

平成22年（行ウ）第2号 ほか

原告 竹田とし子 ほか1163名

被告 国

同 電源開発株式会社

判 決

函館地方裁判所民事部

目 次

目次	ii
略語等一覧表	x

(本文目次)

第1章 請求	1
第2章 事案の概要	1
第1 請求の概要	1
第2 前提事実	2
1 当事者	2
2 本件原発に係る安全審査の経緯	3
3 本件原発の現状等	7
4 原子力発電の仕組みと原子炉の種類等	7
5 現時点の設計に係る本件原発の基本構造	10
6 MOX燃料について	13
第3章 主な争点	15
第4章 争点に対する当事者の主張	16
1 争点1 (生命・身体への具体的危険性の判断の在り方) について ...	16
(原告らの主張)	16
(被告電源開発の主張)	18
2 争点2 (審査基準の合理性の問題) について	21
(原告らの主張)	21
(被告国の主張)	39
(被告電源開発の主張)	62
3 争点3 (基準地震動の策定) について	67
(原告らの主張)	67

	(被告電源開発の主張)	77
	(被告国の主張)	85
4	争点4 (本件原発周辺の海底断層) について	87
	(原告らの主張)	87
	(被告電源開発の主張)	90
	(被告国の主張)	93
5	争点5 (本件敷地内及びその周辺の断層) について	94
	(原告らの主張)	94
	(被告電源開発の主張)	96
	(被告国の主張)	98
6	争点6 (本件敷地及びその周辺の地質, 地盤) について	98
	(原告らの主張)	98
	(被告電源開発の主張)	98
	(被告国の主張)	99
7	争点7 (火山対策) について	100
	(原告らの主張)	100
	(被告国の主張)	107
	(被告電源開発の主張)	113
8	争点8 (津波対策) について	119
	(原告らの主張)	119
	(被告国の主張)	121
	(被告電源開発の主張)	123
9	争点9 (立地審査指針適合性) について	125
	(原告らの主張)	125
	(被告電源開発の主張)	125
	(被告国の主張)	126

1 0	争点 1 0 (被告電源開発の技術的能力) について	127
	(原告らの主張)	127
	(被告電源開発の主張)	127
	(被告国の主張)	128
1 1	争点 1 1 (改良型沸騰水型軽水炉 (ABWR) の構造) について	129
	(原告らの主張)	129
	(被告電源開発の主張)	131
1 2	争点 1 2 (フルMOX炉心) について	134
	(原告らの主張)	134
	(被告電源開発の主張)	134
1 3	争点 1 3 (使用済燃料貯蔵槽) について	138
	(原告らの主張)	138
	(被告電源開発の主張)	138
1 4	争点 1 4 (被告電源開発の故意・過失) について	139
	(原告らの主張)	139
	(被告電源開発の主張)	139
1 5	争点 1 5 (原告らの法益侵害及び損害の発生) について	139
	(原告らの主張)	139
	(被告電源開発の主張)	141
	(被告国の主張)	141
1 6	争点 1 6 (本件設置許可処分の違法性等) について	143
	(原告らの主張)	143
	(被告国の主張)	145
1 7	争点 1 7 (不作為の違法性) について	148
	(原告らの主張)	148
	(被告国の主張)	149

第3章	当裁判所の判断その1—被告電源開発に対する差止請求について	151
第1	争点1（生命・身体への具体的危険性の判断の在り方）について	151
1	認定事実	151
	(1) 旧原子炉等規制法における規制	151
	(2) 本件設置許可申請，本件設置許可処分及び本件工事計画認可処分並びにこれに基づく本件原発の建設工事	152
	(3) 福島原発事故について	152
	(4) 規制委員会について	154
	(5) 改正原子炉等規制法について	155
	(6) 改正原子炉等規制法下の規制手続の概要	156
	(7) 本件設置変更許可申請とその審査	159
	(8) 本件原発の現状	163
	(9) 放射線被ばくについて	164
2	判断枠組みについて	164
	(1) 人格権に基づく民事差止請求における差止めの要件	164
	(2) 本件原発における人格権侵害の具体的危険性	165
	(3) 発電用原子炉施設に求められる安全性の程度	170
	(4) 主張立証責任	171
第2	争点2（審査基準の合理性の問題）について	172
1	認定事実等	172
	(1) 新規制基準策定の経緯	172
	(2) 深層防護の考え方について	177
	(3) 「設置許可基準規則」及び「設置許可基準規則の解釈」等の概要	179
	(4) IAEA安全基準の概要	181
2	新規制基準の策定過程について	182

