

平成25年(ワ)第696号 原発運転差止め請求事件

原告 辻義則 外56名

被告 関西電力株式会社

## 準備書面 6

平成27年2月13日

大津地方裁判所民事部合議係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 井戸謙一

同 菅 充行

同 高橋典明

同 吉川 実

同 加納雄二

同 田島義久

同 崔 信義

同 定岡由紀子

同 永芳 明

同 藤木達郎

同 渡辺輝人

同 高橋陽一

同 関根良平

同 森内彩子

同 杉田哲明

同 石 川 賢 治

同 向 川 さゆり

同 石 田 達 也

同 稲 田 ますみ

## 目次

第1	はじめに .....	4
1	.....	4
2	.....	4
3	.....	5
4	国際的な基準との乖離.....	5
5	.....	6
第2	基準として組み入れられていないもの（欠如しているもの） .....	6
1	立地審査指針の見直し組入がなされていない .....	6
2	安全評価審査指針の見直し・組入がなされていない .....	8
3	避難計画（5層の防護）の欠如.....	11
4	汚染水対策の問題について触れられていない。 .....	19
5	使用済み核燃料プールについて.....	20
第3	基準に入っているけれども、不十分なもの .....	22
1	耐震設計中，基準地震動策定方法について .....	22
2	共通要因故障を仮定した設計になっていない .....	31
3	外部電源に関する重要度分類及び耐震重要度分類が変更されていない	33
4	過酷事故対策が不十分.....	36
第4	結語（新規基準について） .....	46
第5	汚染水問題について .....	47
1	福島第一原発における汚染水問題 .....	47
2	汚染水の危険性 .....	48
3	放射能汚染水流出事故の概観 .....	49
4	背後の山々からの集水域となっている .....	51
5	本件各原発では放射能汚染水を貯蔵するタンクを設置することができな い.....	52
6	ALPS（多核種除去設備）の限界 .....	53
7	トリチウムの危険性 .....	54
8	結論 .....	54

本準備書面は、新規制基準が極めて不十分な基準であることを明らかにするものである（第1項ないし第4項）。併せて、項を改め、汚染水対策の問題について概説するものである（第5項）。

## 第1 はじめに

- 1 訴状において述べた通り、新規制基準は、極めて不十分な基準であり、新規制基準は、原発の安全性を何ら担保するものではない。

このことは、原子力規制委員会も繰り返し、新規制基準に適合することは、安全を意味するものではないことを認めている（甲全第98号証）。

- 2 新規制基準は、世界的に見ても低い水準である。

その理由は、国際的な常識とも言える「深層防護」が極めて不十分な点にある。ここに、深層防護とは、原子力施設の事故防止と事故の影響緩和のための「安全対策の多段階設定」という考え方であり、具体的には国によって多少違ってはいるが、代表的なIAEA（国際原子力機関）のものは、表のように5層からなる。第3層までが重大（過酷）事故（シビアアクシデント）の防止、第4・5層が重大事故が起きてしまった時の影響緩和である。ここで非常に重要なのは、各階層が、前後の階層に期待せずに最善の対策を尽くすことである。福島第一原発事故までの日本の安全規制は第3層までしか考えておらず、第4層は事業者の自主的取組とされていたが、実質的には何も行われていなかった（甲全第99号証）。

表一 階層	原子力施設の事故防止と事故の影響緩和のための目的	「深層防護」の5層構造(IAEAにもとづく)基本的手法
第1層	異常運転・故障の予防	安全重視の設計と、高品質の建設・運転
第2層	異常運転の制御、故障の検知	設備の監視・制御・保護のシステム
第3層	想定されている設計基準事故の制御	工学的安全設備と事故対应手順
第4層	プラントの過酷状態の制御(事故進展防止と過酷事故の影響緩和を含む)	原発施設内での補完的手段とアクシデントマネジメント
第5層	放射性物質の大規模放出に伴う放射線影響の緩和	原発施設外での緊急時対応

3 原子力規制委員会は、新規制基準において深層防護を徹底するとしているが、実際は、以下のように、深層防護の体を為していない。

第1に、特に耐震安全性に関して、根底となる第1層が不十分である。耐震設計の基礎となるべき基準地震動が本質的に過小評価となるような基準である。これは、当然、設備・機器の耐震性の低さを通じて、第2、3層の脆弱性をもたらす。また、安全機能の重要度分類と耐震重要度分類を見直すべきことが課題になりながら放置されている。

第2に、新規制基準で新たに義務化された第4層のシビアアクシデント対策が非常に不十分である。詳細は後述するが、根本的な問題として、国際的な過酷事故対策の設計思想が、パッシブ（無動力）、自動、恒設、プロアクティブ（先を見越す）、実践主義（実証主義、現実主義）であるのに対して、日本はアクティブ（動力依存）、手動（判断に基づく人的操作）、仮設（まず移動・設置が必要）、リアクティブ（起こったら考える）、楽観的（精神論的）机上論であって、非常に危ういものである。

また、新規制基準ではテロ対策を新設したとするが、米国の苛烈な実戦的対策に比べれば、日本は無防備に等しい（訴状 53～54 頁参照）。

第3に、最終的に住民の生命・健康を守るためには第5層が絶対的に重要だが、新規制基準は始めからこの部分を放棄している。これは、設置法で定められた規制委員会の任務（国民の生命、健康及び財産の保護）に完全に違背している（甲全第 99 号証）。さらに、新規制基準においては、万が一の事故が発生した場合に、周辺公衆の放射線被害を防止する基準であり、原発審査の最も根本的かつ重要な基準である立地審査指針の改訂や組入が欠如している（新規制基準の審査において立地審査指針の適合性は判断されていない）。まさに、人格権の侵害を許容する規制基準と言う他ない。

#### 4 国際的な基準との乖離

新規制基準は、国際的な基準との乖離も著しく、極めて時代遅れな基準である。

これは、国際的には常識とも言うべき、避難計画の問題（5層目の防護）について審査の対象外とされていること、可搬式設備による人的対応を基本とした過酷事故対策となっていること、受動的安全性（電源や動力

がなく、なにもしないでも長期にわたって冷却できるようにしようというものが欠如しているためである。

このような国際的な基準との乖離は、既存の原発を、設備の根本的な問題に手を付けずに、後付け的に、あまりコストも時間もかけないでできる程度の対策でパスできるようにしているためである。

例えば、避難計画の問題に関しては、IAEAの指針や米国の基準でも必要不可欠とされているが、新規制基準においては、欠如している。

また、EUR（欧州電力事業者要求仕様）によれば、事故発生直後の可搬式設備による人的対応の有効性を期待してはならないとしているが、新規制基準におけるシビアアクシデント対策は、可搬式設備による人的対応を基本としている。日本は、地震大国であり、地震に関する対応の必要性が低い諸外国と比べて、地震を前提としたシビアアクシデント対策がより一層重要である。地震が生じた場合、可搬式設備による人的対応が困難となることは明らかであるため、可搬式設備による人的対応の有効性を期待してはならないという基準は、日本ではより一層徹底されるべきであったにもかかわらずにである。

- 5 以下、新規制基準の問題点について、①本来基準として組み入れられるべきであるにもかかわらず、欠如しているもの、②基準に入っているけれども、不十分なものとに分けて論じる。

## 第2 基準として組み入れられていないもの（欠如しているもの）

### 1 立地審査指針の見直し組入がなされていない

訴状においても詳述したところであるが、新規制基準においては、立地審査指針の見直し組入がなされていない。このことは、新規制基準の致命的な欠陥の1つである。

- (1) ここに、立地審査指針は、万が一の事故が発生した場合に、周辺公衆の放射線被害を防止する基準であり、原発審査の最も根本的かつ重要な基準である。

しかるに、これまでの原発の立地評価が誤りであることは、福島原発事故において明らかとなり、前原子力安全委員会委員長及び原子力規制庁が公に認めたところである。立地評価に使用された事故評価にかかる

安全評価審査指針の内容が、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、それを適用した結果、立地審査指針における隔離要件を満たしているという誤った審査がなされていたことは明白となっている。

従って、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広がりを見込んで立地審査指針の隔離要件の判断をし直すよう基準を改訂すべきであった。

(2) しかしながら、新規制基準においては、立地審査指針の改訂や組入は一切なされていない（ただし、廃止という決議はなく、位置づけは明白ではないが、新規制基準の審査において、立地審査指針の適合性は判断されていない）。

既存の原発は、いずれも、立地審査指針に適合していることを大前提として、設置が許容されてきたところであり、仮に、立地審査指針に適合しないということであれば、ことごとく設置許可自体が誤りである。

既存の原発が、設置を許容されたのは、万が一の事故が発生した場合であっても、周辺公衆の放射能被害が生じないということ（立地審査指針に適合したということ）が大前提であり、新規制基準において、立地審査指針が欠如していること（規制委員会も適合性は判断していないこと）は、万が一にも放射能被害が生じないという前提の下、原発を許容した周辺公衆にとって、大前提を反故にして被曝の受容を強いる不合理極まりないものである（訴状 38～43 頁参照）。

なお、立地審査指針は、万が一の事故が発生した場合に、周辺公衆の放射能被害を防止する基準であり、万が一の事故が起こらないようにすることを目指すシビアアクシデント対策では代替出来る代物でない。

新規制基準において、立地審査指針が欠如していることは、新規制基準は、周辺公衆の放射線被害を防止することを何ら保証するものではないことを如実に表している。

(3) 立地審査指針がないことの法的評価

ア 新規制基準には立地審査指針は組み入れられていない。これは、福島第一原発事故の実情を踏まえて正当な立地審査指針を作ると、既存の原発がことごとく立地不適合となり、日本に原発が立地できる場所

がないことがわかってしまったからである。

新規制基準は旧安全基準の範囲すら網羅していないが、新規制基準から漏れた部分（たとえば立地審査指針）は、福島第一原発事故の教訓を踏まえれば、旧安全基準がそのまま効力を維持すると考えるべきである。

立地審査を行えば、訴状で述べた通り、本件各原発は、いずれも立地審査指針に適合しておらず、立地不適合な原発である。

イ 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たとしても（かかる解釈自体不合理であるが）、本件原子炉の設置許可の際に有効であった立地審査指針の適用において看過しがたい過誤欠落があったのであるから、本件設置許可は違法かつ無効である。

設置許可自体が違法かつ無効である以上、本件各原発は存立の正当性を完全に欠如している。

ウ さらに、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）は原発の建設を許可するか否かを定める場合に必須の要素である。現に、原子炉等規制法第43条の3の6第1項4号は、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子炉規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」としており、立地審査を法的な要求事項としているが、新規制基準では欠落しているのである。よって、立地審査指針を欠く新規制基準は、原子炉等規制法の要求事項を欠落した極めて重大な欠陥がある基準という他なく、伊方最高裁判決のいう「具体的な審査基準に不合理な点」がある場合に該当するため、新規制基準に適合したとしても、元々の違法無効な設置許可により建設されたという瑕疵が治癒されるわけではない。

