応を求められ、その対策に苦慮している状況が率直に説明されている。

(2) 説明資料の3-4シート目では、保安院の「耐震小委員会合同WG」の議論経過が次のように報告されている。

Ⅲ-1. 学識経験者の意見

■ 学識経験者の意見の共通点

- 現状ではK-1基礎版上の記録(680Gal)を用いた耐震バックチェックを行う考えが多勢

■ 耐震小委合同WG(12/5) 嶺嶺教授の発言までの経緯

1. 学識経験者は「全国のサイトの耐震バックチェックにK-1のはぎ取り波を展開すべし」との意見が多勢



当社から全国展開を行う場合の懸念される影響をご説明
学識経験者間で意見交換を実施し対応策を協議

2. 「全国のサイトの耐震バックチェックにK-1の基礎版上の観測記録(680Gal)を展開すべし」との意見に移行



全国展開を行う場合の懸念される影響を再度ご説明

3. 「基礎版上で計測された地震観測記録は、その記録の重要性から、**何らかの形で**、直接的に、他の原子力発電所等の耐震安全評価に反映されるべきである」と嶺嶺教授が発言(12/5合同WG)

繰り返しの説明により、意見が緩和

4486

Ⅲ－２．学識経験者の意見

■入倉教授（京大名誉教授）

- 今回の地震は「震源を特定できる」地震、しかし「震源を特定できない」地震の地震動レベルにも今回の地震からの反映が必要
- K-1基礎版上の記録（680Gal）によって耐震バックチェックを行うことは、国民の同意を得るためにやむを得ないとする
- 中越沖地震は柏崎刈羽に問題が無かったので、全国の他のプラントでもこの地震動レベルに対して安全であることを説明したい

■翠川教授（東工大）

- 中越沖地震の知見を何らかの形で耐震バックチェックに反映しないと国も許されないと考える
- 基礎版上の記録により耐震バックチェックを行うことには違和感があるが、指針とは別立てというなら理解できる



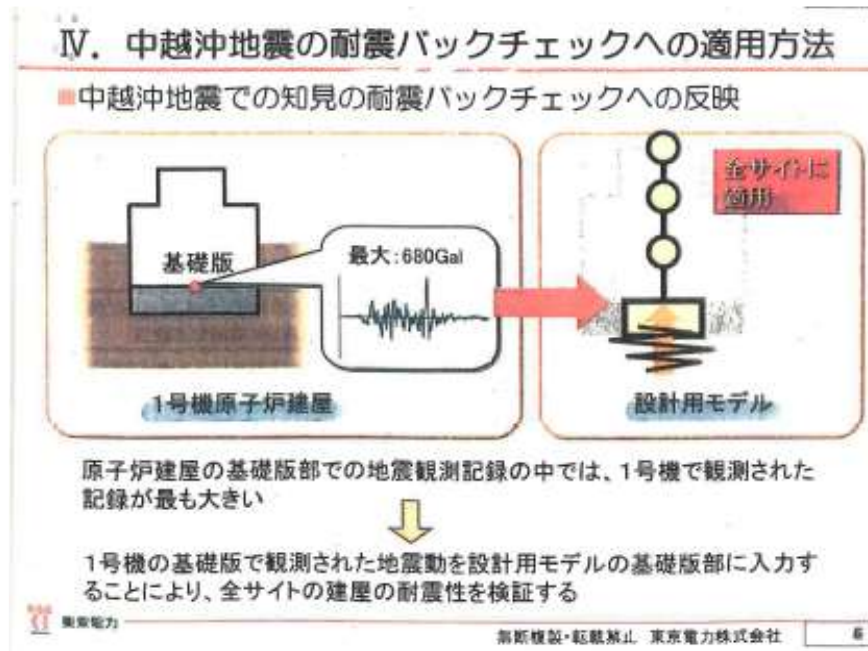
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4

ここでのポイントは、第一に審議の当初の段階では、柏崎刈羽1号機（シート上で「K-1」と記載されている）の解放基盤表面におけるはぎ取り波（1699Gal）を全国の原子力施設に水平展開すべきであるとの見解が学識経験者の多勢であったことがわかる。すべての原子力施設の基準地震動を1699Galに引き上げるべきだという見解こそが、中越沖地震を踏まえた常識的な判断であったことがわかる。これが、電力会社による専門家に対する説得によって、柏崎刈羽1号機の基礎版における実測地震動である680Galを全国に展開すべきという意見に変わり、額額教授が同年12月5日の「基礎版上で計測された地震観測記録は、その記録の重要性から、何らかの形で、直接的に、他の原子力発電所等の耐震安全評価に反映されるべきである。」と発言したことがわかり、保安院は、この意見をもとに対策を考えていたことがわかる。

(3) 続いて、「中越沖地震の耐震バックチェックへの適用方法」が説明された。



この説明は、中越沖地震によって解放基盤表面で1 6 9 9 Gal の地震動に襲われたため、後に1～4号機の基準地震動を2 3 0 0 Gal に引き上げたにもかかわらず、他の原発への水平展開にあたっては、柏崎刈羽1号機の解放基盤表面で観測された1 6 9 9 Gal の地震動を各原発における解放基盤面に入力するのではなく、各原発における基礎版に柏崎刈羽1号機の基礎版で観測された6 8 0 Gal を入力するという、科学的にはこれまでの原発の耐震設計のやり方とも異なる、中途半端なやり方が提案されている。

翠川氏が「中越沖地震の知見を何らかの形で耐震バックチェックに反映しないと国も許されないと考える。」「基礎版上の記録により耐震バックチェックを行うことには違和感があるが、指針とは別立てというなら理解できる」と意見を述べている。「違和感がある」ということは、このやり方が異例なものであることを示している。

4. 本件施設において、基礎版への680Galの耐震性を確保することは不可能であることを自白する東電内部検討資料

結論的な見解が、次の三枚のシートにまとめられている。

V. 680Galによる耐震バックチェックへの影響

■電事連で集約した現状の見通し

- 当社
 - ・ 福島第一・第二とも600Gal/バックチェック波の応答とほぼ同等（補強工事費は1000億円程度、工程は5年程度を想定）
- 北陸電力志賀原子力発電所：1 審敗訴→控訴して2 審係争中
 - ・ 裁判所より新指針への適合を問われ、耐震バックチェックの報告書を3月中に提出予定
 - 680Galによるチェックが加わると間に合わず、控訴審に大きな影響
- 日本原燃六ヶ所再処理施設：450Galで耐震バックチェック終了
 - ・ 450Galに対してほとんど余裕の無い機器が存在
 - ・ 680Galの入力→レッドセル内の機器が要補強となるが、アクセス困難
- 各社とも耐震バックチェックを実施中
 - ・ 一部サイトでは耐震裕度向上のための工事をすでに実施済み
 - ・ 680Galによるチェックが加わった場合、バックチェックの終了が1年近く遅れ、工事範囲の拡大等様々な影響が予想される

680Galへの対応は困難が予想される

(1) ここでは、東電、北陸電力、日本原燃の対応経過が説明されている。

志賀原発については、一審で北陸電力が敗訴し、二審が係争中であることが示され、「裁判所より新指針への適合を問われ、耐震バックチェックの報告書を3月中に提出予定。→680Galによるチェックが加わると、間に合わず、控訴審に大きな影響」とされている。この記述は、旧耐震審査指針の不合理性を認め、原子炉運転差し止めを命じた志賀2号炉金沢地裁判決（2006年3月24日言渡）の、控訴審において、電力事業者側が新耐震審査指針に基づく安全性の立証を迫られていたことを示す記述である。

(2) 続いて、本件施設については

「日本原燃六ヶ所再処理施設:450Galで耐震バックチェック終了

・450Galに対してほとんど余裕のない機器が存在

・680Galの入力→レッドセル内の機器が要補強となるが、アクセス困難」とされ、「680Galへの対応は困難が予想される。」

とまとめられている。レッドセルとは前項において説明したとおり、プロセスが高いレベルの放射性物質によって汚染され、人が立ち入ることが困難

となった区画のことである。

(3) さらに、対応方針は次のように説明されている。

VI. 対応方針

■ 今後必要な対応策は以下の通り

1. ハケ所再処理施設を含むバックチェック対象施設へのインパクトの詳細検討
 - 12/18までに電事連で影響・問題点を集約する予定
 - 福島第一・第二に関しては特に詳細な検討を実施
2. 対応策の検討（次ページに示す）
3. 関係各所との協議を早期に実施
 - 12月末には保安院が「中越沖地震を踏まえた耐震バックチェックへの反映すべき事項」を指示文書として発出予定
 - あまり時間がないため、関係各所と早期の協議が不可欠

4487

東京電力 無断複製・転載禁止 東京電力株式会社 7

(4) 上記対応方針に示された「対応策の検討」

VII. 対応策案

■ 考えられる具体案は以下の通り

1. K-1の記録はサイト固有の地盤の影響によるものであり、よりその影響の少ないK-5の記録を用いるのが妥当と主張する
→12月末（国の方針提示）までに実証するのは困難な状況
2. 680Galによる検討は「安全安心を担保するもの」であり、Gsによる耐震バックチェックとは別の枠組みで実施すべきことを主張する
3. 検討対象範囲を耐震バックチェックのルールから緩和する（狭める）
具体的には、「主要な8設備」に限定し、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に関する検討を実施する
4. 検討のクライテリアを耐震バックチェックのルールから緩和する
例：耐震壁の許容歪みレベル 2000μ→4000μ
水平動のみを耐震バックチェックの対象とする 等
5. ハケ所再処理施設については、地震動を含め別の枠組みで対処する

↓

以上の方針を関係各所と至急協議する

東京電力 無断複製・転載禁止 東京電力株式会社 8

(5) まとめ

御前会議資料から、以下の事実が認められる。

- ① 中越沖地震の際の柏崎刈羽1号機において観測された地震動を、解放基盤表面のはぎ取り波であれ、基礎版上の地震動であれ、水平展開することに、東電などの電力会社が耐震設計の強化に全力で抵抗していること。
- ② 基礎版上で680Galの地震動には、本件再処理施設は耐えられず、耐震補強は著しく困難、すなわち事実上は困難であり、対策がなくお手

上げ状態であることが示されていること。

5. 保安院による中越沖地震を受けた耐震設計の見直し

- (1) 新潟県中越沖地震を受けて、他の原子力発電所でも確認すべき知見が判明し、それらを取り纏めて原子力安全・保安院から平成19年12月27日に「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項（中間取りまとめ）について」が発出された。更に平成20年9月4日に「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」として指示が出された。この指示の内容は、次のとおりである。

<地震及び地震動の評価>

(省略)

1) 震源特性

検討用地震による敷地の地震動を応答スペクトル及び断層モデルによる手法に基づいて評価を行う際には、震源モデルのパラメータの不確かさを考慮した評価を行う。詳細は、別添による。

2) 地下構造特性

地下構造特性による影響については、地震観測記録の分析や地下構造モデルを構築することにより考慮する。

(省略)

- 3) 基準地震動 S_s は、上記の震源特性及び地下構造特性を考慮した地震動に基づき策定する。

<施設の耐震安全性評価>

- 1) 今回の地震が相崎刈羽原子力発電所に与えた影響を評価するに当たって、柏崎刈羽原子力発電所の各号機の原子炉建屋の基礎版上で得られた水平方向の観測記録に基づき、中間階の観測記録と建屋のシミュレーショ

ン解析モデルによる評価結果の整合性について検討をおこなった。その結果、原子炉建屋の耐震壁等の実際の平均的な強度に基づく剛性評価に加えて、建屋の床などを剛としたシミュレーション解析モデルにより、一部の原子炉建屋の中間階の観測記録を除いて、観測記録と概ね整合することが確認された。また、一部の中間階の観測記録についても、床などの柔性等を考慮した解析モデルを用いることにより概ね整合することが確認された。これを踏まえ、既設原子力発電所の耐震バックチェックに用いる地震応答解析モデルについて、床などの柔性等を考慮した場合においても耐震安全性を評価する上で問題ないことを確認する。

- 2) 耐震バックチェックにおいて、震源特性の不確かさ及び地下構造特性を考慮した地震動に基づき策定された基準地震動 S_s に対する施設の耐震安全性を評価するに際しては、基本的には設計時の施設の強度や剛性などを用いてもよいものとするが、実際の地震記録等において建屋の剛性、機器などの振動特性等が把握されている場合は、当該剛性や振動特性などを考慮して耐震安全性を評価することができるものとする。」

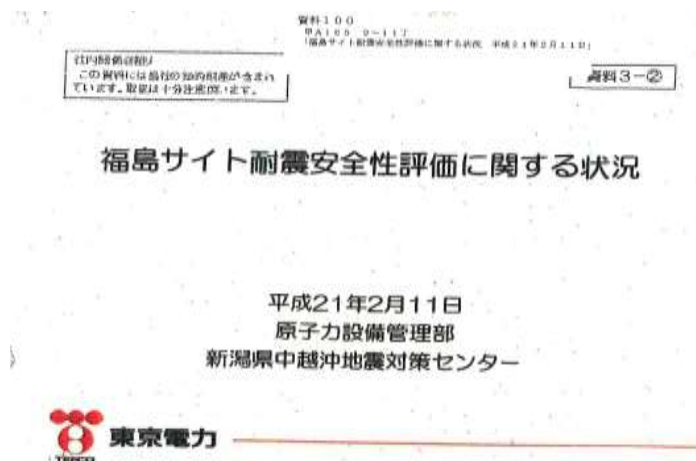
- (2) このように、新たな知見としては地下構造の検討のことばかりが主な検討の対象とされ、基準地震動超えを防ぐためには、当初の専門家の多勢が求めていた意見であった全国一律解放基盤表面で $1\,699\text{ Gal}$ （柏崎刈羽 1 号機のはぎ取り波）という案はおろか、2007 年 12 月に瀬瀬氏が提案し、東電も対応を覚悟していた基礎版上で全国一律 680 Gal という基準すら放棄され、「床などの柔性等を考慮した場合においても耐震安全性を評価する上で問題ないことを確認する」ことだけが、中越沖地震を踏まえた一般的な検討事項として残されたといえる。

結局、東電と電事連による、保安院耐震バックチェック審査における全力での抵抗が功を奏し、大幅に基準地震動を超えた中越沖地震に対応した基準地震動の大幅な見直しは頓挫したといわざるを得ない。

6. その後の耐震安全性評価

- (1) その後、この指示に基づく耐震安全性評価の作業が継続されたが、その一端がわかる資料が次に掲げる旧訴甲 D 3 5 9 号証である。

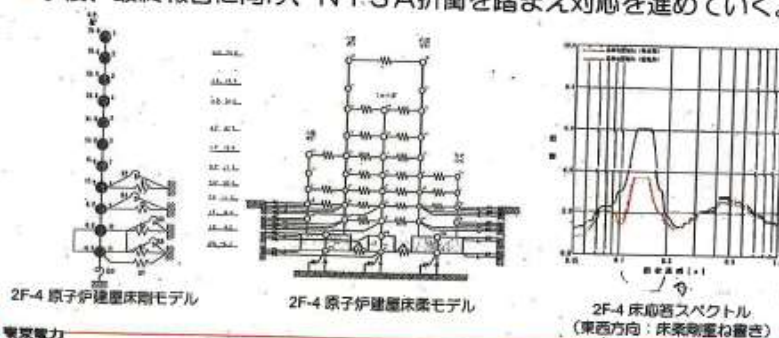
この書証は、東電株主代表訴訟の「甲 298 の 3_証人酒井俊朗に示す証拠一覧表」の一部であるが、2009年2月11日付の中越沖地震対応会議(御前会議)に報告された資料である。これも、前記の東電役員の刑事裁判に提出された証拠を東京地裁の民事第8部が取り寄せ、当事者が謄写し、証拠提出されたものである。



耐震安全性評価に関する懸念事項(2)

建屋床の柔性を考慮した機器・配管系の評価

- H20.9.4付保安院指示文書により、最終報告に向けて建屋床柔性の影響を評価中（中間報告では考慮しない）。
- 機器側への影響を試算したところ、応答増大が見られており、影響がないとは言い切れない状況。（強化工事物量増大の懸念）
- 今後、最終報告に向け、N I S A折衝を踏まえ対応を進めていく。



(2) その後の東電内の検討では、建屋床の柔性を考慮した機器・配管系の評価が実施されてきたが、その結果、「機器側への影響を試算したところ、応答増大が認められており、影響がないとは言い切れない状況。(強化工事物量増大の懸念)」と記載されている。中越沖地震で観測された地震動に対応して、福島第一・第二原発の耐震補強を行うことにも多くの困難があったことがわかる。この点が、本件施設において、どのように検討されたのかは明らかではない。

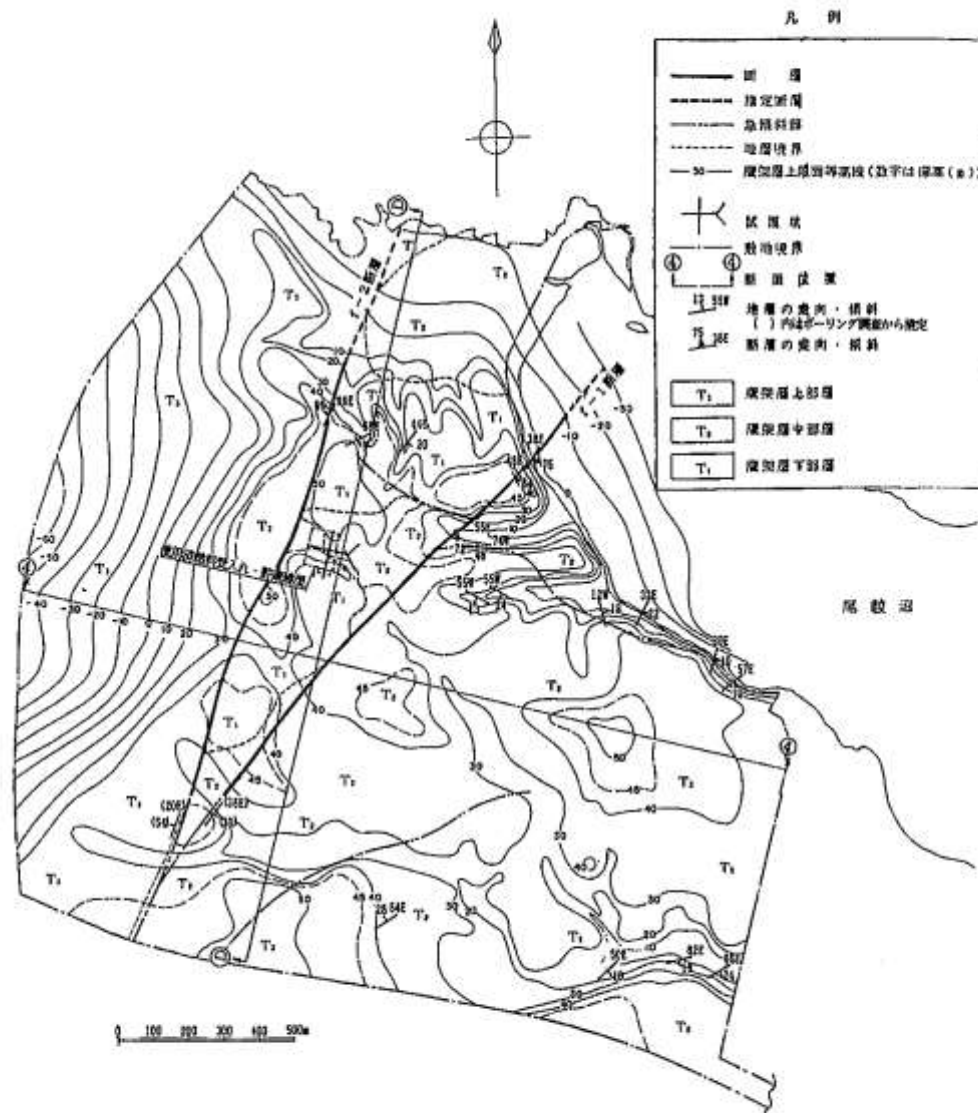
第 10 結論

以上の検討から、次のことがわかる。

1. 本件施設の解放基盤表面における基準地震動は 700 Gal である。そして、現地の地盤調査に基づいて、日本原燃が、基準地震動 700 Gal に対応して示した基礎版相当位置（建屋底面位置）における地震動は次の通りである。

すなわち、2020年4月28日提出の「日本原燃（株）から再処理事業所再処理施設に関する事業変更許可申請の一部補正」の再処理事業変更許可申請書の一部補正（添付書類四（7／9））（<http://www.nsr.go.jp/data/000309763.pdf>）の 163 ページ(4-6-49) 及び再処理事業変更許可申請書の一部補正（添付書類四（8／9））（<http://www.nsr.go.jp/data/000309764.pdf>）の 123-152 ページ(4-6-242～4-6-271) という書類によれば、敷地内の f-1、f-2（下図参照）によって区切られたエリアごとに地震動の増幅・減衰の状況が違っている。f-2 より西側、f-2 と f-1 に挟まれた中央、f-1 より東側にわけて、代表的な建屋で検討している。最大加速度を与えている Ss-A に関しては、西側：第一ガラス固化 616 ガル（水平）440 ガル（鉛直）、中央：前処理 559 ガル（水平）406 ガル（鉛直）、東側：MOX 貯蔵 742 ガル（水平）436 ガル（鉛直）となっており、場所によっては基礎版における地震動としては、わずか 550 Gal 程度の部分もある。

図2. 再処理施設の敷地内の腐架層に存在する2条の大きな断層



注・日本原燃サービス株式会社『六ヶ所事業所再処理事業指定申請書』
(平成元年3月)による。

2. このように、本件施設は、電力会社も一時は覚悟した全国一律解放基盤表面で1699Gal(柏崎刈羽1号機のはぎ取り波)という基準、2007年12月に瀬瀬氏が提案し東電も対応を覚悟していた基礎版上で全国一律680Galという基準にも到底対応できていないものである。

3. さらに、本件施設の場合、圧力容器内にも、ある程度の被ばくを覚悟すれば立ち入ることのできる原発の場合と異なり、レッドセル化したセル内の機器配管に人が立ち入ることは絶対不可能であり、その耐震補強は不可能である。

4. まとめ

本件施設は、断層の評価、想定すべき地震の想定、基準地震動の策定、耐震設計の評価の各段階において、看過することのできない深刻な誤りを重ねており、本件施設を襲い得る最大規模の地震動に耐えることはできず、そのような地震・地震動が発生したときは、過酷事故が発生させる可能性が高い。

よって、本件指定処分は違法なものとして取消されるべきである。

別紙 1

2000年以後の700ガル以上の加速度を記録した主な地震（本震に限る。
但しNo.21は前震とされている。）

No.1	2000年10月6日	鳥取県西部地震（別紙2のNo.2）	M7.3
		最大震度6強	1142ガル
No.2	2001年3月24日	芸予地震	M6.7
		最大震度6弱	853ガル
No.3	2003年5月26日	宮城県沖	M7.1
		最大震度6弱	1571ガル
No.4	2003年9月26日	十勝沖地震	M8.0
		最大震度6弱	1091ガル
No.5	2004年10月23日	新潟県中越地震	M6.8
		最大震度7	1750ガル
No.6	2004年11月29日	釧路沖地震	M7.1
		最大震度5強	879ガル
No.7	2004年12月14日	留萌支庁南部地震（別紙2のNo.13）	M6.1
		最大震度5強	1176ガル
No.8	2007年3月25日	能登半島地震	M6.9
		最大震度6強	945ガル
No.9	2007年7月16日	新潟県中越沖地震	M6.8
		最大震度6強	813ガル
No.10	2008年6月14日	岩手宮城内陸地震（別紙2のNo.1）	M7.2
		最大震度6強	4022ガル
No.11	2008年7月24日	岩手県沿岸北部地震	M6.8
		最大震度6弱	1186ガル

No.12	2009年12月18日	伊豆地震	M5.1
		最大震度5弱	703ガル
No.13	2011年3月11日	東北地方太平洋沖地震	M9.0
		最大震度7	2933ガル
No.14	2011年3月12日	長野県北部震 (別紙2のNo.3)	M6.7
		最大震度6強	804ガル
No.15	2011年3月15日	静岡県東部地震 (別紙2のNo.9)	M6.4
		最大震度6強	1076ガル
No.16	2011年3月19日	茨城県北部地震 (別紙2のNo.11)	M6.1
		最大震度5強	1084ガル
No.17	2011年7月5日	和歌山県北部地震 (別紙2のNo.16)	M5.5
		最大震度5強	1084ガル
No.18	2012年3月10日	茨城県北部地震 (別紙2のNo.15)	M5.4
		最大震度5弱	826ガル
No.19	2013年2月2日	十勝地方南部地震	M6.5
		最大震度5強	733ガル
No.20	2013年2月25日	栃木県北部地震 (別紙2のNo.12)	M6.3
		最大震度5強	1300ガル
No.21	2016年4月14日	熊本地震	M7.3
		最大震度7	1580ガル
No.22	2016年6月16日	北海道内浦湾地震	M5.3
		最大震度6弱	976ガル
No.23	2016年10月21日	鳥取県中部地震	M6.6
		最大震度6弱	1494ガル
No.24	2016年12月28日	茨城県北部地震	M6.3

		最大震度6弱	886ガル	
No.25	2018年6月18日	大阪府北部地震		M6.1
		最大震度6弱	806ガル	
No.26	2018年9月6日	北海道胆振東部地震		M6.7
		最大震度7	1796ガル	
No.27	2019年6月18日	山形県沖地震		M6.7
		最大震度6強	1191ガル	

注記

M及び最大震度は気象庁震度データベースによる。

最大加速度について、No.4、27は気象庁震度データベースの「主な地震の強震観測データ」により、No.4、27以外はK-NETのデータベース（特集・過去の大きな地震）によっている。

別紙 2

2000年以降の震度5弱以上を記録した地震（前震、余震を含む）

注記 右端の欄は、K-NETのデータベース（特集・過去の大きな地震）に同データベースから得たガル数を加えたものである。

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2019/12/12-01:09	45.10N	141.88E	007km	M4.2	宗谷地方北部の地震	192
2019/08/04-19:23	37.71N	141.63E	045km	M6.4	福島県沖の地震	246
2019/06/18-22:22	38.61N	139.48E	014km	M6.7	山形県沖の地震	653
2019/05/10-08:48	31.80N	131.97E	025km	M6.3	日向灘の地震	207
2019/02/21-21:22	42.77N	142.00E	033km	M5.8	胆振地方中東部の地震	560

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2018/10/05-08:58	42.59N	141.97E	031km	M5.2	胆振地方中東部の地震	402
2018/09/06-03:08	42.69N	142.01E	037km	M6.7	平成30年北海道胆振東部地震	1796
2018/06/18-07:58	34.84N	135.62E	013km	M6.1	大阪府北部の地震	806
2018/04/14-04:00	43.17N	145.74E	053km	M5.4	根室半島南東沖の地震	270
2018/04/09-01:32	35.18N	132.59E	012km	M6.1	島根県西部の地震	676

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2017/10/06- 23:56	37.09N	141.16E	053km	M5.9	福島県沖の地震	2 3 2
2017/07/11- 11:56	31.38N	130.62E	010km	M5.3	鹿児島湾の地震	5 4 1
2017/07/02- 00:58	33.00N	131.24E	011km	M4.5	熊本県阿蘇地方の地震	3 2 0
2017/07/01- 23:45	42.79N	141.86E	027km	M5.1	胆振地方中東部の地震	3 3 4
2017/06/25- 07:02	35.87N	137.59E	007km	M5.6	長野県南部の地震	5 9 9
2017/02/28- 16:49	37.51N	141.37E	052km	M5.7	福島県沖の地震	2 3 4

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2016/12/28- 21:38	36.72N	140.57E	011km	M6.3	茨城県北部の地震	8 8 6
2016/11/22- 05:59	37.35N	141.60E	025km	M7.4	福島県沖の地震	2 5 6
2016/10/21- 14:07	35.38N	133.85E	011km	M6.6	鳥取県中部の地震	1 4 9 4
2016/06/16- 14:21	41.95N	140.99E	011km	M5.3	内浦湾の地震	9 7 6
2016/05/16- 21:23	36.03N	139.89E	042km	M5.5	茨城県南部の地震	4 1 4
2016/04/29- 15:09	33.26N	131.37E	007km	M4.5	大分県中部の地震	4 0 7
2016/04/19- 17:52	32.53N	130.63E	010km	M5.5	熊本県熊本地方の地震	3 5 6
2016/04/18- 20:42	33.00N	131.20E	009km	M5.8	熊本県阿蘇地方の地震	2 7 9