3	共通要因故障について	184
	(1) 設置許可基準規則の定め	184
	(2) IAEA安全基準SSR-2/1の定め	187
	(3) 原告らの主張について	187
4	安全重要度分類及び耐震重要度分類について	190
	(1) 規制基準の概要	190
	(2) IAEA安全基準SSR-2/1の定め	196
	(3) 原告らの主張について	197
5	深層防護とシビアアクシデント対策について	200
	(1) 規制基準の概要	200
	(2) IAEA安全基準SSR-2/1の定め	210
	(3) 原告らの主張について	211
	ア 重大事故等及び大規模損壊への対応に関する規定について	211
	イ 有効性評価について	214
	ウ 可搬型設備と常設設備	216
	エ 電源設備（設計基準対象施設に係るものを含む。）	217
	オ シビアアクシデント対策のパッシブ性	218
6	テロ対策について	219
7	深層防護と立地評価・避難計画について	220
	(1) 立地審査指針の内容と位置付け	220
	(2) 改正原子炉等規制法下における緊急時対応と防災対策	222
	(3) IAEA安全基準における深層防護の第5層目に関する規定	226
	(4) 原告らの主張について	232
	ア 立地評価について	232
	イ 防災対策について	233
	ウ 防災対策の妥当性について	238

第3	その余の争点（争点3から13まで）について	239
1	総論	239
2	争点3（基準地震動の策定）について	239
	(1) 関連する規制基準の概要	239
	(2) IAEA安全基準SSG-9の定め	245
	(3) 基準地震動の超過事例	245
	(4) 原告らの主張について	248
3	争点4（本件原発周辺の海底断層）について	251
	(1) 関連する規制基準の概要	251
	(2) NRCの規制指針	254
	(3) 原告らの主張について	254
4	争点7（火山対策）について	255
	(1) 関連する規制基準の概要	255
	(2) IAEA安全基準	261
	(3) 原告らの主張について	265
5	争点8（津波対策）について	268
	(1) 関連する規制基準の概要	268
	(2) 原告らの主張について	270
第4	小括	271
第4章	当裁判所の判断その2－被告らに対する各慰謝料請求について	271
第1	争点15（原告らの法益侵害及び損害の発生）について	271
第2	小括	273
第5章	結論	273

(別紙目次)

別紙 1 の 1 ~ 1 の 1 2	当事者目録(1)~(12)
別紙 2	新規制基準一覧
別紙 3 の 1	平成 2 4 年審査基準等一覧
別紙 3 の 2	平成 2 5 年審査基準等一覧
別紙 4 の 1	下北半島西部陸域の地形図
別紙 4 の 2	発電所敷地概要図
別紙 5	沸騰水型原子炉と加圧水型原子炉
別紙 6	A B W R の従来型からの変更点
別紙 7	圧力容器
別紙 8	主たる循環系を構成する設備
別紙 9	E C C S
別紙 1 0	大間北方沖活断層と大間西方沖活断層 (原告ら主張)
別紙 1 1	大間周辺における海成段丘面
別紙 1 2	大間周辺の等隆起線 (原告ら主張)
別紙 1 3	本件敷地周辺における震源として考慮する活断層の分布
別紙 1 4	地質年代区分
別紙 1 5	推定等隆起量線図 (被告電源開発)
別紙 1 6	海岸地形分布図 (被告電源開発)
別紙 1 7 の 1	敷地のシーム調査位置図
別紙 1 7 の 2	変状と強風化部の分布
別紙 1 8	c f - 1 断層の位置
別紙 1 9 の 1	原子炉建屋地質水平断面図
別紙 1 9 の 2	原子炉建屋地質鉛直断面図 X - X'
別紙 2 0	本件敷地の地質層序表
別紙 2 1	原発の敷地における火山災害審査の要約 (降灰のみ)

