

副 本

平成24年（行ウ）第15号 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件

原告 大石光伸外234名

被告 日本原子力発電株式会社

準備書面（15）

水戸地方裁判所民事第2部 御中

令和元年11月5日

被告訴訟代理人

弁護士 溝呂木 商太郎



弁護士 山内 喜明



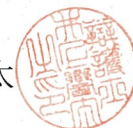
弁護士 谷 健太郎



弁護士 浅井 弘



弁護士 井上 響太



## 目次

はじめに.....	1
第1 圧力容器スタビライザの耐震性評価.....	1
1 圧力容器スタビライザの機能.....	1
2 圧力容器スタビライザの耐震性評価の内容.....	3
(1) 発生値の算出.....	3
(2) 発生値と許容値との比較.....	4
3 新たな規制基準における規格等の位置付け.....	5
(1) J E A G 4 6 0 1 の策定・改訂経緯.....	5
(2) 新たな規制基準における規格等の位置づけ.....	7
第2 本件ロッドの耐震上の余裕.....	9
1 発生値の算出に係る余裕.....	9
2 許容値の設定に係る余裕.....	10
(1) 本件ロッドの許容値自体の余裕.....	10
ア 本件工事計画認可申請において設定した許容値からみた余裕.....	10
イ 設計・建設規格（2012）に基づく許容値からみた余裕.....	11
ウ ミルシートの値から示される余裕.....	13
エ 地震による応力であるか否かを区別することにより示される余裕.....	14
オ 小括.....	15
(2) 関連する他の原子力発電所の事例や新たな規制基準の内容.....	15
ア 新潟県中越沖地震に係る事例.....	16
イ 新たな規制基準において関連する事項.....	18
第3 原告らの主張に対する反論.....	20
1 原告らが主張の前提とする J E A G 等に基づく許容値について.....	21
2 その他の点について.....	21

(1) ストレストテストについて.....	21
(2) ミルシートについて.....	23
第4 求釈明事項に対する回答.....	24
1 求釈明事項1 について.....	24
2 求釈明事項2 について.....	24
3 求釈明事項3 について.....	25
(別紙) 本件工事計画認可申請における本件ロッドの許容値に関する解説.....	28
別図.....	32
語句注.....	35

## 略語表

原子炉等規制法	核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (昭和32年6月10日法律第166号)
設置許可基準規則	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(平成25年原子力規制委員会規則第5号)
技術基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第6号)
工認審査ガイド	耐震設計に係る工認審査ガイド(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)
安全性向上評価に関する運用ガイド	実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド(平成25年11月27日原子力規制委員会決定)
J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7	原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7
J E A G 4 6 0 1 -	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力

1984

編JEAG4601・補-1984

JEAG4601-  
1991

原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-19  
91追補版

JEAG4601

JEAG4601-1987, JEAG4601-19  
84及びJEAG4601-1991を総称したもの。

鋼構造設計規準

鋼構造設計規準（許容応力度設計法）  
（一般社団法人日本建築学会）

設計・建設規格

発電用原子力設備規格 設計・建設規格  
（一般社団法人日本機械学会）

設計・建設規格（20  
07）

発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版,  
2007年追補版）  
（一般社団法人日本機械学会）

設計・建設規格（20  
12）

発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版,  
2012年版）  
（一般社団法人日本機械学会）

本件発電所

日本原子力発電株式会社東海第二発電所

本件工事計画認可  
申請

被告が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会  
に対して行った本件発電所の工事計画認可申請

本件工事計画認可	被告が平成30年10月18日付けで原子力規制委員会から受けた本件発電所の工事計画認可
本件運転期間延長認可申請	被告が平成29年11月24日付けで原子力規制委員会に対して行った本件発電所の運転期間延長認可の申請
圧力容器	原子炉圧力容器
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ
格納容器	原子炉格納容器
新潟県中越沖地震	平成19年(2007年)新潟県中越沖地震
東北地方太平洋沖地震	平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震
福島第一原子力発電所事故	平成23年3月に東京電力株式会社福島第一原子力発電所において発生した事故

はじめに

原告らは、令和元年10月7日付け準備書面(86)において、本件発電所の圧力容器スタビライザの構成部材の一つであるロッドについて、JEAG4601等に基づく基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値が基準地震動による荷重を受けても耐えられる「ギリギリの許容限界」であることを前提としたうえで(7頁)、発生値と許容値との差分をもって直ちに耐震安全性に欠けるかのように主張するが、被告が本件工事計画認可申請に当たり設定した許容値は「ギリギリの許容限界」に当たるようなものではおおよそなく、むしろ、上記ロッドには大きな耐震上の余裕が内在しているのであって、原告らの主張の前提には誤りがある。

本準備書面では、圧力容器スタビライザの耐震性評価について主としてロッドに係る内容を述べたうえで(後記第1)、これを踏まえて、当該ロッドの耐震上の余裕につき、発生値の算出に係る余裕と、許容値の設定に係る余裕とを区別して示し、これらをもって、当該ロッドに耐震上の余裕が存在し、かつその余裕の程度が大きなものであることを明らかにする(後記第2)。次いで、原告らの主張の前提の誤りを指摘するなどして理由がないことを明らかにするとともに(後記第3)、求積明事項に対する回答を行う(後記第4)。

## 第1 圧力容器スタビライザの耐震性評価

### 1 圧力容器スタビライザの機能

被告は、平成31年1月31日付け準備書面(10)において述べたとおり、本件発電所の設計を行うに当たり、安全上重要な建物・構築物につき、その一部に力が集中することなく全体で地震に抵抗するよう、全体の構造バランスに配慮するとともに、地震力に抵抗する構造部材をバランスよく配置するなどして、耐震性に優れた構造計画を採用している(59~60頁)。

本件発電所の圧力容器は、その内部に燃料集合体等を収納するため、安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として、耐震重要度

分類で最も上位のクラスであるSクラスの施設に属するものである（耐震重要度分類につき、丙Bア第25号証99～104頁参照）。この圧力容器の地震時における水平方向の荷重に対して支持機能を担う圧力容器スタビライザについても同じくSクラスに属することから、被告は、本件発電所において、地震の際の荷重がバランスよく分散して伝達されるよう、耐震性に十分配慮した構造を採用している<sup>1</sup>。

具体的には、圧力容器スタビライザは、圧力容器に作用する地震時の水平方向の荷重を原子炉遮蔽に伝達する機能を備えるよう、原子炉遮蔽に設置されたベースプレート上に溶接し、円形を成す圧力容器を取り囲むよう45度の等間隔でもって、合計8個を設置している。地震時に圧力容器に作用する水平方向の荷重については、上記のように原子炉遮蔽に伝達された後、格納容器スタビライザ及びシアラグを介して、最終的に原子炉建屋に伝達されることから、全体として特定の部位に力が集中するようなことはない構造である。

圧力容器スタビライザからの原子炉遮蔽に対する荷重の伝達は、圧力容器スタビライザの構成部材の一つであるロッド（以下「本件ロッド」という。）により主としてなされることから、その荷重の伝達が確実に行われるよう、あらかじめディスクスプリングにより本件ロッドを締め付けて、固定している。この構造の下で、本件ロッドには、地震の際、地震力に関わりなく常に作用するディスクスプリングによる初期締付荷重と、地震力により作用する荷重とが合わさって作用する。【図1】

上記の荷重を受け持つ本件ロッドには、構造用合金鋼の中で最も優秀な強靱性を備えるニッケルクロムモリブデン鋼（JIS規格：SNCM439）を採用している（丙D第150号証339頁、同第151号証69頁）。材料が荷重を受けた際の一般的な挙動に照らして述べると、材料は、外部から荷重を加

---

<sup>1</sup> 地震時に圧力容器に作用する鉛直方向の荷重については、支持スカートによりペDESTALに伝達される構造としている。



えていくと、降伏点（ $S_y$ ）からひずみが残るようになり始め、そこからさらに荷重を加えていくと弾性限界を超えて塑性変形領域に入り、応力の最大値（ $S_u$ ）に達し、最終的には破損に至るところ（丙Bア第25号証229頁参照）、本件ロッドの金属材料は、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している302℃での $S_y$ 、 $S_u$ がそれぞれ、679MPa、839MPaであるなど強度に優れたものである（丙Bア第34号証I-付録図表-76頁、同90頁）【図2】。

## 2 圧力容器スタビライザの耐震性評価の内容

被告は、本件工事計画認可申請において、本件発電所の圧力容器スタビライザを含むSクラスの施設について、JEAG4601等に定める手法を用いた解析評価を行い、耐震安全性を確認している。以下では、圧力容器スタビライザを構成する本件ロッドについて、基準地震動を用いた耐震性評価の具体的な内容を述べる。