2016/04/16- 16:02	32.70N	130.72E	012km	M5.4	熊本県熊本 地方の地震	191
2016/04/16- 09:48	32.85N	130.84E	016km	M5.4	熊本県熊本 地方の地震	299
2016/04/16- 07:23	32.79N	130.77E	012km	M4.8	熊本県熊本 地方の地震	245
2016/04/16- 07:11	33.27N	131.40E	006km	M5.4	大分県中部 の地震	178
2016/04/16- 03:55	33.02N	131.19E	011km	M5.8	熊本県阿蘇 地方の地震	394
2016/04/16- 03:03	32.96N	131.09E	007km	M5.9	熊本県阿蘇 地方の地震	530
2016/04/16- 01:46	32.86N	130.90E	011km	M5.9	熊本県熊本 地方の地震	492
2016/04/16- 01:44	32.75N	130.76E	015km	M5.4	熊本県熊本 地方の地震	145
2016/04/16- 01:25	32.75N	130.76E	012km	M7.3	平成28年 (2016年) 熊本地震	1362
2016/04/15- 01:53	32.70N	130.75E	012km	M4.8	熊本県熊本 地方の地震	477
2016/04/15- 00:03	32.70N	130.78E	007km	M6.4	熊本県熊本 地方の地震	606
2016/04/14- 22:07	32.77N	130.85E	008km	M5.8	熊本県熊本 地方の地震	710
2016/04/14- 21:26	32.74N	130.81E	011km	M6.5	平成28年 (2016年) 熊本地震	1580
2016/01/14- 12:25	41.97N	142.80E	052km	M6.7	浦河沖の地 震	173

地震発生時 刻	震央北 緯	震央東 経	震源深 さ	マグニ チュー ド	地震名	最大加速 度 (ガル)
------------	----------	----------	----------	-----------------	-----	-------------------

2015/07/10- 03:33	40.35N	141.56E	088km	M5.7	岩手県内陸 北部の地震	1 8 6
2015/06/04- 04:34	43.49N	144.06E	000km	M5.0	網走地方の 地震	2 5 2
2015/05/30- 20:24	27.86N	140.68E	682km	M8.1	小笠原諸島 西方沖の地 震	1 8 3
2015/05/25- 14:28	36.05N	139.64E	056km	M5.5	埼玉県北部 の地震	4 4 6
2015/05/13- 06:13	38.86N	142.15E	046km	M6.8	宮城県沖の 地震	3 9 9
2015/02/17- 13:46	40.09N	142.11E	050km	M5.7	岩手県沖の 地震	1 9 2
2015/02/06- 10:25	33.73N	134.37E	011km	M5.1	徳島県南部 の地震	5 6 5

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2014/11/22- 22:08	36.69N	137.89E	005km	M6.7	長野県北部 の地震	5 8 9
2014/09/16- 12:28	36.09N	139.86E	047km	M5.6	茨城県南部 の地震	2 8 6
2014/09/03- 16:24	36.87N	139.52E	007km	M5.1	栃木県北部 の地震	2 8 7
2014/07/08- 18:05	42.65N	141.27E	003km	M5.6	胆振地方中 東部の地震	3 7 1
2014/07/05- 07:42	39.67N	142.13E	049km	M5.9	岩手県沖の 地震	1 9 2
2014/03/14- 02:07	33.69N	131.89E	078km	M6.2	伊予灘の地 震	3 1 3

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
--------	------	------	------	---------	-----	---------------

2013/09/20- 02:25	37.05N	140.69E	017km	M5.9	福島県浜通 りの地震	4 2 6
2013/08/04- 12:29	38.16N	141.80E	058km	M6.0	宮城県沖の 地震	3 9 7
2013/04/17- 21:03	38.46N	141.62E	058km	M5.9	宮城県沖の 地震	5 6 4
2013/04/17- 17:57	34.05N	139.35E	009km	M6.2	三宅島近海 の地震	3 4 7
2013/04/13- 05:33	34.42N	134.83E	015km	M6.3	淡路島付近 の地震	5 8 6
2013/02/25- 16:23	36.87N	139.41E	003km	M6.3	栃木県北部 の地震	1 3 0 0
2013/02/02- 23:17	42.70N	143.23E	102km	M6.5	十勝地方南 部の地震	7 3 3

地震発生時 刻	震 央 北緯	震央東 経	震 源 深 さ	マグニ チュー ド	地震名	最大加速 度 (ガル)
2012/12/07- 17:18	38.02 N	143.87 E	049km	M7.3	三陸沖の地 震	3 4 3
2012/08/30- 04:05	38.41 N	141.91 E	060km	M5.6	宮城県沖の 地震	6 9 2
2012/08/25- 23:16	42.33 N	143.11 E	049km	M6.1	十勝地方南 部の地震	5 3 9
2012/05/24- 00:02	41.34 N	142.12 E	060km	M6.1	青森県東方 沖の地震	1 8 5
2012/04/01- 23:04	37.08 N	141.13 E	053km	M5.9	福島県沖の 地震	2 2 8
2012/03/27- 20:00	39.80 N	142.33 E	021km	M6.6	岩手県沖の 地震	2 6 6
2012/03/14- 21:05	35.75 N	140.93 E	015km	M6.1	千葉県東方 沖の地震	3 9 3
2012/03/10- 02:25	36.72 N	140.61 E	007km	M5.4	茨城県北部 の地震	8 2 6
2012/02/19-	36.75	140.59	007km	M5.2	茨城県北部	2 8 5

14:54	N	E			の地震	
2012/02/08- 21:01	37.87 N	138.17 E	014km	M5.7	佐渡付近の 地震	389

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2011/11/21- 19:16	34.87N	132.89E	012km	M5.4	広島県北部 の地震	364
2011/11/20- 10:23	36.71N	140.59E	009km	M5.3	茨城県北部 の地震	583
2011/09/21- 22:30	36.74N	140.58E	009km	M5.2	茨城県北部 の地震	625
2011/09/07- 22:29	42.26N	142.59E	010km	M5.1	日高地方中 部の地震	411
2011/08/19- 14:36	37.65N	141.80E	051km	M6.5	福島県沖の 地震	277
2011/08/12- 03:22	36.97N	141.16E	052km	M6.1	福島県沖の 地震	356
2011/08/01- 23:58	34.71N	138.55E	023km	M6.2	駿河湾の地 震	302
2011/07/31- 03:54	36.90N	141.22E	057km	M6.5	福島県沖の 地震	497
2011/07/25- 03:51	37.71N	141.63E	046km	M6.3	福島県沖の 地震	343
2011/07/23- 13:34	38.87N	142.09E	047km	M6.4	宮城県沖の 地震	323
2011/07/05- 19:18	33.99N	135.23E	007km	M5.5	和歌山県北 部の地震	1084
2011/06/23- 06:51	39.95N	142.59E	036km	M6.9	岩手県沖の 地震	485
2011/04/23- 00:25	37.17N	141.19E	021km	M5.4	福島県沖の 地震	376
2011/04/19-	39.60N	140.39E	006km	M4.9	秋田県内陸	398

04:14					南部の地震	
2011/04/16- 11:19	36.34N	139.94E	079km	M5.9	茨城県南部 の地震	4 1 7
2011/04/13- 10:08	36.91N	140.71E	005km	M5.7	福島県浜通 りの地震	4 8 4
2011/04/12- 14:07	37.05N	140.64E	015km	M6.4	福島県中通 りの地震	8 4 7
2011/04/11- 20:42	36.97N	140.63E	011km	M5.9	福島県浜通 りの地震	3 8 6
2011/04/11- 17:16	36.95N	140.67E	006km	M7.0	福島県浜通 りの地震	7 4 6
2011/04/07- 23:32	38.20N	141.92E	066km	M7.1	宮城県沖の 地震	1 4 9 6
2011/04/02- 16:56	36.21N	139.96E	054km	M5.0	茨城県南部 の地震	4 1 7
2011/04/01- 19:49	40.26N	140.36E	012km	M5.0	秋田県内陸 北部の地震	3 4 4
2011/03/23- 07:36	37.06N	140.77E	007km	M5.8	福島県浜通 りの地震	2 7 9
2011/03/23- 07:12	37.08N	140.79E	008km	M6.0	福島県浜通 りの地震	2 5 5
2011/03/19- 18:56	36.78N	140.57E	005km	M6.1	茨城県北部 の地震	1 0 8 4
2011/03/15- 22:31	35.31N	138.71E	014km	M6.4	静岡県東部 の地震	1 0 7 6
2011/03/14- 10:02	36.46N	141.12E	032km	M6.2	茨城県沖の 地震	2 9 0
2011/03/12- 22:15	37.20N	141.43E	040km	M6.2	福島県沖の 地震	3 5 5
2011/03/12- 04:32	36.95N	138.57E	001km	M5.9	長野県・新 潟県県境付 近の地震	4 1 5
2011/03/12- 03:59	36.98N	138.60E	008km	M6.7	長野県・新 潟県県境付 近の地震	8 0 4

2011/03/11- 20:37	39.17N	142.62E	024km	M6.7	岩手県沖の 地震	3 6 3
2011/03/11- 17:41	37.42N	141.32E	027km	M6.1	福島県沖の 地震	7 7 2
2011/03/11- 16:29	39.03N	142.28E	036km	M6.5	岩手県沖の 地震	3 6 7
2011/03/11- 14:46	38.10N	142.86E	024km	M9.0	平成 23 年 (2011 年)東 北地方太平 洋沖地震	2 9 3 3

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2010/06/13- 12:33	37.40N	141.79E	040km	M6.2	福島県沖の 地震	2 7 7

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2009/12/18- 08:45	34.96N	139.13E	005km	M5.1	静岡県伊豆 地方の地震	7 0 3
2009/12/17- 23:45	34.96N	139.13E	004km	M5.0	静岡県伊豆 地方の地震	5 5 5
2009/08/11- 05:07	34.78N	138.50E	023km	M6.5	駿河湾の地 震	5 4 5

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2008/09/11- 09:21	41.77N	144.15E	031km	M7.1		1 1 1
2008/07/24-	39.73N	141.63E	108km	M6.8	岩手県沿岸	1 1 8 6

00:26					北部の地震	
2008/07/08- 16:42	27.46N	128.55E	045km	M6.1		2 3 3
2008/07/05- 16:49	36.64N	140.95E	050km	M5.2		4 8 1
2008/06/14- 09:20	38.88N	140.68E	006km	M5.7		7 8 5
2008/06/14- 08:43	39.03N	140.88E	008km	M7.2	平成 20 年 (2008 年) 岩手・宮城 内陸地震	4 0 2 2
2008/05/08- 01:45	36.23N	141.61E	051km	M7.0	茨城県沖の 地震	1 8 8
2008/01/26- 04:33	37.32N	136.77E	011km	M4.8		4 3 4

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2007/10/01- 02:21	35.23N	139.12E	014km	M4.9		3 1 2
2007/07/16- 15:37	37.50N	138.64E	023km	M5.8		2 3 5
2007/07/16- 10:13	37.56N	138.61E	017km	M6.8	平成 19 年 (2007 年) 新潟県中越 沖地震	8 1 3
2007/04/15- 18:34	34.79N	136.42E	017km	M4.6		4 7 8
2007/04/15- 12:19	34.79N	136.41E	016km	M5.4		8 6 3
2007/03/26- 14:46	37.16N	136.55E	009km	M4.8		4 0 9
2007/03/25- 18:11	37.30N	136.84E	013km	M5.3		3 5 1

2007/03/25- 09:42	37.22N	136.69E	011km	M6.9	平成19年 (2007年) 能登半島地 震	945
----------------------	--------	---------	-------	------	--------------------------------	-----

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2006/10/14- 06:38	34.89N	140.30E	064km	M5.1		232
2006/09/26- 07:03	33.51N	131.88E	070km	M5.3		218
2006/06/12- 05:01	33.13N	131.41E	146km	M6.2		206
2006/05/02- 18:24	34.92N	139.33E	015km	M5.1		469
2006/04/21- 02:50	34.94N	139.19E	007km	M5.8		333
2006/03/27- 11:50	32.60N	132.16E	035km	M5.5		218

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2005/10/19- 20:44	36.38N	141.04E	048km	M6.3		279
2005/08/21- 11:29	37.30N	138.71E	017km	M5.0		193
2005/08/16- 11:46	38.15N	142.28E	042km	M7.2	宮城県 沖の地 震	564
2005/07/23- 16:35	35.58N	140.14E	073km	M6.0		213
2005/04/20- 06:11	33.68N	130.29E	014km	M5.8		370

2005/04/11- 07:22	35.73N	140.62E	052km	M6.1		2 3 2
2005/03/20- 10:53	33.74N	130.18E	009km	M7.0	福岡県 西方沖 の地震	3 6 0
2005/02/16- 04:46	36.03N	139.90E	045km	M5.4		3 4 4
2005/01/18- 23:09	42.88N	145.01E	050km	M6.4		2 4 0
2005/01/18- 21:50	37.37N	139.00E	008km	M4.7		5 5 4

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度(ガル)
2004/12/14- 14:56	44.08N	141.70E	009km	M6.1		1 1 7 6
2004/12/06- 23:15	42.85N	145.34E	046km	M6.9		4 4 7
2004/11/29- 03:32	42.95N	145.27E	048km	M7.1	釧路沖の地震	8 7 9
2004/11/10- 03:43	37.37N	139.00E	005km	M5.3		2 5 6
2004/11/08- 11:16	37.40N	139.03E	000km	M5.9		3 2 3
2004/11/04- 08:57	37.43N	138.91E	018km	M5.2		3 7 5
2004/10/27- 10:40	37.29N	139.03E	012km	M6.1		5 7 0
2004/10/25- 06:05	37.33N	138.95E	015km	M5.8		4 7 1
2004/10/25- 00:28	37.20N	138.87E	010km	M5.3		3 3 2
2004/10/24- 14:21	37.25N	138.82E	011km	M5.0		4 9 5

2004/10/23- 19:46	37.30N	138.87E	012km	M5.7		4 6 9
2004/10/23- 19:36	37.22N	138.82E	011km	M5.3		3 3 2
2004/10/23- 18:34	37.31N	138.93E	014km	M6.5		9 8 9
2004/10/23- 18:12	37.25N	138.83E	012km	M6.0		3 5 9
2004/10/23- 18:03	37.35N	138.98E	009km	M6.3		8 2 6
2004/10/23- 17:56	37.29N	138.87E	013km	M6.8	平成 16 年 (2004 年) 新潟県中越 地震	1 7 5 0
2004/10/06- 23:40	35.99N	140.09E	066km	M5.7		1 8 9
2004/09/05- 23:57	33.15N	137.14E	044km	M7.4	東海道沖の 地震	3 9 7
2004/08/10- 15:13	39.67N	142.13E	048km	M5.8		1 9 0
2004/05/06- 22:43	42.47N	145.12E	043km	M5.7		7 9
2004/04/14- 11:11	39.34N	140.40E	009km	M3.8		6 3
2004/02/04- 15:08	40.14N	141.89E	063km	M5.3		1 5 0

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2003/09/26- 06:08	41.71N	143.69E	021km	M7.1		6 6 1
2003/09/26- 04:50	41.78N	144.07E	042km	M8.0	平成 15 年 (2003 年) 十勝沖地震	9 8 8

2003/09/20- 12:55	35.22N	140.30E	070km	M5.8		118
2003/08/04- 20:57	36.44N	140.61E	058km	M4.9		439
2003/07/26- 07:13	38.40N	141.17E	012km	M6.2	宮城県北部 の地震	368
2003/07/26- 00:13	38.43N	141.16E	012km	M5.5	宮城県北部 の地震	289
2003/07/20- 02:25	41.46N	140.28E	009km	M4.1		284
2003/05/26- 18:24	38.81N	141.68E	071km	M7.0	宮城県沖の 地震	1571

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2002/12/05- 00:53	38.72N	142.26E	037km	M4.9		278
2002/11/04- 13:36	32.41N	131.87E	035km	M5.7		268
2002/11/03- 12:37	38.90N	142.14E	046km	M6.1		417
2002/06/14- 11:42	36.22N	139.98E	057km	M4.9		592
2002/05/28- 09:24	34.38N	139.25E	008km	M4.3		276
2002/02/12- 22:44	36.59N	141.08E	048km	M5.5		305

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2001/12/09- 05:29	28.25N	129.49E	036km	M5.8		190
2001/12/02-	39.40N	141.26E	122km	M6.4	岩手県内	391

22:02					陸南部の地震	
2001/04/27- 02:49	43.02N	145.88E	083km	M5.9		2 2 2
2001/04/25- 23:40	32.79N	132.35E	042km	M5.6		2 5 9
2001/03/31- 06:09	36.82N	139.39E	008km	M4.9		3 0 5
2001/03/24- 15:28	34.12N	132.71E	051km	M6.4	平成 13 年(2001 年)芸予 地震	8 5 2
2001/01/10- 19:09	32.81N	131.13E	006km	M3.9		3 9 0
2001/01/04- 13:18	36.96N	138.76E	014km	M5.1		4 2 2

地震発生時刻	震央北緯	震央東経	震源深さ	マグニチュード	地震名	最大加速度 (ガル)
2000/10/31- 01:43	34.29N	136.34E	044km	M5.5		5 4 4
2000/10/18- 12:58	36.92N	139.70E	009km	M4.5		3 9 8
2000/10/08- 20:51	35.37N	133.31E	009km	M5.0		1 2 8
2000/10/06- 13:30	35.28N	133.35E	011km	M7.3	平成 12 年(2000 年)鳥取 県西部 地震	1 1 4 2
2000/08/29- 11:00	34.38N	139.22E	009km	M4.9		2 7 4
2000/07/30- 21:25	33.97N	139.40E	018km	M6.4		2 0 9

2000/07/27- 10:49	34.19N	139.29E	012km	M5.6		1 9 5
2000/07/24- 17:44	34.37N	139.20E	006km	M4.7		2 4 7
2000/07/21- 03:39	36.53N	141.09E	049km	M6.0		3 2 2
2000/07/15- 10:11	34.42N	139.25E	005km	M4.4		2 7 5
2000/07/15- 05:18	34.41N	139.23E	006km	M3.9		5 5 8
2000/07/01- 16:02	34.21N	139.22E	015km	M6.4		2 3 3
2000/06/08- 09:32	32.70N	130.75E	010km	M4.8		2 6 7
2000/04/01- 03:12	42.51N	140.82E	008km	M4.6		3 2 8
2000/01/28- 23:21	42.98N	146.71E	056km	M6.8		4 1 5

別表 1

六ヶ所再処理工場のストレステストにおける耐震評価結果:「耐震裕度」が1.55未満であるものを抽出

起因事象・AN箇	設置機器	設備・機器	耐震クラス (B)	損傷モード	単位	発生値 (a)	評価基準値 (b)	「耐震裕度」 b/a	補正後	備考		
座落熱除去機取外し	高レベルガラス固化建屋	通風管、収納管、送路板、配管等、ルーパ	送路板(冷却空気入口シャフト側)	—(S1)	構造損傷	N/mm2	74	100	1.35	2.88	ミルシート	
		通風管、収納管、送路板、配管等、ルーパ	送路板(冷却空気入口シャフト側)	—(S1)	構造損傷	N/mm2	73	100	1.36	2.88	ミルシート	
		通風管、収納管、送路板、配管等、ルーパ	送路板(冷却空気入口シャフト側)	C(S1)	構造損傷	N/mm2	70	100	1.42	3.08	ミルシート	
		送風機中閉鎖機(冷却コイル)	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.31	2.71	ミルシート		
		送風機中閉鎖機(冷却コイル)	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.28	2.50	ミルシート		
建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷	分離建屋	抽出機送風機中閉鎖機(冷却コイル)	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.41	2.98	ミルシート		
		第4層貯蔵機中閉鎖機(冷却コイル)	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.38	2.79	ミルシート		
		高レベル廃液送風機A	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.10	1.80	ミルシート		
		高レベル廃液送風機B	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.10	1.80	ミルシート		
		ウラン・プルトニウム混合貯蔵建屋	CA-1-①(A系)	配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.54	—	
建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷	ウラン・プルトニウム混合貯蔵建屋	CA-1-①(B系)	配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.54	—		
		高レベル廃液ガラス固化建屋	KA-1-③(A系)	第1高レベル廃液送風機一時貯蔵機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.48	3.28	ミルシート
		第2高レベル廃液送風機一時貯蔵機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.48	3.28	ミルシート		
		KA-1-③(B系)	第1高レベル廃液送風機一時貯蔵機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.48	3.28	ミルシート	
		第2高レベル廃液送風機一時貯蔵機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.48	3.28	ミルシート		
建屋、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷	高レベル廃液ガラス固化建屋	KA-1-④(A系)	高レベル廃液送風機A	As	構造損傷	N/mm2	149	185	1.24	2.02	ミルシート	
			高レベル廃液送風機B	As	構造損傷	N/mm2	149	185	1.24	2.02	ミルシート	
			供給機A	As	構造損傷	N/mm2	136	153	1.12	2.38	ミルシート	
			供給機B	As	構造損傷	N/mm2	136	153	1.12	2.38	ミルシート	
			高レベル廃液送風機A	As	構造損傷	N/mm2	149	185	1.24	2.02	ミルシート	
			高レベル廃液送風機B	As	構造損傷	N/mm2	149	185	1.24	2.02	ミルシート	
			供給機A	As	構造損傷	N/mm2	136	153	1.12	2.38	ミルシート	
			供給機B	As	構造損傷	N/mm2	136	153	1.12	2.38	ミルシート	
			送風機	—	構造損傷	mm	851	1052	1.23	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	848	883	1.15	1.50		
同道、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷	ウラン・プルトニウム混合貯蔵建屋	安全冷却水系A系	配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.31	1.74	ミルシート	
			配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.44	2.01	ミルシート	
			第1高レベル廃液送風機中閉鎖機A中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			第2高レベル廃液送風機中閉鎖機A中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			安全冷却水系A系中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.37	1.67	ミルシート	
			高レベル廃液送風機中閉鎖機A中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			送風機	—	構造損傷	mm	851	1052	1.23	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	848	883	1.15	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	1092	1452	1.32	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	883	1449	1.48	—		
同道、安全冷却水系内部ループ配管の構造損傷	ウラン・プルトニウム混合貯蔵建屋	安全冷却水系B系	配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.51	1.74	ミルシート	
			配管	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.44	2.01	ミルシート	
			第1高レベル廃液送風機中閉鎖機B中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			第2高レベル廃液送風機中閉鎖機B中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			安全冷却水系B系中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.37	1.67	ミルシート	
			高レベル廃液送風機中閉鎖機B中閉鎖機交換機	As	構造損傷	N/mm2	—	—	1.24	1.51	ミルシート	
			送風機	—	構造損傷	mm	851	1052	1.23	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	848	883	1.15	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	1092	1452	1.32	1.50		
			送風機	—	構造損傷	mm	883	1449	1.48	—		
第2非常用ディーゼル発電機の機能喪失	非常用電源建屋	非常用電源A系	冷却塔A	As	構造損傷	N/mm2	90	71	1.42	2.04	詳細評価	
		非常用電源B系	冷却塔B	As	構造損傷	N/mm2	50	71	1.42	2.04	詳細評価	
冷却塔、安全冷却系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気駆等の構造損傷または機能喪失	貯蔵建屋	動的機器A系	安全冷却系A冷却塔	As	機能損傷	mm	—	—	1.46	1.83	詳細評価	
		動的機器B系	安全冷却系B冷却塔	As	機能損傷	mm	—	—	1.54	—		
安全冷却水系内部ループの冷却水ポンプ、電気駆等の構造損傷または機能喪失	分離建屋	AB-1-①(A系)	同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
安全冷却水系内部ループの冷却水ポンプ、電気駆等の構造損傷または機能喪失	高レベル廃液ガラス固化建屋	KA-1-③(A系)	同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	934	1018	1.09	—		
同道、安全冷却水系配管の損傷、冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気駆等の構造損傷または機能喪失	同道	安全冷却水系A系	配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価	
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	382	551	1.40	—		
			配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価	
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	321	408	1.27	—		
			配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価	
			安全冷却水系B系	配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	375	557	1.48	—		
			配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価	
			同道(TX51)	—	構造損傷	mm	321	408	1.27	—		
			配管	As	構造損傷	N/mm2	250	345	1.38	1.54	詳細評価	
第1非常用ディーゼル発電機の機能喪失	使用済み燃料受け入れ、貯蔵建屋	第1非常用ディーゼル発電機A系	ディーゼル機関、同機発電機	As	機能損傷	G	0.71	1.1	1.54	—		
			配管	As	構造損傷	N/mm2	203	460	1.19	6.66	詳細評価	
プール冷却系配管の構造損傷、プール冷却系ポンプ、電気駆等の構造損傷または機能喪失	使用済み燃料受け入れ、貯蔵建屋	プール冷却系A系	配管	As	構造損傷	N/mm2	307	432	1.19	1.80	詳細評価	
			配管	As	構造損傷	N/mm2	307	432	1.19	1.80	詳細評価	
補給水設備からの給水(AM箇)	使用済み燃料受け入れ、貯蔵建屋	プール冷却系B系	配管	As	構造損傷	N/mm2	307	432	1.19	1.80	詳細評価	
			配管	As	構造損傷	N/mm2	307	432	1.19	1.80	詳細評価	

■は数値にマスキングがされていることを示す。

ピンクに塗られたセルのみミルシートが公開されている。

(上田孝幸・湯子力資料精査室)作成

別表2

六ヶ所再処理工場の安全上重要な機器・配管系の耐震性の低い設備・機器

(「耐震バックチェック報告書(公開版)」の「第7-1表耐震安全性の評価結果(構造強度の評価)」より応力比が0.65以上のものを抜粋。)
最大加速度450ガルの地震動による耐震安全性評価