別紙 2 2	地理的領域内の第四紀火山分布
別紙 2 3	将来の活動可能性が否定できない火山
別紙 2 4	外気取入口から非常用ディーゼル発電機までの空気の流れ
別紙 2 5	減幅比
別紙 2 6	設置許可基準規則における設計基準対象施設の安全設計要求
別紙 2 7	設置許可基準規則等における重大事故等対策に係る規制の概要
別紙 2 8	I A E A安全基準シリーズの構成
別紙 2 9	I A E A安全基準その他の文書
別紙 3 0	福島原発事故の教訓を踏まえた電源確保対策の考え方について
別紙 3 1	原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の基本フロー
別紙 3 2	火山ハザード評価に対する方法論的アプローチ

略 語 等 一 覧 表

本判決中，主な略語及び語句注については，本文中に記載したものを含め，以下のとおりである（五十音順。本文中に「*」と記載することがある。）。

	略語・語句	内容・意味	備考
数	10CFR	米国の連邦規則 Title 10 (Title 10 of the Code of Federal Regulations) エネルギー関係の連邦規則であり，このうちNRC* 関係は，10CFRの Part 0～199, DOE(エネルギー 省)関係は，10CFRの Part200～1000 となってい る。	乙イA13
A	ABWR	改良型沸騰水型原子炉 (Advanced Boiling Water Reactor)	
	ATWS	原子炉停止機能喪失(事象)。 スクラム*失敗事象ともいう。 (Anticipated Transient without Scram)	
B	BWR	沸騰水型原子炉 (Boiling Water Reactor)	
	Bq	→ ベクレル	
E	ECCS	非常用炉心冷却設備 (Emergency Core Cooling System) (設置許可基準規則*19条参照)	別紙2の 第1(3)
	EUR	欧州電力事業者要求事項 (European Utility Requirements)	乙イA9, 10 参照
F	FPガス	キセノン, クリプトン, ヨウ素など気体状の核分裂生 成物のこと。放射性希ガスはこれに含まれる。	乙ロA37の 18頁

J	JEAG4601	一般社団法人日本電気協会が制定した「原子力発電所耐震設計技術指針」。数次にわたる改訂がされ、JEAG4601-1987, JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1991 追補版, JEAG4601-2008 等が発行されている。	乙口 B18, 19, 20, 22
	JEAG4625	一般社団法人日本電気協会が制定した「原子力発電所火山影響評価技術指針」。JEAG4625-2009, JEAG4625-2014, JEAG4625-2015 が発行されている。	乙口 B173, 227, 228
I	IAEA	国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency) 原子力の平和的利用を促進するとともに、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止することを目的として、IAEA 憲章に基づき1957年(昭和32年)発足した国際機関。	乙イ D41 の 60 頁参照
	INSAG	国際原子力安全諮問グループ (International Nuclear Safety Group) IAEA*事務局長の諮問機関であり、現在及び近い将来の原子力安全問題に関する勧告と意見を IAEA*等に提供する目的で組織されている。	乙イ A 7
	INSAG-12	INSAGのレポート 原子力発電所の基本安全原則(Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants) 75-INSAG-3 Rev.1(1999年)	乙イ A 8, 乙口 A90

L	LOCA	<p>原子炉の冷却材喪失事故 (Loss of Coolant Accident)</p> <p>圧力容器に繋がる配管の破断等により冷却材が喪失し、圧力容器内の水位が低下するような異常事態。(有効性評価ガイド*参照)</p>	別紙2の 第4(21)
M	M	<p>マグニチュード(気象庁マグニチュード)</p> <p>地震の規模の大きさを表す尺度であり、地震計の種類や計算方法によって様々なマグニチュードがあるが、日本では気象庁マグニチュードが一般に用いられている。</p>	乙口B22の 52頁、 乙口B97の 27頁参照
	MIS	<p>海洋酸素同位体ステージ (Marine Isotope Stage)</p> <p>地球の気候変動サイクルのステージ区分。間氷期(温暖期)に奇数番号が、氷期(寒冷期)に偶数番号が、それぞれ新しい順に付されている。各ステージ中、特徴的なピークにはアルファベット又は小数点以下の番号が付されており、例えば、ステージ5(12万年前～8万年前の最終間氷期)では新しい方から順に5a, 5b, 5c, 5d, 5eの5期に細分されており、MIS5eは最終間氷期の最盛期に当たる約12.5万年前の時期になる。</p>	乙口B212 の29頁