## 2 安全評価審査指針の見直し・組入がなされていない

「安全評価審査指針」は、原子炉施設の安全評価の妥当性について判断



する際の基礎を示すことを目的として定められたものである。

福島第一原発事故により、安全評価審査指針の致命的な欠陥が明らかになり、福島第一原発事故の教訓を踏まえての見直しが必要不可欠であった。ところが、新規制基準においては、安全評価審査指針の見直しや組み入れがなされていない。

#### (1) 立地評価の誤りの放置

例えば、立地評価用の想定事象である「重大事故」および「仮想事故」は安全評価審査指針において選定、解析、評価されているが、福島第一原発事故により致命的な誤りが明らかになった。

すなわち、安全評価審査指針によれば、「重大事故」および「仮想事故」の具体的内容は、BWR の場合、①原子炉冷却材喪失、②主蒸気管破断の 2 つ、PWR の場合、①原子炉冷却材喪失、②蒸気発生器伝熱管破損の 2 つだけである。そして、いずれの事故の場合も、いくつかの安全防護施設が働くことを仮定して事故評価をすることとしている。

かかる指針の結果、「立地審査指針で規定している「非居住区域」・「低人口地帯」の範囲は、我が国の原子力発電所のほとんど全ての場合、原子炉施設の敷地内に包含されているので、設置許可上必要な原子炉の安全性は、原子炉施設の敷地内で確保されている」（安全審査指針の体系化について、平成 15 年 2 月、原子力委員会）と解釈、運用されてきた（甲全第 10 号証 10 頁）。すなわち、重大事故、仮想事故でも放射能は敷地内にとどまることにされていたのである。

しかし、福島第一事故において、従来の「非居住区域」・「低人口地帯」の範囲に関する考え方及び運用が明らかに誤りであることが示された。この点に関しては、元原子力安全委員会委員長班目春樹氏が、国会事故調査委員会において重大事故、仮想事故の際にどのような放射能放出が起きるかという評価について、「例えば立地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、（放射能が）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」（第 4 回国会事故調査委員会会議録 76 頁）、「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と思わざるを得ない」（同 77 頁）と明言し、立地審査指針の離隔要件の判

断、安全評価審査指針の誤りを認めているように（甲全第 9 号証 76, 77 頁），極めて甘いものであった。

このような過小評価になるのは、安全評価審査指針において想定する仮想事故を二つに限定し（したがって、福島第一原発事故で現実起きた格納容器損傷事故は想定されていない。），かつ、事故の進展過程においても、都合よく安全防護施設が働く仮定を指針上で定めているからである。例えば、福島第一原発事故で発生した原子炉冷却材喪失事故について、安全評価審査指針（付録 1）Ⅱ 2.1.2(10)は、BWR における原子炉冷却材喪失重大事故（仮想事故においても同様である）においては、「原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒より環境に放出される」との仮定を行っている（非常用ガス処理系で処理されるという想定は、核分裂生成物がフィルタで除去されることを見込んだものであり、放出される放射性物質は極端に少なくなる）が、福島第一原発事故において建屋内に漏えいした核分裂生成物が外部に放出した過程をみれば、全く現実離れした仮定である。

したがって、新規制基準策定にあたっては、原子炉等規制法で定められた重大事故（炉心の著しい損傷事象）を対象とするように想定事象を見直すことが必要不可欠であった。

にもかかわらず、新規制基準には、立地評価用の想定事象の見直しは一切盛り込まれておらず、安全評価審査指針の致命的な欠陥が放置されたままである。

## (2) 安全設計の評価について

新規制基準においては、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析評価については、現行の安全評価審査指針に基づいて実施すると規定している。

しかしながら、新規制基準において、安全評価審査指針の見直し・組み入れがなされていないことから、安全設計の評価に関しても致命的な欠陥が放置される結果となっている。

例えば、安全評価審査指針は、単一故障の仮定をとっているため、単一故障の仮定に基づいた解析・評価をすることになる。これでは、共通

要因故障によって福島第一原発事故が生じたという教訓が全く生かされていない。

また、安全評価審査指針は、設計基準事故の原因として、内部事象だけを想定し、自然現象あるいは外部からの人為事象は想定外とされている（自然現象による事故を考えれば、単一故障の仮定を維持できなくなるからである）。福島第一原発事故を踏まえれば、このような安全評価指針に基づく安全設計評価が不完全となることは自明である。

### 3 避難計画（5層の防護）の欠如

さらに、最終的に住民の生命・健康を守るためには第5層が絶対的に重要だが、新規制基準は始めからこの部分を放棄している。これは、国際常識にもとる、致命的な欠陥である。

#### (1) はじめに

福島第一原発事故により、原発事故は起こりうるということが残念ながら実証されてしまった。しかも、「想定外」とされた大規模地震と津波によって福島第一原発事故は発生したのである。

しかるに、新規制基準は、旧指針の重大な過ちを放置しており、耐震設計の基礎となるべき基準地震動が本質的に過小評価となる基準であること、肝心の過酷事故対策に関しても、既存の原発がコストと時間をかけずに多少の作業でパスできる範囲で、福島原発事故の教訓を取り入れたものに過ぎず、「世界最高水準の安全性」からはほど遠い、極めて不十分なものである。

さらに、立地審査指針の見直し組み入れがなされておらず、再稼働にあたって立地審査（万一の事故の場合であっても、周辺公衆の放射能被害が生じないかを審査）するシステムとなっていないため、万一の事故の場合に、周辺公衆の放射性被害を防止することを何ら保証するものではない。

したがって、新規制基準は、重大事故が起こって大量の放射性物質が放出されることを防ぐこと、周辺公衆の放射性被害を防止することを何ら保証するものではない。

よって、再稼働審査に際しては、あらゆる事態に対応でき、実効

性のある避難計画は必要不可欠である。

にもかかわらず、再稼働の可否を決する基準とされる新規制基準の中には避難計画についての記載が一切ない（住民の避難計画は、審査の対象となっていない）。

## (2) 再稼働と避難計画は無関係という政府の見解

防災計画に関する現状での最大の問題点は、「新規制基準によって世界最高水準の安全性が確認された原発は順次再稼働」という政府の姿勢にある。すなわち、新規制基準は、原発についてのもので、防災計画は別の話であり、防災計画があってもなくても原発は順次再稼働されることになる。

このことは、186回国会での菅元首相による「原発の再稼働と地域防災計画に関する質問主意書」への国会答弁で明らかにされている。すなわち、「新規制基準には、地域防災計画に係る事項は含まれておらず、同計画については、原子力発電所が再稼働するか否かにかかわらず、住民の生命、身体及び財産を災害から保護することを目的として、災害対策基本法に基づき、都道府県及び市町村において作成等がなされるものである。」とされている。

すなわち、再稼働と防災計画は無関係というのが政府の公式見解となっている（甲全第100号証）。

現に、新規制基準においては、避難計画に関する基準が欠如している（避難計画の実効性は審査されない）。

## (3) 5層目の防護規定は国際常識である

国際基準では5層の防護規定は常識となっている。国際基準に適合させるためには、5層の防護を規制内容としなければならない。防災計画（避難計画）については、IAEAの指針でも米国の基準、EUR等の基準でも必要不可欠なものとされている。

以下のように、IAEAは緊急時対応の整備を必要事項と定め、米国では、避難等の防護措置を含めた十分な緊急時計画が運転許可要件とされ、NRC（原子力規制委員会）がこれを審査し、妥当性が認められなければ（避難計画が不十分であれば）、許可されないと規定されており、原子力規制委員会が停止を指示することになる。

## ア IAEA で要求する緊急時対応基準

(ア) IAEA の策定する基準の 1 つである原子力発電所の安全： 設計（N-R-1，SSR-2/1）において、深層防護の第 5 層の防護として、事故により放出される放射性物質による放射線の影響を緩和することが求められ、そのために、十分な装備を備えた緊急時管理センターの整備と、原発サイト内及びサイト外の緊急事態に対応する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要とされている。

また、原子炉施設の立地評価（NS-R-3）において、「人口及び緊急時計画に関する検討により得られる判断基準」として、「住民に対する放射性影響の可能性、緊急時計画の実行可能性とそれらの実行を妨げる可能性のある外部事象や現象を考慮し、提案された立地地点に対する外部領域を設定しなければならない。プラント運転前に設定される外部領域に対する緊急時計画において、克服できない障害が存在しないことを、プラントの建設が始まる前に確認しなければならない」と定めている（甲全第 101 号証）。

すなわち、IAEA 基準では、プラント建設前に、第 5 層の防護として、事故時の放射性物質による放射能の影響を緩和する緊急時計画を定め、それが実行可能であることが確認されなければならないとされている。

(イ) IAEA の策定する「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」（GS-R-2）はその冒頭に「原子力又は緊急事態の対応には、実効的であるように十分調整されなければならないし、取り決めは通常 of 緊急事態のための取り決めと適切に統合化されなければならない。更に、原子力又は放射線の緊急事態に関して広まっている多くの誤解及び放射線被曝により引き起こされる健康影響のため、不適切な行動が取られる可能性がある。その故、放射線防護と安全に関わる確立された原則に基づく事前計画の策定が極めて重要である。」と述べ、その「第 5 章では、対応のために適切な取り決めを作成し、維持するために必要な基盤

に対する要件を定める。」としている。そして、これを受けてその計画と手順の箇所では、各対応組織は、「全体計画、または【第4章で規定したような自らに割り当てられた機能を】調整し、【遂行する】ための計画を準備しなければならない。（中略）介入の管理の責務が、敷地内、敷地外及び適宜、国【境】を超えて、分離されてはいるが互いに関連づけられた計画の中で、どのように果たされるかを規定した緊急時計画が準備されなければならない。」とし（甲全第102号証）、さらに具体的に以下のとおり規定している。

5.17. 適切な責任ある関係当局は、以下を確実にしなければならない。

- (a) 緊急時介入の必要を生じさせうるあらゆる行為又は線源に対して、緊急時計画が準備、承認【され】ること。
- (b) 【対応組織が】、適宜、緊急時計画の準備に関わること。
- (c) 緊急時計画の内容、特徴及び範囲が、すべての【脅威の評価】の結果を考慮し、運転経験及び同種の線源で発生した【緊急事態】からのすべての教訓を考慮すること。
- (d) 緊急時計画は、定期的に評価され、更新【される】こと。

5.18. 緊急計画には、適宜、以下が含まなければならない。

- (a)～(c)略
- (d) 関連するすべての【対応組織】と接触するための手順、及び消防、医療、警察及びその他の関連組織からの支援を得るための手順。これには通信の取り決めを含める。
- (e) 【原子力又は放射線の緊急事態】及びその敷地内外への影響を評価する方法と機材の説明。
- (f) 【原子力又は放射線の緊急事態】の発生時における公衆への情報伝達の取り決めに関する説明。
- (g) 略