建屋	評価対象設備	耐震クラス	評価部位	応力分類	発生値 [N/mm ²]	評価基準値 [N/mm ²]	応力比	判定	評価方法
使用済み燃料 受け入れ・貯 蔵建屋 (FA)	バスケット搬送機A・B	B (S2)	構造物フレーム	組み合わせ	180	205	0.88	○	b
	バスケット搬送機(型用)	As	部材①	組み合わせ	143	205	0.70	○	b
	バスケット搬送機(実入り用)	As	基礎ボルト	引張り	151	184	0.83	○	a2
	第1チャンネルボックス切断装置A	B (S2)	下部架台	組み合わせ	166	205	0.81	○	b
	第1チャンネルボックス切断装置B	B (S2)	下部架台	組み合わせ	171	205	0.84	○	b
	低残留濃度PWR燃料貯蔵ラック(低残留濃度BWR燃料貯蔵ラック)・ (高残留濃度PWR燃料貯蔵ラック)・ (高残留濃度BWR燃料貯蔵ラック)	As	補強板④	組み合わせ	204	246	0.83	○	b
	燃料取り出し装置A・B	B (S2)	構造物フレーム	組み合わせ	226	281	0.81	○	b
	燃料取扱装置(BWR燃料用)	B (S2)	燃料取扱装置構造フレーム	組み合わせ	217	280	0.78	○	b
	燃料取扱装置(PWR燃料用)	B (S2)	燃料取扱装置構造フレーム	組み合わせ	199	280	0.73	○	b
	燃料取扱装置(BWR燃料およびPWR燃料用)	B (S2)	燃料取扱装置構造フレーム	組み合わせ	228	280	0.82	○	b
	燃料移送水中台車	B (S2)	本体	せん断	84	118	0.72	○	b
	第1バーナブルボイソン切断装置A・B	B (S2)	フレームおよび架台サポーター基礎ボルト	引張り	174	184	0.95	○	b
前処理建屋 (AA)	重油タンクA-1・2、B-1・2	As	鋼板	一次+二次	446	470	0.95	○	b
	安全冷却水A・B配管槽	As	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.79	○	a1
	燃料槽転クルーA・B	B (S2)	構造物フレーム	組み合わせ	非公開	非公開	0.77	○	b
	洗浄液受槽	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.68	○	a1
	廃ガス洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.71	○	a1
	安全蒸気ボイラA・B	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.89	○	b
	計量前中間貯蔵A・B(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.81	○	a1
	計量・調整槽	As	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.73	○	b
	計量後中間貯蔵A・B(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.68	○	a1
	高レベル廃液濃縮缶A	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.91	○	b
	補助抽出廃液受槽	B (S2)	取り付けボルト	せん断	非公開	非公開	0.68	○	a1
	第1洗浄槽	B+	架台	組み合わせ	非公開	非公開	0.82	○	a1
	バルセータ廃ガスデミスタ	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.70	○	a1
分離建屋 (AB)	濃えい液希釈液供給槽	A	基礎ボルト	引張り	非公開	非公開	0.84	○	a1
	溶解液中間貯蔵(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.76	○	a2
	溶解液供給槽(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.78	○	a2
	抽出廃液中間貯蔵(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.71	○	a2
	第4一歩貯留処理槽(冷却コイル)	As	支持構造物	組み合わせ	非公開	非公開	0.74	○	a2
	デミスタ	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.96	○	b
	よう素フィルタ後置フィルタ	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.67	○	a1
	高レベル廃液濃縮缶蒸発器A	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.75	○	a1
	高レベル廃液濃縮缶蒸発器B	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.75	○	a1
	廃ガス洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.76	○	a1
	よう素フィルタ第1・第2加熱器	A	脚	組み合わせ	非公開	非公開	0.94	○	b
	ブルトニウム濃縮液ポンプCグローブボックス	B (S1)	缶体	組み合わせ(圧縮+曲げ)	非公開	非公開	0.81	○	b
	ブルトニウム濃縮液ポンプA・E・Dグローブボックス	A	缶体	組み合わせ(圧縮+曲げ)	非公開	非公開	0.88	○	b
精製建屋 (AC)	NOx廃ガス洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.83	○	a1
	NOx廃ガス洗浄塔デミスタ	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.68	○	a1
	デミスタ	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.80	○	a1
	高性能粒子フィルタ第1・第2加熱器	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.84	○	a1
	廃ガス第1・第2電気加熱器	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.74	○	a1
	製氷設備用冷凍機A・B	C (S2)	鋼板	一次+二次	300	455	0.66	○	a1
	北換気筒	C (S2)	斜材	圧縮	172.4	241.1	0.72	○	b
安全冷却水B冷却塔基礎 (A4)	安全冷却水B冷却塔(登記運転側ベ イ)	As	支持架構(基礎ボルト)	引張り	非公開	非公開	0.66	○	b
ウラン・ブル トニウム混合 脱硝建屋 (CA)〈次項 に続く〉	定量ポットA・B・C・D	A	鋼板	一次+二次	非公開	非公開	0.80	○	b
	安全冷却水系A・B第2中間熱交換器	As	脚	組み合わせ	非公開	非公開	0.66	○	a1
	硝酸ブルトニウム移送グローブボ ックス	A	缶体支持架台	組み合わせ(圧縮+曲げ)	0.89*	≤1*	0.89	○	b
	定量ポットA	A	缶体	組み合わせ(圧縮+曲げ)	0.97*	≤1*	0.97	○	b
	定量ポットB	A	缶体	組み合わせ(圧縮+曲げ)	0.93*	≤1*	0.93	○	b
	脱硝装置グローブボックスA・B	A	基礎ボルト	せん断	128	142	0.91	○	b
	一時貯槽第1グローブボックス	A	耐震サポーター	組み合わせ(圧縮+曲げ)	0.73*	≤1*	0.73	○	b
	脱硝車取扱装置第1グローブボックス A・B	B (S1)	基礎ボルト	せん断	101	142	0.72	○	b
	脱硝車取扱装置第3グローブボックス A・B	B (S1)	基礎ボルト	せん断	101	142	0.72	○	b

（前項からの 続き）ウラン・ プルトニウム混合 燃料 （GA）	廃ガス処理第1グローブボックス	B (S1)	内装架台	組み合わせ （圧縮+曲 げ）	0.75*	≤1*	0.75	○	b
	硝酸プルトニウム貯蔵エアリフトボ ンプA・B・C・E分離ボット、混合槽A エアリフトボンプA・B・Q分離ボ ット、混合槽BエアリフトボンプA・B・ C分離ボット、一時貯蔵エアリフトボ ンプA・B分離ボット	A	ラグ	組み合わせ	非公開	非公開	0.85	○	a1
	脱硝装置A・B昇降機	B (S1)	ブラケット取付ボル ト	引張り	非公開	非公開	0.80	○	a1
	第1廃ガス洗浄塔	A	銅板	一次+二次	非公開	非公開	0.75	○	a1
	廃ガス第1冷却器	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.83	○	a1
	混合廃ガス凝縮器	A	銅	組み合わせ	非公開	非公開	0.72	○	a1
	脱硝廃ガスA第1・2凝縮器、脱硝廃ガ スB第1・2凝縮器、脱硝廃ガス冷却器	A	ラグ	組み合わせ	非公開	非公開	0.83	○	a1
ウラン・プ ルトニウム混合 燃料 （GB）	一時貯蔵第2グローブボックス	A	缶体	組み合わせ応 力 （圧縮+曲 げ）	0.87*	≤1*	0.87	○	a2
	貯蔵ホール	B (S2)	すべり支承部（E部） 基礎ボルト	引張り	270	326	0.86	○	b
高レベル廃液 ガラス固化建 屋 （KA）	第1・第2高レベル濃縮廃液一時貯槽	As	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.68	○	a1
	高レベル廃液混合槽A	As	取り付けボルト	引張り	149	185	0.81	○	b
	供給槽A・B	As	取り付けボルト	引張り	136	153	0.89	○	a1
	第1高レベル濃縮廃液貯槽冷却水A・B 中間熱交換器	As	底板	組み合わせ	非公開	非公開	0.81	○	b
	第2高レベル濃縮廃液貯槽冷却水A・B 中間熱交換器	As	底板	組み合わせ	非公開	非公開	0.81	○	b
	安全冷却水系A系・B系中間熱交換器	As	底板	組み合わせ	非公開	非公開	0.73	○	b
	高レベル廃液共用貯槽冷却水A・B中 間熱交換器	As	底板	組み合わせ	非公開	非公開	0.81	○	b
	第1排風機A・B冷却器	A (S2)	ラグ	組み合わせ	177	205	0.87	○	a1
	高レベル廃液混合槽B	As	取り付けボルト	引張り	149	185	0.81	○	b
	アルカリ濃縮廃液中和槽	B (S2)	取り付けボルト	引張り	131	153	0.86	○	a1
	安全冷却水A・B冷凍機（凝縮器）	A (S2)	銅板	一次+二次	307	457	0.68	○	a1
	固化セル移送台車A・B	As	転倒防止装置（ピン）	組み合わせ	177	205	0.87	○	a1
	ガラス固化体取扱ジブクレーン	B (S2)	クレーン取り付けボ ルト	引張り（鉛直）	184	206	0.90	○	b
	廃ガス洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.74	○	a1
	デミスタ	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.82	○	b
	供給液槽A・B	A	銅板	一次+二次	216	288	0.75	○	a1
	廃ガス洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.76	○	a1
	デミスタ	A	取り付けボルト	引張り	非公開	非公開	0.82	○	a1
	第1・2吸収塔	A	取り付けボルト	引張り	108	153	0.71	○	a1
	加熱槽A・B	A	ラグ	組み合わせ	149	197	0.76	○	b
	ルテニウム吸着塔A・B加温器	A	ラグ	組み合わせ	174	205	0.85	○	a1
	純水中間貯槽	A	基礎ボルト	引張り	136	185	0.74	○	a1
	洗浄塔	A	取り付けボルト	引張り	102	153	0.67	○	a1
	送風機（冷却空気入口シャフト側）	- (S1)	架構最大応力点	発生応力	74	100	0.74	○	a1
第1ガラス固 化体貯蔵建屋 （東棟） （KBE）	第1ガラス固化体貯蔵建屋床面走行ク レーン （ガラス固化体の移送機構）	B*	クレーン脱落防止ラ グの溶接部	組み合わせ	213	294	0.73	○	b
	第1ガラス固化体貯蔵建屋床面走行ク レーン （送へい容器）	A	支持フレーム	曲げ	280	398	0.71	○	b
	トレンチ移送台車（送へい容器）	A	取り付けボルト	せん断	97	124	0.79	○	a1
	送風機（冷却空気入口シャフト側）	- (S1)	架構最大応力点	発生応力	73	100	0.73	○	a1
	送風機（冷却空気入口シャフト側） （冷却空気入口送風機第1整流板～第 4整流板）	C (S1)	架構2最大応力点	発生応力	70	100	0.70	○	a1
非常用電源建 屋安全冷却 水系冷却塔A・ B基礎 （G10）	冷却塔A・B	As	支持架構（水平ブ レース）	圧縮	50	71	0.71	○	b

評価方法の補

a1：簡易評価1、応答倍率法において、剛構造の機器については基準地震動3e1による床の最大加速度と設計時の最大応答加速度の比をそれぞれ読み取り、最も厳しい値を用いた評価方法。

a2：簡易評価2、応答倍率法において、剛構造ではない機器については各固有モードの周期における応答加速度をそれぞれ読み取り、その比のうち最も厳しい値を用いた評価方法。

b：詳細評価、スペクトルモード解析法等による評価。

第5章 火山噴火対策の不備—十和田カルデラの危険性

第1 新規制基準の定め

1. 原子炉等規制法44条の4第3項、同44条の2第1項4号を受けて定められている設置許可基準規則9条1項は、外部からの衝撃による損傷の防止対策として、「安全機能を有する施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない」（1項）と定め、その解釈9条2項で、「想定される自然現象」として「火山の影響」をあげる。
2. 「火山の影響」評価については、平成25年6月19日、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下、「改正前火山ガイド」という）が策定された（旧訴甲D203）。改正前火山ガイドは、平成29年11月29日に、主として大気中の降下火砕物の濃度の推定方法について見直すために改正され（以下「平成29年改正」といい、改正後の火山ガイドを「平成29年火山ガイド」という。旧訴甲D340）、令和元年12月18日に、主として巨大噴火について従来よりも緩やかな基準へと変更するため改正されている（以下「令和元年改正」といい、改正後の火山ガイドを「新火山ガイド」という。旧訴甲D338）。本件変更許可処分時の火山ガイドは新火山ガイドである。

これら火山ガイドは、厳密には新規制基準に含まれるものではなく、施設が火山事象に対して「安全機能を損なわない」ものであるかどうかの「審査方法の一例」ではあるが、審査官が基準適合審査の際に「参考とするもの」とされており（旧訴甲D338・1頁）、実際にほとんどの事業者がこれを踏まえて申請を行っている。

第2 審査内容の概要

規制委員会は、新火山ガイドを踏まえ、①火山の抽出、②火山活動に関する個別評価、③個別評価の結果を受けた火山事象の影響評価、④火山活動のモニタリング、

⑤火山事象に対する防護に関して設計上対処すべき施設を抽出するための方針、⑥降下火砕物による影響の選定、⑦設計荷重の設定、⑧降下火砕物の直接的影響に対する設計方針、⑨降下火砕物の間接的影響に対する設計方針などの審査を行った結果、いずれも火山ガイドを踏まえたものであることを確認して、訴外日本原燃（以下「訴外原燃」という）の行った申請を妥当と判断した（審査書78～90頁）。

第3 火山事象に関する争点の整理

火山事象に関する争点については、次の領域ⅠないしⅣの分類に応じて、争点Ⅰ①ないし④、争点Ⅱ、争点Ⅲ①及び②、争点Ⅳ①及び②に整理できる（図表1及び図表2）。

	立地評価に関する問題	影響評価に関する問題
基準の不合理性	領域Ⅰ	領域Ⅲ
基準適合判断の不合理性	領域Ⅱ	領域Ⅳ

図表1 火山事象に関する問題の整理

領域	争点	概要	旧訴準備書面
領域Ⅰ	争点Ⅰ①	噴火の中長期的予測を前提としていることに関する基準の不合理性	(137) (154) (162)
	争点Ⅰ②	巨大噴火とそれ以外を区別していることに関する基準の不合理性	(162) (176)
	争点Ⅰ③	巨大噴火に至らない噴火の噴火規模に関する基準の不合理性	(176)
	争点Ⅰ④	モニタリングの位置づけを修正したことに伴う基準の不合理性	(137) (176)
領域Ⅱ	争点Ⅱ	運用期間について明確にしないことに関	(154) (176)

		する基準適合判断の不合理性	
領域Ⅲ	争点Ⅲ①	巨大噴火に至らない噴火の噴火規模に関する基準の不合理性	(176)
	争点Ⅲ②	気中降下火砕物濃度の推定手法に関する基準の不合理性	(155)
領域Ⅳ	争点Ⅳ①	最大層厚の想定に関する基準適合判断の不合理性	(155)
	争点Ⅳ②	気中降下火砕物濃度の推定手法に関する基準適合判断の不合理性	(155)

図表 2 領域と争点の整理

第 4 争点Ⅰ（立地評価に関する基準の不合理性）

1. 前提（策定過程の不備）

火山ガイドは、その策定の段階で火山学の専門家の意見を殆ど聴取しておらず、検討過程に重大な不備がある。モニタリングに関しては、その後規制委員会内にモニタリング検討チームが組織され、専門家による議論がなされたが、新火山ガイドは、その成果を正しく反映していない。気中降下火砕物濃度の推定手法に関する平成 29 年改正でも、それに先立って行われた降下火砕物検討チームにおいて専門家を交えた議論がされたが、平成 29 年火山ガイドは、その成果を正しく反映していない。

このことは、新火山ガイドの不合理性に関する判断の前提とされるべきである。

2. 争点Ⅰ①（噴火の中長期的予測を前提としていることに関する基準の不合理性）

- (1) 令和元年改正前の火山ガイド（改正前火山ガイド及び平成 29 年火山ガイド）は、処分の段階で、原子力施設の運用期間中に、当該施設が設計対応不可能な火山事象による影響を受ける可能性が十分小さいかどうかを判断すること

とし、仮に、運用期間中の火山活動の可能性が十分小さいと評価した火山であっても、過去に設計対応不可能な火山事象が到達したと考えられる火山に対しては、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的としてモニタリングを行い、これにより火山活動の兆候を把握し、兆候が確認できた場合には運転の停止や核燃料の搬出等を行うという枠組みを採用していた。

- (2) 原子力施設の運用期間とは、当該施設に核燃料物質が存在する期間とされているところ（平成29年火山ガイド1.4項(4)）、本件施設において核燃料物質が存在しなくなる時期は全く不明であり、運用期間は半永久的に長くなる可能性がある。

また、少なくとも、原子炉を停止してから核燃料を搬出するためには、核燃料を冷却して搬出可能な状態にしなければならず、冷却には十数年という期間が必要とされている。そうすると、令和元年改正前の火山ガイドは、噴火を、核燃料搬出に間に合う時期（少なくとも十数年前）までに予測できること、すなわち中長期的予測が可能であることを前提としているといえる。

- (3) これに対し、新火山ガイドは、「設計対応不可能な火山事象が発生する時期及びその規模を的確に予測できることを前提とするものではなく、現在の火山学の知見に照らして現在の火山の状態を評価するものである」としている（新火山ガイド解説-3.）。しかし、新火山ガイドも、それ以前の火山ガイドと比較して、活動可能性について内容を変更しておらず、この解説は単なるごまかしにすぎない。新火山ガイドも、依然として噴火の中長期的予測が可能であることを前提としている。

なお、ここでいう「中長期的予測」とは、新火山ガイドがいう「火山事象が発生する時期及びその規模を的確に予測する」ということにとどまらず、「ある一定の期間内に噴火が発生しない」ということについて、相当の精度で判断ができるという意味での消極的予測を含んでいる。

- (4) しかしながら、噴火予測については大きな不定性が存在し、現在の火山学の

水準では、噴火の中長期的予測は困難とされている。当面の間噴火が発生しないかのような知見が存在したとしても、それは仮説ないし科学的類推にすぎず、福島第一原発事故のような深刻な災害を二度と惹き起こさないといえる程度の高度の安全が求められる原子力施設の安全評価において、そのような仮説に依拠してリスクを無視することは許されない。保守的に、噴火が発生するものとして評価を行うのであれば、高度の安全が確保されたと評価すべきでない。

したがって、新火山ガイドは、噴火の中長期的予測が可能であることを前提としている点で非保守的であり、不合理である。

3. 争点Ⅰ②（巨大噴火とそれ以外を区別していることに関する基準の不合理性）

- (1) 新火山ガイドは、それまで全く区別していなかった巨大噴火とそれ以外の噴火とを区別し、前者について、i) 現在の活動状況が、巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき（「非切迫性の要件」）、ii) 運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合には（「具体的根拠欠缺の要件」）、運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断できることとした（新火山ガイド4. 1項(2)）。

規制委員会は、この改正について、従来と内容の変更を伴うものではないと述べているが、平成29年火山ガイドは巨大噴火とそれ以外の噴火とを区別しておらず、これを区別していたとするのは解釈の限界を超えている。新火山ガイドと類似する「巨大噴火の基本的な考え方」が、平成29年火山ガイドと相容れないものであることは、伊方原発に関する令和2年1月17日広島高裁決定でも明確に指摘されている。火山ガイドは、巨大噴火の評価に関して、緩やかに改正（改悪）されたものである。

- (2) そもそも、新規制基準は、最新の科学技術水準に適合するように絶えず見直されなければならないが、それは、既存の基準を墨守して規制が硬直化することを防止するための考え方であり、新知見を可及的速やかに規制に取り入れる

ことによって安全を向上させるための考え方である。そうだとすると、基準を厳格に改正することはあり得ても、安易に緩やかにしたり、切り下げたりすることは予定されていない。従前の基準を緩やかに改正（改悪）していること自体が不合理である。

また、前述したとおり、新火山ガイドは、破局的噴火か否かではなく、巨大噴火か否かによって異なる扱いをするかどうかを画しているが、これは、第2章で詳述したとおり、これまでの裁判例で採用されてきた社会通念論とも相容れないものであり、本件施設において、原告らから指摘されて対処に窮していた十和田カルデラにおける大不動火砕流及び八戸火砕流のリスクを容認するために採用された基準であり、恣意的な基準の改正であることは明らかである。その改正経緯に照らして改正の目的の正当性を欠き、不合理である。

- (3) 新火山ガイドは、巨大噴火について「地下のマグマが一気に地上に噴出し、大量の火砕流となるような噴火であり、その規模として噴出物の量が数10km³程度を超えるようなもの」と定義している（新火山ガイド解説-10.）。

しかし、数十km³程度を超えるものという定義は曖昧不明確であり、恣意的な判断を許すものである。この規定の根拠となっている社会通念論は、科学的にはその発生可能性を否定できず、本来であれば安全上考慮しなければならない破局的噴火（ないし巨大噴火）のリスクについて、例外的にこれを許容しようというものであるから、仮にこれを認めるとしても、その運用は厳格になされなければならない。にもかかわらず、曖昧で恣意的な判断を許すものとなっている点で、基準として不合理である。

- (4) 次に、i 非切迫性の要件について、「差し迫った状態」とは定量的に、どのような状態を意味しているのか不明であり、基準の体をなしていない。「差し迫った状態」から巨大噴火が発生するまでどの程度の時間的間隔があるのか、前述した核燃料物質の搬出に間に合うだけの間隔（リードタイム）があるのかも全く不明である。「差し迫った状態」に至っては手遅れというのでは、基準とし

て意味がない。

これらについて一切明確にされていない点で、i 非切迫性の要件は基準として不合理である。

- (5) さらに、ii 具体的根拠欠缺の要件について、現在の火山学の水準では、運用期間中に巨大噴火が発生するという科学的に合理性のある具体的な根拠を示すこと自体が困難ないし不可能なのであり、具体的根拠欠缺の要件を充たさず、巨大噴火のリスクを容認し得ない場合というのは容易に想定し難い。また、原子力施設を稼働したいと考える事業者に、自らの稼働に障害になり得るような具体的根拠を示させることには期待可能性もない。要するに、これも、基準としての体をなしていないというほかない。

したがって、ii 具体的根拠欠缺の要件も基準として不合理である。

- (6) 以上のとおり、新火山ガイドが挙げるいずれの要件も基準として機能せず、実質的には、巨大噴火のリスクについては、社会通念を根拠としてすべて容認するといっているに等しい。しかし、従前の裁判例に照らしても、破局的噴火のリスクを社会通念に基づいて容認するのは別論、その範囲をさらに広げて、破局的噴火よりも発生頻度の大きい巨大噴火についてまでそのリスクを容認することは断じて許されないし、確立された国際基準である I A E A の S S G - 2 1 にも反する。この点に関する新火山ガイドの規定は不合理甚だしいといわざるを得ない。

4. 争点 I ③（巨大噴火に至らない噴火の噴火規模に関する基準の不合理性）

- (1) 新火山ガイドは、立地評価のうち、設計対応不可能な火山事象の到達可能性を評価する前提として、噴火規模の設定につき、検討対象火山の調査結果から噴火規模を推定できない場合に、過去最大の噴火規模とすることを原則としつつ、過去に巨大噴火が発生した火山で、運用期間中の巨大噴火の発生可能性が十分小さいと判断された火山については、「当該火山の最後の巨大噴火以降の最

大の噴火規模」とすることを許容している（新火山ガイド4．1項(3)）。

- (2) しかし、巨大噴火について活動可能性が十分小さいというだけで、巨大噴火には至らないが「最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」よりは大きい噴火の到達可能性について何ら検討することなく、噴火規模を「最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」とすることは論理飛躍以外の何物でもなく、そのような基準自体が不合理である。最後の巨大噴火以前に、「最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」よりも大きな噴火を起こしている山は無数に存在する（十和田でも同様である）。

そうであるにもかかわらず、巨大噴火以外の噴火について、噴火規模を「最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」で足りるとしている点で、火山ガイドは不合理である。

5. 争点Ⅰ④（モニタリングの位置づけを修正したことに伴う基準の不合理性）

- (1) 新火山ガイドは、火山活動のモニタリングについて、立地評価とは別に、監視対象火山に対して、評価の根拠が維持されていることを確認することを目的として、行うことと改正した（新火山ガイド6章柱書）。

そして、モニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合に備え、何を有意な変化とみるか、変化を把握した場合の対処を講じるための判断条件、原子炉停止・適切な核燃料の搬出等を実施する方針等を定めることとした（新火山ガイド6．4項）。

- (2) 令和元年改正前の火山ガイドにおいては、モニタリングは立地評価の一部として個別評価（4章）の後の5章に位置づけられ、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された場合には、必要な判断・対応をとるとされていた（平成29年火山ガイド5章柱書）。事業者が実施すべきモニタリングは、原子炉の運転停止、核燃料の搬出等を行うための監視であることが明記されていた（同ガイド5．3項）

(3) モニタリングによって噴火の兆候を把握することは困難であり、噴火予測に関する不定性をモニタリングによる兆候把握と燃料の搬出によって考慮しようという従来の考え方が誤りであったことは今や明白である。新火山ガイドも、モニタリングを立地評価の外側に置いたのであるから、本来必要なのは、従来の考え方が誤りであったことを率直に認めて、モニタリングに代えて、科学の不定性を保守的に考慮するような基準を構築することである。

ところが、規制委員会は、この誤りを認めず、新火山ガイドは従来の考え方を分かりやすく説明しただけであるという苦しい弁解に終始し、モニタリングの位置づけを曖昧不明確にしただけのものになっている。モニタリングに代えて本来求められる保守的な改正を行っていない点で、新火山ガイドは不合理である。

第5 争点Ⅱ（立地評価に関する基準適合判断の不合理性）

立地評価について、訴外原燃は、本件施設の運用期間が何年間となるか具体的に明らかにしないまま申請を行い、規制委員会も、運用期間が何年間となるか具体的に確認しないまま本件変更許可処分を行っている。

しかし、運用期間が何年となるのかを明らかにしないまま、運用期間中の噴火可能性や設計対応不可能な火山事象の到達可能性を評価することは、論理的にいて不可能である。

そうすると、立地評価のうち、検討対象火山について、運用期間中の活動可能性が十分小さいとか、運用期間中に設計対応不可能な火山事象が到達する可能性が十分小さいとかいった判断は、看過し難い過誤、欠落が存在し、不合理といわざるを得ない。

第6 争点Ⅲ（影響評価に関する基準の不合理性）

1. 争点Ⅲ①（巨大噴火に至らない噴火の噴火規模に関する基準の不合理性）

- (1) 降下火砕物は、火山から噴出されたあらゆる種類の火山砕屑物で降下する物であり（新火山ガイド1.4項(7)）、主に粒径の違いに応じて、火山岩塊、火山礫（軽石）、火山灰（平均直径2mm未満の火山岩の破片。新火山ガイド1.4項(9)）などが含まれる。

降下火砕物は、原子力施設に対して、広範囲に、同時多発的に、①荷重による建物の倒壊や送電線の切断、②陸路、海路及び空路からのアクセス障害、③取水設備（取水系）の機能喪失、④非常用ディーゼル発電等電源系の機能喪失、⑤コンピュータ機器や計装制御系の機能喪失、⑥中央制御室など居住環境の汚染などを惹き起こし、しかも被害は波及していく。降灰中は、高濃度の降下火砕物が視界を遮り、また歩行も困難となるため、人的対応も困難となることが予想される。

降下火砕物に関する評価を誤れば、原子力施設のコントロールを失い、あるいは冷却機能を喪失して、深刻な事故に至る可能性がある。

- (2) 影響評価に関し、新火山ガイドは、立地評価において、運用期間中に設計対応不可能な火山事象が施設の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合の影響を評価するとしている。

もっとも、降下火砕物については、施設の敷地及びその周辺調査から求められる単位面積当たりの質量と同等の火砕物が降下するものとされている（新火山ガイド5章柱書）。

- (3) このように、降下火砕物については、立地評価の争点Ⅰ③で述べたような不合理な噴火規模の設定を定める規定は存在しない。

しかし、降下火砕物の影響評価において、殊更に巨大噴火を別異に取り扱う理由も存在しないから、影響評価においても、過去に巨大噴火を起こしたことのある火山で、巨大噴火の発生可能性が十分小さいと評価される場合の噴火規模は、最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模と解するものと考えられる。

- (4) そうすると、影響評価においても、立地評価と同様の批判が当てはまる。

影響評価においても、巨大噴火以外の噴火について、噴火規模を「最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」で足りると解釈するのだとすれば、その点で火山ガイドは不合理である。

2. 争点Ⅲ②（気中降下火砕物濃度の推定手法に関する基準の不合理性）

- (1) 降下火砕物の気中濃度とは、降灰中、降下火砕物の空気中の濃度がどの程度となるかという問題である。降灰中の降下火砕物のみならず、いったん降灰して地表に到達した降下火砕物も、風などによる再飛散（巻き上げ）によって再び気中を漂い、気中濃度を上昇させることもある。

気中濃度は、前述した降下火砕物の影響のうち、④非常用ディーゼル発電等電源系の機能喪失、⑤コンピュータ機器や計装制御系の機能喪失、⑥中央制御室など居住環境の汚染などに関連する。

- (2) 新火山ガイドは、降下火砕物による原子力施設への影響評価として、降下火砕物の降灰量、堆積速度、堆積期間及び火山灰等の特性などを設定し、降雨等の同時期に想定される気象条件が火山灰等特性に及ぼす影響を考慮し、原子力施設等への影響を評価すること、必要な場合には対策がとられ、安全機能が担保されることを評価することを定めている（新火山ガイド5. 1項(2)）。

そして、そのための確認事項として、a) 直接的影響とb) 間接的影響を定める（新火山ガイド5. 1項(3)）。a) 直接的影響として確認されるべきなのは、①荷重に対する健全性、②取水設備、原子炉補機冷却海水系統、格納容器ベント設備等が閉塞等により機能喪失しないこと、③外気取入口からの火山灰の侵入により、換気空調系統、非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がないこと、中央制御室の居住環境が維持されること、④必要に応じて降下火砕物の除去等の対応が取れることとされる。