	Miura, et al. (2013)	三浦大助ほか「北日本, 恵山火山複合体の過去5万年間の噴火史, 火道の移動及びマグマの定常的噴出」 (Eruption history, conduit migration, and steady discharge of magma for the past 50,000 yr at Esan volcanic complex, northern Japan) (2013年)	乙口 B78
	MOX	ウラン・プルトニウム混合酸化物 (Mixed Oxide)	乙口 A37 の 34 頁
	MS	異常影響緩和系 (Mitigation System) 原子炉施設の異常状態において, この拡大を防止し, 又はこれを速やかに収束せしめ, もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し, 又は緩和する機能を有するもの (重要度分類審査指針*参照)	別紙 3 の 1 の(4)
	Mt	津波マグニチュード	乙口 B4 の 102 頁, 乙 口 B64 の 1 の 1-18 頁 参照
	Mw	モーメントマグニチュード 断層面の面積と断層のすべり量(ずれの量)から求められ, 物理的意味の明確なマグニチュード。規模の大きな地震ではM*(気象庁マグニチュード)の飽和が起こるため, Mwが用いられる。	乙口 B22 の 52 頁, 乙口 B97 の 27 頁参照

N	Noda, et al. (2002)	野田静男ほか「岩盤上の剛構造物に対する設計用 応答スペクトル」2002年 (Noda, et al. “RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES”)	乙口 B 25
	NRC	アメリカ合衆国原子力規制委員会 (United States Nuclear Regulatory Commission)	乙イ A13 参 照
	NS-R-3	IAEA 安全基準－安全要件 (Safety Requirement) 原子炉等施設の立地評価 (Site Evaluation for Nuclear Installations) No.NS-R-3 (2003年) なお, NS-R-3 (Rev.1)は2016年	甲 D81 (甲 D130 の 1 の 105 頁 参照)
P	PS	異常発生防止系 (Prevention System) その機能の喪失により, 原子炉施設を異常状態に 陥れ, もって一般公衆ないし従事者に過度の放射 線被ばくを及ぼすおそれのあるもの (重要度分類審査指針*参照)	別紙 3 の 1 の(4)
	PSA/PRA	確率論的安全性評価／確率論的リスク評価 (Probabilistic Safety/Risk Assessment) シビアアクシデント*を対象として, 機器の故障など 事故の発端となる事象の発生頻度とその影響を定 量的に評価することにより原発の安全性を総合的 に評価する手法であり, PRAとも呼ばれる。 (設置許可基準規則の解釈*37条, 参照)	別紙 2 の 第 3 (10)
	PWR	加圧水型原子炉 (Pressurized Water Reactor)	

R	rem	→ レム	
S	SBO	全交流動力電源喪失 (Station Blackout) 原子力発電所に全ての交流動力電源を供給できなくなった状態。	
	SSG-21	IAEA安全基準(Safety Standards)－個別安全指針(Specific Safety Guide) 原子炉等施設のサイト評価における火山ハザード (Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations) No.SSG-21 (2012年)	甲 B 178, 乙イ B 29 の 1~2
	SSG-9	IAEA安全基準－個別安全指針(Specific Safety Guide) 原子炉等施設のサイト評価における地震ハザード (Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations) No.SSG-9 (2013年)	甲 B 108, 甲 B 140
	SSR-2/1	IAEA安全基準－個別安全要件(Specific Safety Requirements) 原子力発電所の安全:設計 (Safety of Nuclear Power Plants:Design) No.SSR-2/1(2012年) なお, SSR-2/1(Rev. 1)は2013年	甲 D80, 乙 口 D 24 乙イ D 63 (Rev.1)
	Sv	→ シーベルト	
T	T. P.	東京湾平均海面	

V	VEI	<p>火山爆発指数 (Volcanic Explosivity Index)</p> <p>噴出物の量で火山の爆発規模の大きさを表し、0～8に区分される。VEI=0が最小、VEI=8が最大である。</p>	甲 B33
W	WENRA	<p>西欧原子力規制者会議 (Western European Nuclear Regulators Association)</p> <p>ヨーロッパ域内の原子力安全情報の共有促進、ヨーロッパの原子力安全規制機関の長とのネットワークとして機能することを目的として、欧州各国の規制機関の長により構成される会議体。</p>	乙イ A12 参照
あ	アスペリティ	<p>震源断層面*において、固着の強さが周囲に比べて特に大きい領域のこと。すべり量が大きく強い地震波を出す強振動生成領域である。</p>	甲 B30, 乙イ B9, 乙イ D41 の 218 頁参照
	安全委員会	<p>原子力安全委員会</p> <p>平成24年法律第47号による改正前の原子力委員会及び原子力安全委員会設置法(同法は、同改正により、法律の題名が「原子力委員会設置法」に改正された。)に基づき、内閣府に設置された審議会等の一つ。</p> <p>規制委員会設置法*(平成24年法律第47号)の施行と同時に、平成24年9月19日廃止された。</p>	