なお、被告は、上記の耐震性評価において用いる規格等の一つとして、設計・建設規格（2007）を用いており（丙H第14号証「V-2-3-4-2-1」3頁）、設計・建設規格（2012）を用いていない。設計・建設規格（2007）に基づく本件ロッドの許容値と、設計・建設規格（2012）に基づくそれとが異なることについては、後記第2の2（1）イにおいて述べる。

### （1）発生値の算出

被告は、新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて、震源特性及び地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）についての本件発電所の敷地における地域性を詳細に考慮しつつ、保守的な地震動評価を行うなどして、解放基盤表面（標高-370m）の位置に、基準地震動を策定している。解放基盤表面から圧力容器スタビライザの位置に荷重

が作用するまでには、解放基盤表面から原子炉建屋基礎までの地盤の影響に加えて、原子炉建屋、原子炉建屋内に設置された格納容器、圧力容器、炉内構造物といった大型機器の影響を受けることを考慮し、これらについて耐震性評価を行うためのモデルを作成した。

そして、新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動を用いて、解放基盤表面から原子炉建屋基礎までの地盤を模擬したモデルの地盤伝播解析により原子炉建屋基礎底面及び埋込み部における地震動を算出し、次に、この地震動を用いて、圧力容器等の大型機器を模擬したモデルの地震応答解析により、本件発電所に設置されている8個の本件ロッドのすべてについて作用する荷重を算出した。

このようにして求めた本件ロッドに作用する荷重から生ずる応力のうち、最大の発生値は、ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値である247MPaと、地震力により生ずる応力値である163MPaとを合算した410MPaである。

## (2) 発生値と許容値との比較

被告は、上記(1)で述べた本件ロッドの発生値に対する許容値について、J E A G 4 6 0 1に加えて、鋼構造設計規準、設計・建設規格(2007)等に基づき設定している(丙Bア第26ないし28号証、同第33号証、同第34号証)。その設定の手順は、別紙「本件工事計画認可申請における本件ロッドの許容値に関する解説」に示したとおりであり、本件ロッドの基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値は440MPaである。

被告は、新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動を用いて求めた本件ロッドの発生値が410MPaであり、許容値である440MPaを下回るものであることを確認することなどをもって、圧力容器スタビライザが基準地震動に対して機能維持できることを確認した。

なお、Sクラスの施設である圧力容器スタビライザについては、上記で述べた基準地震動による動的地震力に対する安全機能の保持に加えて、弾性設計用地震動による動的地震力、又はSクラスの施設の静的地震力のいずれか大きい方の地震力におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられることを解析評価により確認している。

(丙H第14号証「V-2-3-4-2-1」1～19頁)

### 3 新たな規制基準における規格等の位置付け

被告は、本件発電所において、上記2で述べた内容を含むSクラスである各施設の解析評価に当たり、JEAG4601を始めとする規格等を用いている。これらの規格等は、学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討のうえで策定されたものであって(後記(1))、新たな規制基準の下でも活用することが許容されるものである(後記(2))。

#### (1) JEAG4601の策定・改訂経緯

一般社団法人日本電気協会は、昭和45年、原子力発電所の耐震設計に関する規格として「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1970)」を策定した。JEAG4601-1970のうち、重要度分類・評価基準値に関する部分の増補、改訂版として昭和59年に策定されたものが、JEAG4601-1984である。このJEAG4601-1984は、日本電気協会が通商産業省から「耐震設計用地震力のとり方に関する指針」の検討の依頼を受けて電気技術基準調査委員会の下に原子力耐震安全評価特別委員会を発足させ、科学技術庁の原子力平和利用委託研究の成果に留意しつつ検討して取りまとめたものであり、その策定に際しては、地震学・耐震工学・原子力安全工学・材料強度解析等の各分野に関する学識経験者、原子力発電所設置者及び原子力設計製作者が関与し、当該委員会、ワーキンググル

ープ検討会等の様々な会合が多数回開かれている。

その後、J E A G 4 6 0 1-1 9 7 0の全般的な改訂版として、昭和62年に完成した指針がJ E A G 4 6 0 1-1 9 8 7である。J E A G 4 6 0 1-1 9 8 7の取りまとめにあたっては、日本電気協会が電気技術基準調査委員会原子力専門委員会の下に耐震設計分科会を設置し、J E A G 4 6 0 1-1 9 8 4の策定時と同様、様々な分野の多数の専門家の関与を受けて、検討会、分科会等の様々な会合を多数回開いている。そして、J E A G 4 6 0 1-1 9 8 7の追補版として、J E A G 4 6 0 1-1 9 9 1が作成されている。

以上のJ E A G 4 6 0 1-1 9 8 4、J E A G 4 6 0 1-1 9 8 7及びJ E A G 4 6 0 1-1 9 9 1の三編で、一つの耐震設計体系を成している。

(丙Bア第26号証ないし同第28号証の各「まえがき」参照)

そして、J E A G 4 6 0 1-1 9 8 7には、原子力発電所における耐震設計技術の全般が記載されているが、機器・配管系に係る荷重の組合せと許容限界の詳細についてはJ E A G 4 6 0 1-1 9 8 4によるものとされている(同第26号証495頁)。

なお、J E A G 4 6 0 1-1 9 8 4において、許容応力につき「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示501号)を参照しているが(丙Bア第27号証77頁等)、現在の耐震設計体系の下では、当該告示は平成18年1月に廃止され、一般社団法人日本機械学会の策定した設計・建設規格(丙Bア第34号証)がこれに代わるものとなっているほか、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設と、当該指針による基準地震動 $S_2$ 、 $S_1$ をそれぞれ基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ とするなどの所要の読替えがなされることとなる(丙Bア第20号証5～6頁等)。

## (2) 新たな規制基準における規格等の位置づけ

原子炉等規制法43条の3の9第1項においては、原則として、発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該工事に着手する前に、その工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならないと規定されている。そして、同条3項においては、原子力規制委員会は、上記認可の申請が同項各号のいずれにも適合していると認めるときは、認可をしなければならないと規定されており、同項2号として「発電用原子炉施設が第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が工事計画認可の要件とされている。原子力規制委員会は、同項2号にいう「原子炉等規制法43条の3の14の技術上の基準」として技術基準規則を策定し、その解釈を示している（丙Bア第8号証，同第10号証）。

これらの原子炉等規制法の定めの下で、被告は、本件発電所の発電用原子炉施設が技術基準規則に適合するものと判断して本件工事計画認可申請を行い、原子力規制委員会は、前記2で述べた内容を含む本件工事計画認可申請の内容が、地震による損傷の防止を定める技術基準規則5条の規定に適合するなどとして妥当であると判断し、平成30年10月18日に本件工事計画認可を行った（丙H第5号証，同第8号証）。

原子力規制委員会は、新たな規制基準に基づく工事計画認可の審査にあたって用いる内規として工認審査ガイドを策定し、同ガイドにおいて、その策定時点で適用実績のある耐震設計に関わる規格及び基準の規定、並びに既往の研究成果等について適用可能なものを示すとともに、耐震設計に関わる新たな規格及び基準等、並びに新たな知見に常に注視し、審査においてそれらを必要に応じて速やかに考慮することとしている（丙Bア第20号証2頁）。

具体的には、建物・構築物については、「Sクラスの建物・構築物の基準

地震動 $S_s$ による地震力に対する耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していること」、「Sクラスの建物・構築物については、基準地震動 $S_s$ による地震力と地震力以外の荷重の組合せに対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること」を審査において確認すべきとされており、そして、前者の「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、JEAG4601が適用可能とされている（丙Bア第20号証12～13，17頁）。機器・配管系については、建物・構築物と同様、「安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する」、「機器・配管系の構造強度に関する耐震設計については、基準地震動 $S_s$ による地震力と施設の運転状態ごとに生じる荷重を適切に組み合わせ、施設に作用する応力等を算定し、それらが許容限界を超えていないこと。なお、上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと」とされており、前者の「安全上適切と認められる規格及び基準等」としてJEAG4601が適用可能とされている（同号証22～23，27頁）。

また、「JEAG4601以外で適用実績のある耐震設計に関連した規格及び基準等」として、一般社団法人日本建築学会の策定した鋼構造設計規準（丙Bア第33号証）、一般社団法人日本機械学会の策定した設計・建設規格（同第34号証）等が挙げられている（同第20号証2～3頁）。ここに、工認審査ガイドでは、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（（社）日本機械学会，2005/2007）」と表記されているとおり、その2007年追補版までが対象とされているところ、その後も、一般社団法人日本機械学会は設計・建設規格の改訂を行っており、2012年版を発刊している。