このうち、③外気取入口からの火山灰の侵入に関して、新火山ガイド添付1の「気中降下火砕物濃度の推定方法について」を参照して推定した気中降下火

砕物濃度を用いるとされ、間接的影響についても濃度を用いるとされている(新火山ガイド解説-20.)。

- (3) 新火山ガイド添付1では、降下火砕物濃度の推定に必要な実測値(観測値)や理論的モデルは大きな不確実さを含んでいるとされながら(新火山ガイド28頁)、気中降下火砕物の濃度は、「3.1 降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」(以下「3.1の手法」という。)又は「3.2 数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法」(以下「3.2の手法」という。)のいずれか一方の手法により推定すればよいとされた(新火山ガイド29頁)。

新火山ガイドは、その根拠として、3.1の手法も、3.2の手法も、いずれも実際の降灰現象と比較して保守的な値となっていることを挙げている。

- (4) しかしながら、これは平成29年火山ガイド改正に先立って行われた降下火砕物検討チームにおける専門家の意向を適切に反映させたものとなっていない。降下火砕物検討チームにおいては、推定手法がもつ大きな不確実性が強調されており、専門家から、これらの推定手法が実際の降灰現象と比較して保守的な値となっているなどという発言は一切されていない。

実際、推定手法自体がもっている不定性として、用いられているシミュレーションソフトの適用限界の問題が挙げられる。これらの推定手法においては、T e p h r a 2というシミュレーションソフトが用いられるところ、T e p h r a 2は、大まかな降灰予想を立て、一般防災に役立てるという意味では有用なソフトといえる。しかし、深刻な災害が万が一にも起こらないようにする必要がある原発の安全評価において、「これ以上の降灰は起こり得ない」という最大層厚や最大濃度を設定できるほどの精度は持っていない。また、噴出量の分布から逆に初期パラメータを求めるような利用方法(インバージョン的利用といわれる)については、よりいっそう問題が大きいとされている。この推定手法自体がもっている不定性を踏まえないままに、安易にそれぞれの手法が実際

の現象と比較して保守的などといえるはずがない。

また、これらの手法では、前述した再飛散による濃度の上昇も考慮されていない。

- (5) さらに、3. 1の手法について、新火山ガイドは、i) 粒子の大小にかかわらず同時に降灰が起こると仮定していること、ii) 粒子の凝集³を考慮しないこと、の2点において保守的であるとしているところ、特に、ii) の点については、単独では地表にまで到達し得ない細粒火砕物の落下を促進するという側面もあり、安易に保守的であるということとはできない。

3. 2の手法について、新火山ガイドは、iii) 施設への影響が大きい観測値に基づく気象条件を設定することとしているから保守的であるとしている。降灰シミュレーションとしてしばしばみられるのは、基本ケースとして全く保守的でない各月の平均風力・風向を用い、不確かさの考慮として敷地方向に吹く仮想風を想定するというものであるが、月別の平均値を基本ケースとすること自体非保守的で不合理であり、そこで「不確かさの考慮」とされているものは、本来は当然なされるべき保守的評価にすぎず、それをもって、実現象と比較して保守的ということとはできない。

- (6) いずれにせよ、重要なのは、新火山ガイドがいう「保守性」が、推定手法自体の不定性やその他の不確実な要素を考慮してもなお保守的といえるかであり、そのような検討が一切なされないまま、安易に3. 1の手法と3. 2の手法のいずれか一方で足りるとしている火山ガイドは基準として不合理である。

第7 争点Ⅳ（影響評価に関する基準適合判断の不合理性）

1. 争点Ⅳ①（最大層厚の想定に関する基準適合判断の不合理性）

- (1) 訴外原燃は、十和田八戸テフラや洞爺火山灰など（10テフラ）をもたらし

³ 散らばっていた粒子が凝り固まることをいう。微細な粒子が凝集することにより、落下速度が上がり、気中濃度が小さくなるという趣旨と考えられる。

た大規模な噴火についてはいずれもその発生可能性が十分小さいとし、十和田中^{ちゅうせり}掬テフラ⁴や甲地軽石⁵など（4テフラ）をもたらした噴火と同規模の噴火可能性があるものとして、その中で、敷地において最大の層厚をもたらすのは、甲地軽石の43cmとみている。そのうえで、シミュレーション等を行い、不確かさを考慮したケースで、53cmとなりうることから、設定としては55cmとすることとした。

- (2) しかし、訴外原燃が行ったシミュレーションは、T e p h r a 2をインバージョン的に用いて中央粒径などのパラメータを設定するものであり、前述したとおり、その精度は疑わしい。実際に、過去の堆積状況に合わせて中央粒径を -3ϕ （8mm程度）としてシミュレーションを行っているから、それではいかに敷地方向を風下に設定しても、降下火砕物は遠方には飛ばないこととなる。

これに対して、甲地軽石は、軽石（粒径が2～64mmの火山礫の中で、黄色や白っぽいもの）を多く含むので、実際の現象に即した評価であるとの反論があり得るが、そうであれば、噴火規模が同程度の十和田中掬テフラを前提とした評価も併せて行い、いずれか保守的な方を採用すべきであるが、訴外原燃は十和田中掬テフラに関する詳細な評価を放棄した。

甲地軽石や十和田中掬テフラと同規模ないしやや小さい噴火によっても、50～60km離れた地点に50cmを優に超え、100cmに近いような降灰をもたらす噴火も存在する。訴外原燃が行ったシミュレーションは非保守的ではない可能性が高く、規制委員会はこれを見落として訴外原燃の評価を妥当と判断しているから、その基準適合判断は不合理である。

2. 争点Ⅳ②（気中降下火砕物濃度の推定手法に関する基準適合判断の不合理性）

⁴ 十和田は、本件敷地から約66km南西に位置する火山で、約6100年前の十和田中掬テフラの噴出量は 2.52 DRE km^3 （ $\approx 6.3\text{ km}^3$ ）とされる。

⁵ 北八甲田火山群は、本件敷地から約51km南西に位置する火山で、約27万年前の甲地軽石の噴出量は 3.3 DRE km^3 （ $\approx 8.25\text{ km}^3$ ）とされる。

- (1) 争点Ⅲ②で述べたとおり、気中降下火砕物濃度の推定手法は、基準自体が不合理であるが、仮にその点を措くとしても、訴外原燃の行っている気中降下火砕物濃度の推定手法は、実現象よりも粒径を大きく設定することで濃度を過小に評価している可能性が高い。

一般に、10 cmの降灰があれば都市機能はほとんど停止するとされており、常識的に考えて、いかに設計対応を尽くしたところで、原子力施設が5.5 cmもの降灰に耐えられるとは考え難い。濃度についても同様である。

- (2) 一般に、気中降下火砕物濃度に大きな影響を与えるのは、落下速度が遅く、長く大気中に留まる細粒降下火砕物である。粒径が0～1 φ (1～0.5 mm)の粒子の終端速度は1.0 [m/s]とされているが、粒径が4～5 φ (0.0625～0.03125 mm)の粒子の終端速度は0.1 [m/s]、5～6 φ (0.03125～0.015625 mm)の粒子の終端速度は0.03 [m/s]と、指数関数的に遅くなる。他の原発の例ではあるが、ほとんどすべての事業者が、この細粒降下火砕物を考慮せず、実現象よりも粒径を大きく設定して（小さい粒子の割合を少なくして）、気中濃度を過小評価するというごまかしを行っている。
- (3) 本件において、訴外原燃の行った濃度計算の詳細は明らかになっていないが、常識的に考えて、5.5 cmもの降灰に耐えられるとは考え難いことからすれば、訴外原燃においても、このような気中降下火砕物濃度の推定手法に関するごまかしを行っている可能性が高い。そのようなごまかしがなされたのだとすれば、それを見過ごしてなされた基準適合判断には看過し難い過誤・欠落が存在し、不合理ということになる。

第8 まとめ

以上のとおり、本件変更許可処分は、火山事象に関して、基準自体に多数の不合理な点があり、かつ、基準適合判断としても看過し難い過誤、欠落があって不合理

であるから、違法と断ぜざるを得ない。

本件との関連でも最も重要なのは、本件において適合審査に合格させるという、規制機関としてあるまじき意図のもと、火山ガイドを恣意的に改正し、十和田カルデラにおける大不動火砕流及び八戸火砕流のリスクを考慮対象外とし、本来であれば立地不適とするべきところをそうせずに稼働を容認したという不当性である。原子力行政史上、これほどまでに露骨な稼働の容認は例を見ない。再処理という国策の前に、規制委員会は、規制機関としての責務を完全に放棄し、単なる推進機関へと堕しただけでなく、法による行政の原則すらも骨抜きにするものであり、裁量の逸脱は明白である。このような基準の改正を司法が万が一にも容認するとすれば、それは法治国家としての自殺である。この違法だけは、絶対に目を背けてはならない。

第6章 航空機墜落の危険性

第1 新規制基準の定め

1. 飛来物（航空機落下）

新規制基準9条3項は「安全機能を有する施設は、航空機落下（故意によるものを除く）に対して安全機能を損なわないものでなければならない」旨規定している。

2. 故意による大型航空機の衝突

同基準33条3項4号は「故意による大型航空機の衝突に対処するため、可搬型重大事故対処設備の保管場所は再処理施設の恒設建物から100m以上隔離すること又は衝突に対する頑健性を有すること」を要求している。

第2 審査内容の概要

1. 航空機落下に対する防護設計の要否について各種航空機の落下確率を評価し、その結果各工程単位において落下確率の緩和は判断基準となる 10^{-7} 回/年を超えないことから、既許可申請書から追加的な防護措置が不要であることを確認した。
2. 大型航空機衝突の対応として、大規模火災爆発事故などにおける手順書、体制、機材が適切に整備されていることを確認し、事故防止の技術能力ありと判断した。

第3 航空機落下事故対策の不備

1. 本件施設への航空機落下に関する前提事実

(1) 原子力施設上空の航空機飛行回避の実情

① 規制委員会の主張

規制委員会は、旧訴被告準備書面（39）において、「原子力施設付近の

上空の飛行については、できる限りこれを避けるよう国土交通省及び防衛省から運行者に指導等がされているとともに、航空法 81 条ただし書きに規定する最低安全高度以下の飛行についての許可は行われないことになっている。また、航空機の機長は、航空法 73 条の 2 に基づき、出発前に航空情報を確認しなければならないこととされ、当該航空情報の記載される航空路誌（AIP）には、原子力施設の場所及びその概要が含まれているため、原子力施設付近上空の飛行をできる限り避けるよう周知徹底が図られている。さらに、航空機の機長は、航空法 75 条に基づき、地上又は水上の人又は物件に対する危難の防止に必要な手段を尽くさなければならないこととされている（以上につき、旧訴乙 E 第 15 号証・解説－2，3 ページ）。以上を踏まえると、本件適合性審査においては、原子力施設への航空機落下を防止するための航空法の規定や行政指導等を勘案しつつ、航空機落下の確率を評価するのが合理的であるといえる。」と主張している（同準備書面 8 ページ）。

② 原子力施設上空の航空機飛行の実情

旧訴原告らが、規制委員会のサイト上の情報から、規制委員会が公表した航空機飛行確認連絡票を収集したところ、規制委員会発足の 2019 年 9 月 19 日以降 2019 年 11 月 19 日までの 7 年 2 か月余（2636 日）の間に 269 件の航空機飛行確認連絡票を発見することができた（旧訴原告ら準備書面（170）第 4 の 1 参照）。規制委員会が笠井亮議員の質問に対して 57 件と答弁した国会答弁の期間である 2016 年 4 月 1 日から 2019 年 11 月 19 日の間で旧訴原告らが発見できた航空機飛行確認連絡票は 54 件であり、規制委員会が公表していないものが 3 件はあることになるので、2016 年 3 月以前についても同様の非公表のものがあることが当然に予想される。したがって、原子力事業者から規制委員会に報告された航空機飛行確認連絡票は、規制委員会発足後の 7 年 2 か月余の間に「少なくとも」269 件はあったというのがより正確である。さらにいえば、これらの航空機

飛行確認連絡票には2機飛行とか、3機飛行、2回飛行という記載があるから、航空機の飛行回数で見れば300回程度に達する。

この件数は、全国の原子力施設上空を合計してではあるが、原子力施設の上空を平均して月3回以上、10日に1回以上、航空機が飛行しているというを示している。

(2) 本件施設周辺の軍用機の飛行状況

本件施設は、敷地から約10km地点に天ヶ森射爆撃場があり、本件施設に隣接するウラン濃縮工場（加工施設）の加工事業許可にあたり日本原燃がアジア航測に依頼して行った調査（騒音の計測による調査であり目視による調査ではない）では、年間の飛行回数は6万5000回にも及ぶと評価された（計測していない期間があり、その期間は計測期間の飛行頻度から推測して評価された）。

本件施設から約30km圏内には、米軍及び自衛隊が共用する三沢基地があり、同基地にはF35A（重量約30t）が配備されている。

2019年4月9日には、三沢基地に配備された自衛隊のF35Aがパイロットが空間識失調に陥ったために秒速300m（300m/s）以上の速度で墜落する事故が起きている（旧訴甲D第301号証＝「F35A戦闘機墜落事故の要因と再発防止策について」、旧訴原告ら準備書面（168）第3の4（3）、（4）参照）。

(3) 本件施設の航空機落下に対する防護設計

① 航空機落下に対する防護設計の前提（想定条件）

本件施設については、規制委員会による事業指定変更許可以前になされた許可（既許可）の段階で、一応は航空機墜落に対する防護設計がなされている。

しかし、その防護設計における航空機落下は重量20t（F1、F16、F4EJ改）が秒速150mあるいは155mで本件施設建屋に衝突した場合

合を想定したものであり、それを超える航空機が衝突した場合や、それ以上の速度で衝突した場合については何ら評価も審査もなされていない（旧訴甲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」）。

② 想定条件を超えたとき

旧訴原告らは、2012年11月30日付の旧訴原告ら準備書面（114）において、衝突速度または全体重量を変化させた場合の全体破壊評価及び衝突速度を変化させた場合の局部破壊評価を検討し、全体破壊については、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後藤政志氏の解析結果（旧訴甲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、本件施設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、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で本件施設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。

現在までにこの解析・計算結果について、規制委員会から反論も反証もなされていない。

2 規制委員会の規制基準の内容

（1）規制委員会の航空機落下に関する規制基準の全体像とその不当性

① 規制委員会の航空機落下に関する規制基準の概要

規制委員会は、航空機落下確率に対する評価基準の計算方法により求めた航空機落下確率が 10^{-7} 以上のときは航空機落下に対する防護設計を要求し、それに達しないときは航空機落下に対する防護設計は要求せず、テロ対策（意図的な航空機衝突）の一環として建屋・機器の大規模損壊を容認した上で、可搬式の装置（ポンプ等）の操作により水をかける等によって放射性

物質の大規模漏洩を防ぐとしている。

② 規制委員会の規制基準の考え方の不合理性

「5重の壁」があり核燃料がペレットに焼き固められ、ジルカロイ製の燃料被覆管に封入されている原子炉施設（原発）であれば、建屋が損壊し機器に穴が開いても、冷却水を注入し冷却を維持して燃料が溶けなければ（炉心熔融が起きなければ）、放射性物質の大規模漏洩を回避する余地もあるかも知れない。しかし、本件施設では燃料は最初から溶けている（燃料被覆管は裁断され燃料は硝酸で溶かされている）のであり、建屋が大規模損壊し、放射性溶液が収納された容器や配管に穴が開けば、直ちに放射性物質が環境中に放出されるのである。そのような状態で作業員が可搬式の装置で作業して水をかけて大規模漏洩を阻止するなど、まったくの机上の空論であり、対策と呼ぶに値しない。

したがって、本件施設における航空機落下対策としては、航空機落下に対する防護設計をするか否かが決定的に重要である。

(2) 航空機落下確率の評価基準とその不合理性

① 規制委員会が用いている航空機落下確率評価基準

航空機落下確率の評価については、規制委員会発足後においても（現在においても）2002年7月30日制定（2009年6月30日一部改正）の「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準」（旧訴乙E第15号証。以下「評価基準」という）が審査基準とされている。

この審査基準においては、自衛隊機または米軍機の落下事故については、「訓練空域内での訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故」の確率を、原子炉施設上空に訓練空域が存在しない場合」については、最近の20年に日本国内の陸上に落下した事故だけを考慮した単位年当たりの訓練空域外の落下事故率（計算式では $f_{\text{。}}$ ）を全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積（計算式では $S_{\text{。}}$ ）で割り、これに原子炉施設の標的面積

(計算式では A)を掛けて求めることとされている(評価基準－８～９ページ、解説－１３ページ)。

② 航空機落下確率に対する評価基準の不合理性

規制委員会が、航空機落下に対する防護設計を求めるか否かの基準としている「評価基準」は、原子力施設上空の飛行回避がなされていることを前提とし、かつその計算方法は訓練空域直下以外の全国土の落下確率をまったく一律と扱うものであり、近隣の現実の航空機の飛行頻度も、軍事基地からの距離も一切考慮していない。このような基準によって、近隣を訓練機が年間数万回も飛行している本件施設、三沢基地から近い本件施設への航空機落下確率を評価することは、科学的ではなく、妥当ではない。

３ 規制委員会の適合性審査の実態とその不合理性

(1) 落下確率評価について

① 基準違反の評価結果の放置

日本原燃は、２０１７年６月２２日の適合性審査に、１９９３年１月から２０１２年１２月までの２０年間の日本の陸地に軍用機が墜落した事故件数を用いて、本件施設への航空機落下確率は 7.5×10^{-8} であり、 10^{-7} 未満であるから基準を満たし航空機墜落に対する防護設計は不要であるとの評価結果を提出した(２０１７年６月２２日付「航空機落下確率の再評価について」旧訴甲Ｄ第２４８号証１７ページ)。

航空機落下確率に対する評価基準は「最近の２０年」の墜落事故により計算することを求めているのに、日本原燃は評価時の前の４年半の事故を除外して評価しており、後述するように、正しく最近の２０年の墜落事故件数を用いれば結果の数値が相当大きくなるのであるから、日本原燃の評価が基準違反の計算方法によるものであることは明らかである。

しかるに、規制委員会の適合性審査では、その点に関する指摘は皆無であ

った。

② 旧訴原告らによる誤りの指摘

旧訴原告らは、旧訴準備書面（１５８）において、日本原燃の航空機落下確率評価が規制委員会の基準に違反した計算方法によるものであり、規制委員会の基準どおりに計算すれば本件施設への航空機落下確率は 9.6×10^{-8} となることを指摘した。

③ 評価基準の歪曲：本件施設のみ「特例」を容認

旧訴原告らの指摘に応じて日本原燃が最近の２０年の墜落事故件数を用いて再評価を行い、その結果本件施設への航空機落下確率は 9.0×10^{-8} であるとの評価結果が２０１８年７月６日付で、規制委員会の適合性審査に提出された（「六ヶ所再処理施設における新規制基準に対する適合性【設計基準】第九条：外部からの衝撃による損傷の防止【航空機落下】（航空機落下確率及び航空機落下火災の再評価）」＝旧訴甲Ｄ第２５９号証）。

この日本原燃の再評価について、規制委員会の更田委員長は、２０１９年３月２０日の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」「防護設計、衝突した場合の設計上の対処の要否が議論となる、ちょうどその境界のところにある」と発言した（旧訴甲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、「 10^{-7} 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（旧訴甲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、日本原燃の再評価の結果は、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、本件施設への航空機落下確率は、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。

ところが、規制委員会は、2019年8月21日、「日本原燃株式会社再処理施設の新規制基準適合性審査における航空機落下確率評価等に関する今後の審査方針について」（旧訴甲D第304号証）を決定し公表した。

その審査方針においては、本件施設への航空機落下確率評価においては「有視界飛行方式民間航空機のうち小型機に係る落下確率評価における1／10の係数を乗じるとの考え方を、自衛隊機及び米軍機のうちその影響がF16と同程度かそれ以下のものにも適用する」としている。すなわち、F16（重量20t）以下の戦闘機は有視界飛行方式の民間機の場合の「小型機」（定義上5.7t以下のもののはずだが：「評価基準」解説－5ページ）扱いして落下確率計算上1回の事故を0.1回とカウントするというのである。

航空機落下確率に対する評価基準は、「小型機」に係数をかける考え方を、民間航空機の有視界飛行の場合にのみ採用しており、軍用機の落下確率評価では採用していない。規制委員会の本件施設への特例は、明らかに基準を曲げるものである。さらにいえば、民間航空機の有視界飛行で「小型機」の墜落事故に係数がかけられているのは通常巡航速度が遅く通常巡航速度で衝突しても影響が小さいと評価されたためである。規制委員会の「特例」は、到底「小型機」とは言えない重量20tまでを対象としている点でも、戦闘機の通常巡航速度が音速さえ超える超高速であり、本件施設の防護設計が戦闘機の巡航速度の数分の1に過ぎない秒速150mしか想定していないという点でも、民間航空機の有視界飛行の際に係数をかける考え方の前提を決定的に欠いており、まったく不合理なものである。

(2) F35Aの徹底的な無視

① 規制委員会の姿勢

更田委員長が「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

発言した後、本件施設の適合性審査では、2019年4月23日の審査会合で日本原燃が事業指定時の安全審査について、全体破壊に関してはF16を想定して重量20tの戦闘機が衝突速度150m/sで衝突した場合の解析をしたことのみを説明した（旧訴甲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」）だけでそれ以上の検討評価はまったくなされていない。

総重量が30tにも及び2019年4月9日に秒速300m超の速度で墜落する事故を現に生じていたF35Aが墜落した場合の解析はまったくなされていない（同）し、審査会合でも規制委員会、規制庁側からまったく質問されなかった（旧訴甲D第296号証＝同会合の議事録5～12ページ参照：航空機落下に関する審議は、火災影響評価も含めて、この会合の議事録のこの範囲だけである）。

この適合性審査会合は、三沢基地配備のF35Aの墜落事故から2週間後に行われたものであり、事故の記憶も鮮明な時期になされたにもかかわらず、審査会合では誰からもF35Aの墜落事故に関する発言はまったくなく、F35Aの存在に触れる者さえいなかった。規制委員会においては、意図的にF35Aの三沢基地配備も、その墜落事故も無視したものとししか考えられない。

② 旧科学技術庁との比較

日本原燃が当初F16を想定した防護設計を前提に事業指定を受けた後、その後に配備されたF4EJ改について再評価しているように、旧科学技術庁は戦闘機の機種が更新された場合には新たに配備された機種について再評価することを求めていた（旧訴甲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」4ページ参照）。国会事故調報告書で「事業者の虜」と評価された福島原発事故前の規制当局は、日本原燃に対して三沢基地に現実に配備された戦闘機については事業指定後に配備され

たものについても防護設計上再評価するよう求めていたのである。それに対し、福島原発事故前の規制行政（の甘さ・事業者とのなれ合い）への反省から発足したはずの規制委員会は、日本原燃に対して、三沢基地に現実に配備されているF35についての再評価を求めることなく、いかにすればF35についての防護設計・再評価をしなくていいかの言い訳を捻り出すことに汲々とし、評価基準の方を曲げたのである。

第4 大型航空機衝突対策の不備

1. 緊急時対策所の設置

本件施設は原発に比べて反応条件が常温・常圧で、未臨界状態である、事象の進展が緩やかだから特重施設は不要というが、本件施設は高レベル廃液などのように原発を上回る危険かつ大量の放射性物質を保有しているし、事故対応は広範囲で複雑・迅速な対応作業を必要とする。重大事故対処設備は恒設かつ遠隔操作が可能なものにすべきである（旧訴原告ら準備書面（171））。

2. 可搬型設備による対処

放射性物質が複数の建屋に分散され、事情進展も緩やかなため可搬型設備（電源車、冷却水ポンプ、ホースなど）による対処を基本とする。

しかし、大型航空機が墜落すると、建屋と機器（溶液状の放射性物質を内蔵する塔槽類・配管等）が大規模に損壊し（そのことは規制基準自体が予定している）、直ちに大量の放射性物質が環境（作業現場）に漏洩することになるのである、また大量の燃料が飛散・炎上し、現場における可搬型設備の使用は不可能となる。武力攻撃を意図した大型航空機の衝突には小手先の対応は無効で軍事的対処するしかない。

3. 可搬型設備の保管場所

可搬型設備の保管場所を恒設建屋から100m離れたのは同時損壊により事故対策が不可能になるからであるが、100mの根拠は大型機の翼幅を基準にしている。しかし墜落機が9.11のように2機の場合もあるし、大型機の墜落による損壊範囲は、日航機事故（機体は周囲200m四方に散乱）をあげるまでもなく100mを優に超える周辺破壊を招く。

4. 放水設備による放射性物質の放出抑制

放水砲大型ポンプ、配管などで衝突時の放射能を叩き落す対策は戯画的であり実効性は皆無である。

5. まとめ

以上のように、大型航空機墜落による被災は想像を超えるものであるから、可搬型設備での対処は不可能であり、頑健な設計と遠隔操作が可能な対策が必要であるが、このような対応には莫大なコストがかかるため安易・姑息な対策しか講じていないのである。新規制基準（33条、43条、46条）は合理性を欠く不備な基準である。

第7章 石油備蓄基地火災・爆発の危険性

第1 新規制基準の定め

1. 新規制基準9条3項は、「安全機能を有する施設は、近隣工場等の外部火災に対して安全機能を損なわないものでなければならない」旨規定している。
2. 本件変更許可申請では、近接工場の火災としては「むつ小川原石油備蓄基地における火災影響範囲は20～50mで、基地内に止まり本件施設への影響はない」と記述している（旧安全審査時は「本件敷地の西側境界から石油備蓄基地まで約900m離れていることから、石油備蓄基地に火災事故が発生したとしても、その輻射熱による影響が及ぶ範囲は380mだから安全」と主張していた）。

第2 審査内容の確認事項

1. 考慮すべき外部火災として、①森林火災②近隣の産業施設の火災・爆発③航空機墜落火災を設定し、これが外部火災ガイドを踏まえたものであること。
2. 森林火災は、発火点は風上10kmの範囲内であり、必要な防火帯を確保することにより安全機能は損なわれないこと。
3. 石油備蓄基地の火災・爆発、周辺森林への飛火及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災・爆発を想定した上で、算出された輻射熱に対し、建屋の外壁温度が許容温度を下回り、かつ建屋内の温度上昇により内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないように設計されるとしているから、外部火災ガイドが定める危険距離及び危険限界距離に対して必要な距離を確保していること。
4. 航空機墜落火災については、審査方針を踏まえたもので、算出された輻射熱を用いて外壁温度等を評価し、建物等の安全機能が損なわない防護対策が施されていること。

第3 石油備蓄基地の実情と事故の原因

1. タンク群の火災・爆発の危険性

六ヶ所村にある石油備蓄基地には、51基のタンク群に現在約490万kl（11.2万kl×51基）の原油が備蓄されている。タンク群は完成後築35年を経過して劣化しているために過去の事例（2003年十勝沖地震）から震度5の強度の地震が発生するとスロッシング等から、タンク内の石油流出が火災事故に発展し、本件施設の安全性を脅かす可能性がきわめて高い。

タンク群は本件施設の卓越風である西北西の風下に位置する。

基地地盤は軟弱で、不等沈下のおそれがあり、近傍の活断層による大地震による損壊の危険が指摘されている。

2. 軍用機墜落の危険性

基地の近傍には三沢基地や天ヶ森射爆撃場が存在して頻繁に軍用機が飛び交い、墜落や搭載物の誤投下が繰返され、火災原因の1つとなっている。

石油タンク（1基が直径81.5m、高さ24m）は51基と多数であり、空からの飛来物の衝突に関しては全く無防備である。

第4 火災の影響について

1. タンクの火災・爆発の影響

(1) 外部ガイドの想定

石油コンビナート（本件石油備蓄基地）の火災影響評価は「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（以下「外部ガイド」という）によってなされる。

その想定条件は、無風状態でタンク内及び防油堤内の全面火災時における輻射熱（強度）を想定している。複数のタンクの同時火災や有風時の対流熱伝導での「熱風」の影響を想定していない点で評価の欠落がある。