#### 5.19. 【脅威区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ又はⅣの施設又は行為の】

業体は、緊急事態の発生時に対処するために、自らの責務の下にあるすべての活動を包含した緊急計画を作成しなければならない。この緊急時計画は、公共機関を含め緊急事態に責務を有する他のすべての団体の緊急時計画と調整されなければならない。また、同計画は、規制機関に提出しなければならない（甲全第102号証）。

以上のIAEAの基準に照らすと、

第1に、我が国の自治体が作成する避難計画は、その立案がすべて自治体にゆだねられており、計画立案段階で原子力事業者や周辺自治体との調整や協働は全くなされた形跡が見あたらない点で問題がある。自治体の避難計画の内容をみると、地震等による複合災害に対する実効性ある対策がたてられているとは大凡言い難いこと、放射性物質が拡散する速度に対し十分な避難時間が確保された計画とは言えないこと、また、周辺自治体の住民が一斉に避難することを想定すると、避難に十分な道路の確保は不十分であることを指摘でき、その内容はすでに原告第5準備書面で指摘したとおりである。結局のところ、これらの問題点は、自治体が原発事故に関する具体的な知識や資料を持ち合わせないまま避難計画を立案したことに由来する。原子力事業者と自治体が避難計画立案に協力し協働していないことが原因である。すなわち、これら自治体の定めた避難計画は原子力事業者の定めた緊急時計画と調整されねばならないとしたIAEAの上記基準（5.19.）に反するものであり、「原子力又は緊急事態の対応には、実効的であるように十分調整されなければならない」としたIAEAの原則にも反するものである。

第2に、滋賀県地域防災計画原子力災害対策編の放射性物質の放出量の想定では、対象としている放射性物質の種類をキセノンとヨウ素に限定してセシウムやストロンチウムといった放射性物質を評価の対象から除外し、キセノンにおいては福島第一原発事

故の3号機の放出量の試算値を想定している点で問題がある。この点、原発事故において放射性物質の種類をキセノンとヨウ素に限定する理由は全くないこと、また、放出量の想定を福島第一原発事故の3号機の放出量に限定される保障はないことは既に原告第5準備書面で指摘したとおりである。更に、福島原発事故の際に明らかにされた「最悪のシナリオ」においては福島第一原発の複数の使用済み核燃料プールが破損した場合が想定されていることも既に原告準備書面5で指摘したとおりである（5頁以下）。

ところが、各自治体の避難計画は、上記の福島原発事故の重要な教訓である放射性物質の種類や放出量の想定について一切考慮外としている点で内容的に全く不当である（避難計画の問題点を指摘するものとして、「原発事故！その時どこへ？」（甲全第103号証）。また、上記「緊急時計画の内容、特徴及び範囲が、すべての【脅威の評価】の結果を考慮し、運転経験及び同種の線源で発生した【緊急事態】からのすべての教訓を考慮すること」とするIAEAの基準（5.17.C）に反するものである。

#### （ウ）まとめ

IAEA基準では、プラント建設前に、第5層の防護として、事故時の放射性物質による放射能の影響を緩和する緊急時計画を定め、それが実行可能であることが確認されなければならないとされ、上記のとおり具体的な要件を定めている。にもかかわらず、我が国においては、各自治体が定める避難計画はあるものの、原発の立地段階では勿論、今回の再稼働の可否を決する新規制基準にも盛り込まれていないことから、再稼働に当たっての審査の埒外とされている。これは、今や国際常識となった第5層の防護の考え方に反し、緊急時計画を定め、実行可能であることが確認されなければならないとし厳しい具体的な要件を定めるIAEAの基準に反するものである。従って、第5層の防護の考え方と具体的なIAEA基準を欠いた新規制基準による運転の再開の可否の決定はIAEAの原則に違反するものと言える。

#### イ 米国の緊急時計画基準



米国連邦規則集（Code of Federal Regulations）の内エネルギーに関する第10巻（10CFR）では、緊急時計画の条項（§ 50.47 Emergency Plans）において、放射能が放出される緊急事故時に十分な防護措置が取られうる保証があると NRC（米国の原子力規制委員会）が判断しなければ、原発の運転許可も、建設・運転許可もなされないと規定し、十分な緊急時計画の策定を許可条件としている。

NRC は、州と地方政府の策定した緊急時計画の妥当性と実行可能性並びに原発の許可申請者の策定した原発サイト内の緊急時計画の妥当性と実行可能性を判断する。州と地方政府の策定した緊急時計画の妥当性と実行可能性については、NRC は FEMA（連邦緊急事態管理庁）が行った評価をもとに判断する。

そして、原発サイト内及びサイト外の緊急時計画は、NRC の定める基準に適合しなければならない。その基準として、①原発の許可を受けた事業者と州・地方政府のそれぞれに緊急時対応の責任が割り当てられていること、②原子力発電所から半径約10マイル（約16キロメートル）のプルーム被ばく経路の緊急時計画区域を定めて、その区域において避難、屋内退避や避難や屋内退避を補強するための予防用のヨウ素カリウム剤の使用について計画すること、③原発の申請者と許可取得者は推定避難時間を定め、それは定期的に見直すこと、④原子力発電所から半径約50マイル（約80キロメートル）の食物摂取経路の緊急時計画区域における食物摂取の防護措置を策定すること等が定められている。

また、許可申請者および州と地方政府の作成する緊急時計画の統一的な評価基準は、NUREG—0654 に示されている。

このように、米国においては、妥当で実行可能な緊急時計画の策定が許可条件になっており、IAEA の要求する5層目の防護が規制基準とされている（甲全第104～106号証）。

ウにもかかわらず、新規制基準においては、第5層の防護（避難計画）が欠如している。

第5層の防護に関する審査が欠如していることは、国際的な基準（常識）に照らしても、到底あり得ないものであり、まさに人格権の

侵害を許容する規制基準である。

(4) 置き去りにされた避難計画（「車の両輪」とされていたこと）（甲全第 107 号証）

ア 福島第一原発事故において明らかになったように、過酷事故の際は市町村の枠組みを超えた大規模な避難が必要となる。避難時の道路の規制はどのようにするのか、避難先での対応はどうなっているのか、誘導、移動方法はどのようにするのか等、市町村単位では対処できないものである。加えて、原発事故の情報は、事業者と国が一手に握っている。安全協定によって立地自治体などには情報が送られるが、福島第一原発事故では、メルトダウンという重要な情報が2ヶ月も隠された。

国会事故調査委員会は、福島第一原発事故では住民の避難過程で混乱が生じ、犠牲者も多く出たことを伝えている。浪江町や双葉町の住民の70%以上が4回以上も避難先を変えたこと、避難指示が出た後、大渋滞が発生したことも指摘されている。

これに対して、規制委員会発足直後には、2012年9月26日に開かれた第2回委員会で、元国会事故調査委員会のメンバーであった大島賢三委員が「安全基準というものと、防災計画というのは、原子力の安全確保のために言わば車の両輪のような位置づけというか、重要性を持つものだ」と発言した。田中俊一委員長も、「原発の立地自治体にとって納得できる防災計画がなければ、再稼働などあり得ないと考えている」と述べている（甲全第 108 号証）。2013年2月13日の記者会見では、田中俊一委員長が、再稼働と防災計画の関係を聞かれて「車の両輪になる」と答えている（甲全第 107 号証）。

イ しかるに、新規制基準においては、避難の問題は欠落しており、規制委員会は避難計画の実効性について関与していない。

2014年6月25日の会見で、ロイター通信の記者が、原子力規制委員会で避難計画の確認をしないのか、する気がないのかを迫ると、田中委員長は「規制庁の職員、防災課の方達も地元の要望に応じて色々と相談に乗っている」と述べるのみであった。記者がさらに、「（現状では避難計画が）いいのかどうか、水準に達しているの

かどうかを見る場がない」と指摘すると、片山啓長官官房審議官が「今の日本の法体系上、そのような枠組みはない。地域の防災計画、避難計画はあくまでも自治体が作成するもの」と引き取った（甲全第107, 109号証）。

ウ 通常の災害の場合は市町村長が避難指示を出すのが、原子力災害では内閣総理大臣が避難指示を出すとなっている。他方で、防災計画・避難計画は立地自治体に丸投げされており、権限配分や責任の分担が不明瞭である。

米国では、連邦議会の要請によって、米国科学アカデミーが福島第一原発の事故の教訓を分析した報告書を取りまとめた。報告書では、避難で混乱が生じたことを踏まえ、過酷事故の際の子どもや病人、高齢者ら、いわゆる「避難弱者」を守る方法、避難や移住による社会的、精神的、経済的な長期的影響、汚染地域への再定住決定などに関するガイドラインを見直すよう、国や電力会社に求めている（甲全第107号証）。

ところが、新規制基準においては、避難計画の問題が全く触れられておらず、当然、再稼働にあたって避難計画の実効性を審査する仕組みも一切ない。

避難計画を置き去りにしたまま原発の再稼働を目指すというのが、現在の再稼働ありきの新規制基準の帰結となっている。

- (5) 原子力規制委員会においても、当初は、「車の両輪」と位置づけるなど再稼働において必須条件としていた、国際的な常識である五層の防護を欠如した新規制基準では、公衆の生命安全を到底守ることはできず、人格権侵害を許容する極めて不十分な基準である。

#### 4 汚染水対策の問題について触れられていない。

詳細は、後述する（第5）が、福島第一原発事故では、深刻な汚染水問題が発生している。原発の過酷事故後に発生する放射能汚染水により生命・身体に対する重大な危険が生じることが明らかになっている。

かかる福島第一原発事故の教訓を踏まえれば、汚染水対策に関する考察と実効性ある対策の可否を審査することが必要不可欠である。

しかるに、新規制基準においては、汚染水対策の問題について一切触れられていない。なお、本件各原発は、いずれも山と海に挟まれた狭い敷地に建設されており、汚染水対策を行う上で不可欠な大量の放射能汚染水を貯蔵するための貯水設備を設置することができない状況が看取される所であり、実効性のある汚染水対策を構築できる目処は全くない。

福島第一原発事故後、深刻な問題となっている、汚染水対策に関する考察を全く欠いた新規制基準は、極めて不十分な基準と言わざるを得ない。

## 5 使用済み核燃料プールについて（閉じ込める機能なし）

(1) 原告準備書面1において詳述したが、福井地裁2014年5月21日判決は、使用済み核燃料について「閉じ込める」機能がない旨指摘し、その重大な危険性を看破した。