原子力規制委員会は、この設計・建設規格（2012）について、平成26年8月6日に技術評価を取りまとめ、技術的に妥当であると評価している（丙Bア第35号証）。

## 第2 本件ロッドの耐震上の余裕

上記第1で述べたとおり、本件ロッドについては、基準地震動を用いて求めた発生値である410MPaが、許容値である440MPaを下回っており、もとより基準地震動に対して十分に機能維持を確保することができるものである。

以下では、本件ロッドの発生値と本件工事計画認可申請において設定した許容値との差分のみをもって耐震上の余裕を結びつけることは妥当ではなく、むしろ大きな耐震上の余裕が内在していることを、発生値の算出に係る余裕（後記1）と、許容値の設定に係る余裕（後記2）とを区別して明らかにする。

### 1 発生値の算出に係る余裕

被告は、本件発電所の基準地震動の策定に当たり、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行っており、プレート間地震の検討用地震である「2011年東北地方太平洋沖型地震」であれば、基本震源モデルの設定の際に、①茨城県沖のSMGA5について、過去に発生したM7クラスの地震や地震調査研究推進本部（2012）の想定震源域に照らし、敷地に近い位置に設定する、②短周期レベルについて、茨城県沖よりも短周期レベルが大きい傾向を示す他の領域を含めた全体の平均に相当する値を設定する、③破壊開始点について、破壊が敷地に向かう方向とするなどの保守的な条件設定を行って、その上で、④SMGA5について敷地からの最短距離に配置する、⑤短周期レベルについて基本震源モデルの短周期レベルの設定値を1.5倍する、⑥SMGA5の位置の不確かさ（④）と短周期レベルの不確かさ（⑤）とを重畳させるとの不確

かさの考慮をも行っている。このような様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価のうえで基準地震動を策定して発生値を算出していることから、発生値に係る余裕がある。

その上で、設計に用いる地震力については、実際の地震において建物に作用する力は時々刻々と変化する「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力であるところを、その最大値をもって、時間的に変化せず、一定の力で作用し続ける静的な力とするとの保守的な仮定を置いている。この仮定によっても余裕が生ずる。

## 2 許容値の設定に係る余裕

### (1) 本件ロッドの許容値自体の余裕

本件ロッドには、仮に本件工事計画認可申請において設定した許容値に達するような応力が生ずる場合を想定しても、その応力は $S_u$ を大きく下回り機能喪失に至らないことに加え、 $S_y$ をも下回り弾性範囲にとどまるなど、大きな耐震上の余裕を有する（後記アないしウ）。そして、その余裕の程度に関しては、地震による応力であるか否かを区別することにより、より明確となる（後記エ）。【図2】

### ア 本件工事計画認可申請において設定した許容値からみた余裕

被告は、本件工事計画認可申請に当たり、前記第1の2(2)において述べたとおり、本件ロッドについて、工認審査ガイドにより活用することが許容されているJ E A G 4 6 0 1等に基づき、別紙に示す方法により、基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値として440MPaを設定している。

前記第1の1において述べたとおり、一般に、材料は、外部から荷重を加えていくと、降伏点( $S_y$ )からひずみが残るようになり始め、そこからさらに荷重を加えていくと弾性限界を超えて塑性変形領域に入り、応力の最大



値 ( $S_u$ ) に達し、最終的には破損するとの挙動を示すところ、被告は、本件ロッドについて、別紙に示したように  $S_y$  及び  $S_u$  を用いながら運転状態ごとに異なる検討を行って、各運転状態における許容値を設定している。その結果により設定した基準地震動  $S_s$  に対する機能維持の許容値である  $440\text{MPa}$  は、 $0.53S_u$  であり、上記の一般的な材料の挙動に照らして機能喪失に至るような水準を大きく下回るものである。

加えて、この  $0.53S_u$  である  $440\text{MPa}$  は、 $S_y$  である  $679\text{MPa}$  をも大きく下回り、弾性範囲にとどまることを示すものでもある。すなわち、仮に地震による荷重が作用して本件ロッドに  $440\text{MPa}$  の応力が生ずる場合を想定しても、その応力は弾性範囲にとどまり、その点でも機能喪失に至るまでには余裕がある。

なお、基準地震動  $S_s$  に対する機能維持の許容値が結果として弾性範囲にとどまることは、原子力発電所の耐震設計において特異なものではない。後記(2)アで述べる「中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会」の作成した「平成19年度、平成20年度中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会活動報告書」においても、「一般に耐震評価では、弾性範囲で扱い、弾性解析を基本とする」との指摘がなされている(丙D第153号証34頁)。

#### イ 設計・建設規格(2012)に基づく許容値からみた余裕

被告は、本件工事計画認可申請に当たり、設計・建設規格(2007)(丙Bア第34号証)を適用基準としており、同規格の改訂版である設計・建設規格(2012)を用いていないところ、この改訂に伴い、本件ロッドの許容値に関わる内容に変更がある。

具体的には、本件ロッドの該当するボルト材における基準地震動  $S_s$  に対する機能維持の許容値について、設計・建設規格(2007)では、別紙に

示したとおり、 $1.5 \times \min(1.2 S_y, 0.7 S_u) \div 2$ という評価式のみが示されていたところ、設計・建設規格(2012)では、 $1.5 \times \min(1.2 S_y, 0.7 S_u) \div 1.5$ という評価式が新たに加わった。下線部の変更のなされた評価式が加わった理由は、設計・建設規格(2007)では、ボルト材においてはネジ部を伴い断面積が一樣ではなく異なる断面ごとに応力を算出するのは煩雑であることを考慮し、許容値の設定に当たり、谷径断面積<sup>\*注</sup>／呼び径断面積<sup>\*注</sup>に相当する値として一律に0.75を設定し、その分、ボルト材以外に適用される安全率である1.5倍に上乗せした値である2で除するとしていたが<sup>2</sup>、ネジ部の有効断面積<sup>\*注</sup>に基づき応力を算出するのであれば、対象部材の実際の形状に応じた断面積を正確に算出している以上、あえて0.75という一律の比率を考慮する必要がないことにある。したがって、設計・建設規格(2012)では、「ボルトネジ部の有効断面積」に基づき応力を算出する場合であれば、0.75という比率を考慮しない、すなわち、ボルト材以外に適用される安全率と同じ1.5により除するという評価式を追加したものである(丙Bア第35号証13～15頁)。

他方、被告は、本件工事計画認可申請において、本件ロッドの応力の発生値を算出するに当たり、本件ロッドの最も小さい径である谷径でもって断面積を算出しており、当該断面積は、設計・建設規格(2012)の定める「ボルトネジ部の有効断面積」よりも小さい。このように、被告は、有効断面積よりも小さい断面積を用いて、より大きな応力を算出するとの安全側の配慮をしており(丙D第154号証、同第157号証)、被告の算出した応力の発生値に対する許容値として、同規格を適用することもできる(丙Bア第35号証13頁参照)。よって、同規格の新たな評価式である $1.5 \times \min(1.$

<sup>2</sup> ボルト材以外に適用される安全率が1.5倍であることは、許容値の設定に当たり、 $1/1.5$ で除することを意味する。この $1/1.5$ と、本文で述べた0.75とを乗じることにより、 $1/2$ が得られる。この $1/2$ が、本文で述べた評価式の「 $\div 2$ 」に相当する。

$2S_y, 0.7S_u) \div 1.5$ を適用することができ、その場合の許容値は $0.7S_u$ 、すなわち $587\text{MPa}$ である。

このように、設計・建設規格(2012)に基づく許容値は $587\text{MPa}$ であり、本件工事計画認可申請に際して採用した $440\text{MPa}$ より大きく、その分、発生値である $410\text{MPa}$ との差分も大きくなるが、この許容値にあっても、 $S_u$ はもとより、 $S_y$ をも下回り、弾性状態にあることに変わりはない。

進んで、上記の設計・建設規格(2012)に基づく基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値と被告の行ったストレステスト評価との関係を見ると、被告が平成24年8月に行った本件発電所のストレステスト評価(一次)では、J E A G 4 6 0 1等を踏まえつつも、より現実的な強度に照らした評価を行うことができるよう、別紙に示したとおり、 $f_t^*$ 値の算出につき $0.7S_u$ ではなく $S_u$ に置き換えた数値を適用して、他は設計・建設規格(2007)等の示す方法を踏まえた検討を行っている。その結果として得られた評価の基準とした値は $0.75S_u$ ( $629\text{MPa}$ )であるところ、この $0.75$ は設計・建設規格(2007)の示す上記の一律の比率である $0.75$ によるものである。既に述べたとおり、本件工事計画認可申請の発生値に対する許容値として設計・建設規格(2012)を適用することができ、この場合、当該比率を考慮する必要がなくなる結果、ストレステストにおいて評価の基準とすべき値は、 $0.75S_u$ から $S_u$ に変わる。