日本原燃が、毎年行っている大地震による原油タンクの火災を想定した訓

練は、毎回タンク 1 基から原油がもれ、タンク上部で火災が起きた場合に限定して行われている。

しかし、大きな地震の場合、51 基のタンク群のうち、火災がタンク 1 基だけに留まるとは限らない。

- (2) 外部ガイドは、火災影響評価の判断をするにあたり、次のような基準を設けている。

ア 「危険距離」：コンビナート等の火災が近隣の建物等に影響を及ぼさないように、延焼防止の目的で一定の距離を定めたもの。この距離が石油コンビナート等と原子力施設の間に必要な離隔距離となること。

イ 「危険限界距離」：コンビナート等のガス爆発の爆風圧が 0.01 MPa 以下になる距離。この距離が石油コンビナート等と原子力施設の間に必要な離隔距離となること（0.01 MPa は人体に対して影響を与えない爆風圧の値）。

- (3) タンク火災の規模に応じた影響範囲（無風時）は下表の通りである。

火災の規模	木造家屋延焼限界	人体接近限界
タンク 1 基	110m	237m
防油堤火災(タンク 1 基)	336m	827m
防油堤火災(タンク 4 基)	540m	1375m
全防潮堤火災	1049m	2574m

木造家屋延焼限界：木材の発火温度 250~260℃に表面が達すること

人体接近限界：表面が 100~110℃に達すること（消防服の限界表面温度）

「防護堤」：タンクの漏油対策としてタンク 2~4 基を 1 グループとして高い堤で区切り、堤内に油を閉じ込める構築物

- ① 防油堤火災がタンク 3 基まで拡大すると、隣接する本件施設では、引火点が 100℃以下の有機溶媒、例えば n-ドデカンが発火し、本件施設が全面火災に及ぶ可能性が大きい。
- ② 防油堤火災では、火柱は 300m~400mの高さに及び、それに伴う有害ガスによる周辺風下での被害も加わる。
- ③ 石油備蓄基地の可燃性ガスが充満している最近接タンク 1 基が爆発した

場合、「危険限界距離」は1,381mとなり、約900m離れている再処理工場の窓ガラスが破損し、従業員にも影響が及ぶ。

(4) 有風時の影響

- ① 西北西の卓越風が吹いている場合には、火災現場の風下にあたる樹木、タンク、本件施設の外壁、窓ガラス等の対流熱伝達による風下温度上昇が生じ対象物に表2のような影響を与える。

表2 火災時の有風時による表面温度（℃）

火災の種類	樹木	タンク ※1	タンク ※2	コンクリート	窓ガラス
タンク1基	494	290	11	10	43
防油堤タンク1基	570	358	18	15	238
〃 4基	672	424	44	28	745
〃 全基	709	449	154	70	2343

計算条件：気温 9.2℃、風速 2.1m/秒、風向 西北西

※1：石油基地内の隣接タンク

※2：再処理工場内タンク

- ② また、本件施設の外壁の表面温度が輻射熱と対流熱で上昇し、まず、吸気口の高性能フィルタ（ガラス製のため80℃までしか持たない）の機能が喪失し、輻射熱と対流熱で壊れた窓や吸気口から黒煙と有毒ガスを伴う熱風が施設内に流入する可能性が高い。

その場合には、従業員が退避せざるをえなくなり、消火不能に陥った本件施設内のユーティリティつまり、電気設備、圧縮空気設備、水蒸気系統、換気系統、空調、制御系統等が作動不能に陥る。

- ③ 有機溶媒と金属粉末の火災とこれが爆発した場合には、引火点が100℃以下の有機溶媒、例えばn-ドデカン（引火点74℃）5m³等が発火・爆発する恐れがある。その結果以下のような被害が発生する。

ア．ドデカン5m³はTNT当量では4kgであるから、爆発すると窓ガラス破損：49m、家屋倒壊：6.3m、コンクリート包蔵損傷：1.2m。

イ．人的被害は、鼓膜破損：7m、肺破損：4m、半数即死：3m。

と計算される。

- ④ 外部ガイドでは、前述のように「危険限界距離」を「ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離」と定義しており、この場合の距離は 35m になり、施設内の過半が含まれることになる。

従って、反応槽等の諸施設は制御不能になり、重大事故に発展する危険性が極めて大きい。

2. 海面流出油火災の場合

六ヶ所沖合 2,600m のタンカー係留地から原油が流失して火災が発生した場合、風速 6m/秒の条件で、波の高い洋上ではオイルフェンスは役に立たず、流出後 120 分後には拡散した油面の半径は 560m に達し、「木造建物延焼限界距離」は 2,470m に及んで沿岸の建物は延焼し、「人体接近限界距離」は 3,930m に達して火傷を負う等、沿岸の住民に多大な被害を与える。

第5 本件施設からの放射性物質の漏えい

1. 本件施設の反応槽等の設備にある放射性物質は溶解しており、これが発火した場合には、放射能の大量流出につながる。

消防法で規定されている本件施設内の工程ごとに存在する危険物の貯蔵量と放射性同位体の滞留量は下表の通りである。

各工程の危険物の貯蔵量

工程	危険物
せん断・溶解	硝酸 123 m ³ 、ジルコニウム 6.4 トン
分離	ドデカン 85 m ³ 、TBP29 m ³
精製	ドデカン 85 m ³ 、TBP29 m ³ 、硝酸ヒドロキシルアミン
脱硝・製品貯蔵	硝酸 123 m ³

放射性同位体の滞留量の概略

工程	放射能
せん断・溶解	74 p Bq
分離	111 p Bq
精製	3 p Bq
脱硝・製品貯蔵	2 p Bq

pBq : 10^{15} ベクレル

2. 石油備蓄基地の火災の影響で、風下に位置する本件施設が電源喪失や冷却不能となった場合、放射性同位体の処理工程は、発熱し、火災・爆発事故に直結する恐れがある。

そこで、1日の再処理量の約半分の放射性同位体が内部火災により建屋内の小区画部屋「セル」外に漏れ出し屋外へ漏洩したと仮定し、夏期の頻度の高い東北東の風下で、風速 3.5m/秒の条件下で風下の放射能濃度を粒子状物質の拡散モデルにより推定すると、出火 4 時間 15 分後には放射性物質は青森市内の一部で $16 \mu\text{Sv/h}$ に達し、避難路である国道 4 号線と青い森鉄道は使用不能となる可能性がある。

第6 まとめ

以上のように、本件変更許可には、石油備蓄基地の火災・爆発の影響評価を誤った違法性がある。

第8章 重大事故対策の不備

第1 新規制基準

1. 新規制基準28条は「重大事故に至るおそれがある事故の発生防止、拡大防止のために必要な措置（有効性評価）を講じること」を義務付けている。
2. 重大事故とは、同条及び規則第1条の3によると「設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故であって」以下のものをいうとされている。
 - ① 臨界事故
 - ② 冷却機能の喪失による放射性廃液の蒸発乾固
 - ③ 放射線分解により発生する水素の爆発
 - ④ 有機溶媒等の火災又は爆発
 - ⑤ 使用済燃料貯蔵設備内の燃料損傷
 - ⑥ その他の放射性物質の漏洩

第2 審査内容

規制委員会は、それぞれの重大事故について、発生を防止するための設備及び拡大を防止するための設備が有効に機能すること、重大事故が単独で、同時に又は連鎖して発生することを評価していることを確認したとして、28条に適合すると判断した。

第3 重大事故対策の不備について

1. 重大事故時には役に立たない閉じ込め機能

- (1) 新規制基準4条は、放射性物質の「適切な」閉じ込めを要求しているが、「適切な」の定義は曖昧であり、いくらでも恣意的に解釈できる。

本件施設では通常運転時、放射性物質はセル若しくは建屋内に閉じ込め、外部に漏れ出ないように常時負圧に保つこととされている。気圧は建屋内、セル内、機器内の順に低くし、放射性物質が外側の区域に漏れ出ないように

設計され、最も圧力の低い機器群からの排気は廃ガス処理系（吸収塔、洗浄塔、高性能粒子フィルタ、排風機など）を通じて排気筒より大気に放出される。

しかしながら、蒸発乾固、水素爆発などの重大事故発生の際には、常時使用している廃ガス処理系への流路を遮断し、発生したガスを凝縮器を通じて他セルへ導出することで、圧力の分散、放射性物質の凝縮減容化、減衰、導出先セル内での沈着を図るとしている。保留されたガスは最終的に時間をかけて順次、高性能粒子フィルタと排風機からなる可搬式の排気系を経由して排気筒からの管理放出が行われるとしている。

- (2) しかしながら、重大事故の発生時、系統の圧力バランスが逆転することで（すなわち、放射性物質で汚染されたガスの発生源に近いほど圧力は高くなり、その外側区域の気圧は相対的に低くなる）、建屋内や洞道内を走り回る配管やフランジ、ダクト接続部分からの漏えい、配管やダクトなどの壁貫通部の隙間を通したセルから建屋内への漏えいの危険性は大きく増加する。換気を止められた建屋内は必然的に大気に対し正圧となり、建屋内に滞留した放射性ガスは廊下やドア、開口部の隙間を通じて各室に拡散し、やがて、建屋の隙間を通じて外気にも拡散するであろう。放射性物質の建屋内拡散・滞留による各室、廊下等の汚染は、作業環境の悪化を招来し、緊急収束作業を著しく阻害する要因となる。日本原燃によって想定されている事故収束シナリオは、この建屋内拡散の要素が考慮されておらず、あまりにも楽天的な想定といえる。本件審査においても、この点の適切な対策が欠落している。

- (3) 更に臨界事故の場合は、中性子線に加え、新たに発生する希ガスやヨウ素等の核分裂物質による被ばくリスクが大きく、他の重大事故のケースのように、他セルへの導出ではなく、発生ガスはいったん建屋内に新たに設けられた排ガス貯留槽に導出される。これらの導出を実行する空気圧縮装置や多くの切り替え弁は、自動起動、自動操作とはいえ、トラブルの発生が避けえな

いことは福島第一事故の際の教訓である。現場でのトラブルへの対処時に漏えいによる、あるいは放射性ガスとの近接作業による作業員への被ばくが懸念される。

2. 非現実的な建屋外漏えい時の対策

汚染ガスの建屋内への導出や漏えいにより建屋内が正圧となれば、次に汚染ガスは建屋隙間（吸入ダンパ、ドア、開口部、ダクト等の僅かな隙間）から外部に漏れ出す。新規制基準 40 条は、建屋からの放射性物質の工場外への放出を抑制するために、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。

そもそも、建屋からの放出ガスは、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。放水手段によって放射性物質を叩き落とせる効果は皆無に等しい。その効果が全く期待できない新規制基準 40 条そのものが不備といえる。

3. 可搬型対処設備への依存という誤った対策

- (1) 日本原燃は、蒸発乾固、水素爆発、有機溶媒火災といった重大事故発生時、さらには故意による大型航空機衝突時の対処設備として可搬型の諸設備（電源車、冷却水ポンプ、ホース、配管、ダクト、ケーブル、高性能粒子フィルタ、排風機、計器、等々）の準備を行なうとしている。新規制基準 33 条による可搬型設備の適用範囲の規定は、本来最小限であるべき可搬型設備の濫用を許し、結果として極めて脆弱な重大事故対策となっている。
- (2) 可搬型対処設備の設置には、以下に挙げられるような多くの屋内外作業を必要とする。

㊦資機材の保管場所からの運搬、㊦機器類（ポンプ、排風機等）の現場での据え付け、機能チェック、㊦長距離配管、ホース、ダクトの接続、

漏れ試験、㊦ケーブル類の接続と通電試験、㊧取り付けた計器の校正

これらの作業の成立性は、周囲環境に大きく左右される。重大事故の発生が自然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・電気設備への障害やフィルタの目詰りによる非常用発電機の運転停止が起こりうる。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。

このような環境にあって、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、本件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マネジメントの遂行に多くの困難が予想される。

自然災害による作業環境の悪化事象の予測とその解消手段、有効性評価が欠落したままの必要人員や所要時間の見積もり計画は「絵に描いた餅」と言わざるをえない。

さらに、故意による大型航空機衝突時の可搬型設備による収束対策及び設備保管場所の設置は、第6章及び旧訴準備書面（171）で詳述しているように実効性を欠きかつ非現実的である。

- (3) 危険物や可燃物を扱うプラント設備では、実液や実ガスを流す前に、取り付けた機器やダクト、配管の接続部に漏れ試験（リークテスト）を必ず実行する。当該系内に「内圧」をかけて接続部に外側から石けん水をかける等で漏れ箇所を検知し、必要に応じた補修を行なう。

しかしながら、可搬型設備の組立て手順ではその工程が不十分あるいは省かれる。規制基準にも要求の記載はない。組み立て後のリークテストを省略し、完全密閉の保証のないまま、いきなりの放射性物質を含んだ実液、実ガスでの運転はフランジ等の接続部からの放射性物質の漏れリスクの大きい危険な手順である。

- (4) 従って、百歩譲って、日本原燃の提案する重大事故手順を認めるにしても、上述してきたように膨大な作業量、作業環境への懸念、接続部からの放射性物質の漏えいリスクを考慮するならば、関連する全ての設備を常設とすべきである。資材はすでに揃っている。非常時に可搬設備の設置が可能ならば、事前の据え付けは更に容易かつ、漏れ試験も含めて確実に実施できる。重大事故発生後の可搬型設備への依存は最悪の設計思想と言わざるを得ない。重大事故等対処設備は全て常設とし、予備数セットを安全な保管場所に準備すべきである。

4. 臨界事故対策の不備

(1) 臨界事故発生防止対策の不備

新規制基準では、「核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、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」とされ（再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第2条）、再処理工場で臨界事故が起こらないようにすることが求められている。端的に言えば、臨界事故が現実に関りうるような施設であれば、そもそも新規制基準に適合しないのである。

臨界事故発生防止のための臨界管理は、取り扱う核燃料物質のプルトニウム富化度・ウラン濃縮度、濃度、容器等の形状寸法等に応じて各系統・工程における中性子実効増倍率を計算コードにより計算して臨界に至らない核的制限値を求め、これに基づいて各工程で取り扱う核燃料物質の濃度や容器等の形状寸

法を決定する方法を基本としている。本件施設の臨界管理は、原告らが旧訴準備書面（７２）等で指摘したとおり、再処理工場の工程と同様の条件（非均質－ＭＯＸ体系、非均質－Ｕ低濃縮体系、硝酸溶液体系等）において実効増倍率を過小評価しやすい計算コードであるＪＡＣＳ及びその核データライブラリＥＮＤＦ－ＢⅣ、それらによる計算例をとりまとめた臨界安全ハンドブックに基づいて行われており、臨界事故発生防止対策の根幹である、臨界管理自体が信頼性を欠き、不十分である。

（２）臨界事故拡大防止対策の不備

新規制基準では、臨界事故発生防止対策を行う機器については、臨界事故が発生した場合にその拡大防止対策として未臨界への移行措置等を行うことが求められている（原子炉等規制法第４４条の２第１項第２号、使用済燃料の再処理の事業に関する規則第１条の３、使用済燃料の再処理の事業に係る再処理事業者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準）。

「再処理事業者において、セル内において核燃料物質が臨界に達することを防止するための機能を有する施設」について臨界事故拡大防止対策の実施を義務づけている基準の文言、新規制基準作成の経緯に照らし、臨界事故が発生した場合の未臨界への移行措置等の臨界事故拡大防止対策は、臨界管理をする（臨界事故発生防止対策をする）すべての機器について要求されるものであり、臨界事故発生防止対策が十分なされたから臨界事故は起こらないなどとして臨界事故拡大防止対策対象機器から外すなどということはあってはならない。

ところが、２０１９年９月２５日の適合性審査会合及び翌２６日の事業者ヒアリングにおいて、原子力規制庁は、本件施設について２３の機器に臨界事故拡大防止対策が必要であり実施するとしていた日本原燃に対して、臨界事故拡大防止対策対象機器を削減するように指示し、その結果、日本原燃が臨界事故拡大防止対策対象機器を８機器に削減し、被告はそれを前提として本件変更許

可を行った。

しかも、被告の指示によって日本原燃が臨界事故拡大防止対策の対象から除外した機器には臨界事故が発生した場合の放出量が最大のもの（臨界事故の代表的な機器とされる溶解槽での臨界事故の４倍以上の放射性物質放出にいたるもの）が軒並み含まれている上、その機器を対象から除外した理由は単に監視カメラを付けて作業員が２時間に１回の頻度で目視確認することにしたというだけであった（旧訴原告ら準備書面（１８０）参照）。

被告が、本件施設の「セル内において核燃料物質が臨界に達することを防止するための機能を有する施設」の大半について日本原燃に臨界事故拡大防止対策対象機器から除外させ、それを許可したことは新規制基準に違反しており、また被告の適合性審査におけるそのような姿勢は調査審議の過程における看過しがたい過誤欠落であり、また現実に臨界事故拡大防止対策対象機器から除外した機器とその理由は不合理なものであってやはり適合性審査の調査審議及び判断の過程には看過しがたい過誤欠落があるというべきである。

５．蒸発乾固対策は机上の計画

冷却機能の喪失による高レベル廃液の沸騰、さらに蒸発乾固に至る事象は、本件施設における最も起こりうる、かつ環境への影響が最も大きな重大事故である。

日本原燃による蒸発乾固対策は、事故が発生した場合には順次、拡大防止対策（冷却コイルへの直接通水による沸騰の防止）、影響緩和対策（沸騰した放射性物質の凝縮と他セルへの導出）、環境への放出抑制対策（代替排気系による管理放出）が採られることになっているが、二つの点で重大な欠陥がある。

- (1) これらの対処設備は、殆ど全てが可搬型設備によるものであり、既に述べたように、その設置可能性と効果の有効性は極めて疑問である。また、これらは本件変更許可申請の段階で発案、計画されたものであり、実機、

実液、実ガスで確認されたものではない、いわば机上の計画に過ぎない。

- (2) 高レベル廃液の沸騰が継続し、ルテニウム等の揮発性ガスや水分が蒸発した後、やがて残留物の乾燥・固化に至る。しかしながら、日本原燃による評価ならびに規制委員会による本件審査には、この段階における事象の検証と対策の策定が欠落している。リスクとして臨界、爆発、貯槽損傷を挙げながらも具体的な防止対策はなく、全く非現実的な新規制基準40条（建屋外漏えい時の対策）による対処に依存するだけとなっている。高温による鋼製容器やセル底部コンクリートの損傷は容易に想像できる。メルトダウン事故を起こした福島第一原子力発電所における熔融燃料（デブリ）対策を教訓にしたうえで、蒸発乾固後の収束シナリオを重大事故対策の最重要課題のひとつとして検討すべきである。

6. 使用済燃料損傷対策の不備

(1) シビアアクシデント対策の遅れ

使用済燃料約 3000 トンを常時プール貯蔵し、現在 2 2 3 m³の高レベル廃液を管理する本件施設に対し、旧安全審査では「設計基準事故」（運転時の異常な過渡変化に比べて稀にしか起こらない多量の放射性物質を放出する事故）のみが想定され、これを超えるシビアアクシデント対策はとられていなかった。

(2) 使用済燃料プールでの想定事故

新規制基準38条は、使用済燃料プールにおいて燃料損傷事故対策を定め、同28条は想定事故として、プール水が蒸発、サイフォン効果などにより水位低下するケースを挙げている。

事故態様としては、燃料損傷、水—ジルコニウム反応、水素爆発、燃料熔融、再臨界などと多様、複雑であり、適切にして十分な対策が取られる必要がある。

(3) 不十分な対策

新規制基準は、可搬式設備による電源、注水用水源、冷却系統の強化などにより重大事故対策を行っているが、殆どが人的対応に依存しており、深層防護にはほど遠い。

また、事故シナリオの選定は限定的、楽観的である。例えば、プール水の大規模喪失、プールの大規模損傷、プールの内張材（ライナー）大破などの事態の想定、対処がなされておらず、また、ジルコニウム火災の事故解析がなされていないなど、新規制基準のシビアアクシデント対策は極めて不十分である。

7. すでに老朽化している計装・制御設備

本件施設が着工（1993年4月）されてからすでに四半世紀を超えている。その間のプラント計測と監視・制御の分野での進歩は著しいものがある。本件施設に使用されている計測・制御設備やシステムはすでに著しく陳腐化している。新規制基準43条では重大事故に対処する計装設備の条件（有効情報の把握）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欠かせない。

第4 結語

以上のように、新規制基準が定める本件施設の重大事故対策は、現実の危険に対する有効な機能に欠けている。とりわけ、可搬型に全面依存している対処設備は、事故時の作業環境の悪化に対応できない不備がある。少なくとも、対処設備は全て常設とすべきである。また、重大事故発生時に重要な機能を担う計装、設備の老朽化も著しい。

第9章 平常時被ばくの危険性

第1 新規制基準の定め

1. 新規制基準第3条は、「安全機能を有する施設は、運転時及び停止時において再処理施設からの直接的及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が十分低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない」と規定している。
2. また、規則の解釈第3条1項は「線量評価の計算に当たっては、『発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について』（平成元年3月27日原子力委員会了承）を参考とする」と定める。
3. 「一般公衆の線量評価について」の概要

① 目的

原子炉施設に起因する一般公衆の被ばくは、原子炉施設から環境に放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する放射線並びに原子炉施設から直接放出される放射線によるものである。

ここでは、(中略) 平常運転時の一般公衆に対する線量評価の基本的考え方を検討した。

② 気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による被ばく形態と線量

線量は、被ばくの形態によって大きく異なっている。原子炉施設周辺の一般公衆の被ばくは、放射性希ガスの γ 線による外部被ばく、海産物を介して摂取した放射性物質による内部被ばく及び放射性よう素の摂取による内部被ばくが最も重要な被ばく形態であるとする。

③ 原子炉施設から直接放出される放射線による線量

この放射線は、通常、原子炉建屋、タービン建屋等の主要施設及び固体廃棄物貯蔵庫に内蔵されている放射性物質が放出する透過力の強い γ 線であり、これが直接的に又は、空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるもので、直接 γ 線、スカイシャイン γ 線と呼ばれるものである。

④ 線量の基準（管理目標値）

法令に定める一般公衆の線量の基準は、ICRP の勧告に基づき、原子炉施設については、周辺監視区域外の線量限度として、1 年間に付き実効線量について 1 mSv、皮膚及び眼の水晶体の等価線量について、それぞれ 50 mSv、15 mSvを定めている。これは、周辺公衆の被ばく線量を低く保つための努力目標である。

第2 被ばく評価の不合理性

1. 被ばく線量の算出方法（申請書）

- ⑦取り扱う使用済燃料の履歴から放射エネルギーを算出し、工場が1年間に扱う放射エネルギーを推定する。
- ⑧扱う放射能のうち、環境に放出する放射能の種類と量を推定する。フィルタなどで捕捉できる割合を推定するため、放射性物質の廃ガスへの移行率、除染係数等は放射性核種ごとに評価する。
- ⑨大気中と海洋での放射能の拡散を何重もの仮定を入れて推定し、大気中、海洋での放射能濃度を推定する。
- ⑩拡散・希釈した放射能の生物への沈着・付着速度、濃縮係数を仮定し、地面への沈着量、生物への濃縮量を推定する。
- ⑪呼吸量や食物摂取量を仮定し、住民の被ばくの態様や人体への摂取ルートを推定して放射能の取り込み量を計算する。
- ⑫身体に摂り込まれた放射能が排泄されるスピードなどを仮定して、被ばく線量換算係数によって被ばく線量の評価を行う。
- ⑬リスク換算係数を仮定し、実際の被ばくがどのくらいになるか、影響評価を行う。

2. 推定年間放出量・管理目標値

(1) 推定年間放出量

日本原燃は、本件施設から放出される放射性廃棄物の年間推定放出量 (Bq) を下表のとおり想定している。

本件施設は、原発に比べて「原発 1 年分の死の灰を 1 日を出す」と言われるように、クリプトン 85 やトリチウムの排出量がケタ違いに多く、フランスのラ・アーグ再処理工場の実績値と比較すると気体のクリプトン 85・トリチウムや炭素、液体のトリチウムが多い点が特徴的である。

表 1 再処理工場と原発の管理目標比較

単位：テラ Bq / 年 (10^{12} Bq (兆ベクレル) / 年)

放射能の種類		大飯原発 目標値	六ヶ所再処理工場 目標値	ラ・アーグ再処理工場 (仏) 規制値 実績値 (2004 年)	
気 体	希ガス・クリプトン 85	925	330000	470000	263
	ヨウ素 129	—	0.011	0.02	0.0521
	ヨウ素 131	0.025	0.017		
	炭素 14	—	52	28	17.3
	トリチウム	—	1900	150	71.3
	その他	α 線を放出する核種	0.00033	0.00001	0.00000185
		α 線を放出しない核種	0.094	0.074	0.000143
液 体	トリチウム以外	0.035	0.4		
	トリチウム	—	18000	18500	13900
	ヨウ素 129	—	0.043	2.6	1.4
	ヨウ素 131	—	0.17		
	その他	α 線を放出する核種	0.0038	0.1	0.0174
		α 線を放出しない核種	0.21	94	23.4

核燃料サイクル施設と原発 青森県の現状 第 3 版 (核燃サイクル阻止 1 万人訴訟原告団 2016.3.11)

(2) 管理目標値の恣意的変更

- ① 本件施設は、「昭和 63 年科技庁告示 (20 号) (第 3 条及び第 9 条) に定める周辺監視区域外における線量限度および空气中濃度を超えないよう、気体廃棄物及び液体廃棄物の管理目標値を設定し、これを越えないように努める。」として、放出管理目標値が設定されている。

これらの値は、大気中や海中への放射能の放出が線量限度を超えないはずであるという、あくまで推測値であり、越えないように努力しますという、事業者の努力目標値にすぎず、規制値ではない。

- ② 当初の事業申請及び本件変更申請における「管理目標値」をまとめたものが下表である (本件変更申請の値は、下表平成 13 年 7 月 17 日の値と同様である)。

【表3】 管理目標値[Bq/y]

申請・変更の年月日	平成元年3月30日	平成8年4月26日	平成13年7月17日
気体			
クリプトン85	3.3E+17	3.3E+17	3.3E+17
トリチウム	2.0E+15	1.9E+15	1.9E+15
炭素14	5.2E+12	5.2E+13	5.2E+13
ヨウ素129	1.1E+10	1.1E+10	1.1E+10
ヨウ素131	1.8E+10	1.7E+10	1.7E+10
非アルファ核種	3.8E+08	3.3E+08	3.3E+08
アルファ核種	1.2E+11	9.4E+10	9.4E+10
液体			
トリチウム	1.8E+16	1.8E+16	1.8E+16
ヨウ素129	4.3E+10	4.3E+10	4.3E+10
ヨウ素131	1.8E+11	1.7E+11	1.7E+11
非アルファ核種	5.4E+09	3.8E+09	3.8E+09
アルファ核種	8.2E+11	2.1E+11	2.1E+11

再処理工場事業指定申請書他から原子力資料情報室作成

全量放出されるクリプトン85、炭素14、トリチウム等は、申請時の平成元年(2001年)の当初の管理目標値に変更はないはずであるが、事業申請以後の平成8年の変更では、炭素14については約10倍増加(5.2E+13)しているし、液体のアルファ核種の値(3.8E+09)は約1/4に押さえている。このように管理目標値は恣意的な数合わせのような操作によって設定されているものであり規制値ではなく、あくまでも事業者のさじ加減ひとつで、どのようにでも変更されるのである。

第3 本件施設から放出される放射性廃棄物

1. 核種と放出経路

(1) 気体廃棄物

本件施設の気体廃棄物の発生源と放出経路は、以下のとおりである。

- ① クリプトン85、炭素14、トリチウム（一部気体廃棄物、大部分は後述の廃液として）は、高さ150mの主排気塔の排気口（直径約5m）から秒速約20mの速度で全量大気中に放出される。

- ② 燃料棒の剪断・溶解によって開放される、クリプトン、キセノン、アルゴンなどの希ガス類、NO_x（窒素酸化物）、ヨウ素、炭素 14 など主排気塔の排気口から大気中に放出される。
- ③ 工場の各建屋の塔槽類からの気体性放射能を含む廃ガス類は、洗浄塔、HEPA（高性能粒子）フィルタを通した後、主排気塔または北排気塔（ハル・エンドピース及びガラス固化体貯蔵建屋換気筒）の排気口から放出される。