すなわち同判決は、大飯原発3号機および4号機について、まず使用済み核燃料が原子炉格納容器の外の建屋内にある使用済み核燃料プールと呼ばれる水槽内に置かれており、その本数は1000本を超えるが、使用済み核燃料プールから放射性物質が漏れたときこれが原子力発電所敷地外部に放出されることを防御する原子炉格納容器のような堅固な設備は存在しないことを指摘した。また福島原発事故においては、4号機の使用済み核燃料プールに納められた使用済み核燃料が危機的状況に陥り、この危険性ゆえに避難計画が検討されたとし、原子力委員会委員長が想定した被害想定のうち、最も重大な被害を及ぼすと想定されたのは使用済み核燃料プールからの放射能汚染であり、他の号機の使用済み核燃料プールからの汚染も考えると、強制移転を求めるべき地域が170キロメートル以遠にも生じる可能性や、住民が移転を希望する場合にこれを認めるべき地域が東京都のほぼ全域や横浜市の一部を含む250キロメートル以遠にも発生する可能性があり、これらの範囲は自然に任せておこなれば、数十年は続くとし、「使用済み核燃料も原子炉格納容器の中の炉心部分と同様に外部からの不測の事態に対し、堅固に防御を固められてこそ初めて万全の措置といえる」旨判示したのである。

続いて、同判決は、「わが国の存続に関わるほどの被害を及ぼすにもかかわらず、全交流電源喪失から3日を経ずして危機的状態に陥る。そのよ

うなものが、堅固な設備によって閉じ込められていないままいわばむき出しに近い状態になっている」旨指摘し、使用済み核燃料の危険性を的確に判示している。

- (2) 実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則第69条1項には、「使用済核燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済核燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済核燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」に冷却等のための設備を施設しなければならないと規定されているが、同規則の解釈においては、その設備はせいぜい「可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）」等のことを指している。

また同条2項の「使用済核燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済核燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合」における著しい損傷緩和等の設備を施設しなければならない旨規定されているが、同規則の解釈においては、その設備は「可搬型スプレー設備」や使用済核燃料貯蔵槽の監視等を指すに過ぎない。

過酷事故対策においてはこのような後付の簡易な可搬型設備等による対処しか要求しておらず、使用済み核燃料を「閉じ込める」という発想はなきに等しい。使用済み核燃料を原子炉格納容器の中の炉心部分と同様に堅固に防御を固めるという発想は、新規制基準においては全く組み入れられていないのである。

同判決の「使用済み核燃料は本件原発の稼働によって日々生み出されていくものであるところ、使用済み核燃料を閉じ込めておくための堅固な設備を設けるためには膨大な費用を要するということに加え、国民の安全が何よりも優先されるべきであるとの見識に立つのではなく、深刻な事故はめったに起きないだろうという見通しのもとにかような対応が成り立っているといわざるを得ない」旨判示しているが、これはまさに正鵠を得た指摘といえよう。

以上のとおり、新規制基準において、使用済み核燃料貯蔵槽を「閉じ込める」機能がないのは同判決も指摘したとおりであり、原子力発電所の安全技術および設備は極めて脆弱といわざるを得ない。

### 第3 基準に入っているけれども、不十分なもの

#### 1 耐震設計中、基準地震動策定方法について

既に、訴状や準備書面2、4において、詳述してきた通り、耐震設計の基礎となるべき基準地震動は本質的に過小評価となるような基準となっており、基準として、極めて不十分である。

##### (1) 基準地震動の定義づけと耐震設計における位置づけ

ア 基準地震動による地震力は、「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」と定義づけられている【設置許可基準規則（原子力規制委員会規則第5号）第4条第3項】。そして、設置許可基準規則によると、「基準地震動による地震力」は、耐震設計において、次のイ～オのとおり、位置付けられている。

イ 「耐震重要施設」<sup>1</sup>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ず（第4条第3項）、基準地震動による地震力が作用した場合においても、その施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない（第3条第1項）。

ウ 「常設耐震重要重大事故防止設備」<sup>2</sup>が設置される重大事故等対処施

---

<sup>1</sup> 「耐震重要施設」とは、設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるそ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が特に大きいものをいう（設置基準規則第3条1項）。なお、「設計基準対象施設」とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過度変化（通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な事態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの、設置許可基準規則第2条2項3号）又は設計基準事故（発生頻度が運転時の異常な過度変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には、発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの（設置許可基準規則第2条2項4号）の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるもの」をいう（同規則第2条2項7号）

<sup>2</sup> 「常設重大事故防止設備」とは重大事故防止設備のうち常設のものをいい（設置許可基準規則第38条第1項第1号）、「重大事故防止設備」とは、重

設<sup>3</sup>」は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならず（第39条第1項第1号）、基準地震動による地震力が作用した場合においても、その施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない（第38条第1項第1号）。

エ 「常設重大事故緩和設備<sup>4</sup>が設置される重大事故等対処施設」は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならず（第39条第1項第3号）、基準地震動による地震力が作用した場合においても、その施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない（第38条第1項第3号）。

オ 特定重大事故等対処施設<sup>5</sup>は、基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならず（第39条第1項第4号）。

---

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済み燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備をいい（設置許可基準規則第2条第15号）、「重大事故等対処設備」とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう（同規則第2条第14号）

<sup>3</sup> 「重大事故等対処施設」とは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過度変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故に対処するための機能を有する施設をいう（設置許可基準規則第2条第2項第11号）

<sup>4</sup> 「常設重大事故緩和設備」とは、重大事故緩和設備のうち常設のものをいい（設置許可基準規則第38条第1項第3号）、重大事故緩和設備とは、重大事故対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備をいう（同規則第2条第16号）

<sup>5</sup> 「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための

(2) 基準地震動の策定方法

基準地震動の策定方法は、「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号平成25年6月19日原子力規制委員会決定、以下「設置許可基準解釈」という。）の別記1（以下「解釈別記1」という。）の第4条5、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（原管地発第1306192号平成25年6月19日原子力規制委員会決定、以下「ガイド」という。）によって定められている。その概要は、次のとおりである（太字は引用者による。）。

ア 基本方針（解釈別記1第4条5，ガイドI-2）

(ア) 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

（基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいい、この「基盤」はおおむねせん断波速度 $V_s = 700 \text{ m/s}$ 以上の硬質岩盤であって、著しい風化を受けていないもの）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。

(イ) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、**不確かさを考慮**して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定する。

(ウ) 「震源を特定せず定める地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、**各種の不確かさを考慮**して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定する。

(エ) 「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

---

もの（設置許可基準規則第2条2項12号）



定せず定める地震動」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する。

イ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」 (ガイドI-3)

(ア) 策定方針

地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式、地震波の伝播経路等に応じた諸特性が十分に考慮されている必要があり、震源が敷地に近く、その破壊過程が地震動評価に大きな影響を与えると考えられる地震については、断層モデルを用いた手法が重視されている必要がある。

(イ) 検討用地震の選定

- i 震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連付ける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際、経験式は、**平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。**
- ii 長大な活断層については、断層の長さ、地震発生層の厚さ、断層傾斜角、1回の地震の断層変位、断層間相互作用等に関する最新の研究成果を十分考慮して、地震規模や震源断層モデルが設定されていることを確認する。

(ウ) 応答スペクトルによる地震動評価

- i 距離減衰式は適切に選定する。参照する距離減衰式に応じて**適切な**パラメータを設定する。
- ii 敷地周辺の地下構造に基づく地震波の伝播特性の影響を考慮して**適切に**評価する。

(エ) 断層モデルを用いた手法による地震動評価

- i 震源特性パラメータを**適切な**手法を用いて設定する。震源断層のパラメータは、地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」等の最新の研究成果を考慮し設定する。
- ii 経験的グリーン関数法は、観測記録の精度や震源断層の特徴を踏まえ、統計的グリーン関数法やハイブリッド法は、地質・地質

構造等の調査結果に基づき、地震の伝播特性が**適切**に評価されていることを確認する。

iii アスペリティの位置は、設定に根拠が必要である。根拠がない場合は、敷地への影響を考慮して安全側に設定されている必要がある。アスペリティの応力降下量（短周期レベル）は新潟県中越沖地震を踏まえて設定する。

iv 震源が敷地に極めて近い場合の地震動評価は、**各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し**、十分な余裕を考慮して地震動が評価されていることを確認する。特に、評価地点近傍に存在するアスペリティでの応力降下量などの強震動の生成強度に関するパラメータ、強震動生成領域同士の破壊開始時間のずれや破壊進行パターンの設定において、**不確かさを考慮し**、破壊シナリオが**適切**に考慮されていることを確認する。

(オ) 不確かさの考慮

i 応答スペクトルに基づく地震動の評価過程に伴う不確かさについて、適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。地震動評価においては、用いる距離減衰式の特徴や適用性、地盤特性が考慮されている必要がある。

ii 断層モデルを用いた手法による地震動の評価過程に伴う**不確かさ**について、適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。併せて、震源特性パラメータの**不確かさ**について、その設定の考え方が明確にされていることを確認する。

iii 震源モデルの**不確かさ**（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ・応力降下量、破壊開始点等の**不確かさ**、並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる**不確かさ**）を考慮する場合は、支配的なパラメータについて分析し、その結果を地震動評価に反映させることが必要である。アスペリティの位置、応力降下量や破壊開始点の設定等が重要であり、震源モデルの**不確かさ**として**適切**に評価されていることを確認する。

iv 地震動の評価過程に伴う不確かさについては、必要に応じて不

確かさを組み合わせるなど、適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。

ウ 震源を特定せず策定する地震動（ガイド I - 4）

(ア) 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されている必要がある。

(イ) 検討対象地震の選定においては、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」を適切に選定していることを確認する。

(ウ) 検討対象地震の選定の際には、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」についての検討を加え、必要に応じて選定していることを確認する。

(エ) 「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、全国共通に考慮すべき地震（Mw6.5未満の地震）であり、震源近傍において強震動が観測された地震を対象とする。

(オ) 「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」は、震源の規模が推定できない地震（Mw6.5以上の地震）で、孤立した長さの短い活断層による地震が相当する。

エ 基準地震動（ガイド I - 4）

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」の評価結果を踏まえて、各種の不確かさを考慮して適切に策定されている必要がある。

オ 超過確率

「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、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを確認する。

(3) 新規制基準の評価

ア 基準地震動策定の基本的方法は、平成18年耐震設計審査指針と変わっていない。「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を応答スペクトルに基づく手法と断層モデルを用いた手法によって評価し、「震源を特定せず策定する地震動」を評価し、これらに基づいて基準地震動を策定するという点に変わりはない。

イ 明示的に変わった点として、次の3点を指摘する。

(ア) 考慮すべき活断層

設計上考慮すべき活断層が「後期更新世<sup>6</sup>以降の活動が否定できないもの」とされていた【発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日原子力安全委員会決定、以下「平成18年耐震設計審査指針」という。）5の(2)②i】ところ、新規制基準では、それ自体に変更はないものの、その認定に当たって、後期更新世の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価するものとされた（解釈別記1第3条3）。