#### ウ ミルシートの値から示される余裕

被告は、本件ロッドについて基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値を設定するに当たり、 $S_u$ につき、設計・建設規格(2007)に示されている付属材料図表に基づき、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している $302^\circ\text{C}$ における値として、 $839\text{MPa}$ を採用している(丙Bア

第34号証I-付録図表-90頁)。これに対し、本件ロッドのミルシートに示される $S_u$ の値は、 $302^{\circ}\text{C}$ における値として換算すると $906\text{MPa}$ <sup>3</sup>であり(丙D第155号証)、 $839\text{MPa}$ を上回る。

このミルシートに示される $S_u$ の値は、本件発電所に使用されている本件ロッドの実強度にまさしく相当するものであり、本件ロッドには、設計・建設規格(2007)に基づく $S_u$ の値を上回る分の余裕も生ずる。

#### エ 地震による応力であるか否かを区別することにより示される余裕

本件ロッドは、前記第1の1において述べたとおり、あらかじめディスクスプリングで締め付けることによって固定しており、地震の際、①地震とは関係なく常に作用するディスクスプリングによる初期締付荷重と、②地震力により作用する荷重とが合わさって作用する。本件ロッドの耐震上の余裕の程度については、①の地震とは関係なく生ずる応力と、②の地震の際の荷重による応力とを区別することでより明確となる。

まず、基準地震動 $S_s$ により荷重を作用させた場合をみると、その応力の発生値は、①ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値である $247\text{MPa}$ と、②基準地震動 $S_s$ により生ずる応力値である $163\text{MPa}$ とを合算した $410\text{MPa}$ であって、これらのうちで値の大きい①の応力は、地震

<sup>3</sup> 被告は、令和元年10月7日付「本件発電所の地震に係る安全性について(追補)」(40頁)において、「ミルシート値： $1059\text{MPa} > S_u : 839\text{MPa}$ 」と記述したが、下線を付した「ミルシート値」は常温環境下での材料試験で得られた値であるのに対し、「 $S_u$ 」は設計・建設規格(2007)における $302^{\circ}\text{C}$ の使用環境下における値を示したことから、両値を単純に比較することはできず、誤記があった。

正しくは、本文で述べた $302^{\circ}\text{C}$ における値として換算した $906\text{MPa}$ を用いて、「ミルシート値： $906\text{MPa} > S_u : 839\text{MPa}$ 」と記述すべきであり(その計算過程につき別紙参照)、本準備書面により訂正する。

ちなみに、 $S_u$ の値は、高温になるほど小さくなる傾向を示すことから(丙Bア第34号証I-付録図表-90頁の各温度における数値参照)、本件ロッドを含む圧力容器スタビライザの耐震評価では、圧力容器を支持すべく近接した位置にあることを踏まえ、安全側の配慮から、圧力容器の最高使用温度( $302^{\circ}\text{C}$ )と同じ値として設定したものであるが、実際上、この温度に達するとは考え難い。

に関わりなく一定である。それゆえ、基準地震動 $S_s$ を超える地震動に対する耐震上の余裕をみるとき、その余裕に相当する、 $S_u$ である $839\text{MPa}$ と基準地震動 $S_s$ による発生値である $410\text{MPa}$ との差分である $429\text{MPa}$ について、②の基準地震動 $S_s$ により生ずる応力値である $163\text{MPa}$ と比較することにより、余裕の程度を合理的に示すことができる。その比率である $2.63$ は、被告が新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動により生ずる応力の $3.63$ 倍まで裕度があることを示す。無論、ミルシートに示される $S_u$ の値を採用すれば、より大きな余裕が得られることとなる。

#### オ 小括

上記アないしエで述べたとおり、被告が本件ロッドについて本件工事計画認可申請に当たり設定した基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値は、それ自体、弾性状態にとどまり、機能喪失に至るような事象を意味するようなものではなく、その余裕の大きさは、地震とは関係なく生ずる応力と地震の際の荷重による応力とを区別することでより明確となる。

したがって、本件ロッドは、大きな耐震上の余裕を内在するものである【図2】。

#### (2) 関連する他の原子力発電所の事例や新たな規制基準の内容

上記(1)で述べた本件ロッドの有する大きな耐震上の余裕については、これを明らかにすべく、設計上の許容値とは異なり、より現実的な機能喪失に係る評価基準として、 $S_u$ ないしミルシートに基づく値を用いている。このような耐震上の余裕に係る考え方は、被告の行った検討ないし評価の内容や各規格等の内容により自ずと明らかになるものであって何ら不合理なものではなく、実際、新潟県中越沖地震における東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所でなされた検討ないし評価(後記ア)において

採用されていることに加えて、新たな規制基準にも関連する内容が定められている（後記イ）。

#### ア 新潟県中越沖地震に係る事例

新潟県中越沖地震では、被告準備書面（10）（68～70頁）で述べたとおり、北陸地方を中心に、東北地方から近畿、中国地方にかけての広い範囲で地震動が観測されて、震源距離約23 kmに位置する東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所において、設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたものの、安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかった<sup>4</sup>。このことについて、東京電力株式会社（当時）に加えて、一般社団法人日本機械学会動力エネルギーシステム部門に設置された「中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会」、構造強度・検査・耐震等を専門的分野とする学識経験者及び電力・メーカー等の関係者によって発足した「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」により、耐震上の余裕に関する様々な分析が行われた。

例えば、「中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会」は、「平成19年度、平成20年度中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会活動報告書」において、我が国では機械工学の分野では、余裕に関する取扱いは、基本的には決定論的安全率によっており、手順が簡単であるという点では利点があり、規制する側もチェックが容易であるなどの利点を生むものの、全体として不合理に高い安全裕度が設定されがちであるなどの点を指摘している。また、配管の許容応力の例として、JEAG 4601等に基づく許容値である $2 S_m^{*註}$ から設計引張強さ $S_u$ までの間の

<sup>4</sup> 被告準備書面（10）において述べたとおり、我が国の原子力発電所において基準地震動を超過する地震動が観測された事例は、本件発電所を含め複数ある（104～106頁）。これら事例のうち、設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたとされているものは、東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の事例に限られる。

応力につき「許容応力の裕度」と示すとともに、 $S_u$ から実際の配管材の引張強さ（ミルシートに相当する。）までの間の応力につき「実材料に対する裕度」と示している。（丙D第153号証2～3頁，33～34頁）

また、「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」は、「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成20年中間報告」において、「新潟県中越沖地震により、柏崎刈羽原子力発電所は設計用地震動を超える地震動を受けたにも関わらず、重要設備に有意な損傷は認められなかった。この結果は、原子力発電設備の耐震設計の有する裕度が大きいことを示すものである」との解析評価の保守性を指摘するに際し、残留熱除去系配管における発生応力の例を示している。その例は、「J E A Gの範疇」にあるケースA～Dと、「J E A G範疇外」であるケースX～Zとから成るが、このうちのケースYは「材料証明書に記載された材料の強度から想定される許容値で評価した結果」を内容とするものである。ケースZを除く各ケースにおいて許容値が示されているが、これらの中でケースYが最も許容値が大きい（丙D第78号証7-1～2頁）

更に、「新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会」の第3回設備健全性、耐震安全性に関する小委員会において、小山田修元原子力安全委員会委員は、圧力容器を例として、「実際の材料の降伏応力や引張強さは、規格で定められている値より大きくなっています」と説明しており、ミルシートの値からの余裕を示している（丙D第67号証3頁）。

以上のとおり、設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたものの、安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかった新潟県中越沖地震の事例では、学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討の結果として、設計上の許容値とは異なり、 $S_u$ やミルシートを用いた考え方によって実現象に見られた大きな耐震上の余裕の説明がなされている。

## イ 新たな規制基準において関連する事項

新たな規制基準では、耐震重要施設\*註について、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ぬとすることを設計要求事項とする設置許可基準規則4条3項の定めなどから示されるとおり、原子力発電所の耐震安全性に関し、発電用原子炉施設の供用中に発電用原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると考えられる地震動を適切に策定し、この地震動を前提とした耐震設計を行うことにより、主に耐震重要施設の安全機能の喪失を防止し、地震を起因として周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくの危険を与えないようにするとの基本的考え方が採用されている（丙Bア第25号証230頁）。

このように、原子力発電所の耐震安全性の確保の上では、基準地震動に対する耐震重要施設の安全機能の喪失を防止することが何より重要である一方で、新たな規制基準においては、①重大事故等対策における有効性評価において地震PRAを行う場合や、②安全性向上評価のなかで安全裕度評価を行う場合において、基準地震動を上回る地震動を検討することが求められる。