(2) 液体廃棄物

本件施設の主な液体廃棄物の発生源と放出経路は、以下のとおりである。

- ① 分離施設から発生する抽出廃液
- ② 酸及び溶媒の回収施設の酸回収設備の蒸発缶から発生する濃縮液
- ③ 酸及び溶媒の回収施設の溶媒回収設備から発生する溶媒洗浄廃液
- ④ 気体廃棄物の廃棄施設の高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備から発生する洗浄廃液
- ⑤ 溶解施設から発生する不溶解残渣廃液
- ⑥ 分離施設の洗浄により発生するアルカリ洗浄廃液

上記廃液、濃縮液等には、トリチウム、ヨウ素、テクネチウム、ルテニウム、ロジウム、コバルト 60 等の放射化核種、ウラン、ネプツニウム、プルトニウム及びその他のアクチノイド等の放射能が含まれる。

トリチウムは水として廃液中に移行し、捕獲することは不可能であるため、六ヶ所村沖合い 3 キロメートルに設置された海洋放出管の放出口から海洋に全量放出される。

2. トリチウム

(1) 放出量（垂れ流し）

トリチウムは、ウランの核分裂や重水素の中性子吸収によってつくられ、

本件施設では、前述した液体廃棄物として $1.8 \times 10^{16} \text{Bq/y}$ 、気体廃棄物として $1.9 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ を環境へ全量放出しながら操業することになる。

ところが、1996年のロンドン条約議定書で、放射性廃棄物を海洋に「投棄」することが全面的に禁止された。

そこで、原子力委員会は、再処理工場の場合は「投棄」ではなく「放出」と勝手に解釈して、1971年3月“住民の被ばく線量で規制する”と総理府令で改悪して、再処理工場からの大量の海洋放出を許容した。

ところで、一般の原子力施設におけるトリチウム水の場合には、 60Bq/cm^3 と、濃度規制が適用されている。

ところが、本件施設からのトリチウム水の年間放出量は $1.8 \times 10^{16} \text{Bq}$ と膨大であるところ、日本原燃は六ヶ所では「1日当たりの海域への排出水量は 600m^3 とする」と決められているから、本格操業時に2日に1回の割合で 600m^3 放出すると、放出濃度は $1.65 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ になると説明している。しかしこれは、一般の原子力施設の上記基準の実に2,750倍の放出濃度が許容されることを意味する。

つまり、本件施設の場合、一般の原子力施設では適用された濃度規制を無視しなければならないほど放出される放射エネルギーが膨大であることを意味しているのである。

国際条約の精神に照らせば、再処理工場からの海洋への大量の放射能の垂れ流しを法的に禁止すべきである。

(2) 人体への影響（危険性）

① 有機トリチウムの影響

従来の放射線防護におけるトリチウムの影響評価は、 β 線の強弱だけをもっぱら考え、体内動態の特殊性を考慮してこなかった。

しかし、トリチウムが体内に取り込まれた場合、水として身体中のあらゆる臓器、組織に行き渡り、その一部はタンパク質やDNA（遺伝子）を構

成している水素と置き換わる。

このように、生体物質の一部となった有機トリチウムはDNAの近傍から、あるいはDNAの中から β 線を放出し、DNAを損傷させることが新たに指摘されている。

② トリチウムの遺伝的影響への危惧

英国健康保護局の電離放射線諮問グループ（AGIR）が 2007年に発表した報告書によると、トリチウムの人体に及ぼす遺伝的影響の大きさを従来の2倍大きく見積もるべきだとの勧告がなされている。

③ カナダで飲料水のトリチウムの規制値を 1/350 に強化

カナダの CANDU 炉が集中立地する地域の周辺で、子どもたちに異常が起きている事実が1988年に市民グループによって明らかにされた。

これを受けてカナダ原子力委員会がまとめた報告書（AECD 報告 INFO-0401 と INFO-0300-2）によると、遺伝障害、新生児死亡、小児白血病の増加、白血病死亡率の増加が認められる。

原発の立地地点であるピッカリングや隣接するエイジャック（AJA10）では、1973～1988年の調査期間中に生まれた子どものダウン症の発症率の増加が認められた。

その後、カナダ・オンタリオ州では飲料水中のトリチウム濃度の規制強化が行われ、2009年5月に、オンタリオ州飲料水諮問委員会は州環境大臣に対して、飲料水中のトリチウム濃度をカナダ政府が定める7,000 Bq/lから20 Bq/lに引き下げるよう提言し、これが飲料水の規制基準となっている。WHO（世界保健機関）での規制値は10,000 Bq/lである。なお、本件施設の目標値は前記のとおり18,000テラBq/年とするが、規制値は設けられていない。

(3) 除去技術の現状

1988年12月の青森県議会へ出された再処理工場建設計画資料には、

気体廃棄物のクリプトン 85 と液体廃棄物のトリチウムの処理建屋が図面に明記されていた。

しかし、4 ヶ月後の 1989 年 3 月の申請書では上記処理建屋が図面から削られ、前述のように気体のクリプトン 85 は 3.3×10^{17} (Bq/y) を無処理のまま 150 m の排気塔から大気中へ、液体のトリチウムは 1.8×10^{16} (Bq/y) を無処理のまま沖合 3 km 先の放水管から海洋へ放出することに変更された。設備投資に膨大な費用が掛かるという経済的理由から、設置は見送られた。

3. クリプトン 85

(1) 放出量（垂れ流し）

① クリプトン 85 は、使用済燃料を化学処理する過程から出る気体の希ガスで、33 京 (3.3×10^{17}) Bq が無処理のまま排気塔から大気中へ放出される。

② 不当なクリプトン 85 の放出

申請書（2001 年）では「主排気筒から放出する放射性物質を測定し、周辺監視区域外における空気中の放射性物質濃度が線量限度及び空気中濃度限度を超えないようにするとともに、気体廃棄物放出量の管理目標値 (Bq/y) として次のように設定し、これを超えないように努める」としているが、例えば、全身や皮膚の被ばく線量で最重要視されるクリプトン 85 の場合、申請書の 3.3×10^{17} (Bq/y) で大気中に放出されれば、排気筒の出口濃度は国の排出許容濃度 $1.0 \times 10^5 \text{Bq/m}^3$ の約 250 倍にもなるが、150 m の排気筒から拡散希釈させると濃度は低くなり、大きな問題にならないと不当評価して、垂れ流しの状態で大気中へ大量に放出している。

(2) 人体・環境への影響（危険性）

クリプトン 85 は半減期が長い（10.8 年）ので、そのまま大気中にとどま

り、周辺住民や気象へ悪影響を及ぼす。

高木仁三郎氏は、その著書「核燃料サイクル施設批判」で、アメリカのナイアガラ大学のベック教授の指摘として、大気中のクリプトン 85 が数千 pCi/m^3 （数十 Bq/m^3 に相当）に達すると、放射線の電離作用によって大気中のイオンが目立って増え、これが酸性雨や雷の原因になること、また、ドイツのブレーメン大学のコラートの指摘として、クリプトン 85 の増加は大気中にオキシダントを発生させ、森林破壊などの原因とされること等を紹介している。

青森県の環境白書によると、六ヶ所村での光化学オキシダント濃度は毎年、春季に国の環境基準を超えており、それは成層圏オゾンの沈降現象と考えられていることから、今後、これらが複合効果を及ぼすと、六ヶ所村周辺に放射能の被ばくのみでなく、健康や生態系に影響を及ぼす新たな環境破壊を生じかねない。

更に、チェルノブイリ事故の経験から、皮膚被ばくや血液中に入ってきて染色体異常を起こす可能性が指摘されている。

(3) 回収・貯蔵・除去技術の開発状況

旧動燃事業団は、1970年代から再処理施設の放出放射能低減化技術開発の一環として、大気中に放出されるクリプトン 85 の回収技術及び回収後の長期貯蔵技術を含む固定化技術の研究開発を実施し、2001年まで運転を実施、十分な成果を達成している。その費用に160億円が支出されている。

クリプトン 85 の除去方法には、極低温による蒸留法、選択的吸収法（液体に吸収させる）、吸着法などがあるが、一般に検討されたのが吸着法である。すなわちクリプトン 85 を、活性炭、ゼオライトなどの吸着剤に極低温中で通過させて、これらに吸着させようというもので、 -170°C 以下（例えば液体窒素温度）ではかなり吸着効果は上がるとしている。だが吸着したクリプ

トン85をどう保存しておくのか、例えば活性炭のボンベに詰めておくとなれば毎年その数は膨大になり、万が一漏洩、放出が起こると逆効果をもたらす。そのような結果を招来したくないために、垂れ流してそのつど始末をすれば、貯蔵しておく危険性よりもまだましという判断で処理が進んできたのが実情である。

(4) 本件施設に回収・貯蔵・設備が設置されない理由

クリプトン85回収・貯蔵技術が本件施設に活かされないのは何故か。

サイクル機構によれば、クリプトン85の回収技術は確立しており、固定化技術も一定の段階まで成立しているが、予測した原発需要が増えなかったため、実用化は被ばくコスト（費用）のバランスを考えると緊急性がない。換言すると、クリプトン85除去の技術はあるが、緊急性と費用対効果を考えて実用化はやめ、除去装置は設置しないことにしたというものである。

一方、日本科学者会議・原子力問題研究委員会の市川富士夫氏（放射化学）は講演で、「技術開発しながら旧動燃が東海再処理工場に装置を付けなかったのは、本件再処理工場でも装置を付けないわけにいかなくなるからだ」と述べている。（東奥日報 2006 年 3 月 5 日）。

また、2001年英ガーデアン紙によれば、BNFLもまた、日本原燃に対しクリプトン85の回収技術がないと報告し、本件施設にクリプトン85除去装置を付けさせないよう説得したと報じている。

4. 炭素14

(1) 放出量（垂れ流し）

炭素14は、原子炉内では、炭素・窒素・酸素などと中性子の核反応で生じ、β線を放出する半減期5,730年の放射性物資で、本件施設から1年間に $5.2 \times 10^{13} \text{Bq}$ が無処理のまま全量大気中へ放出される。

この放出量は、ラ・アーグ再処理工場の約6倍に換算される。

(2) 人体への影響（危険性）

炭素 14 は、 β 線放出核種であることから、外部被ばくはないものの、呼吸や農・畜産物の摂取による内部被ばくへの寄与が問題視され、日本原燃も米 1 kg 当たり 90 Bq もの炭素 14 が入り込むことを認めている。

(3) 除去装置をつけないのか

セラフィールド再処理工場では 1990 年代の初めから、炭素除去装置を導入して一部をドラム缶にセメント固化して保管してきた。

この物質の回収・除去は技術的に可能であるが、日本原燃は経済的理由から設置をしていない。

5. ヨウ素

(1) 放出量

使用済燃料を溶解する時に発生する放射性ヨウ素は揮発性であり、環境へ漏洩しやすい性質を持っている。

ヨウ素 129 は年間 4.3×10^{10} Bq、ヨウ素 131 は年間 1.7×10^{11} Bq が、六ヶ所村沖合 3 キロメートルに設置された放出口から海洋へ排出される。ヨウ素 131 の半減期は 8 日と短い、ヨウ素 129 の半減期は 1,570 万年である。

(2) 人体への影響（危険性）

農作物、畜産物、海産物等に濃縮したヨウ素が吸引や食事によって人間にとり込まれて内部被ばくを引き起こす。

ヨウ素は、人体に入って甲状腺にたまり、甲状腺機能の低下、機能亢進、肥大、腫瘍を引き起こす。

6. プルトニウム

(1) 放出量

原子炉の中で、ウラン238の核分裂によって5種類のプルトニウムが生成される。地上に存在する物質の中で最も毒性の強い猛毒物質で、半減期はなかでもプルトニウム239は2万4,000年、プルトニウム240は6,570年と超長期である。

日本原燃の申請書では、プルトニウム240の大気放出は2.9億(2.9×10^8) Bq、海洋放出は4.2億(4.2×10^9) Bq、プルトニウム241の大気放出は不明、海洋放出は1100億(1.1×10^{11}) Bqが放出される。

(2) 人体への影響（危険性）

1983年11月、英国ヨークシャテレビが放映した「ウインズケール核の洗濯場」は、シースケール村（再処理工場から3km南）の子どもたちに英国平均の10倍にも及ぶ小児白血病が多発しているショッキングな事実を報じた。

ウインズケール（セラフィールドに改称）再処理工場周辺で、海に放流され続けたプルトニウムが再び陸地に舞い戻り住民被ばくをもたらす現象が起きた。この現象は、海洋中を浮遊する気泡には、その界面に浮遊する微粒子を補修する性質があり、海に放出されたプルトニウムがその微粒子に吸着され、それが泡や波が碎ける際に宙に舞いあがり、風に飛ばされて10kmも内陸へ運ばれるというものである。

六ヶ所村では海から吹き付ける東からの風の年間出現頻度は、地上10mではそれぞれ36%あり、春から夏は特有の偏東風「ヤマセ」や海風によって内陸が広く汚染される恐れがあるが、本件審査ではこうした海外での被ばく事例が看過され、誤った審査結果を出している。

第4 被ばく線量

1. 実効線量当量（ $22 \mu\text{Sv}/\text{年}$ ）

日本原燃は、平常時の被ばく線量（実効線量当量※）を、気体廃棄物に起因

する $19 \mu\text{Sv}$ と、液体廃棄物に起因する $3.1 \mu\text{Sv}$ の合計値の $22 \mu\text{Sv}$ と
して、原発敷地境界での線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ より低いと主張している。しか
し、そこには被ばく線量を恣意的に小さく評価しようとする以下のような種々
の作為とカラクリが存在している。

※実効線量当量とは：臓器または組織がある量の放射線照射を受けるとき、その影
響を全身的な共通の尺度で実効的な線量当量（単位Sv）に換算して健康障害を評
価する方法。放射線の種類（ α β γ ）によって違いがある。

2. 気体廃棄物からの被ばく線量の誤り

(1) 申請書の評価

クリプトンなどの気体廃棄物は、高さ 150m の主排気塔の排気口（出口
直径約 5m ）から未処理のままの、吹出速度約 $20\text{m}/\text{秒}$ で放出される。こ
れを気象指針に従った拡散計算から地表濃度を算出し、被ばく線量を $19 \mu\text{Sv}$
と推定（平成 13 年 7 月の変更申請）している。

(2) 評価の誤り

① しかし、六ヶ所地方では“ヤマセ”と呼ばれる霧をとまなう冷たい偏東
風が吹く期間（6～8月）には、上層の気温が下層よりも高温な場合が多
く（このことは「むつ小川原開発環境アセスメント」でも指摘されている）、
煙は上層方向への拡散が阻害され、内陸部の地表濃度は数倍高くなる。

ところが、気象指針では“ヤマセ”の時の霧の結露による放射能の沈着
効果等の評価が不十分であるため、適応的被ばく線量評価がなされていない。

② 小山英之氏の見解

識者の小山英之氏は、フランスのラ・アーグ再処理工場でのクリプトン
 85 の地表空気濃度の実測例をもとに日本の気象指針を適用すると、排気
塔近くで著しい過小評価になっており、その方式で気体廃棄物による被ば
く線量を計算し直すと、 $22 \mu\text{Sv}$ は $45 \mu\text{Sv}$ となると指摘している。

また、同氏は、日本原燃が行った2007年8月18日、9月9日のアクティブ試験で、ガラス固化体貯蔵建屋内のシャフトモニタ（Eモニタ）が通常の2倍の異常上昇を感知した現象は、主排気塔からクリプトン 85の放射能雲が吹き戻されて地表を這った「吹き戻し効果」によるもので、日本原燃が行った気象指針の「計算モデル」では実際に観測された事象を取扱えないために、気象指針の「計算モデル」を見直し、評価をやり直すべきと指摘している。

3. 液体廃棄物からの被ばく線量の誤り

(1) 申請書の評価

液体廃棄物（トリチウム、ヨウ素131など）は、沖合3km（水深47m）の放出管から海中に排出される。申請書は、年間放出量、海水の放射能濃度、海産物の摂取量、海産物の放射能の濃縮係数、ベクレルからシーベルトへの換算係数等の種々のパラメータを掛合わせ、被ばく線量を $3.1 \mu\text{Sv}$ （平成13年7月の変更申請）と推定している。

(2) ヨウ素の濃縮係数の過小評価

本件審査で採用されているヨウ素の海水から海産物への濃縮係数は以下のとおりである。

魚類：30、海藻類：2000、貝類：60

頭足類：3、甲殻類：30

一方原発の場合は、魚類：10、海藻類：4000となっており、海藻類については、本件施設は原発の1/2の過小評価となっている。

(3) 海流の計算モデルの誤り

小山英之氏は、

- ① ラ・アーク再処理工場での放射能海洋放出実績を本件施設の処理能力800トン／年に換算して比較すると、ルテニウム、ヨウ素、セシウム等の

放出量が不当に少なく見積もられていること。

- ② 海流の測定結果がどの地点でも海流の向きと速度を平均化し、西向きの海流は存在しないと仮定し、海岸へ廃棄物が押し寄せる事態が恣意的に無視されている。その結果、放出口の北約 13 km に位置する泊漁港の放射能濃度が低く推定され、そこで採れる海藻類による被ばく線量が故意に低く評価されていること。

等の問題点を指摘している。これによると、北に位置する泊漁港の放射能濃度は申請書の値の約 6 倍になり、ラ・アーク並みの放出量を用いて被ばく線量を評価すると、海洋放出によるだけで約 $80 \mu\text{Sv}$ 以上の被ばく線量になる。

(4) ハガキの放流実験が危険性を証明

2002 年 8 月に「再処理とめよう全国ネットワーク」が行った本件施設の沖合 3 キロの海域から放流された 1 万枚のハガキの放流実験によると、ハガキは三陸海岸の入り江深く入り込み、さらに房総半島の先端まで達したことが判明した。この事実は、三陸から銚子沖までの沿岸の豊かな漁場が将来放射能で広域に汚染される危険性を事前に証明したものである。

これは、先に日本原燃が「計算モデル」を用いて「沖で放出された放射能水はすぐ拡散され、海岸では完全反射されるので沿岸への影響は少ない」と判断した海流の流れとは大きく異なる。従って、上記判断をもとに計算された被ばく線量 $3.1 \mu\text{Sv}$ は再検討が必要となる。

ちなみに、福島第一原発事故のタンク貯蔵汚染水は約 137万 m^3 、含まれるトリチウムは約 860兆ベクレル ($8.0 \times 10^{14} \text{Bq}$) で、海洋投棄の是非が論じられているが、再処理工場からはその約 20 倍に相当する $1.8 \times 10^{16} \text{Bq}$ の「放出」が許容されているのである。

(5) 海外の実情

1970 年代からセラフィールド再処理工場及びラ・アーク再処理工場からアイリッシュ海へ放出されたトリチウムの量は、現在の放出規準によると

数10～100倍も多いものであった。しかし、その後、施設周辺での白血病の多発や周辺海域での放射能汚染の実態が少しずつ判明するにつれて、海洋への放出量の低減化が図られてきた。

ついに2000年のオスパール委員会会議では、ヨーロッパの国々12か国が、英仏両国の再処理工場の運転停止決議をした。

さらに、2003年のオスパール委員会閣僚会議では「環境中の濃度については自然におけるバックグランドレベルに近づけ、人工の放射性物質についてはゼロに近くすること」を決議している。

2005年4月、THORP 工場で高レベル放射性廃液の漏えい事故が起き、2018年11月、セラフィールド再処理工場は24年間の操業を終了した。今後2070年までは使用済燃料の貯蔵施設として使用する予定である。

(6) まとめ

種々のパラメータを掛け合わせて得られる被ばく推定値は、1つずつのパラメータの信頼幅から生ずる推定値の評価範囲があるにもかかわらず、日本原燃が単に3.1 μSv という固定的推定値とした点は、統計評価の欠落がある。

第5 平常時被ばく線量22 μSv の虚構

1. 迷走する被ばく線量評価

- ① 日本原燃は、本件施設における平常運転時の一般公衆の被ばくを試算し、その実効線量当量は、年間22 μSv にしかならないとしている。

下表は、日本原燃の2001年(平成元年)3月の申請書と、その後の変更申請書の実効線量(当量)の推移を比較したものである。本件変更許可申請における実効線量は、平成13年12月4日時点と同様である。

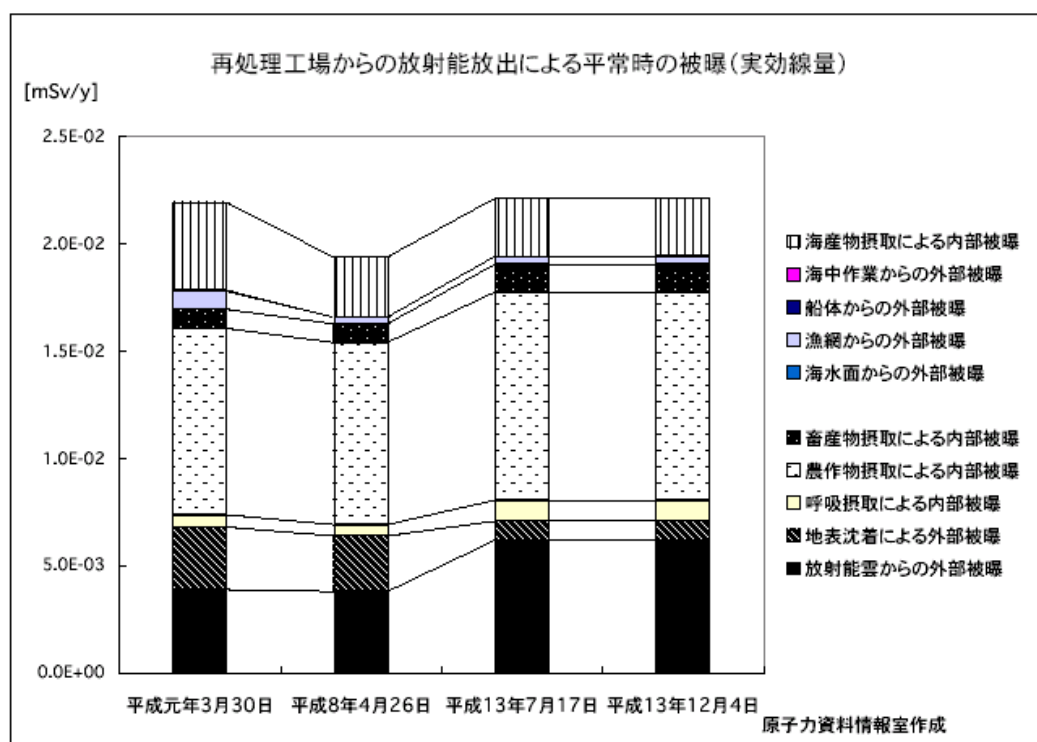
なぜか、平成8年だけが2.0E-02 (20 μSv) であるが、その理由は示されていない。

【表1】 実効線量（当量）[mSv/y]

申請・変更の年月日	平成元年3月30日	平成8年4月26日	平成13年7月17日	平成13年12月4日
気体による被曝				
放射能雲からの外部被曝	3.9E-03	3.8E-03	6.2E-03	6.2E-03
地表沈着による外部被曝	2.9E-03	2.6E-03	8.9E-04	8.9E-04
呼吸摂取による内部被曝	5.7E-04	5.2E-04	9.7E-04	9.7E-04
農作物摂取による内部被曝	8.7E-03	8.5E-03	9.7E-03	9.7E-03
畜産物摂取による内部被曝	8.9E-04	8.7E-04	1.3E-03	1.3E-03
液体による被曝				
海水面からの外部被曝	2.5E-06	8.8E-07	1.1E-06	1.1E-06
漁網からの外部被曝	8.4E-04	3.0E-04	3.5E-04	3.6E-04
船体からの外部被曝	2.0E-06	7.1E-07	1.9E-06	1.9E-06
海中作業からの外部被曝	4.6E-05	1.6E-05	1.9E-05	1.9E-05
海産物摂取による内部被曝	4.1E-03	2.8E-03	2.7E-03	2.7E-03
合計	2.2E-02	2.0E-02	2.2E-02	2.2E-02

再処理工場事業指定申請書他から原子力資料情報室作成

- ② 下図は外部被ばく、内部被ばくの各項目の数値の変化を比較したものである。



平成元年3月の申請と、平成13年7月の変更申請では 両者とも農作物摂取による内部被ばくが最大の寄与を示すが、平成13年7月では放射能雲からの外部被ばく、呼吸摂取による内部被ばくが増加し、一方地表沈着による外部被ばくや海産物摂取による内部被ばくは低減している。

同一の要因が実効線量に対する寄与でこのように大きな差を示しており、

被ばく計算は、パラメータを若干かえるだけでも結果は大きく変化することを示している。

しかし、平成元年3月の申請と平成13年7月の申請では、被ばくの様態、それぞれの経路の被ばくへの寄与率などは全くちがうにもかかわらず、実効線量は同じ $22\mu\text{Sv}$ となっていることのほうが奇異であろう。

むしろ上図は、申請時の最初の $22\mu\text{Sv}$ に、その後の変更申請でも被ばく量を合わせたに過ぎないことを露呈している。

- ③ 下表2は「むつ小川原開発第2次基本計画の完了時の港湾地形を反映した場合の線量について」（資料）から「平常時における一般公衆の線量評価」を比較したものであるが、平成13年12月4日の申請では数値は削除され、安全審査の対象からはずされている。削除の理由は何も示されていない。

【表2】 むつ小川原開発第2次計画終了後の線量評価[mSv/y]

申請・変更の年月日	平成元年3月30日	平成8年4月26日	平成13年7月17日	平成13年12月4日
実効線量（当量）	2.3E-02	2.0E-02	2.3E-02	削除
皮膚等価線量（組織線量当量）	2.3E-01	2.0E-01	2.0E-01	削除

再処理工場事業指定申請書他から原子力資料情報室作成

- ④ 以上のように、一般公衆の被ばくを試算した実効線量（当量）は、申請、変更、補正のたびにその計算方法と計算結果が目まぐるしく動いて迷走している。

2. 核燃施設からのスカイシャイン効果の影響

「新規規制基準」は、「安全機能を有する施設は、運転時及び停止時において再処理施設からの直接的及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が十分低減できるよう、遮蔽その他の適切な措置を講じたものでなければならない」と規定している。従って、推定された平常時の被ばく線量 $22\mu\text{Sv}$ へ、さらに近接している低レベル埋設施設やウラン濃縮施設等の周辺関連施設からのスカイシャイン効果の直接被ばくの加算分 $27\mu\text{Sv}$ が加わると、これは敷地境界での線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を超える線量になることは明らかである。

3. 日本原燃の被ばく線量への識者からの評価

(1) 高木仁三郎氏の評価

原子力資料情報室の高木仁三郎氏は「核燃料サイクル施設批判」で、海洋汚染による内部被ばく線量を決定する20以上の因子の不確かさの上限は約200倍に相当する、 $1100\mu\text{Sv}$ にもなり得ること、さらに推定値に対する根本的な統計評価が欠落していることを指摘している。

(2) 小山英之氏の評価

小山英之氏は、日本原燃が行った被ばく線量の推定に関して、放射線に弱い子どもや妊婦の被ばく評価と、ガン患者数やガン死亡者数の予測に必要な「集団被ばく」評価の重要な2点が欠如していることを指摘している。

第6 まとめ

本件施設から排出される気体・液体の放射性廃棄物の量は膨大であり、クリプトン、トリチウム、炭素は規制なく全量放出される。

これら廃棄物放出による被ばく線量評価は極めて杜撰で、これによる人体、環境への影響は甚大である。

規制委員会は適合性審査において、事業者の実効線量当量 $22\mu\text{Sv}$ を妥当と確認した。

しかし、被ばく評価は、最新の科学的知見、他国再処理工場の被害実態などを無視し、推定値に信頼幅をつけるべき統計的評価方法に基づかない恣意的パラメータを採用したことによる過小評価である。