(イ) 震源を特定せず策定する地震動

震源を特定せず策定する地震動については、「震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定し・・・て基準地震動 $S_s$ を設定する」とされ（平成18年耐震設計審査指針5(3)）、具体的に震源と活断層を関連付けることが困難な地震としてどの程度の規模の地震を想定すべきかは明示されていなかった（もともと、運用としては、「 $M_j 6.8$ 」とされていた。）が、新規制基準では、収集対象となる内陸地殻内の地震の例として16地震が掲げられ、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は、「 $M_w 6.5$ 」未満の地震であることが明記された（ガイドI4.2.1）。また、 $M_w 6.5$ を

---

<sup>6</sup> 「更新世」とは、地質時代の区分の一つで約258万年前から約1万年前までの期間をいう。そのうち、「後期更新世」とは、約12万6000年前から約1万1700年前までをいうとされている。

超える地震でも、震源断層が地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震があることから、①孤立した長さの短い活断層による地震、②活断層の密度が少なく活動度が低いと考えられる地域で発生した地震、③上部に軟岩や火山岩、堆積層が厚く分布する地域で発生した地震は個別に検討する必要があるとされた。

(ウ) 残余のリスク

平成18年耐震設計審査指針では、地震学的見地からは、基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できないとし、これを「残余のリスク」と称し、「残余のリスク」の存在を十分認識し、これを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとされていた（解説1(2)）が、新規制基準では、「残余のリスク」の概念が見当たらない。

ウ 新規制基準の問題点

(ア) 我が国の原発が抱える危険性の最大の問題点は、耐震性にあることは衆目の一致するところであろう。世界に冠たる地震国である日本で、地中奥深くで発生する地震の規模や伝播の特性を把握して原発に到来する地震動を正確に予測するのは極めて困難である一方、地震が原因となって引き起こされる原発事故は、津波、がけ崩れ、陥没、地盤の変位等が伴い、瞬時にしてとてつもない大災害につながりかねない。当該原発を襲う最大の地震動として策定される基準地震動は、耐震設計の基礎になる数値であるから、十二分に安全側にたって策定されなければならない。

(イ) そのような観点に立った場合、新規制基準のうちの基準地震動の策定方法について定めている部分は、全く誤りであると言わなければならない。基準地震動の策定を過去の地震の平均像で行ってはならないことは、準備書面2で詳述した。新規制基準が定める応答スペクトルによる手法及び断層モデルによる手法は、いずれも過去の地震の平均像に基づいて基準地震動を策定する手法であって、根本的な問題がある。現在、被告が大飯原発で856ガル、高浜原発で700ガルとしている基準地震動の策定方法にも上記欠陥があることは、準備書面4で述べた。新規制基準は、基準地震動策定の方

法を抽象的に定めるものにすぎない。文中には「適切に」「適切な」という文言が頻出する。新規制基準は、何が「適切」かについては述べない。その判断は事業者に委ねられている。したがって、新規制基準では、平均像に基づいて想定された基準地震動、不合理な方法で定められた基準地震動を阻止できない。

(ウ) 新規制基準は、経験式が平均値としての地震規模を与えるものであること、基準地震動の策定過程に各種の不確かさが伴うことを認識しており、そのため、事業者に対し、経験式が有するばらつきに対する考慮や、各種の不確かさに対する考慮を求めている。新規制基準には、「不確かさ」に考慮すべきことを定めた一節が頻出するのである。しかし、考慮する方法について具体的に定めていない。「不確かさ」を「適切に」考慮せよ、というにすぎない。具体的な考慮方法は事業者に任されている。これでは、有効な基準とはいえない。

(エ) なお、被告は、確かに、不確かさの考慮をしている。大飯原発でいえば、甲A第7号証の6頁にその記載がある。これによれば、被告は、①短周期の地震動レベルを1.5倍とするケース、②断層傾斜角を75度とするケース、③すべり角を30度とするケース、④破壊伝播速度を $V_r=0.87\beta$ とするケース、⑤アスペリティ配置を敷地近傍に一塊（正方形）と配置するケース、⑥アスペリティ配置を敷地近傍に一塊（長方形）とするケースをそれぞれ考慮している。しかし、不確かさを組み合わせての考慮はなされていない。原子力規制委員会は、これで「不確かさ」が「適切に」評価されているとして、これを容認している。この程度の「不確かさ」の考慮が容認されるのは、新規制基準自体があまりに抽象的、曖昧であって、基準の機能を果たしていないからであるというほかはない。

(4) 訴状の62～63頁、準備書面4の10～12頁に記載したように、2005年8月から2011年4月までのわずか5年8か月の間に延べ6か所の原発において、基準地震動を超える最大加速度値が計測された。これは、基準地震動の策定方法に根本的な欠陥があることを示している。新規制基準は、その欠陥のある基準地震動策定方法を基本的に継承して

いる。よって、基準地震動について原子力規制委員会の適合判断が出て  
も、安心であるなどと到底いうことができないのである。

2 共通要因故障を仮定した設計になっていない(単一故障指針が見直されて  
いない)

(1) 旧指針(安全設計審査指針)による設計基準が不合理であったこと

旧指針(安全設計審査指針(甲全第11号証))の設計思想は、設計  
基準事故において、一つの原因で、安全機能を有する二つ以上の系統、  
機器のうちの一つが故障することを仮定し(単一故障の仮定)、その場  
合でも残りの系統、危機で安全機能を確保する設計思想であった(安全  
設計審査指針の指針9「信頼性に関する設計上の考慮」の第3項、指針  
25「非常用炉心冷却系」の第2項、指針34「安全保護系の多重  
性」、指針48「電気系統」の第3項など。安全評価審査指針の5.2  
(2)参照。)

しかしながら、福島第一原発事故では、一つの原因で、必要な安全機  
能が同時に全て故障した。地震や津波をはじめ自然現象を原因とする事  
故は、多数の機器に同時に影響を及ぼす。そのため、福島第一原発事故  
の教訓を踏まえ、異常状態に対処するための安全機器の一つだけが機能  
しないという仮定は非現実的であり、複数の機器が同時に安全機能を失  
うこと(共通要因故障)を仮定した設計をすべきである。

(2) 新規制基準においても旧指針の不合理性が見直されていないこと

ところが、新規制基準においても、共通要因故障を仮定した設計には  
なっていない。

すなわち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設  
備の基準に関する規則」(以下「設置基準規則」という。)では、第1  
2条第2項において、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要  
度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器  
具の単一故障【単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機  
能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。以下同  
じ。】が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合において  
も機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び

動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない」とされており、単一故障の仮定が見直されていない。

設置基準規則第2条第2項第3号では、「設計基準事故」とは、「発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう」とされ、設置基準規則第2条第2項第3号は、「運転時の異常な過渡変化」とは、「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう」と規定しており、結局、設置基準規則は、設計基準事故の想定事象として、共通要因故障が生じることを想定しておらず、あくまでも単一故障を仮定している。

本来原発の安全設計においては、起こりうるさまざまな事故を想定し、それに対処するための要求条件を設定することが出発点である。ここで想定される事故こそ設計基準事故である。

そのため、原子力規制委員会の基準検討チームにおいても、当初は、「信頼性に関する設計上の考慮」について、共通要因故障を取り入れた基準が策定されようとしていた。重要度の特に高い安全機能を有する系統について、多重性に重きを置いていたが、福島第一原発事故が多重性では防ぐことができなかったという反省から、「ただし、共通要因又は従属要因による機能喪失が独立性のみで防止できない場合には、その共通要因又は従属要因による機能の喪失モードに対する多様性及び独立性を備えた設計であること」という規則案が検討されていた。

ところが、結局、設計基準として共通要因故障を考えた設備を要求することを止め、設計基準事故は従来通り単一故障の仮定で判断することにした。福島第一原発事故においては、共通要因故障が現実にかきたのであるから、設計基準事故に共通要因故障を想定しないというのでは、



設計基準事故の想定自体に欠落があるというべきである。

(3) 旧安全評価審査指針による安全設計評価で足りるとしていること

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号原子力規制委員会決定，以下「設置許可基準規則解釈」という。）第13条第1項は，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析評価については，現行の安全評価審査指針に基づいて実施すると規定している。

しかしながら，安全評価審査指針は，安全設計審査指針と並んで原発の安全審査における重要な判断基準であるにもかかわらず，今回の新規制基準には組み込まれず，見直されていない。そのため，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価にあたっては，現行の安全評価審査指針が単一故障の仮定をとっている以上，単一故障の仮定に基づいた解析・評価をすることになる。共通要因故障によって福島事故が生じたというのに，現行の安全評価審査指針で安全評価を行うというのでは，適切な安全設計評価などできないことは明らかである。

しかも，安全評価審査指針は，設計基準事故の原因として，内部事象だけを想定し，自然現象あるいは外部からの人為事象は想定外とされている。結局，自然現象による事故を考えれば，単一故障の仮定を維持できないので，設計基準事故の原因は内部事象に限定し，自然現象を事故原因として考えないことにしているのである。福島第一原発事故を踏まえれば，このような安全評価審査指針に基づく安全設計評価が不完全なものになることはいうまでもない。

以上のとおり，新規制基準においても，共通要因故障を仮定した設計はなされておらず，これでは原発の安全性など到底確保されない。

3 外部電源に関する重要度分類及び耐震重要度分類が変更されていない。

(1) 重要度分類指針について

重要度分類指針は，各安全機能について，それが果たす安全機能の性質に応じて，PS（Prevention System：異常発生防止系）とMS（Mitigation System：異常影響緩和系）に分類し，PSとMSに属する構築物，系統及び機器を，その重要度に応じて3クラスに分類し，設

計上考慮すべき信頼性の程度を区分している。

クラス1は、合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持する、クラス2は、高度の信頼性を確保し、かつ、維持する、クラス3は、一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持する、ことを目標とするとされている。

## (2) 外部電源系に関する重要度分類は誤っていたこと

外部電源は、旧安全設計審査指針48. 電気系統において、「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計であること」とされているとおり、非常用電源と並列的にいずれかからの電気が供給される設計が要求される重要な系統である。

ところが、重要度分類指針では、外部電源は、「異常状態の起因事象となるものであって、PS-1（クラス1）及びPS-2（クラス2）以外の構築物、系統及び機器」と定義づけられ、「PS-3（クラス3）」に分類されていた。

また、外部電源は、耐震設計上の重要度分類においても、Sクラス、Bクラス、Cクラスの分類のうち、最も耐震強度が低い設計が許容されるCクラスに分類されていた（甲全第14号証）。

そのため、福島第一原発事故により、福島第一原発の外部電源は、地震の揺れによる鉄塔の倒壊、送電線の断線、配電盤損傷等により全て喪失した。東海第二原発も、地震によって全ての外部電源を喪失している。

そこで、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」（平成24年3月14日原子力安全基準・指針専門部会 安全設計審査指針等検討小委員会）では、SBO対策に係る技術的要件の一つとして「外部電源系からの受電の信頼性向上」の観点を掲げ、「外部電源系は、現行の重要度分類指針においては、異常発生防止系のクラス3（PS-3）に分類され、一般産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することのみが求められており、今般の事情を踏まえれば、高い水準の信頼性