①については、被告は、新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて、本件発電所の敷地における地域性を詳細に考慮しつつ、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行うなどして本件発電所の基準地震動を策定し、その超過確率は現実には生じるとは考えがたい水準にあることを確認したうえでなお、設置許可基準規則37条1項及び2項の定めを踏まえて重大事故等対策の有効性評価を行うに当たり、基準地震動を大きく上回る水準の地震動を含めた確率論的評価（地震ハザード評価）と、そうした地震動強さに対するものを含めた現実的な応答ないし耐力の確率論的評価（建屋・機器フラジリティ評価）等から成る地震PRAを行い、有効性評価ガイドにおいて「必ず想定する事故シーケンスグループ」と炉心損傷頻度又は影響度



の観点から同程度であるかなどから、有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループとして抽出するか否かを総合的に判断している。この地震PRAを行うに当たり被告の活用した日本原子力学会（2015）は、日本原子力学会標準委員会において、原子力発電所の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止活動などの活動において実現すべき技術の在り方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意化したところを文書化するという慎重な手続が踏まえられるとともに、福島第一原子力発電所事故や東北地方太平洋沖地震を踏まえた検討をもなされており（丙D第131号証i～vii頁）、十分な科学的信頼のある手法であるところ、その中では、現実的耐力の中央値の設定につき、「設計・建設規格の規定値に基づき、材料に応じて1.13…又は1.17…を乗じ」ることが許容されている（丙D第156号証）。

②については、発電用原子炉設置者が、原子炉等規制法43条の3の29第1項本文の定めに基づき、その発電用原子炉施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該発電用原子炉施設の安全性について自ら評価を行うものである<sup>5</sup>。安全性向上評価に関する運用ガイドにおいては、この安全性向上評価の中で、発電用原子炉設置者はストレストテスト（二次評価）の手法等を参考に安全裕度評価を実施するものとされており、「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既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価に関する評価手法

<sup>5</sup> 被告は、原子力発電所の安全確保には終わりがなく、これまでと同様に不断に本件発電所の安全性の向上に資する検討を継続し、安全性向上評価にも取り組む考えであるが、実用炉規則99条の3本文の定めにより、原子炉等規制法43条の3の29第1項本文のいう原子力規制委員会規則で定める時期は施設定期検査が終了した日以降六月を超えない時期とされており、これまでに安全性向上評価を実施したことはない。

及び実施計画（案）」（丙C第33号証の2）が挙げられている（丙Bア第32号証6頁）。当該文書の参考資料には、地震に対する安全裕度の評価方法として、ストレステスト（二次評価）において「構造健全性や機能が実際に失われる値を適用」するとし、ミルシートに相当する「試験で確認された材料の強さ」をもって「安全裕度」が図示されている（丙C第33号証の34頁）。

以上のとおり、新たな規制基準においても、基準地震動に対する耐震重要施設の安全機能の喪失の防止を基本としたうえで、基準地震動を上回る地震動を想定して耐震性の検討を行う場合においては、設計上の許容値を用いずに、これに係数を乗じたより大きな値を用いる、あるいは、ミルシートを活用する手法が許容されているといえる。

### 第3 原告らの主張に対する反論

原告らは、令和元年10月7日付け準備書面（86）において、本件ロッドについて、JEAG4601等に基づく基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値が基準地震動による荷重を受けても耐えられる「ギリギリの許容限界」であることを前提としたうえで（7頁）、本件工事計画認可申請における発生値と許容値との差分をもって直ちに耐震安全性に欠けるかのように主張する。

しかしながら、被告が本件ロッドについて基準地震動を用いて求めた発生値である410MPaは設計上の許容値である440MPaを下回っており、基準地震動に対して機能維持を確保することができるものであるにもかかわらず、原告らの主張では、そうした地震動を上回り、原告らの人格権侵害の具体的危険性の発生に至る機序が何ら明らかにされておらず、主張自体が失当である。その点を措いても、被告の設定した設計上の許容値は「ギリギリの許容限界」ではなく、原告らの主張には前提に誤りがある。

以下では、JEAG4601等により定まる許容値に係る原告らの主張の前

提の誤りを述べたうえで（後記1）、念のため、他に原告らが主張の根拠として挙げるストレステストやミルシートをみても原告らの主張に理由がないことには変わりはないことを述べる（後記2）。

## 1 原告らが主張の前提とするJ E A G等に基づく許容値について

被告が本件ロッドについてJ E A G 4 6 0 1等に基づき設定した基準地震動 $S_s$ に対する機能維持の許容値は、前記第2の2（1）において述べたとおり、 $0.53 S_u$ （ $440 \text{ MP a}$ ）であり、機能喪失に至るような水準を大きく下回るものであるうえ、 $S_y$ である $679 \text{ MP a}$ をも下回り、弾性範囲にとどまることを示すものである。すなわち、仮に地震による荷重が作用することにより本件ロッドに $440 \text{ MP a}$ の応力が生ずる場合を想定しても、その応力は弾性範囲にとどまり、機能喪失に至ることはない。

加えて、前記第2の2（1）イにおいて述べたとおり、原子力規制委員会により技術的に妥当であると評価されている設計・建設規格（2012）に基づけば、その許容値は $0.7 S_u$ （ $587 \text{ MP a}$ ）であり、原告らが問題とするような発生値と許容値とが接近している場合にも当たらない。

そして、本件ロッドに内在する耐震上の余裕の程度をみても、 $S_u$ である $839 \text{ MP a}$ と基準地震動 $S_s$ による発生値である $410 \text{ MP a}$ との差分である $429 \text{ MP a}$ が、基準地震動 $S_s$ により生ずる応力値である $163 \text{ MP a}$ の2.63倍に当たるなど、大きなものである。【図2】

したがって、J E A G 4 6 0 1等に基づく許容値をもって「ギリギリの許容限界」であることを前提とする原告らの主張は、何らの理由がない。

## 2 その他の点について

### (1) ストレステストについて

原告らは、その主張の根拠として、本件発電所の施設について被告の行っ

たストレステストの採用値が原子力規制委員会によりオーソライズされていないことを挙げるが（原告ら準備書面（86）8頁），本件ロッドのJ E A G 4 6 0 1等に基づく設計上の許容値が弾性範囲にあるなかで，その現実的な強度に照らして機能喪失に至るまでの耐震上の余裕が内在すること自体は明白である。

加えて，その余裕の程度に関し，被告の行ったストレステストにおいてS uを基準としつつ設計・建設規格（2007）等の示す方法による検討を行ったことについても，設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたものの，安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかった新潟県中越沖地震の際の東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の事例において，前記第2の2（2）イで述べた学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討ないし評価の内容に照らし，何ら不合理なものではなく（丙D第153号証2～3頁，33～34頁，同第78号証7-1～7-2頁，同第67号証3頁参照），実務でも受け入れられている考え方に基づくものである。

この本件ロッドの耐震上の余裕の存在は，原子力規制委員会の判断の有無により左右されるものではなく，むしろ，前記第2の2（2）イで述べたとおり，原子力規制委員会は，安全性向上評価に関する運用ガイドにおいてストレステスト（二次評価）の手法を挙げるなど，新たな規制基準においても，基準地震動に対する耐震重要施設の安全機能の喪失の防止を基本としたうえで，基準地震動を上回る地震動を想定して耐震性の検討を行う場合においては，ミルシート等の設計上の許容値とは異なる基準でもって，耐震上の余裕の程度をみることが許容されていると考えられる。

したがって，原告らの主張が前提を欠くものであることに変わりはない。

## (2) ミルシートについて

原告らは、その主張の根拠として、これまでの40年の間で幾度となく地震に見舞われ疲労の蓄積があるはずであって現在の現物の $S_u$ 値ではないこと、ミルシート値は製造ごとにばらつきがあるから構造計算において直接使用することは公式にはないことを挙げる(原告ら準備書面(86)11頁)。

しかしながら、原告らの挙げる地震による疲労については、本件発電所においては、原子炉の緊急停止がなされるような大きな地震動が観測された事例は東北地方太平洋沖地震に限られるうえ、被告は、本件ロッドについて解析評価を行い、同地震の荷重により発生した応力が弾性範囲にとどまるものであることを確認している。更に、被告は本件運転期間延長認可申請に際して劣化状況評価を行い、圧力容器スタビライザについて、通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり有意な腐食が発生する可能性が小さく今後も使用環境が変わらないこと、運転中には有意な荷重を受けないことから疲労が蓄積されるようなものではないことなどを確認し、高経年対策上着目すべき経年劣化事象はないと判断している(丙H第11号証の添付書類二「東海第二発電所 容器の技術評価書」1-9~10頁)。