その結果、本件施設では法令に定める平常時被ばく線量を特定できない。

然るに、本件審査はこの点を看過し、新規制基準三条の放射線遮蔽措置の有効性を認めた過誤・欠落があり、違法・無効である。

第 10 章 平和利用目的違反

第 1 本件変更許可について

1. 原子力規制委員会（以下、「規制委員会」という）は、2020年5月13日原子力委員会に対し、日本原燃株式会社の六ヶ所再処理事業変更許可申請に対する原子炉等規制法第44条の2第1項1号に規定する基準（再処理施設が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められる）の適合につき次のように判断して審査書（案）を策定した。
 - ・ 申請者は、引き続き従来どおり、原子力基本法にのっとり、厳に平和利用に限り再処理事業を行うとしていること
 - ・ 申請者は、「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」（平成30年7月31日原子力委員会決定）を踏まえ再処理事業を行うとしていること
 - ・ 申請者は、使用済燃料から分離されたウラン酸化物及びウラン・プルトニウム混合酸化物は原子炉の燃料として平和の目的に限り利用するために、使用済燃料再処理機構との役務契約に基づき特定実用発電用原子炉設置者に引き渡すとしていること
2. 規制委員会の目的は同法第44条の4第3項において準用する同法第44条の2第2項に基づき、原子力委員会に上記審査書（案）にかかる意見を聴取したところ、同委員会は同年6月1日、上記意見へ次の1点を追加して、規制委員会の意見を妥当であると答申した。
 - ・ 以上に加えて、我が国では当該再処理施設も対象に含めた保障措置活動を通じて、国内のすべての核物質が平和的活動にとどまっているとの結論を国際原子力機関（IAEA）から得ていること
3. 規制委員会は、2020年7月29日、以上の手続を経て、上記変更許可申請を許可（以下、「本件変更許可」という）する旨の決定をなした。

第2 本件変更許可の違法性について

1. 適合性審査の不備

「申請者が平和利用に限って行う」、「『基本的な考え方』に従ってプルトニウム保有量の減少に協力する」と言っているから「平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認める」というのは、およそ審査ではない。目的外利用されるおそれがないことの確実な保障や担保の具体的な裏付けはないし、その根拠は示されていない。

2017年2月7日の原子力委員会では、当時の近藤駿介委員長が次のように問題を提起していた。

「原子炉の目的が発電だから平和利用だということでオッケーということですが、セーフガード・バイ・デザインという言葉もある世の中であり、しかも我が国としてセーフガードがかかることをもって国際社会に対して、転用の恐れなしとしてきているという実態があるので、この機会に平和利用の判断基準を少し考えてみたほうがいいのかないと思わないでもないんですが、いかがでしょうか。」

遺憾ながら見直しはされることなく現在に至っているものの、そのことは近藤委員長の提起が不当であったことを意味しない。なお、セーフガード（保障措置）がかかることについても、近藤委員長が求めていたのは「IAEAが言っているから」といったものでないことは疑いを入れない。

2. IAEAの保障措置

その点でIAEAの保障措置活動は、六ヶ所再処理工場が未稼働であることから当然ながら本格的には未実施と言ってよく、一般論の域を出ない。IAEAの受け売りも審査とは言い難い。平和利用に関する審査は規制委員会でも原子力委員会でも形式的なものに過ぎず、事実上は無審査だと言わざるをえない。それは、明らかに違法である。

六ヶ所再処理工場の保障措置の実態は、形式的な審査でよしとされるべきものではなくない。六ヶ所再処理工場のような大型再処理工場の査察は、前述のようにIAEAにとっても未経験のものである。他の大型再処理工場は核兵器国にのみ存在し、IAEAの査察を受けていない。技術的対応策も未完成である。

日本・IAEA保障措置協定（INFCIRC/255）の第28条は、保障措置の技術的な目的を次のように規定している。「この協定に規定する保障措置の手続の目的は、有意量の核物質が平和的な原子力活動から核兵器その他の核爆発装置の製造のため又は不明な目的のために転用されることを適時に探知すること及び早期探知の危惧を与えることによりこのような転用を抑止することにある」。

ここで「有意量（SQ）」とは、核爆発装置1個を製造するのに必要なおおよその量で、製造の過程でのロスも含むとされている。プルトニウムについては8キログラムが有意量である。また、「適時に」とは、核爆発装置の金属構成部分への転用を防ぐ措置を講じられるだけの時間的余裕を言う。IAEAの査察では、転用可能な状態の金属への転換に要する時間）や施設の運転状況、査察検認に利用可能な機器、充当できる人的資源等を考慮して、下表のように金属プルトニウム、化合物、混合酸化物では1ヵ月以内、使用済燃料では3ヵ月以内などと「適時性ゴール」が設定されている。

！ I 完成したUまたはPu金属構成要素への推定物質転換時間

最初の物質の形態	転換時間
Pu, HEU又は233U金属	日のオーダー（7-10日）
PuO ₂ , Pu(NO ₃) ₄ 又はその他の純粋なPu化合物； HEU又は233U酸化物又はその他の純粋なU化合物、 MOX又は、Pu, U(233U+235U≥20%)を含む その他の未照射混合物、 スクラップその他の種々の不純化合物中のPu, HEU及び／又は233U	週のオーダー（1-3週間） ^a
照射済燃料中Pu, HEU又は233U	月のオーダー（1-3ヶ月）
233U 235U含有量が20%未満のU, Th	1年のオーダー
^a この範囲はいかなる単一の因子によっても決まらない、ただし純粋のPu及びU化合物ではこの範囲の下端に、そして混合物及びスクラップは上端の方に位置する傾向がある。	

第3 プルトニウムの軍事転用の危険性について

1. プルトニウム及びMOXの製造量及び在庫量

- (1) 本件施設は年間800トンの処理能力を有するところ、施設がフル稼働すると年間約8トンのプルトニウムが抽出されるとされている。2021年1月現在の貯蔵量は約6,658kgである。

2018年末現在、我が国には海外再処理分を含め約45.7トンの在庫量を保有しているが、本件施設が稼働すると在庫量は飛躍的に累積され、核不拡散の見地から保有制限されているプルトニウム余剰に拍車がかかり、国際公約（1997.12 IAEA通達）の明らかな違反行為となる。

- (2) 本件施設で製品化されたプルトニウム・ウラン混合酸化物（MOX）は、ウラン235の濃縮度1.6wt%以下の硝酸ウラニル溶液と硝酸プルトニウム溶液が、重量混合比1対1で混合され脱硝される。設備の最大脱硝能力は2系列で一日あたり108kg・（U+Pu）、1系列は一日あたり約54kg・（U+Pu）である。

本件施設におけるプルトニウム・ウラン混合酸化物貯蔵設備の最大貯蔵能力は60トン・（U+Pu）とされている。

2. は核兵器に転用可能なプルトニウム

「核兵器の製造には燃えるプルトニウム239が90%以上という純度の高いプルトニウムが必要とされる。

プルトニウムにはいろいろな同位体組成の異なる様々なクラス応じて原子炉級プルトニウムと兵器級プルトニウム（Pu239の含有量が93%以上）がある。

原子炉級プルトニウムが核兵器にならないとする論があるが、これは原子炉級プルトニウムは「早発」を起こす性質を有するため、核兵器を作るのは不可能、あるいは非常に難しいとの主張に基づくものであった。

しかし、この主張はもはや世界の常識ではない。例えば、再処理・プルトニウム利用を否定していないイギリスの王室科学アカデミーが1998年2月、『分離プルトニウムの管理』と題する報告書を発表、英国に蓄積する民生用プルトニウムの管理について提言を行った。・・・『信頼性、性能面で原子炉級プルトニウムは兵器級に劣るが、経験のある兵器設計者であれば、十分信頼性を持つ設計が可能である。従って、テロリストや、核兵器製造をたくらむ国家にとって、原子炉級プルトニウムも目標となりうる』と明確に述べている（原子力eye/1998/vol44/No9 65頁）。

以上のように、日本ではしばしば原子力発電の使用済燃料から抽出される「原子炉級プルトニウムでは核兵器はできない」と主張されるが、国際的には、「可能である」という決着がついているというべきである。

3. MOXの軍事転用可能性

- (1) さらに、本件施設においては、純粋なプルトニウム酸化物単体が存在することがないように、ウラン溶液と硝酸プルトニウム溶液を混合させて、ウランとプルトニウムのまざった混合酸化物（MOX）粉末の形で取り出す技術的措置を講じられているから、核兵器には使いにくいと日本政府や電力事業者は主張している。

本件施設でこの粉末をさらに劣化ウランと混ぜてMOX燃料を作る計画だから、核兵器への転用はあり得ないともいう。

- (2) しかし、このプルトニウム・ウラン混合酸化物（MOX）という形態でも、核拡散やテロの危険性は否定できない。

世界を騒がせた「あかつき丸」のプルトニウム輸送（1992年11月～1993年1月）では、巡視船「しきしま」に護衛されて輸送されたものは「酸化プルトニウム粉末」であった。

国際原子力機関（IAEA）は、保障措置上、「酸化プルトニウム粉末」と「M

OX」を同じ範疇のものとして位置づけている。MOXは、直接利用物質とされ、核兵器利用可能物質として厳重に護衛しなければならないと定義されているのである。

以下に、「IAEA 保障措置用語集（2001年版）」（科学技術庁原子力財団法人核物質管理センター）から、混合酸化物（Mixed oxide、MOX）の分類及び、直接利用物質の定数、転換時間及び有意量についての項目を紹介する。

4.16 混合酸化物（Mixed oxide、MOX）

原子炉燃料として用いられるウランとプルトニウムの酸化物の混合物（MOX）は特殊核分裂性物質（4.5参照）及び直接利用核物質（4.25参照）と見なされる。

4.25 直接利用核物質

核変換又はそれ以上の濃縮なしに核爆発装置の製造に用いることのできる核物質。この物質には ^{238}Pu 含有量が80%未満のプルトニウム、高濃縮ウラン及び ^{233}U が含まれる。直接利用核物質の化合物、混合物（例えば、混合酸化物（MOX））並びに使用済核燃料中のプルトニウムがこの区分に入る。未照射の直接利用核物質は、相当量の核分裂生成物を含まない直接利用核物質である。

- (3) MOXは、純粋なプルトニウム粉末と同様の核拡散の危険性を持つ。プルトニウムとウラン混合酸化物の形態であっても、使用済燃料中のプルトニウムより入手しやすく、テログループの標的となりやすい。またMOXがテロリストあるいは第三国に渡った場合、この混合酸化物から純粋な金属プルトニウムを抽出することは、前述のように週のオーダーで可能だというのがIEAE（国際原子力機関）の解釈である。

第4 行方不明プルトニウム（MUF）

本件施設では、大量のプルトニウムを時に液体、時に粉体で、かつ連続運転で扱うため、保障措置は困難をきわめる。日本原燃再処理事業部核物質管理部の中村仁宣ら（当時）は、「RRP〔六ヶ所再処理工場〕のような大型再処理施設では、幾ら精度を向上させても有意量の探知は困難」であるとし、行方不明プルトニウムが必ず出るとされていて、これをMUFという。

本件施設では1年を物質収支期間として「簡易的に評価した場合、20～30 kgPu程度の値が得られる」としている（第25回核物質管理学会日本支部年次大会（2004年）論文集）。この量は、有意量の8 kgを大きく超えるものである。

そのことが直ちにプルトニウムの持ち出しや核兵器への転用などにつながるものではないが、仮に政府が非核の方針を転換すれば、公にプルトニウムを利用して核武装をすることはもとより、IAEAの目を盗んで秘密裡に核兵器に転用することも不可能ではない。IAEAの補償措置があるから転用の恐れなしとは言えないのである。

さらに、本件施設において2008年以来4件のIAEAの封印毀損があり、六ヶ所ウラン濃縮工場においても3件を数えていながら適切な対応がとられていない。この事実からは、トラブルを装ってIAEAを欺き意図的な封印毀損の危険性を指摘し得る。

前述のように「国内のすべての核物質が平和的活動にとどまっている」とするIAEAの「拡大結論」の受け売りをするのではなく、少なくとも転用防止の体制や監視機器が一定の水準にあることの審査をすべきであるのにしていないことは、許可の基準を満たしておらず、違法と言うべきである。

第5 まとめ

プルトニウムやMOXは、前述のとおり核兵器転用可能な物質であるから、こ

れが軍事目的に転化・転用されたりすることのないように厳密な法的及び技術的防護措置（歯止め）が講じられていなければならない。

原子炉等規制法 44 条の 2 第 1 項第 1 号は、再処理の平和利用以外の利用を禁じ、一応、法的防護措置を講じた体制をとっているものの、この措置を実効性あらしめる「技術的防護措置」は極めて不備で、本件施設で製造されるプルトニウムの軍事利用の歯止めはなく、その道は広く開放されている。

本件変更許可処分は、原子力基本法第 2 条が定める「原子力を平和目的以外に利用する場合」に該当するとともに、上記原子炉等規制法の指定基準に違反するから、違法・無効である。

第 1 1 章 技術的能力の欠如

第 1 審査の概要

規制委員会は、原子炉等規制法 4 4 条の 2 1 項 2 号に定める基準である「技術的能力」につき、下記項目を確認した結果、日本原燃に再処理事業を適確に遂行するための技術的能力があると判断した。

記

組織、技術者の確保、経験、品質保証活動体制、技術者に対する教育・訓練、有資格者等の選任・配置

第 2 技術的能力の欠如事例

日本原燃に本件再処理事業を遂行する技術的能力がないことは、操業開始以降現在まで 1 0 0 件を超す事故・故障事例が発生している事実から明白であり、しかも再発防止の具体策は示されていない。

1. アクティブ試験(ガラス固化)の失敗

(1) ガラス固化の重要性

分離後の高レベル廃液は一時貯蔵されるが、液体状では不安定なため固形化して貯蔵するガラス固化は、ウラン・プルトニウム抽出と並んで再処理の重要工程である。

(2) ガラス固化技術の未熟性

① 最初につまずきあり

本件施設では当初フランスのラ・アーグ再処理工場の技術に移転をする予定であったが、東海再処理工場(年間最大処理能力 2 1 0 トン)の技術の方が大型化が容易であること、炉の寿命が長いこと、廃棄物の発生量が少ないという理由から、東海の技術を採用することになった。

ところが、東海工場における固化試験は、白金族元素が熔融炉底に堆積

し熔融ガラスの流下を妨げるなどのトラブルに見舞われ、37年間の操業期間中わずか247本の固化体しか製造できないまま、廃止措置が決定した。

② 本件施設での固化試験の失敗

ところが、2001年3月から始まった本件施設でのガラス固化体の製造試験は、温度管理に失敗したため熔融炉の底部に白金族元素が溜まり、熔融ガラスの流下に支障が生じ、「洗浄運転を行なったり」「熔融炉に棒を突っ込んでガラスをかき混ぜる」という、当初設計にはない炉底攪拌という原始的作業を行わざるをえないトラブルに見舞われた。

2008年7月から再試験を繰り返したが、失敗を繰り返し、同年12月には攪拌棒が曲がり作業不能に陥り、また炉内天井レンガが落下するトラブルが発生して試験は中断した。その後モックアップ試験（実物大の模型を用いて行う試験）を行なった。

③ 固化体の貧弱な製造実績

結局、アクティブ試験中に製造できた固化体は346本に過ぎなかった。本件施設では年間800トン再処理して1000本の固化体を製造する計画であったから、試験運転とは言え、2年間の実績としてはわずか10数%の再処理しかできなかったことになる。

④ 高レベル廃液の漏洩

2009年1月、2月、10月と3度にわたって高レベル廃液が漏洩する重大なトラブルに見舞われた。

(3) 完工の大幅な遅れ

固化の失敗は、工場の完工を大幅に遅らせ、完工時期は現在まで25回の変更の末、2022年上期（4月～9月）となった。当初完工予定よりなんと25年もの大幅な遅延であり、この一事をもってしても日本原燃の技術的能力の欠如は明白である。

2. 重大事故の発生原因(1)・・・使用済燃料プールの欠陥工事

(1) 使用済燃料冷却の重要性

原発から搬入された使用済燃料は貯蔵プールで冷却されるが、冷却水が漏れるとプール水が沸騰蒸発して水位が低下する。そうなるとう燃料はプール内で臨界を起こす。このような事態を防止するため、規制基準はプール水の漏洩に起因する燃料の損傷を重大事故と位置づけて冷却給水する等の設備の設置を義務づけている。

(2) これまでにプールからの漏水事故は4件、冷却系統の故障が2件発生している。

3. 重大事故の発生原因(2)・・・非常用電源の喪失

(1) 非常用電源の重要性

外部電源喪失に備えて設置される非常用電源の供給が停止する事態を「全電源喪失状態」と呼ぶが、福島第一原発がこの状態に陥り原子炉の冷却不能によりメルトダウン、水素爆発による格納容器・建屋の損傷を招いて、チェルノブイリ原発事故を超えるレベル7の重大事故を起こしたことは記憶に新しいところである。

本件施設においても、非常用電源が安全上重要な設備であることは、新規規制基準（25条5項）が「非常用電源設備及びその付属設備」の多重性、独立性の確保及び7日間の外部電源喪失を想定した燃料の貯蔵を義務づけていることから明らかである。

(2) 本件施設における非常用電源に関する事故・故障は2009年9月から現在まで11件に及んでいる。

このうち、次の2件は重大事故に発展する危険性をはらんでいた。

① 2011年3月11日の東日本大震災により外部電源が喪失し、非常用

電源が自動起動したが、予備発電機の重油漏洩のトラブルが発生したり、燃料プールの冷却に支障が生じたりした。

- ② 2017年8月13日、非常用電源建屋に隣接した配管ピットに雨水が溜まり、そこから非常用電源建屋内に約800リットルの雨水流入。排水後の9月、10月にも配管ピットに雨水流入の痕跡あり、発見が遅れれば非常用電源の喪失事故原因になりうる事態であった。

4. 重大事故の発生原因(3)・・・配管破断事故

(1) 配管破断の危険性

本件施設内には、総延長1300キロメートルに及ぶ配管が張り巡らされ、配管の継ぎ目は2万6000カ所に及ぶ。これらの配管が地震などの衝撃で破断したり、接合部が壊れたりすると、高レベル廃液やプルトニウム・ウラン溶液が漏洩したりヨウ素が大気中に放出する大事故に発展する危険性がある。

(2) 「埋め込み金具」の不備

2015年8月26日、一般共同溝(トンネル)内の配管のサポートを固定している「埋め込み金具」が壁面から浮き上がっている事実が発覚した。

配管に固定金具の不具合があると、何らかの衝撃が原因で配管が破損し、上記の事故発生の原因となるおそれがある。

(3) 補修状況

不具合金具は検査記録が存在しなかったものを含めて総枚数は48万3280枚に達した。1年以上かけて補修したが一部は未補修のままである。

5. 重大事故の発生原因(4)・・・不適切なケーブル敷設

(1) 不適切事態

柏崎刈羽原発で、2015年9月に発覚した「不適切なケーブル敷設問題」

に端を発し、本件施設でも調査が実施された。対象は安全系ケーブル全数約 5 0 0 0 本。中央制御室の床下配線などが現場確認された。その結果、約 3 5 0 本のケーブル同志の跨ぎや混在が発見された。

(2) 不適切敷設の危険性

制御建屋、それも中央制御室や中央安全監視室の床下のケーブルが不適切に敷設されていると、短絡による火災爆発が起きる。また、電気系ケーブルだけでなく、信号系ケーブルにおいても、様々な誤作動が発生する危険がある。中央制御室やその床下で大規模火災が発生した場合、大事故に発展するリスクが高い。

6. 常習化した違反と怠慢

(1) 日本原燃は、これまで数々のトラブル、不手際を繰り返し、規制委員会から度重なる勧告、叱責、注意、改善命令等を受けてきた。

(2) 常習化した違反・怠慢

日本原燃の違反行為、怠慢は常習化しており、モラルハザードは社内に蔓延し、この企業体質は安全な事業遂行をする上で大きな障害となっている。一般の民間企業であれば早晩休業・廃業（倒産）していてもおかしくない事態である。原子力企業に対する監督官庁の規制はあまりにも甘すぎる。蟻の一穴と言うたとえどおり、この体質が本件施設の大事故の誘因となることを銘記すべきである。

第3 技術的能力を確認した「審査書」の誤り

規制委員会は、2 0 2 0 年 7 月 2 9 日、本件変更許可をするにあたり、審査書において、以下の事項を確認して日本原燃の技術的能力を認めた。

1. 組織は適切に構築され業務が円滑に実施されている。

しかし、本件施設では劣悪な労働条件のせいで、2 0 0 4 年以降 4 6 件もの

労働災害が発生しており、円滑な業務が行われているとは言えない。

2. 技術者は確保されている。

しかし、ガラス固化の失敗は、固化作業員の約 3 割が未経験者であったことも、その一因であると言われている。

3. 経験は十分に具備されている。

しかし、日本原燃の執行役員、社員は各電力会社及旧動燃出身者の役員、社員及び新規採用された未経験技術者、作業員の寄せ集めである。

4. 品質保証活動体制は、適切に構築されている。

品質保証活動とは、事業計画、設計、施工、運転、製造の各段階において、それぞれの品質保証責任者が保証事項を保証することにより、事業方針・計画を達成するための体系的活動を指す。

ところで、原子力施設の研究開発は、実験炉－原型炉－実証炉－商業炉の各段階を経て完成されるのが通常である。

ところが、本件施設の場合には原型炉－実証炉のステップを飛び越して、実験炉(東海再処理工場)からいきなり商業炉の建設運転が行われた。しかも、品質管理(設計、施工、運転補修)は、前述のように外国頼みであった。本件施設は多数の建屋、約 1 万基とも言われる設備機器で構成されているにもかかわらず、借り物技術の悲しさで、その施工、運転、保守管理が適切・十分に行えなかった。

1993 年 4 月の着工から変更許可までの 27 年間における品質保証活動は、怠慢と隠蔽、改ざんの歴史であった。そのうち最悪な事例を 1 件紹介する。

2017 年 8 月、前述した本件施設建屋に 800 リットルの雨水が流入したトラブルが発生し、その原因となった個所が 14 年間にわたって一度も点検していなかったことが発覚した。これをきっかけに安全審査の中断を日本原燃社長自らが申し出、半年間にわたって、1 万個所以上とされる本件施設の設備、機械全てを点検し、品質保証活動が全く意味の無いものであったことが改めて

証明された。

第4 本件審査の違法・無効

以上のような本件施設の欠陥工事・運転状況（事故経歴）、運転管理能力のなさ、再発防止能力の欠如等々に照らし、日本原燃に再処理の技術的能力ありとした本件変更許可は違法・無効であるから、取消されるべきである。

第 1 2 章 経理的基礎の欠如

第 1 指定要件としての「経理的基礎」

1. 再処理を行うためには、「経理的基礎」があることが法律上の基準（原子炉等規制法 4 4 条の 2 1 項 3 号）とされている。

本件施設の事業指定申請がなされた当初は、内閣総理大臣が原子力委員会の答申を受けて指定していたが、現行法では規制委員会が本来の権限である安全規制の観点から一方的に判断する仕組みに変えられた。

2. 経理的基礎とは

法令上「経理的基礎」の定義は規定されていないが、これまでの政府（科学技術庁）などの公式見解では、以下のように説明されている。

- ・ 炉の設置費用だけでなく、運転費用を含む。
- ・ 事業資金の取得計画と資金確保の明確な見通しがあること。

第 2 審査内容の概要

1. 確認項目

規制委員会は以下の理由で申請者日本原燃に「本件事業を適確に遂行するに足りる経理的基礎がある」と認めた。

- ① 日本原燃は、再処理等拠出金法に基づき、使用済燃料再処理機構から委託された役務契約に基づき再処理事業を行うとしていること。
- ② 機構は日本原燃に対し、収納した拠出金を上記役務契約に基づく料金として支払うことになっていること。
- ③ 本件変更許可関連の工事資金は、役務料金の借入金により調達できるし、借入金は役務料金で返済するとしていること。
- ④ 再処理実施資金は機構から支払われることにしていること。

要するに、日本原燃の事業資金は再処理機構が拠出金から支払う役務料金で

賄えるというものである。

2. 杜撰な審理経緯

- (1) 再処理事業は40年間にわたるものであるにもかかわらず、経理的基礎に係る実際の審査は、当初申請書に記載された10年程度の収支見通し、建設資金の確保方法だけが対象とされるといった杜撰な審査の末に、1992年12月に指定基準の適用は妥当との答申がなされて、再処理の指定がなされるに至った。
- (2) 当初計画で1997年に予定していた工場完工は大幅に遅れ、経理的基礎ありと答申してから27年の年月が経過した。ところがそれ以降、答申の見直しはなされないばかりか、日本原燃の財務状況の悪化に伴い、建設費にあてる目的で300億円の増資を、また財務体質の強化を図るため4000億円の増資を行なわざるを得ない状況に陥った。それにもかかわらず、規制委員会は再処理機構との委託契約により再処理費用が回収でき、建設費についても同機構との役務契約により回収可能との日本原燃の説明をうのみにして根本的な検討を怠っている。

第3. 経理的基礎の判断（評価）手法

1. 企業の経営状態を判断する一般的な手法は、貸借対照表や損益計算書などの財務諸表を読み解いて、経営状態の良否を分析するものである。すなわち、経営状態の良否は、会社の収益性と安全性・安定性があるかどうかで決まる。
2. ところが、日本原燃は、一般企業と異なり、電力会社や原子力産業が大口出資者となって核燃料サイクル事業を独占的に実施することを目的として設立された特殊な会社である。

日本原燃の総売上げのうち再処理事業の売上げは8～9割を占めている。従

って、再処理の行方が会社の安全性・安定性を大きく左右することになる。

ところが、2016年に制定された再処理等拠出金法により、日本原燃は再処理機構に運用主体の座を譲り渡し、自社の経営は機構が電力会社から徴収する拠出金によって賄われる再処理委託料に依存することになった。

このような極めて特異な経営形態を有することを前提にして、日本原燃の中心的事業である再処理の経理的基礎について以下で検討する。

第4 使用済燃料量の上限による運転資金不足

1. 使用済燃料の発生予測

2006年の電事連発表によると、2006年時点における将来の使用済燃料の発生量予測は、以下のとおりである。

同工場の再処理量合計は32,000トンとしている。また、2006年、六ヶ所再処理の処理量を超える32,000トン分は、第二再処理工場で再処理するとして、六ヶ所再処理工場と同額を費用措置することとした。

2043年までを見通したこの計画では、ピーク時、68基の原発が稼働し、年間使用済燃料発生量は1350トンに上ると推計された。また、2043年までの発生使用済燃料は合計64,000トンと見込まれ、内、15,000トンは2005年までに発生済み、その後発生する47,000トンのうち、17,000トンは本件施設、それをを超える32,000トンは第二再処理工場で再処理する計画とされた（図1）。

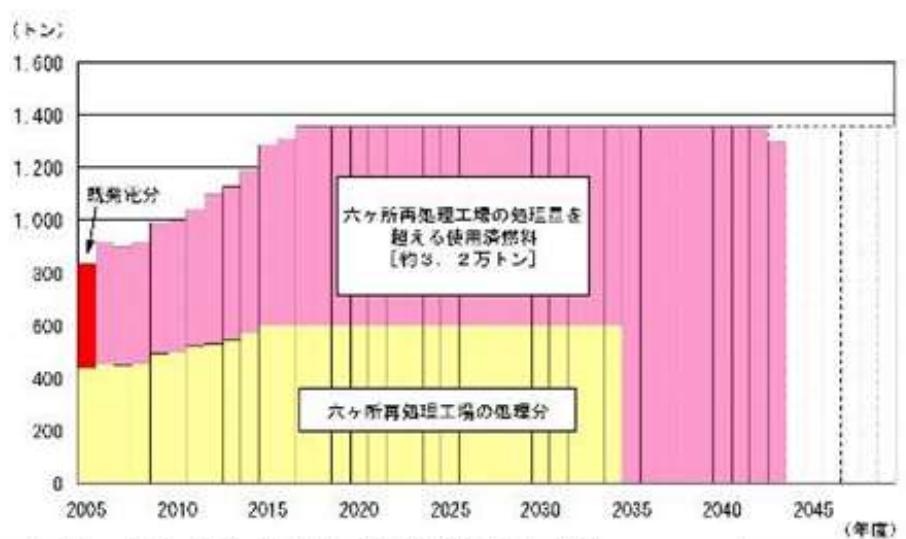


図 1 2006 年時点の使用済燃料発生量予測

2. 運転資金源

日本原燃の再処理資金の制度的手当では拠出金である。これは電力会社が原発稼働によって発生する使用済燃料の数量に応じて、逆に言うと実際の再処理がなされなくても発電に応じて徴収できるものである。