の維持，向上に取り組むことが望まれる」とし，現行の外部電源系に関する重要度分類には瑕疵があることを認めた。

したがって，新規制基準では，外部電源は，重要度分類指針のクラス1，耐震設計上の重要度分類のSクラスに格上げし，合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し，かつ，維持しなければならなかった。

#### (3) 新規制基準での改正が不十分であること

ところが，新規制基準においても，独立した2系統の外部電源からの受電を要求するだけで，外部電源の重要度分類，耐震重要度分類は変更されていない。外部電源2回線に独立性を要求しても，耐震性を高めなければ，地震により外部電源が同時損傷する事態は防げない。

#### (4) 外部電源喪失時の規定も不十分であること

新規制基準では，外部電源喪失時の電源設備は以下のように種類と容量を増やすことが規定された。すなわち，設計基準として，非常用電源設備及びその附属設備は，多重性又は多様性及び独立性を確保し，設備の機能を確保するための十分な容量を有すること（外部電源が喪失したと仮定して7日間）を規定した（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則33条）。

また，非常用電源喪失に備えて，代替電源設備として，可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等），常設代替電源設備（交流電源設備）を設けること，所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わず8時間，その後必要な負荷以外を切り離して16時間の電気供給が可能であること，可搬型直流電源設備は重大事故等対応可能な電気を24時間供給できること（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則57条），を要求している。

しかしながら，これらの基準は，基準を満たす具体的な内容が制定されていないので，現実の設備が安全確保のために十分か否か判断する基準となっていない。非常用電源設備の多様性は，具体的に非常用電源が必要とされるどのような事態を想定しているのか，それに対応する多様性とは何かを基準から読みとることはできない。重大事故等の対応に必要な設備として何を想定しているのか不明である。想定する設備によって必要な電力量が異なるので，24時間供給する電力量も異なる。これ

らを基準から読み取ることができない。

さらに、所内常設直流電源設備の第3系統目が要求事項になっているが、これについては5年間の猶予を与えている。必要と認めながら、猶予を与えることは、基準内の矛盾であり、その系統が欠けている状態は、安全性が欠けている状態であることは明らかである。

#### 4 過酷事故対策が不十分

福島第一原発事故以前、原子力発電所は、「止める、冷やす、閉じ込める」の機能で安全が保たれており、閉じ込める機能については、①燃料ペレット、②燃料被覆管、③原子炉圧力容器、④原子炉格納容器、⑤原子炉建屋の5重の壁で放射性物質が閉じ込められているので、放射性物質が外部に多量に放出されることは絶対にないという「安全神話」が振りまかれていた。過酷事故対策に関しては、福島第一原発事故前には、シビアアクシデントは工学的には現実には起こるとは考えられないほどの発生の可能性は小さいものとなっているとして、原子力事業者の自主的取組とされており、実質的には何も行われていなかった。

しかしながら、福島第一原発事故により、原発の「安全神話」は崩壊し、従前の規制基準において、原子力発電所を「止められない、冷やせない、閉じ込められない」ことが明らかになった。

本来、異常が発生した際に、原子力発電所を「止める、冷やす、閉じ込める」ためには、福島第一原発事故で露呈した設備の不備等を真摯に反省して、設計面で根本的な改善に取り組むことが必要不可欠である。しかしながら、新規制基準は、設計の不備等設計面を根本的に見直すことなく、既存の原発に付け焼き刃的な過酷事故対策を施すことでよしとしており、極めて不十分な基準であるといわなければならない。言い換えれば、原子力発電所を「止められない、冷やせない、閉じ込められない」ことを所与の前提として、過酷事故が発生した後に、後付けの付け焼き刃的な安全装置で被害を緩和させよう（後述するとおり、これらの安全装置では被害を十分に緩和できないのは明らかである）とするだけのものである。この点に根本的な発想の誤りがある。新規制基準は、コストをかけない改修で既存の原子炉をパスさせることができるようなものになっているのである。

本項では、設計面で根本的に「止める、冷やす、閉じ込める」機能を十分に拡充しなかったことをまず指摘するとともに、以下では、後付けの付け焼き刃的に設置を求められた安全装置が、いかに実効性を欠き、安全性が欠如しているものかについて明らかにしたい。

なお、新規制基準について、規制委員会でさえも「その基準さえ守っていれば安全だというものではない」という認識を表明している（当初、「新安全基準」と呼んでいた基準を「規制基準」と変更したことにも現れている）。仮に「規制基準に適合する」という結論が出たとしても、それは急ごしらえの不備な規制基準に適合するというだけのことであり、何ら原発の安全性を保証するものではないのである。

(1) 過酷事故対策に関する条文の構造（設計ではなく、後付けの付け焼き刃的な安全装置で対応）

まず、条文の構造からも明らかのように、過酷事故対策は、設計で考慮しなくても、後付けの付け焼き刃的な安全装置をつければよいという、時代遅れな発想に立っている。

ア 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6の3は、その者に重大事故（発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故をいう。第43条の3の2第1項において同じ。）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その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があることと規定する。

そして、「实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第4条によれば、法第43条の3の6第1項第3号の原子力規制委員会規則で定める重大な事故は、次に掲げるものとする。

①炉心の著しい損傷

②核燃料物質貯蔵施設に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷とされている。

要するに、いわゆるメルトダウンが重大事故であるということである。

イ ところが、「实用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」には、重大事故に至るおそれがある事故

（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する）という記載あり（同規則第2条2項11号参照），規制基準で扱う「重大事故等」は重大事故に至るおそれがある事故（但し，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故は含まない）も含むということで，結局，「設計基準事故」に含まれないもっと危険な事故ということになってしまっている。

ちなみに，「設計基準事故」とは，発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの（同規則第2条2項4号）をいう，と定義されている。

とすれば，論理的には，設計基準事故でないものは，「安全設計上想定すべき」というわけではないということになり，仮に，「重大事故」が「設計基準事故」でないなら「重大事故」は安全設計上想定しなくていい，と書いてあることになる。

ウ ところが，「重大事故等対処施設」とは，重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ）又は重大事故（以下，「重大事故等」と総称する。）に対処するための機能を有する施設を言うとある（同規則第2条2項11号）。

すなわち，安全設計上は想定しなくていいが，「対処するための機能」はなくてはならないと書いてあるように見受けられる。

エ このような不可解にみえる規則になっているのは，新規規制基準では「バックフィット」を謳っているからと考えられる（原子炉等規制法第43条の3の23，同法第43条の3の14）。これは「既存の原発も新規規制基準に適合しなければ運転を認めない」というもの（既にあるものでも新規規制基準に合わせなければならないというもの）である。

一見厳しい方針に見えるが，実際には，バックフィットが可能になるような基準を設定する，という結果になっているのである。すなわち，設計で考慮しなくても後付けで安全装置を設置すればいいこととするという構造の基準になっているのである（甲全第110号証）。

このような、設計（恒設設備）でなく、後付けの安全装置（可搬式設備を基本）とする発想は、国際的な基準から乖離しており、過酷事故対策の実効性を著しく減殺させる結果となっている。

(2) 「重大事故」への対応の実態（実効性を欠いている）

過酷事故対策が、極めて不十分なことは、「重大事故」への対応の実態からも明らかである。肝心の「重大事故」への対応の実態は、下記の通り、極めて不十分なものである。

そして、過酷事故対策として今回導入されることとなった「冷やす」対策、「閉じ込める」対策については、「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」第3章の内、第60～69条に規定されている。同規則をどのように解釈するかについては、実用発電用原子炉及びその付属設備に関する規則の「解釈」（第60条から69条）によっている。規則ではもっともらしいことが規定されているが、その解釈を見れば、その実態が付け焼き刃的であり、実効性が疑わしい不十分な対策しか求めていることが分かる。また「冷やせない、閉じ込められない」ことを前提とした同規則第70条の「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」も不十分極まりない。

ア 「冷やす」ことが十分にできないこと

(ア) 例えば、技術基準に関する規則第61条（原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）によれば、「発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。」と規定されている。

この規則の解釈については、技術基準に関する規則の「解釈」第61条において、「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備として、(a) 可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）、(b) 現場操作を行うための設備を整備することと規定されている。

つまり、実際に要求されているのは、「可搬型重大事故防止設備」か人力に頼る「現場操作」に過ぎない。

- (イ) 技術基準に関する規則第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）によれば、「1、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。2、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。」と規定されている。

この基準を文字通り読めば、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することはないということになるが、この規則の解釈については、技術基準に関する規則の「解釈」第64条において、「炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備として、(1)重大事故等対処設備、a)設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備することと規定されている。

すなわち、実際に要求されていることは「格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること」だけである。

- (ウ) 技術基準に関する規則第69条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）によれば、「1、発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければなら



い。2、発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。とされている。

しかるに、技術基準に関する規則の「解釈」第69条によれば、第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること程度のことしか要求していない。

イ 「閉じ込める」ことが充分できないこと

(ア) 技術基準に関する規則第65条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）によれば、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない」としている。

この点について、技術基準に関する規則の「解釈」第65条は、「原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」について、「格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること」等の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備について規定している。

これはフィルターベントの設置に関するものであるが、フィルターベントに関しては、従来の「閉じ込める」という発想ではなく、圧力を低減するために、むしろ外部に排出するというものである。したがって、この点において「閉じ込める」ことを放棄したといえる。また外部に積極的に排出することを是認するのであれば、

放射性物質の被害を公衆に及ぼすことを前提としているのであるから、なおさら避難計画等を整備しなければならないはずであるが、前述したとおりこれも十分にされていない。

- (イ) 技術基準に関する規則第66条（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）によれば、「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。」とされている。

しかるに、技術基準に関する規則の「解釈」第66条によれば、規則第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいうとして、「a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること」を規定するが、「原子炉格納容器下部注水設備」とは、「原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。」

（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）」とされている。

すなわち、ここで要求されているのは、ポンプ車及び耐圧ホース等という後付けの設備に過ぎない。

- (ウ) 技術基準に関する規則第67条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）によれば、「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。」とされている。

しかるに、技術基準に関する規則の「解釈」第67条によれば、規則第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」について、水素濃度制御設備の設置や放射性物質濃度測定装置を設けること、監視設備を設置することを規定するのみである。

(エ) 技術基準に関する規則第68条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）によれば、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。」と規定している。

しかるに、技術基準に関する規則の「解釈」第68条によれば、第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」として、水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置する程度のことしか要求していない。

ウ 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策も不十分極まりないこと

技術基準に関する規則第70条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）によれば、発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。」と規定されている。

しかるに技術基準に関する規則の「解釈」第70条によれば、「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」として、「原子炉建屋に放水できる設備」を配備することとなっている。

すなわち、原子炉がメルtdownし、格納容器も破損した場合に備えた準備は、「建屋への放水設備」ということである。これでは、2011年3月の高圧放水車からの水かけを行っていたが、それができればよいと規定されている。