原告らの挙げるミルシートの信頼性をみても、ミルシートに示されている $S_u$ 及び $S_y$ の値は、本件ロッドに用いられているニッケルクロムモリブデン鋼(SNCM439)について設計・建設規格(2007)の示すそれに照らしても何ら不合理なものではなく(丙Bア第34号証I-付録図表-76頁,同90頁)、メーカーが責任をもって実際に施工する本件ロッドと同一の化学成分から組成される試験材でもって行った検査証明を疑うべき事情はない。更に、耐震上の余裕の程度を示すに当たり、ミルシートに示される $S_u$ の値を用いることについては、前記第2の2(2)において述べたとおり、新潟県中越沖地震の際の東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の事例や、原子力規制委員会の策定した安全性向上評価に関

する運用ガイドに照らしても、何ら不合理なものではない。

したがって、原告らの主張が前提を欠くものであることに変わりはない。

#### 第4 求釈明事項に対する回答

##### 1 求釈明事項1について

被告は、本件工事計画認可申請に際し、本件ロッドについては許容値を下回る発生値を得ているなど十分な耐震性を有すると判断しており、交換等を行う考えにない。

##### 2 求釈明事項2について

被告は、前記第2の2(2)イで述べたとおり、新たな規制基準を踏まえて重大事故等対策の有効性評価を行うに当たり、日本原子力学会(2015)(丙D第131号証)を用いた地震PRAを行い、有効性評価ガイドにおいて「必ず想定する事故シーケンスグループ」と炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるかなどから、有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループとして抽出するかを総合的に判断している。

求釈明事項2に関わる検討として、被告は、圧力容器スタビライザを含む圧力容器の支持機能を有する施設が機能喪失するなどして、圧力容器に接続されている圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できない事故シーケンスを検討対象としたが、①地震PRAの結果によれば、当該事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも $2.2 \times 10^{-7}$ /炉年であり、全炉心損傷頻度である $7.5 \times 10^{-5}$ /炉年<sup>6)</sup>に対して約0.3%と小さいこと、②圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、圧力容器

<sup>6)</sup> ここでいう「全炉心損傷頻度」は、重大事故等対処設備に期待せず、設計基準対象施設のみで対処する場合における炉心損傷頻度を意味する。

の周囲を囲む原子炉遮へい壁等の存在により圧力容器が大きく傾くことはなく、その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まると考えられ、非常用炉心冷却系（ECCS）による対処が考えられることなどを総合的に勘案した上で、有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループとしていない。

（丙H第3号証の「追補2『6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方』の追補」の別紙2-7～2-9頁）

なお、①の地震PRAにおいて本件ロッドのフラジリティ評価に用いる現実的耐力の中央値の設定につき、日本原子力学会（2015）を踏まえて、材料に応じて、設計・建設規格の規定値に1.17を乗じた値を用いて、 $1.5 \times (1.17 \times S_u) \div 2$ により算出される $0.8775 S_u$ である736MPaを設定している（丙D第156号証）。

### 3 求釈明事項3について

原告らは、求釈明事項3において、「原告らの計算では圧力容器スタビライザ・ロッドに440MPaの許容限界応力（初期締付荷重+地震荷重）を発生させる地震動の最大加速度は1,060ガルと見積もられる」とする（原告ら準備書面（86）14頁）。同準備書面（86）17頁にある下表から推察するに、原告らは、同表の赤色で付した枠部分において、基準地震動を上回る地震動により被告が本件工事計画認可申請において設定した許容値と同じ値の応力が本件ロッドに生ずる状態を仮定し（⑥）、その状態において、地震とは関係なく作用する初期締付荷重による応力値（④）を除いた「1つのスタビライザにかかる地震荷重」（③）から、「8つのスタビライザで受ける全地震荷重」を求め（②）、この値と基準地震動を作用させた際に生ずる「8つのスタビライザで受ける全地震荷重」（②）との比率（ $10.60 \times 10^6 / 8.98 \times 10^6$ である1.18）を基準地震動Ss-22の最大加速度（1009ガル）に乗じたものとも思われるが、そうであるなら、「1,060ガル」ではなく、



1190ガルが正しい。ちなみに、この仮定では、初期締付荷重と地震による荷重とを区別するとともに、各スタビライザの地震の際の荷重の分配<sup>7</sup>を考慮している結果、発生値と許容値との比率(1.07)よりも、地震荷重の比率(1.18)のほうが大きいものとなっている。

### 【1】原告らによる計算結果(諸元)

	記号	式	単位	発生値(Ss)		許容値
基準地震動			Gal	1,009(Ss-22)		
圧力容器スタビライザ位置の最大応答加速度		応答解析モデル水平方向(質点55)	m/s <sup>2</sup>	8.98 <sup>**1</sup> (898Gal)	①	
8つのスタビライザで受ける全地震荷重	W <sub>H</sub>	= F	N	8.98 × 10 <sup>6</sup>	②	10.60 × 10 <sup>6</sup>
1つのスタビライザにかかる地震荷重	F <sub>H</sub>	$\frac{1}{4} \cdot W_H$	N	2.24 × 10 <sup>6</sup>	③	2.64 × 10 <sup>6</sup>
初期締付荷重	F <sub>o</sub>	固定値	N	1.69 × 10 <sup>6</sup>	④	
1つのロッドにかかる荷重	W <sub>R</sub>	$F_o + \frac{1}{2} \cdot F_H$	N	2.81 × 10 <sup>6</sup>	⑤	3.01 × 10 <sup>6</sup>
引張応力	σ <sub>t</sub>	$\frac{W_R}{A}$	MPa	410	⑥	440
(裕度)						1.07

求釈明事項3は、被告の設定した設計上の許容値を「ギリギリの許容限界」とすることを前提としたものであり、その前提に誤りであることは前記第3の1で述べたとおりである。原告らは、本件ロッドに許容値と同じ応力を設定し、その荷重を生じさせる解放基盤表面に定義される地震動を逆解析により明らかにすることを求めるが、逆解析により原告らの求める当該地震動を算出する

<sup>7</sup> 本件発電所には、8個の圧力容器スタビライザを設置しており、地震の際に作用する荷重が分配される。本件工事計画認可申請では、地震の際に最も大きな地震荷重を受ける圧力容器スタビライザでは、当該地震動の水平方向の荷重の4分の1を受け持ち、当該圧力容器スタビライザにある本件ロッドには、その2分の1の荷重が作用するとしており、原告らの上記検討でも同じ前提に立っている。



方法は見当たらない<sup>8</sup>。

なお、前記第2の2(1)エにおいて述べたとおり、基準地震動 $S_s$ を超える地震動に対する耐震上の余裕に相当する、設計・建設規格(2007)に基づく $S_u$ である839MPaと基準地震動 $S_s$ による発生値である410MPaとの差分である429MPaは、基準地震動 $S_s$ により生ずる応力値である163MPaの2.63倍である。ミルシートに示される $S_u$ の値(302℃において906MPaに相当するもの)を採用すれば3.04倍である。すなわち、設計・建設規格(2007)に基づく $S_u$ であれば基準地震動により生ずる応力の3.63倍の、ミルシートに示される $S_u$ であれば当該応力の4.04倍の裕度がある。

---

<sup>8</sup> なお、順解析をトライアルアンドエラーによって繰り返す方法は技術的に可能である。例えば、①基準地震動 $S_s-22$ の時刻歴波形の振幅を $\alpha$ 倍した地震波を用いて、解放基盤表面から地盤応答解析、地震応答解析を行い、本件ロッドの応力の発生値の最大値を算出したうえで、② $\alpha$ を少しずつ大きくし、①の発生値を許容値に徐々に近づけていくという方法である。

(別紙) 本件工事計画認可申請における本件ロッドの許容値に関する解説

1. 運転状態

JEAG4601 - 1984 においては、以下の運転状態ごとに異なる許容値を設定しており、地震動により生ずる応力については、運転状態Ⅲ<sub>A</sub>S、同Ⅳ<sub>A</sub>Sにおいて考慮することが求められる(丙Bア第27号証77頁、丙D第152号証6頁)。

運転状態Ⅰ	原子炉施設の通常運転時の運転状態。
運転状態Ⅱ	運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、試験状態以外の運転状態。
運転状態Ⅲ	原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要とされる運転状態。弾性設計用地震動により生ずる応力については、運転状態Ⅲ <sub>A</sub> Sとして考慮される。
運転状態Ⅳ	原子炉施設の安全評価の観点から、異常な状態を想定した運転状態。基準地震動 S <sub>s</sub> により生ずる応力については、運転状態Ⅳ <sub>A</sub> Sとして考慮される。