これまで、再処理費用は、総括原価方式のもと電気料金の原価に算入されて消費者から徴収され、これが積立てられ、その積立金が日本原燃に支払われる仕組みになっていた。

ところが、電力会社が再処理から撤退し日本原燃が倒産しては困るので、あらかじめ再処理費用を確保する目的で作った制度が再処理拠出金法である。

このように、日本原燃は、再処理機構という後ろ楯が運転資金の調達をバックアップしてくれているから、経理的基礎は大丈夫であるかのような喧伝がなされている。

3. 拠出金は打ち出の小槌ではない

しかし逆に言えば、日本原燃の経営は、拠出金の財源である使用済燃料の発生量いかに左右される。すなわち、発生量が少なくて受け取る再処理委託料金が

施設の固定費などの事業費を下回れば事業は成り立たないからである。

そこで、既に発生した使用済燃料と将来発生が予測されるものの総量とそれに見合う再処理拠出金を試算してみる。

4. 試算の根拠となる前提要素は以下のとおりである。

(1) 使用済燃料の数量

- ① 電事連の2006年時の発生量想定は、前述のように、最大で原発68基が稼働し、年間1350トン発生するというものであるが、原発の再稼働状況、原発の新增設が否定され、40年ルールなどの事情に照らし、到底無理である。

また、既発生分は約19,000トンにすぎない。

- ② 六ヶ所と第二再処理工場の処理能力は各3.2万トンで計6.4万トン

- ③ 稼働原発基数

2019年7月現在

未廃炉原発33基、東電東通原発を除いた建設中の原発は2基で合計35基（新・増設は計画にない）。

- ④ 原発稼働期間

原発は例外的に20年の稼働延長が認められるが、原則40年で廃炉となる（原子炉等規制法§43の3の32）。

従って、原発は40年か60年で廃炉となるため、いずれ原発はゼロとなり、拠出金の徴収はできなくなる。

(2) 再処理事業の収支

- ① 現存する再処理費用は積立金5.2兆円のほか合計6.1兆円。
- ② 再処理拠出金単価は1gあたり573円（2019年度以降584円）。
- ③ 本件施設の稼働期間40年間に要する総事業費見積額13.9兆円。
第二再処理工場分も同額。

5. 以上のデータを基に次の3つのケースで

㊦ 35基 45年稼働、㊩ 35基 60年稼働、㊧ 20基 60年稼働

① 日本原燃が経理的基礎を確保できるだけの使用済燃料6.4万トンを確保できるか。

② 抛出金は総事業費13.9兆円を上回れるか（30.8兆円貯まるか）。を試算する。

なお、現状の金利環境から割引率は0%としている。

6. 試算結果

その結果は、下表2のとおりである。

表2 試算結果まとめ

	35基40年稼働	35基60年稼働	20基60年稼働
使用済燃料発生量	31900 トン	45400 トン	36000 トン
～2005 年計		15000 トン	
2006～2017 年計		6000 トン	
2018 年～（使用済燃料）計	8600 トン	19600 トン	11500 トン
2018 年～（使用済 MOX 燃料）計	2300 トン	4800 トン	3500 トン
再処理工場処理能力との差分(計6.4万トン(六ヶ所，第二とも3.2万トン))	32100 トン(六ヶ所分のみ:2400 トン不足)	18600 トン	28000 トン
使用済燃料再処理等積立金	5.2 兆円		
使用済燃料再処理等準備引当金	0.2 兆円		
2018 年以降の再処理等抛出金推計	7.0 兆円	15.0 兆円	9.6 兆円
合計	12.4 兆円	20.4 兆円	15.0 兆円
六ヶ所再処理の費用(13.9 兆円)差分	-1.5 兆円		
六ヶ所+第二再処理の費用(27.8 兆円)差分	-15.4 兆円	-7.4 兆円	-12.8 兆円

※四捨五入の関係で、合計が合わない場合がある

いずれのケースでも、使用済燃料量は処理能力量の6.4万トン（3.2万トン×2）に届かない。その結果、抛出金も以下のとおり大幅に不足することになる。

- ・35基40年稼働のケースでは六ヶ所再処理施設の総事業費13.9兆円に1.5兆円不足で、第二再処理工場を含めると15.4兆円不足となる。
- ・残る2つのケースでは、六ヶ所分の総事業費は充足できるが、第二工場分は7.4兆円、12.8兆円それぞれ不足する。

7. 経理的基礎の欠如

このように、再処理施設は再処理事業を行なおうにも、その原料となる使用済燃料が確保できず、また、再処理しても経費倒れの経営を余儀なくされる。従って、会社の財務的安全性は認められない。

この点に関して、日本原燃は、機構との契約により再処理費用が回収でき、建設費も役務契約があるから問題ないと説明しているが、全く説得力に欠ける。なぜならば、拠出金制度の破綻回避策（処理能力に見合う拠出金の確実な支払が得られること）を説明しなければ、日本原燃に経理的基礎があるとは言えないからである。

第5 プルトニウム在庫と再処理

1. プルトニウム余剰と再処理事業の縮小

本件施設は、抽出したプルトニウムを商品として売り収益を上げる商業用再処理工場である。現在我国は約45トンのプルトニウムを保有している。この事態に対し、核不拡散の観点から国際的非難がなされ、政府はこれを減らす公約をしたものの、高速増殖炉もんじゅの廃止や当初16～18基計画していたプルサーマルの停滞（現在プルサーマル原発はわずか4基稼働）により余剰の解消は進んでおらず、これに加えて本件施設が稼働するとプルトニウムは更に累積してゆくことになる。

そこで、原子力委員会は、余剰解消策として、必要な消費量以上のプルトニウムを分離しないと決定した（基本的な考え方）。

このような、プルトニウム利用計画の破綻によって、本件施設での再処理事業は大幅に制限され、その結果40年間の操業期間中に再処理できない使用済燃料が大量に滞留する事態が招来され、役務料の大幅減収により、経営破綻に陥るおそれ大きい。

2. 果たせない再処理役務の後始末

抛出金法 9 条は、抛出金が納付された場合、再処理機構に当該使用済燃料の再処理を義務付けている。その結果、日本原燃が果たせない再処理役務分について再処理機構は何らかの形で再処理を実施する責務を負う。

その場合の日本原燃の選択肢は、㊦稼働延長、㊩未達成の役務分の費用返還の 2 つであるが、㊦ではプルトニウム余剰を加速させ国策に反することになり、㊩は日本原燃の経費のうち施設の保守管理にかかる費用（固定費など）が大半を占めるため、再処理の成否（処理量の多寡）にかかわらず、この経費に費消されてしまい操業は赤字経営にならざるをえない。

このような事態に早晚陥ることははっきりしており、そうなった場合、再処理機構と日本原燃の経理的基礎の破綻は明白である。

第 6 経営難にあえぐ日本原燃

1. 日本原燃の財務状況

- (1) 以上、㊦再処理事業を遂行するために必要な財源である使用済燃料の数量と抛出金の不足、㊩プルトニウムの分離縮小による経営圧迫の観点から、日本原燃の経理的基礎崩壊の事実を論証した。

以下には、日本原燃の財務諸表をベースとした一般的な財務分析を行なって経理的基礎の欠如を明らかにする。

- (2) 日本原燃の総資産、売上高、経常利益、当期純利益は下図 3 のとおりである。



日本原燃が再処理事業に大きく依存していることは前述のとおりである。

再処理の売上高は、2006年にアクティブ試験を開始して以降、「再処理役務の提供を開始した」として、実際には再処理を行っていないものの売上高を計上したために増大し、3000億円前後で推移しているが、その実態は将来の再処理を見込んで、前もって受け入れた再処理料金等前受金にすぎない（電力会社が日本原燃に払う手付金、内金のようなもの）。

2017年以降は下落傾向にある。

2. 日本原燃の財務的安全性

(1) 分析の手法

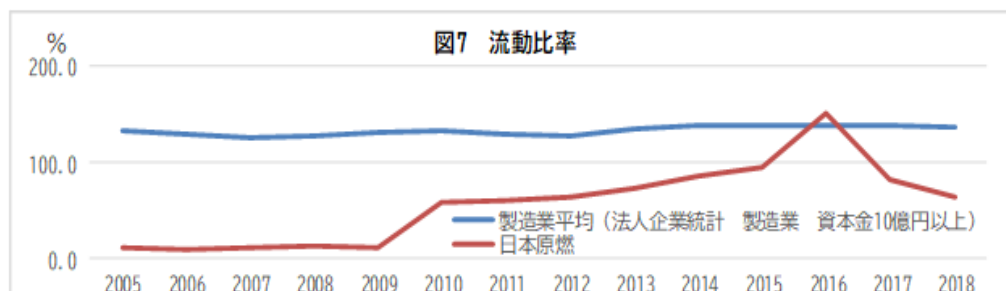
安全性の分析手法には大別すると、①負債の返済能力の分析と②財務の健全性分析の2つがある。

①は更に④流動比率を指標とする流動性分析(短期的な支払能力のチェック)⑤固定比率を指標とする固定性分析(負債の長期的支払能力をチェック)に分類される。

②の指標は自己資本比率(比率が高ければ負債の依存度が低く経営の安定度高い)。

(2) 日本原燃の場合

① 流動比率



2010年の増資で一時改善したものの、2011年を除いて恒常的に製造業の平均値を大幅に下回っている。

② 固定比率



100%以下が望ましいとされているが、製造業平均は110～120%前後、日本原燃の場合は300%を超える水準で推移している。

③ 自己資本比率

製造業平均は50%前後であるが、2010年以前は10%前後、以降は2010年の増資で改善したものの、恒常的に20%前後で低く推移している。

④ 以上、いずれの指標をとってみても、日本原燃の財務安全性は、他の製造業に比べて極めて劣っている。

⑤ 運転資金の調達能力

日本原燃の2020年3月現在の負債は2兆481億円500万円（内長期借入金は4547億1200万円）と巨額である。

審査書は、本件変更許可関連の工事資金（つまり耐震補強工事約7000億円）は借入金により調達可能としているが、電力会社は支援に消極的であり、思惑どおりの資金繰りができるか疑わしい。



2018.1.9 デーリー東北

第7 まとめ

核燃料サイクル政策は、これまで弥縫策に弥縫策を重ねてきた。再処理拠出金制度もその一つである。

原発新設を前提としない以上、使用済燃料の発生量の上限は確定している。当初計画の 64,000 トンはおろか、本件施設分の 32,000 トン分が確保できるかも不確定な状況である。使用済燃料の発生量に応じて拠出金を徴収している以上、日本原燃の再処理事業の経理的基礎がないことは明白である。

さらに、再処理機構は、再処理拠出金を徴収し、受け入れた使用済燃料を再処理する義務を負っているが、政府は余分なプルトニウムを持たないことを宣言し、再処理量を調整するとしている。日本原燃の再処理事業は、再処理量を調整したからといって維持費（年間約 7 0 0 0 億円）が減るわけではなく、結果、再処理機構は再処理義務を負ったまま拠出金を費消していく。場合によっては再処理義務が残ったまま拠出金が無くなることもあり得る。

さらに、日本原燃の財務的安全性を判定する指標も製造業の平均値を大幅に下回っている。

よって、再処理機構が存在するからといって日本原燃の経理的基礎が保証さ

れていると認定することは到底できない。

商業用再処理工場と銘打った本件施設が経済的に成り立たないことは明白である。

第8 経理的基礎（4号基準）は、本件取消訴訟の審理対象である。

1. 旧诉被告は、経理的基礎の有無は、再処理施設の周辺住民等の個人的利益の保護を目的とするものではない」「したがって（行訴法10条1項に定める）原告らの法律上の利益に関係ないから、要件に係る違法事由の存否は本件取消訴訟における審理の対象となる余地がない。」と主張する。

2・しかし、行訴法10条1項によって制限される違法事由と原告適格を認める根拠となる事由を同一に解する必要はなく、また旧诉被告の解釈は不当な住民の主張を制約するものであり失当である。

その理由については、旧訴原告らの準備書面（66）—本件訴訟の審理対象について—において詳細に論じたが、あらためてその要約を以下に記述する。

(1) 東海第二原発訴訟の2審判決（東京高裁平成13年7月4日判決）

この判決は、経理的基礎に係る要件は、災害の防止上支障のないような原子炉の設置には一定の経理的基礎が要求されることなどから設けられたものであり、控訴人らの生命、身体、安全保護という観点と無関係なものではないと解される」という理由で、経理的基礎が取消訴訟の審理対象になることを明確に認めている。

(2) また、我国の有力な行政法学者もこの結論を支持している。

3. 田中委員長も、「安全に係る規制当局としては、安全上の十分な投資ができない主体に対して、原子炉のようなリスクを抱える施設の運用を認めることはできない」と述べ、経理的基礎は「安全規制の一環」である趣旨の発言をしている。

第 13 章 実効性を欠く避難計画

第 1 原子力災害に対する防護対策

1. 防災計画・避難計画の必要性

阪神大震災(1995 年)の発生前は、神戸市地下に震度 7 の巨大地震の震源となる活断層の存在は知られていなかった。この震災を契機に各地に強震動計が設置され、強震動のデータが観測蓄積されるようになったが、わずか 20 年しか経っておらず、予測をする上で、データが決定的に不足している。

2011 年 1 月 1 日付地震確率表では、福島第一原発で 30 年以内に震度 6 以上の地震が起こる確率は 0.0%とされていた。しかし東北地方太平洋沖地震が発生し約 500 km の長さに亘り約 200 km の幅で、6 つの地震が重なって発生し、M9 という超巨大地震となった。

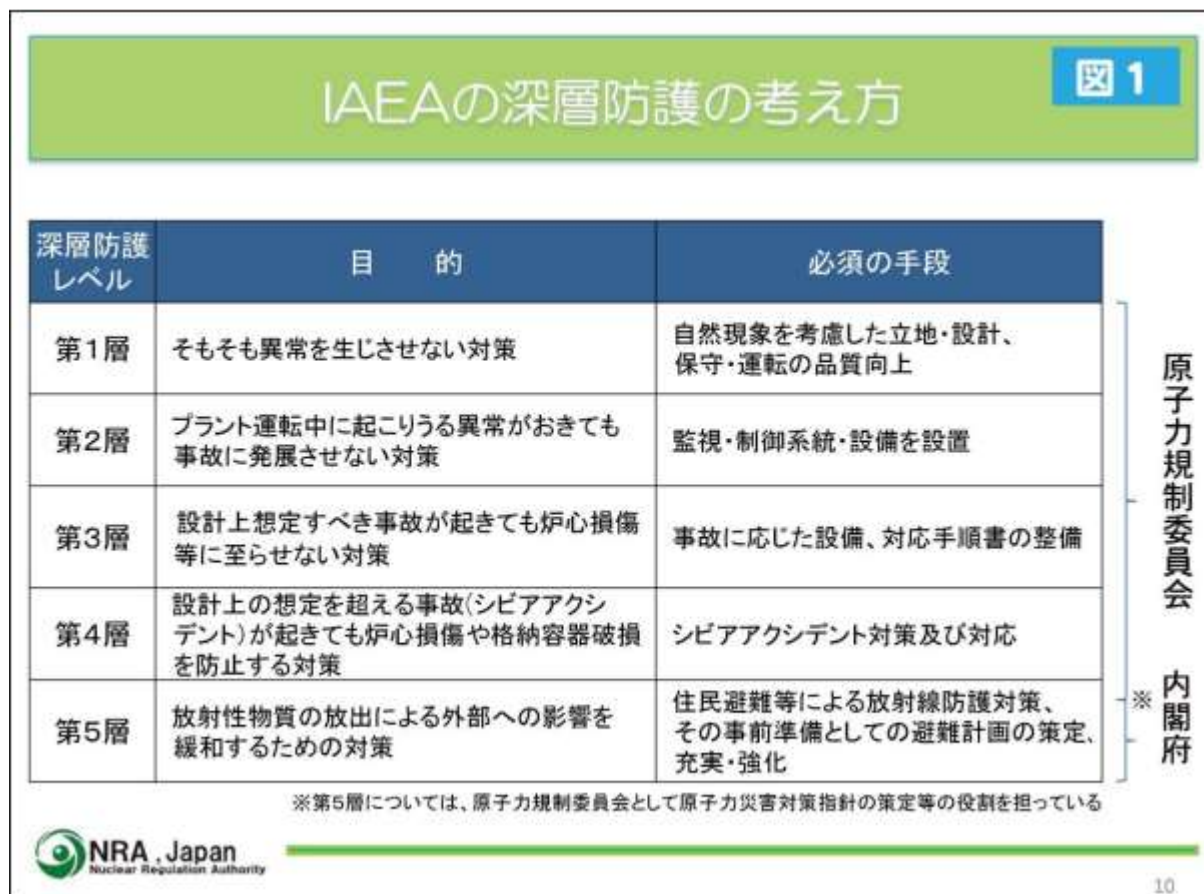
地震は正確に予測できない自然現象であり、原子力施設が周辺住民の生命健康に重大な被害を発生させるおそれのある施設である以上、想定外の地震に備えて、事故の被害を最小限にとどめるために、適切な防災計画を定めることは不可欠である。

2. 深層防護

- (1) 東京電力福島第一原発事故以前、我国では原発の「過酷事故は絶対起きない」という安全神話があり、世界の原発事故の防護体制が 5 層防護であるのに対し、3 層防護であった。しかしこの事故を契機に漸く我国でも 5 層防護が採用されることになった。発電所外の防災対策としての避難計画は、5 層防護における第 5 層に当たる。

原発事故に対して「防護の対象である人や環境とこれを攻撃する危険な放射性物質との間に層を設け、層ごとにリスクを消滅ないしは減少させる」という考え方が深層防護の考え方である。国際的な核の商業利用推進機関である IAEA（国際原子力機関）は、5 層防護を国際的な標準としている。

我国では福島第一原発事故を受けて原子力基本法が改正され、「確立された国際的な基準」を踏まえた安全性が要求されることが明文化された。図1は、原子力規制委員会が、上記 I A E A の基準を取り入れた防護設計である。



- (2) 第5層における「必須の手段」は避難計画の策定、充実・強化である。第4層の防護に失敗し、高濃度の放射能が外部に放出される段階に至れば、取り得る防護手段は限定され、「住民避難」がその中心になる。それだけに避難計画は、十分に現実妥当性があり防護効果の高いものでなければならない。しかし、規制委員会が定めた新規制基準では、避難計画を規制委員会の審査の対象外とし、避難計画の実効性を審査していない。このことは深層防護の観点に立つ規制委員会の使命を自ら放棄していることにほかならない。

第2 避難計画

1. 避難計画の法的根拠と策定主体

原子力災害に対する避難計画は、原子力災害対策指針に従って都道府県防災会議及び市町村防災会議において策定が義務付けられている。規制委員会は原子力災害対策指針の策定は行うが、前述のように原子力に関する都道府県地域防災計画及び市町村地域防災計画の審査は行わない。すなわち、新規制基準は避難計画を審査の対象外とし、その実効性を審査しない。このことは実効性のある避難計画の策定は、立地自治体の責務とされたことを意味する。

避難計画は、再処理事業の最も重要な指定要件である「災害の防止上支障ないもの」（安全性）を確保するうえで絶対欠かせない最後（5層）の深層防護である。従って、この計画に実行性を欠く不備があるときは、本件変更許可処分は違法、無効となる。

2. 原子力災害対策指針

原子力災害発生後の有効対策として原子力防災対策重点区域の設定が原子力災害対策指針で定められている。

「重点区域」とは、重点的に原子力災害に特有な対策が講じられる区域のことであり、原発の場合は当該原発から概ね半径5 km圏内を放射性物質の放出前段階から予防的防護措置（避難等）を行う地域（PAZ）、概ね半径30 km圏内を予防的な防護措置を含め段階的緊急防護措置を行う地域（UPZ）と定めている。

本件施設の「重点区域」の範囲は、「当該再処理施設から概半径5 kmを目安とし、当該区域の全てをUPZとする」と定めている。

重点区域の設定基準とその範囲は、「各原子力施設に内在する危険性及び事故発生時の潜在的な影響の度合いを考慮しつつ」決定するとしている。本件施設の範囲は原発より狭いが、保有放射エネルギーの多さ、使用済燃料貯蔵量の多さ、

可燃物と強酸の存在、高レベル廃液の存在、その他本件施設特有の想定事故（重大事故）の発生などに着目すると、原発よりその危険性は大きくその範囲が原発より狭いのは合理性を欠く（旧訴原告準備書面（167）参照）。1957年のウラルの核惨事（汚染規模幅約9km、長さ約105km）など実際に起きた広範囲にわたる事故被害の実態、専門家や外国の研究機関が行った最大想定事故の評価を無視し、過小評価しており不合理である（旧訴原告準備書面（164）参照）。

3. 青森県と六ヶ所村の避難計画

青森県は、青森県地域防災計画（原子力災害対策編）を策定し、このうち避難計画について、令和2年3月4日「原子燃料サイクル施設の原子力災害時における避難の基本的な考え方」（以下、「基本的な考え方」という）を公表した。また、六ヶ所村も、六ヶ所村地域防災計画（原子力災害対策編）を平成31年2月に策定している。

第3 杜撰な避難計画

1. 放射性物質の放出・拡散と避難に要する時間

本件施設内で事故等が発生すると、EAL（Emergency Action Level）に応じて順次、避難準備、避難等の防護措置が取られる。放射性物質が周辺へ拡散するのにかかる時間と、どの時点で防護措置が発動され、住民の避難が完了するまでに要する時間との比較検討が青森県及び六ヶ所村の避難計画では検討が為された形跡がない。放射能の拡散予測に基づく時間的検証のない避難計画は避難計画とは言えない。

2. 避難ルートを選定

避難計画は、季節、時間帯（夜か昼かなど）、気象条件（風向き、雨か晴天

か、濃霧かなど)、海洋条件(波高、風速、風向など)などを避難対象地区ごとに分け、ケースに対応した避難ルートの設定をしなければならないが、青森県・六ヶ所村の各防災計画には、避難ルートの分析・検討の形跡はない。

事故時には、原則として国道338号、六ヶ所村道(鷹架～平沼間)、県道25号を使用するとしているが、事故時の車両台数の検討や、道路幅員を考慮すると、予定されている2本の避難ルートだけでは避難住民をさばききれない。避難にあたっては一時集合場所を想定しているが、避難場所にたどり着くまでに長い時間がかかり、その間被ばくを余儀なくされることが考えられる。また、避難中の車両故障による後続車の通行の妨げや豪雪地帯であることからくる交通障害などを考慮すると、「円滑な避難実施」など到底期待できない。

3. 困難な避難手段の確保

避難手段は自家用車と避難行動要支援者(病人、障害者、高齢者、子供など)用にバスの使用を想定しているが、バスが常設のものか、運転者が常雇者かについては検討がなく計画上の不備がある。

避難手段として上記陸上避難を検討するのみで、海上避難の手段や消防ヘリなどの航空機による避難対策が検討されていない。

避難原因について、巨大地震か、津波か火山の噴火による降灰の影響か、あるいは本件施設の単独事故か、隣接する東通原発との同時発生事故かによって、避難計画は、当然、大きく変わるがそのような検討が全くなされていない不備がある。

4. 避難施設(受け入れ施設)

青森県・六ヶ所村の防災計画は、避難者の良好な居住環境を確保するよう努めなければならないと定めているが、避難所は気密性の確保、陽圧化の確保、入・退出時の区画の確保、非常用電源の確保(停電時対策)などの機能を持つ

設備のない村内の公民館と体育館、小中高の学校3か所、こども園2か所を指定しており、避難先としては不適切で、逆に被ばくを助長しかねない。

5. 実効性に乏しい避難訓練

原子力災害対策指針では、日ごろの避難訓練を義務付けている。日本原燃は震度5強の地震による事故を想定して自社防災訓練を実施したが、巨大地震にもかかわらず道路は使える設定であり、実際に起こりうる事態を想定していない。

また住民の避難については地震、津波、火山噴火を想定しての避難訓練をマニュアル化していないため実効性を欠いた役所の机上対策となっている。

6. 原子力災害医療対策の不備

ヨウ素剤の備蓄は、六ヶ所村役場での保管はあるが、本件施設では原子力災害用としての保管がない。事故に際して住民に十分な量を配布できる体制をとるべきである。避難者の医療対策では村外の避難先医療機関との連携協力体制は全く示されておらず不備である。

7. 緊急事態発生時の連絡体制（オフサイトセンター）

緊急事態発生時の連絡体制（オフサイトセンター）には青森県原子力センターが六ヶ所村オフサイトセンターの代替施設となるとされている。また、公益財団法人原子力安全技術センター防災技術センターや東通村オフサイトセンター（現防災センター）が相補完的に緊急時のオフサイトセンターとなるとされているが、地震などが原因による同時発生事故時には緊急事態対応に混乱をきたすおそれがある。

第4 おわりに

原子力防災指針が定める本件施設の防災対策は、深層防護の趣旨を全するものではなく、一般公衆（住民）の安全保護に資する内容となっていない。

また、指針に基づき策定された青森県及び六ヶ所村の原子力防災計画の中核を占める避難計画は住民の生命、身体、財産を原子力災害から保護する実効性に欠ける。

このように、本件施設の運転によって生じる平常時、事故時の住民被ばくを防止する上で欠かせない防災対策、避難計画の策定は極めてずさんであり、この点を看過した本件審査は違法と言わざるをえない。

第 14 章 結語

1. 未曾有の原発災害を経験したその教訓として、推進と規制を分離し、中立・公平を期して新設された規制委員会であるが、法の趣旨は没却され、今や「事業者の虜」に堕し、その本分を忘れてかつての安全神話の復活に手を貸している。

新規制基準は策定されたものの、基準は合理性に欠け、適合性審査は「許可ありき」の恣意的で不公正の誹りを免れない。

2. 本件変更許可は、以下の理由から、原子炉等規制法、規則（新規制基準）などに違反しており違法である。

（1）災害の防止上の支障（4号基準）

本件適合性審査は、本件施設の劣悪な立地条件を適切に評価せず、事故対策は小手先の処理に終始し、大事故の発生防止・被害拡大防止をするうえで必要かつ有効な安全対策を講じていない。そればかりか、平常時運転時の被ばく、事故後の避難計画など住民保護対策も極めてずさんであり、本件施設は原告ら周辺住民を被ばくの危険にさらすものであるから「災害の防止上支障がない」とはいえない。

（2）平和目的利用以外の利用のおそれ（1号基準）

本件施設は、使用済燃料を再処理してプルトニウムとウランを抽出する施設であるが、プルトニウムは原子爆弾の製造材料であるため、その保有は核不拡散の国際的潮流に逆行するものであるうえ、軍事利用の危険性を否定できないから、「平和の目的以外に利用されるおそれがない」とはいえない。

（3）技術的能力があること（2号基準）

再処理技術は未確立であり、本件施設では、稼働・試運転以降事故・故障が頻発し、運転の中断・停止に陥った。完工予定は当初計画から大幅に遅れ、その先行きは極めて不透明であり、申請者の技術的能力をもってしては、本格操業後の重大事故、住民被ばくを防止できる保証は全く見出せないから、申請者には「重大事故の発生・拡大の防止に必要な技術的能力その他の再処理事業を

的確に遂行するに足る技術的能力がある」とはいえない。

(4) 経済的基礎があること (3号基準)

本件施設の建設には2.9兆円が投じられ、操業期間40年間の総事業費は13.9兆円の巨費を要すると試算されているにもかかわらず、将来見込まれる拋出金では事業費を賄えない。しかも、再処理は資源の有効利用に資するどころか、逆に国民に多大な経済的負担と次世代に高レベル廃棄物の深刻なつけを強いるものであるから、申請者には「再処理事業を適確に遂行するに足る経理的基礎がある」とはいえない。

3. よって、本件変更許可処分 of 審査には、審査基準に不合理な点があり、調査審議及び判断の過程に看過しがたい過誤、欠落があるから、処分の違法性は明らかであり取り消されるべきである。