この点、放水に意味があるのは、建屋の屋根と壁が既に爆発で吹き飛んだあとであろうから、これで何かを防ぐことができるかは疑わし

い。

エ 以上のように、福島での事故で起こった、ということに対して、「それを防止する設備」というのが書いてあり、それが津波や地震のあとでもきちんと動作して機能を果たすことを要請していることになっているが、第70条の例からも分かるように、意味があるかどうかがよく分からない程度のものが、設備として存在すればよいというものになっている（甲全第110号証）。

### (3) 「受動的安全性」について触れさえていないこと

原子炉の原理的な安全性という観点からの新規制基準の根本的な問題は、「受動的安全性」について触れさえていない点である。

ここに、「受動的安全性」とは、簡単に言えば、電源や動力がなくてもなにもしないでも長期にわたって冷却できるようにしようというものである。これに対して、日本の従来の原子炉の安全設計は、「多重防護」ないし「深層防護」で、要するに沢山安全装置を付けておけばどこかでなんとかなってくれるのではないかと期待する、というものであったが、福島ではその多重の装置が津波による電源喪失ですべて機能しなくなった。

「受動的安全性」の概念は、30年くらい前からあるものであるが、「受動的安全性」について全く触れておらず、新規制基準は、極めて時代遅れな安全性の考え方によっている。

これは、「既存の原子炉も新規制基準に適合しなければならない」という原則が、逆に「新規制基準は既存の原子炉を適合させることができるものでなければならない」という基準に対する要請にすり替わっている、ということの意味する。しかも、単に適合させることができるだけでなく、あまりコストも時間もかけないでできることで、という暗黙の要請があり、受動的安全性をもたせるような根本的な改修は要求されていないのである（甲全第110号証）。

### (4) 可搬式設備への依存の危険性

ア 新規制基準は、設計の不備等設計面を根本的に見直すことなく（原子炉本体の改良は全くなされていない）、既存の原発に付け焼き刃的

な過酷事故対策（可搬式設備による人的対応を基本とする）を施すことによしとしている。

しかしながら、可搬式設備による人的対応は、過酷事故発生後の緊急事態下では有効に機能しないことは明白である（訴状 52～53 頁参照）。

この点に関しては、ヨーロッパの EUR の基準では、①設計基準事故の発生後 7 2 時間は、可搬式設備による人的対応の有効性を期待してはならない。②設計基準を超えた事故の発生後 6 時間は、可搬式設備による炉心損傷防止のための人的対応の有効性を期待してはならない。③設計基準を超えた事故の発生後 1 2 時間（目標は 2 4 時間）は、可搬式設備による格納容器保護のための人的対応の有効性を期待してはならない。④格納容器は、設計基準を超えた事故の発生後 1 2 時間（目標は 2 4 時間）は、人的対応（格納容器ベントを含む）なしで耐久できること。⑤設計基準を超えた事故の発生後 7 2 時間は、所外からの支援を期待してはならない。などと可搬式設備による人的対応の有効性を期待することを明確に禁止している。

しかるに、新規制基準における過酷事故対策は、上記国際基準が明確に禁止している可搬式設備による人的対応を基本としている点で、重大な欠陥がある。

イ 可搬式設備による人的対応は、我が国で最も警戒すべき地震の場合に致命的な欠陥を露呈する。

すなわち、地震は、兆候なく瞬時に広範囲に影響を及ぼし、それ自体の破壊力の他に、多くの併発事象と誘発事象を起こすものである（山崩れ、地滑り、道路や通路の損傷等）。また、地震の影響は、建屋全体から電子基板のハンダ付けにまで及び、複数の機器を同時に損壊させ、状況把握を混乱させる。そして、地震の場合には、1 基だけでなく、発電所内の全基に及ぶことになる。地震によって、併発事象の複合作用、誘発事象の二次、三次的な損傷が重複する。さらに、地震発生に際して、発電所の職員に怪我を負わせ、恐怖感を与え、家族の安否確認もできない精神的なストレスも与える。のみならず、所外からの支援も滞り、孤立無援に陥る可能性が

あり、飲食物の困窮、暖冷房の停止、医療支援の欠乏も起こりうる。

以上のような要因により、巨大地震が発生した場合、過酷事故対策マニュアルが使えなくなってしまう可能性が大きい（可搬式設備による人的対応は全く期待できない）。

よって、可搬式設備による人的対応を基本とした、新規制基準における過酷事故対策は、致命的な欠陥があり、極めて不十分である。

#### (5) まとめ

以上のように、新規制基準は既存の原子炉、少なくともその多くを、それほどコストをかけない改修でパスさせることができるようなものになっている。

その結果として、効果が全く無いわけではないにしても十分かどうか疑わしい極めて不十分なものとなっている。

また、改修の考え方が時代遅れな「多重防護」によっているため、共通の原因で駄目になったという福島事故の教訓が全く活かされていない。これで、事故が防げるというのは余りに楽観的という他ない。

#### 第4 結語（新規制基準について）

以上により、新規制基準は、耐震設計の基礎となるべき基準地震動が本質的に過小評価となるような基準であり、根底となる第1層が不十分である（このことは、当然、設備・機器の耐震性の低さを通じて、第2層、3層の脆弱化をもたらしている）。

また、肝心の過酷事故対策に関しても、数々の旧安全指針の重大な欠陥が放置されたままであり、設計の不備など設計面を根本的に見直すことなく、既存の原発に、あまりコストも時間もかけないでできるような、付け焼き刃的な後付けの装置（可搬式設備による人的対応を基本）でよしとするものであり、極めて不十分である。

さらには、周辺公衆に対する放射能被害を防止するための基準であり、原発審査の要である立地審査指針の見直し・組入がなされておらず（再稼働にあたって立地審査はなされていない）、新規制基準は、何ら周辺公衆

の放射能被害の防止を保証するものとなっていない（むしろ、既存の原発がことごとく立地不適合であることが明らかになっている）。

のみならず、国際的な常識というべき、5層（避難計画の問題）に関しては、再稼働と避難計画は別の話であるとして、新規制基準では審査されることもない（国際的な基準に明白に違背している）。

このように、新規制基準では、周辺公衆の放射能被害を防止することを何ら保証するものではなく、まさしく、既存の原発の再稼働ありきの、人格権侵害を容認する極めて不合理な基準である。

## 第5 汚染水問題について

前述（第2の4）した通り、新規制基準においては、汚染水問題について一切触れられていない。そこで、新規制基準で触れられていない問題の重要性と関連して、汚染水問題について概説する。

### 1 福島第一原発における汚染水問題

#### (1) 破損した炉心燃料の冷却による汚染水の発生

福島第一原発事故により溶融破損した福島第一原発1, 2, 3号機の炉心燃料（以下、「溶融炉心」「破損核燃料」と同義）は、その一部が原子炉容器に残り、その他は格納容器底面に落下したと推定されている。

これによる被害の拡大を食い止めるためには、溶融炉心の冷却を継続することが不可欠であり、溶融炉心が回収されるまで、長期にわたって継続されねばならない。東京電力の試算によると、原子炉への注水が止まって冷却できない状態に陥った場合、18～19時間で水—ジルコニウム反応が急激に進展する温度（1200℃）に達するとのことである（甲全第111号証7頁）。

そこで、事故発生以来4年になろうとしている現在においても、大量の冷却水が原子炉容器に注入されている。冷却水は、原子炉容器内に残っている破損核燃料を冷却した後、原子炉容器の破損部から流れ出し、格納容器床面に落下した破損核燃料を冷却していると考えられる。

こうして、原子炉容器に注入された冷却水は、高濃度の放射能汚染水となって格納容器下部の破損箇所から、原子炉建屋地下室に漏出し、さらに、タービン建屋の地下室に流入している（甲全第112号証）。

## (2) 原子炉建屋直下を流れる地下水や雨水の浸入

前述した破損核燃料の冷却のための注入水のほか、建屋地下周辺から流れ込んでくる地下水も汚染水となっている。

福島第一原発においては、敷地西側にある阿武隈山系から敷地内に流れ込んだ地下水が、原子炉建屋等の底部に滞留する放射能汚染水と混ざり合うことで、日量約400トンもの放射能汚染水が発生し続けている。この他、敷地に降り注ぐ雨水も、地中にしみこむことで放射能汚染水化する。

このようにして、過酷事故後の福島第一原発においては、日々大量の放射能汚染水が発生している。

## 2 汚染水の危険性

福島第一原発事故の初期、炉心が溶融したとき、炉心の温度は2800℃以上にまでなり、低融点のキセノン、ヨウ素、セシウム、テルルなどの放射性物質のほぼ100%が気相に移行した。ストロンチウム90については、炉心溶融時の温度条件に依存してかなりの割合で蒸発する可能性がある。

それらの放射能は、逃し弁や安全弁の作動あるいは原子炉容器の破損部などから、格納容器ドライウェルおよびサプレッション・チャンバ（圧力抑制室）に移行する。キセノン133、ヨウ素、テルルなどの短半減期のものは3か月以上経過すれば大部分が消滅する。セシウム、ストロンチウムなどでは環境に放出されるのは数%以下であり、それ以外の大部分は、格納容器内にとどまり、格納容器内の冷却水中や構造材の表面に付着して存在している。

原子炉に注入された冷却水は、地下室に流出するまでの経路の途中で、溶融破損核燃料を冷却すると同時に、セシウムやストロンチウムで汚染された格納容器内の機器から放射能を洗い落としたり、それらを溶かし込んでいる放射能汚染水を取り込んだりして強度の汚染水になる（甲全第112号証）。

このように、原発の過酷事故後に発生する放射能汚染水は、生命や身体にとって極めて危険度の高いものである。

東京電力は、こうした放射能汚染水が敷地外に流出するのを防ぐために、



地下貯水槽や貯蔵タンクを設置してきたが、結局は海洋流出を防ぐことはできなかった。以下では、福島第一原発事故以降における放射能汚染水の流出事故を概観する。

### 3 放射能汚染水流出事故の概観

#### (1) 地下貯水槽からの漏出（2011年4月）

先に述べたとおり、福島第一原発においては、毎日大量の放射能汚染水が発生している。

東京電力は、このうち一部の汚染水を、敷地内にある地下貯水槽に保管していたが、2011年4月5日、この貯水槽から120トンもの汚染水を漏出させた。

東京電力は、この汚染水について、ストロンチウム90などベータ線核種を中心に、7100億ベクレルの放射性物質を含むと推計している。

地下貯水槽は、海拔35メートルの高台に設置されており、海側のタービン建屋に滞留していた汚染水をポンプで汲み上げ、セシウム吸着装置や淡水化装置を通過させた後の濃縮塩水を保管していた（容量14000トン）。