2. 許容値に係る評価式

本件ロッドは、JEAG4601 - 1984 の定める「その他の支持構造物」に該当し、ボルト材でもある。したがって、JEAG4601 - 1984 の2.9.1により2.8.1(3)の準用がなされる結果、許容値は、運転状態Ⅰにおいてft、運転状態Ⅲ<sub>A</sub>Sにおいて1.5ft、運転状態Ⅳ<sub>A</sub>Sにおいて1.5ft\*である(丙Bア第27号証119~121頁)。

ft及びft\*は、以下のようにして算出される(同号証77~78頁、丙Bア第34号証I-8-7~I-8-14頁)。Syは設計降伏点を、Suは設計引張強さを、それぞれ表し、min(A, B)はAとBとのいずれか小さい方の値を表す。

$$ft = \min(Sy, 0.7Su) \div 2$$

$$ft^* = \min(1.2Sy, 0.7Su) \div 2$$

(補足)

○ $\min(Sy, 0.7Su)$ については、鋼構造設計規準におけるF値に相当するもので、少なくともSyを下回ることを求めているとおり、弾性範囲における基準である。F値の算出における比較対象として0.7Suが採用されていることについては、降伏点と引張強さが近い鋼材において、鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めるよりも、引張強さの70%の値を許容応力度の決定に際しての基準としたほうが、余裕を確保できることにあるとされている。(丙Bア第33号証46頁)

○運転状態Iにおいては、 $f_t$ 及び $f_t^*$ を求めるに当たり、F値を2で除する(丙Bア第34号証I-8-13頁)。これは、設計・建設規格(2007)において、材内に発生する単位面積当たりの力である応力について、ボルト材においてはネジ部を伴い断面積が一様ではなく、異なる断面ごとに応力を算出するのは煩雑であることを考慮し、許容値の設定に当たり、谷径断面積<sup>\*注</sup>/呼び径断面積<sup>\*注</sup>に相当する値として一律に0.75を設定し、その分、ボルト材以外に適用される安全率である1.5倍に上乗せした値である2で除するとしたものとされている(同号証I-解説8-23頁)。

※本文の第2の2(1)イにおいて述べたとおり、設計・建設規格(2012)では、ネジ部の有効断面積に基づき応力を算出するのであれば、対象部材の実際の形状に応じた断面積を算出している以上、0.75という比率を考慮する必要はないことを踏まえ、0.75という比率を考慮しない評価式を追加している(丙Bア第35号証13~15頁)。

○運転状態IV<sub>A</sub>Sの $f_t^*$ の算出における比較対象として1.2Syが採用されていることについては、通常材料の実降伏点は設計値に対して余裕があることなどによるとされている(丙Bア第34号証I-解説8-22頁)。ただし、後記3で述べる本件ロッドの許容値の設定の上では、Syを1.2倍するか否かにかかわらず、Suを0.7倍した値のほうが小さいため、 $f_t$ と $f_t^*$ とが同じ値となる。

### 3. 本件工事計画認可申請における本件ロッドの許容値

弾性設計用地震動 Sd に係る許容値 (運転状態Ⅲ <sub>A</sub> S)	基準地震動 Ss に係る許容値 (運転状態Ⅳ <sub>A</sub> S)
$1.5ft = 1.5 \times \min (Sy, 0.7Su) \div 2$ $= 1.5 \times \min (679, 0.7 \times 839) \div 2$ $= 1.5 \times \min (679, 587) \div 2$ $= 440$	$1.5ft^* = 1.5 \times \min (1.2Sy, 0.7Su) \div 2$ $= 1.5 \times \min (1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2$ $= 1.5 \times \min (814, 587) \div 2$ $= 440$

(補足)

○Sy, Su の各値については、設計・建設規格 (2007) に示されている付属材料図表に基づき、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している 302℃でのものを用いている (丙 B ア第 34 号証 I - 付録図表-76 頁, 同 90 頁)。他方で、同表には、ミルシートに示された値について設定する温度に応じてどのように変更するか、その方法は示されていない。本文で述べたミルシートに示される Su の値は、302℃における値として、下表のとおり、常温におけるミルシートの値と設計・建設規格 (2007) の値との比率を、設計・建設規格 (2007) の 302℃における値に乘じることにより換算したものである。

(単位 : MPa)

	常温 (-30~40℃)	300℃	302℃
設計・建設規格	980	841	839
ミルシート	1059	-	906

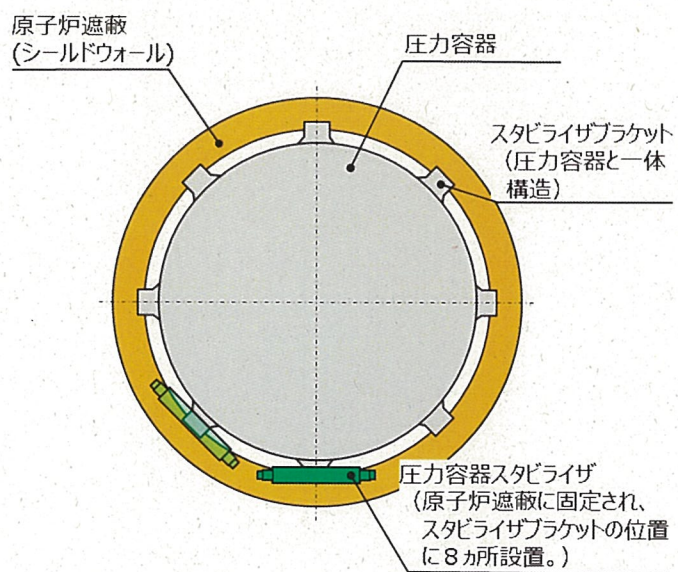
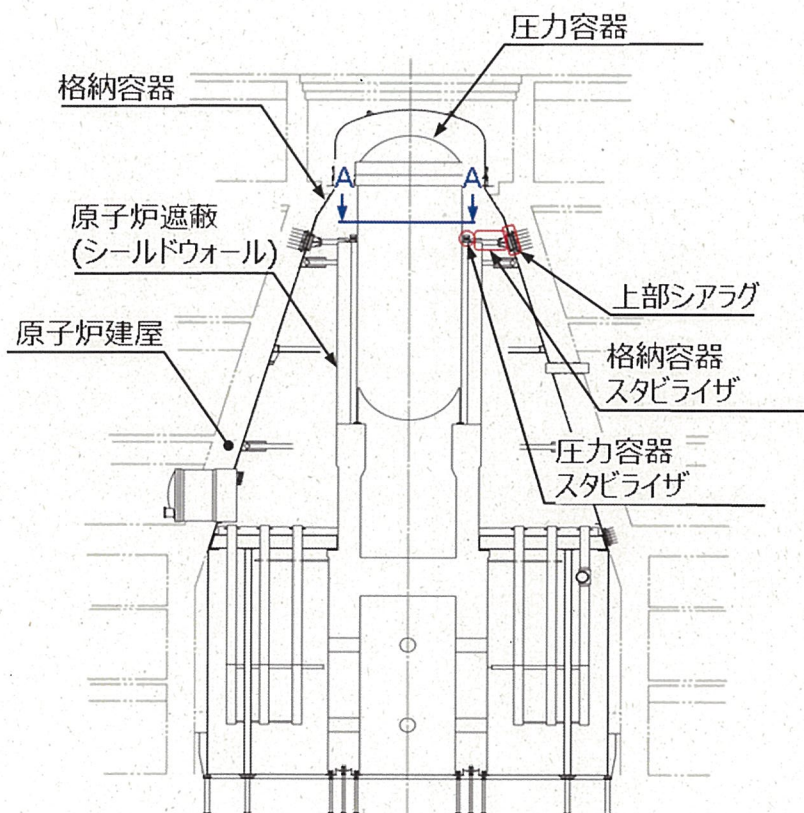
○なお、ストレステスト評価 (一次) においては、基準地震動 Ss に係る許容値について、JEAG4601 等を踏まえつつも、より現実的な強度に照らした評価を行うことができるよう、以下のとおり、ft\* 値の算出につき 0.7Su ではなく Su に置き換えた数値を適用して、他は

設計・建設規格(2007)等の示す方法を踏まえた検討を行っている(甲C第17号証22頁)。

$$1.5 \times Su \div 2 = 0.75Su = 629\text{MPa}$$

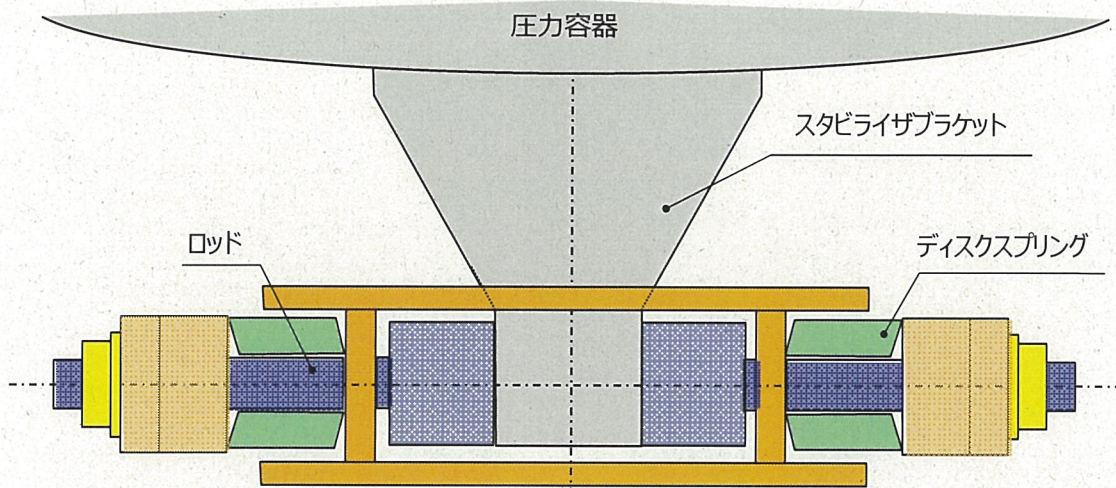
上記の式における0.75は、設計・建設規格(2007)の定める一律の比率に相当するものである。

別図



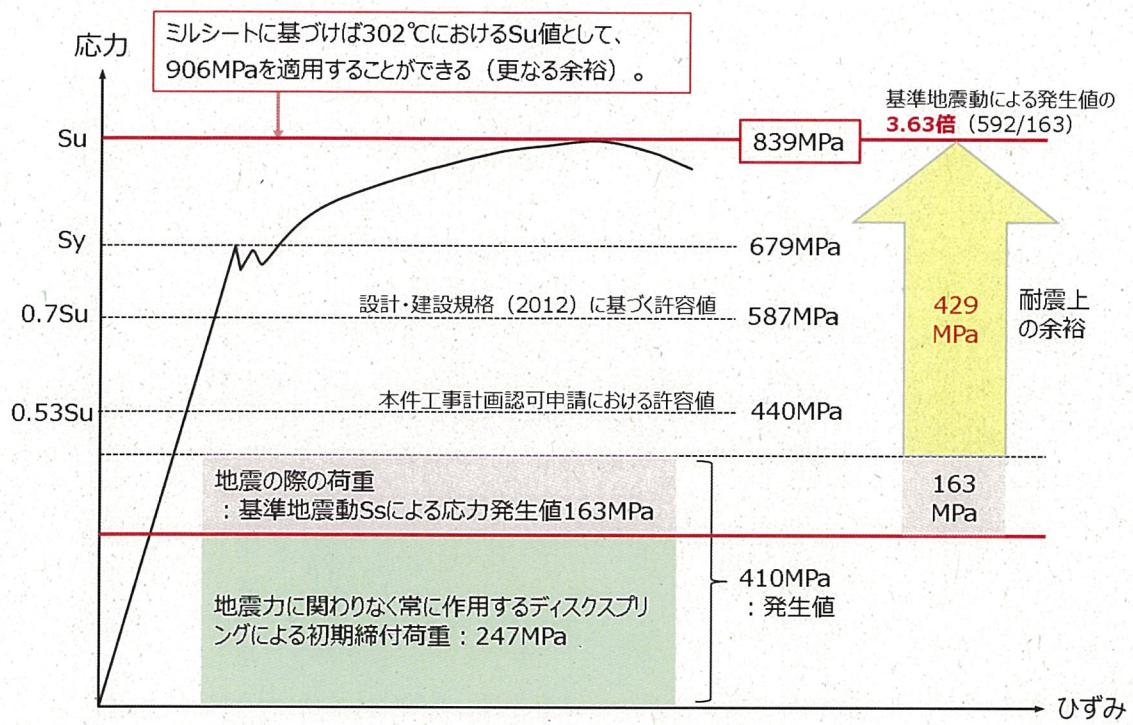
圧力容器スタビライザ設置状況図  
(A-A矢視)





【図1】 圧力容器スタビライザの構造





【図2】 本件ロッドの耐震上の余裕



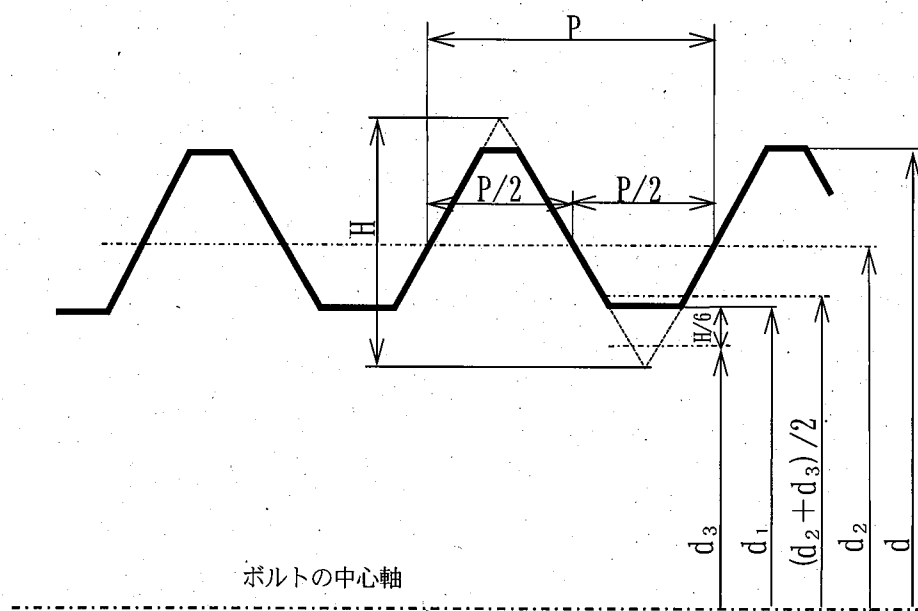
## 語句注

### (注1) 谷径断面積, 呼び径断面積, 有効断面積

谷径断面積とは, ボルトのねじ部の谷底を仮想的な円筒とした場合の直径 ( $d_1$ ) から算出される断面積 ( $\pi \times d_1^2 / 4$ ) をいう。

呼び径断面積とは, ボルトのねじ部の山頂を仮想的な円筒とした場合の直径 ( $d$ ) から算出される断面積 ( $\pi \times d^2 / 4$ ) をいう。

有効断面積とは, ボルトの有効径 ( $d_2$ ) と, 谷径 ( $d_1$ ) 及びボルトねじ部の高さ ( $H$ ) から求まる径 ( $d_3$ ) との平均値を仮想的な円筒とした場合の直径から算出される断面積 ( $\pi \times [(d_2 + d_3) / 2]^2 / 4$ ) をいう。ここに, 有効径とは, ボルトのねじ溝の幅がねじ山の幅に等しくなるような仮想的な円筒とした場合の直径をいう。この場合, 下図のとおり, これらの幅はいずれも, 互いに隣り合うねじ山の相対応する二点間の距離 ( $P$ ) の半分となる。



(丙D第157号証26~29, 45, 139, 859~860頁)

本件ロッドはJIS B 0205-4のdが100, Pが6の基準寸法に該当し,  $d_1$ は93.505mm,  $d_2$ は96.103mm,  $d_3$ は92.639mm ( $=d_1 - 0.866025404 \times P / 6$ )である(丙D第154号証, 同第157号証151頁の「呼び径」「100」の欄)。

本件工事計画認可申請に際して被告の設定した本件ロッドの断面積(①)と, 設計・建設規格(2012)を適用した場合の本件ロッドの有効断面積(②)との大小関係は, 以下のとおりであり, 前者のほうが後者よりも小さい。本件ロッドの応力としては, 荷重を断面積で除することにより得られることから, 前者を用いるほうが後者を用いるよりも大きいので, 本文では, 本件ロッドにつき, 設計・建設規格(2012)の採用した新たな評価式を適用することができるとしている。

$$\text{①: } \pi \times d_1^2 / 4 = \pi \times 93.505^2 / 4$$

$$= 6.860 \times 10^3 \text{mm}^2 \text{ (丙D第154号証)}$$

$$\text{②: } \pi \times \{(d_2 + d_3) / 2\}^2 / 4$$

$$= \pi \times \{(96.103 + 92.639) / 2\}^2 / 4$$

$$= 6.995 \times 10^3 \text{mm}^2 \text{ (丙D第157号証859~860頁)}$$

#### (注2) Sm

Smとは, 設計応力強さをいい, 圧力容器等のクラス1機器の強度設計に用いられる。

#### (注3) 耐震重要施設

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(設置許可基準規則3条1項)。

ここに, 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

渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、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（設置許可基準規則2条2項7号）。

以上