福島第一原発では、毎日のように大量の汚染水が新たに発生する事態となっていたが、これを保管するタンクが未整備であったために、地面に巨大な穴を掘ってそこに廃棄物処分場でよく用いられる遮水シートを2重に敷き詰め、急場しのぎの貯水槽としたのである。漏出事故は、その施設の脆弱性を露呈したものであり、いかにずさんな管理しかしていなかったかが分かると言える（甲全第113号証）。

#### (2) 地上にある汚染水貯蔵タンクからの水漏れ（2013年8月）

2013年8月19日、東京電力社員による1日2回のパトロールの中で、汚染水貯蔵タンクから汚染水が漏れていることが確認された。タンクは、汚染水漏れを防ぐためにせきで囲んでいるが、せきに取り付けられている雨水排出用の配管から汚染水が外に漏れていた。

タンクは、鋼鉄をボルトでつなぎ合わせて造る「フランジ型」と呼ばれる。短期間で大量に造ることができるため、事故直後から大量に設置された。しかし、継ぎ目からの水漏れを防ぐゴム製のパッキンが劣化しやすく、耐用年数が5年と短い。当時、地上タンク約1000基のうち、

約350基がフランジ型であった。東京電力は、ほかのタンクでも漏れが起りうるとしている。

その後、タンク底部のボルトの接合部で隙間が見つかり、汚染水はこの隙間から流れ出したとされている。隙間は、気温の変化で接合部が膨張、収縮したことに加え、水圧でゴム製のパッキンが徐々にずれたために生じたと推測されている。

漏れた量は計300トンであるが、漏れたタンクに入っていた汚染水の濃度は1リットルあたり2億ベクレルである。同年10月17日、タンクの10メートルあたり北に掘った観測井戸で採取した水からストロンチウムなどベータ線を出す放射性物質が1リットルあたり40万ベクレル検出された。法で定める放出限度6万ベクレルの7倍になる（甲全第114号証）。

原子力規制委員会は、2013年8月28日、IAEAと協議の上、本事故のトラブルの深刻さを示すINES（国際原子力事象評価尺度）を「レベル3（重大な異常事象）」に引き上げた（甲全第115号証）。

#### (3) 地上にある汚染水貯蔵タンクからの水漏れ（2014年2月）

2014年2月19日、タンクの上部から雨どいを伝って汚染水が漏れ、タンクを囲む堰の外に流出した。堰の外に漏れた量は約100トンで、雨どいの水からはベータ線を出す放射性物質が1リットルあたり2億3000万ベクレルと極めて高い濃度で検出された。

このタンクは、汚染水をためているH6と呼ばれるタンク群の一基で、2013年8月と同様、フランジ型のものである。汚染水は天板部分からあふれ、雨水対策で設けたタンク上部の雨どいを通して、堰の外の土壌に流れ出た（甲全第116、117号証）。

#### (4) 台風・大雨に伴う汚染水の漏出

2013年10月2日、Bエリア南と呼ばれるタンク群のうち一つのタンクから水があふれ、タンクを囲む堰の外に漏れた高濃度の汚染水のうち一部は海（港湾外）にまで流出した。タンク内の汚染水にはストロンチウムなどが1リットルあたり58万ベクレル含まれており、また、堰の中にたまった汚染水には、ストロンチウムなどが1リットルあたり20万ベクレル含まれていた（甲全第118号証）。

また、2013年10月20日、大雨の影響で、福島第一原発の汚染水をためたタンク群を囲む堰の内側にたまった水が11か所であふれた。東京電力によれば、堰内からあふれた雨水などを測ったところ、最も高い区画では、基準値の71倍にあたる1リットルあたり710ベクレルのストロンチウム90が検出された（甲全第119、120号証）。

#### (5) 海洋への流出

福島第一原発1、2号機タービン建屋の海側観測用井戸（海まで約25メートル）で採取した水から、ストロンチウムなどベータ線を出す放射性物質が1リットル当たり90万ベクレルの高濃度で検出された。

東京電力の推測では、2号機タービン建屋の地下とつながっているトレンチに事故直後に流れ出した高濃度汚染水がまだ溜まった状態で、砕石層に染み出して地下水に流れ込んでいるとのことである。

東京電力は、事故直後に流出防止工事をした2011年5月以降も、2、3号機のトレンチにたまった高濃度汚染水が海に流出した可能性があり、ストロンチウム90とセシウム137で最大計30兆ベクレルに達すると試算している（甲全第121、122号証）。

(6) 以上のように、福島第一原発においては、生命や身体に対する危険性の高い放射能汚染水が敷地外に流出するという事態が現実のものとなっている。

そして、以下に述べるように、同様の事態が生じる可能性が本件各原発にも存在する。

### 4 背後の山々からの集水域となっている

(1) 大飯原発の設置場所は、小浜湾の西側の大島半島のほぼ北端であり、以下の急峻な山々に取り囲まれた谷底部分である。敷地内には、1～4号機の原子炉建屋、タービン建屋、水路及びその他の付属施設等が北東方向にほぼ一列に並んでいる。

- ① 南側 海拔約250メートルの山
- ② 南東側 海拔約190メートルの山
- ③ 北西側 海拔約125メートルの山
- ④ 北側 海拔約90メートルの山

(2) 高浜原発の設置場所は、音海半島のほぼ付け根であり、以下の急峻な山々に取り囲まれた谷底部分である。敷地内には、1～4号機の原子炉建屋とタービン建屋が、音海と内浦湾を繋ぐ水路を中央に挟んでほぼ南北方向にそれぞれ2台が並んでいる。

- ① 南東側 海拔約114メートルの山
- ② 南西側 海拔約240メートルの山
- ③ 北北東側 海拔約190メートルの山

(3) 上記の各原発を取り囲む山々は、その谷間には川があり、いずれも広い雨水の集水域を有している。

そして、山の斜面に降り注いだ雨水は、一部はそのまま山の斜面を流れて川に流れ込むなどの経路を辿って山裾に至り、一部は山肌に染み入り地下水として山裾に至る。

大飯原発と高浜原発は、まさにこの山裾部分に立地するから、背後の山からの地下水が大量に流入することになり、これらの地下水は核燃料やこれによって汚染された水や土壌と接することで汚染水化し、福島第一原発と同様に、大量の放射能汚染水を生じることになる。

同様のことは山に隣接して立地している美浜原発についても言えるし、また、汚染水の増大は何も地下水だけが原因というわけではなく、敷地に降り注ぐ雨水（上述したように、福島第一原発においては台風時の大雨が深刻な事態をもたらした。）が地中で汚染水と接することによっても生じるのであって、このことは本件各原発全てに共通する汚染水の増大要因である。

5 本件各原発では放射能汚染水を貯蔵するタンクを設置することができない

上述したように、本件各原発において過酷事故が起きた場合、福島第一原発と同じように、敷地に流入する地下水によってあるいはまた敷地に降り注ぐ雨水によって大量の放射能汚染水が発生することになる。

そして、後述するように、汚染水を浄化して敷地外に排出することはできないので、結局は、大量の放射能汚染水を貯蔵するためのタンクが必要となる。

福島第一原発では、そのために、1095基のタンクを設置しており

(2014年2月末日時点)、現在も増設に追われている状況である(甲全第123, 124号証)。その結果、広大な福島第一原発の敷地のほとんどは汚染水貯蔵のためのタンクや地下貯水槽で埋め尽くされている(甲全第125号証)。

しかし、本件各原発は、いずれも山と海に挟まれた狭い敷地に建設されており(甲A第1, 2号証, 甲B第2号証, 甲C第2号証)、それだけの貯水設備を設置することができないことは一目瞭然である。

## 6 ALPS(多核種除去設備)の限界

貯水ができないのであれば、浄化して敷地外に排出するしかないということになるところ、その切り札として、福島第一原発の汚染水対策の現場で導入されることになったものが「ALPS(核種除去設備)」である。

これは、それまでの水処理設備が主にセシウムを除去するものであったのに対して、その他の核種についても告示濃度以下にすることを目標として除去する必要があるとして導入されたものである。

その工程は大きく、前処理設備と多核種除去設備の2つに分けられ、前処理設備はさらに、コバルト60やマンガン54等の除去を行う鉄共沈処理設備と、マグネシウムやカルシウム等の吸着阻害イオンの除去を行う炭酸塩沈殿処理設備に分けられ、多核種除去設備では、汚染水を、14塔の吸着塔と2塔の処理カラムに通して、コロイド状及びイオン状の放射性核種を選択的に吸着処理するものとされている(甲全第126号証)。

しかし、このシステムは、セシウム以外の62種の放射性物質を除去することが可能と言われているが、水として存在するトリチウム(三重水素)については、福島第一原発において適用可能な除去技術は発見されていないという状況である(甲全第127号証)。汚染水を敷地内に貯蔵することができない以上、汚染水は敷地外に流出させざるを得ないが、その場合の切り札となるべきALPS(多核種除去設備)をもってしても、トリチウムを除去することができないという限界があるのである。

そして、そのALPS(多核種除去設備)それ自体が、平成26年12月中に本格稼働を目指していたものの、フィルターの性能が持続せず放射性廃棄物の発生量が増えることが判明するなどの問題点が明らかになる中で、本格稼働の時期を越年させることとしたが、越年すると今度は、唐突に、

放射能汚染水の年度内での全量処理は困難であると発表するなど、本格稼働の目処すら立っていない状況である（甲全第128, 129号証）。

## 7 トリチウムの危険性

トリチウムとは水素の放射性同位体であり、半減期12.3年でベータ崩壊する。化学構造の類似性からその挙動は水と同様であり、水や水蒸気の形で人体に入ると、その99%が吸収されるほか、皮膚からも吸収され、摂取量の2%はDNAにも取り込まれると言われている。そしてβ線核種の一種であることから、一般のγ線測定器では測ることができない。

カナダ原子力委員会がまとめた報告書（AECD報告INFO-0401及びINFO-0300-2）によれば、運転中にトリチウムが発生するCANDU炉（キャンドゥ炉）の集中立地地域周辺で、データとして遺伝障害、新生児死亡、小児白血病の増加が認められる。特に、原発の立地地点であるピッカリングでは、1973年から1988年の調査期間に生まれた子供のダウン症の発症率の増加率が1.85倍であり、これは統計的に有意である。また、新生児死亡率とトリチウムの放出量（水中）との間には、1977年以降1986年ぐらいまで強い相関が認められる（甲全第130号証）。

本件各原発敷地内には、放射能汚染水を貯蔵しておく設備を設置するスペースがない以上、放射能汚染水は、トリチウムを除去できないままに敷地外へ、具体的には前面の海洋に流出させるしかないことになるが、これが生命や身体に対する危険性のある行為であることは、上述したトリチウムの危険性から明らかである。

## 8 結論

以上述べたとおり、福島第一原発事故により、原発が過酷事故を起こした場合、放射能汚染水により生命・身体に対する重大な危険が生じることが明らかとなった。よって、再稼働にあたって汚染水対策の実効性を審査することが必要不可欠である。にも関わらず、新規制基準にはその対策について何らの記述もなくその不合理性は明らかである。