	安全機能	<p>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・その機能の喪失により、発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化*又は設計基準事故*が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能 ・発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化*又は設計基準事故*の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場等外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能（設置許可基準規則*2条2項5号） 	別紙2の第1(3)
	安全基盤機構 (JNES)	<p>独立行政法人原子力安全基盤機構 (Japan Nuclear Energy Safety Organization) (旧)独立行政法人原子力安全基盤機構法(平成14年法律第179号)に基づき設立された独立行政法人。平成26年3月1日解散し、規制委員会*に統合された。</p>	
	安全施設	<p>設計基準対象施設*のうち、安全機能*を有するもの（設置許可基準規則*2条2項8号）</p>	別紙2の第1(3)
	安全設計審査指針	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）</p>	別紙3の1の(3)

	安全重要度分類	発電用軽水型原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めたもの (重要度分類審査指針*参照)	別紙3の1の(4)参照
	安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	別紙3の1の(9)
い	伊方原発最高裁判決	平成4年10月29日最高裁判所第1小法廷判決 (民集46巻7号1174頁)	
	入倉・三宅(2001)	入倉孝次郎, 三宅弘恵「シナリオ地震の強震動予測」(地学雑誌第110巻6号所収)	乙口B 131
う	運転時の異常な過渡変化	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*2条2項3号)	別紙2の第1(3)

お	応答スペクトル	地震動がいろいろな固有周期(構造物が個別に有している揺れやすい周期)を持つ建物・構築物及び機器・配管系に対して、どのような揺れの強さ(応答)を生じさせるかを、縦軸に加速度・速度等の最大応答値、横軸に固有周期(又はその逆数の固有振動数)をとって、分かり易いように描いたものをいう。	乙イ B 13 参照
	応力降下量	震源断層面*上に蓄積されていたせん断応力(物体内部でずれを生じさせる力)は、震源断層面*のずれ(断層破壊、地震)のエネルギーとなって、その全部あるいは一部が解放されるところ、応力降下量とは、この解放されたせん断応力、すなわち、地震発生直前のせん断応力と、地震発生直後のせん断応力との差のことをいう。	乙イ D41 の 221 頁参照
	女川原発	東北電力*の女川原子力発電所	
か	改正原子炉等規制法	平成24年法律第47号による改正後の原子炉等規制法*	
	海成段丘 海成段丘面	海的作用で作られた段丘*。なお、河川が作った段丘は河成段丘という。 海成段丘での平坦地を海成段丘面という。	乙ロ B212

	解放基盤表面	<p>基準地震動*を策定するために、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、著しく高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう基盤とは、おおむね、せん断波速度$V_s=700\text{m/s}$以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものをいう。</p> <p>(設置許可基準規則の解釈*別記2の5一、基準地震動審査ガイド* I の 1.3(1)、新耐震設計審査指針*参照)</p>	別紙2の第3(10)、第4(26)、別紙3の1の(5)
	海洋プレート内地震	沈み込む(沈み込んだ)海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近又はそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震(スラブ内地震)」の2種類に分けられる。(設置許可基準規則の解釈*別記2の5二)	別紙2の第3(10)
	火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド (平成25年6月19日原子力規制委員会決定)	別紙2の第4(16)
	火山事象	火山災害を引き起こすおそれのある、火山に関連したあらゆる事象若しくは一連の現象。噴火を含めてもよく、通常は火山で発生する地滑りなどの非噴火によるものも含める。(火山ガイド*1.4(3))	別紙2の第4(16)
	柏崎刈羽原発	東京電力*の柏崎刈羽原子力発電所	

	加藤ほか(2004)	加藤研一ほか「震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベルー地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討ー」 (日本地震工学会論文集第4巻第4号所収)	乙口B 42
	完新世	地質年代の一つである第四紀の区分のうち最も新しいものであり、約1万1700年前から現在までの期間。(火山ガイド*1. 4参照)	別紙 14 別紙 2 の 第 4(16)
き	技術基準規則	实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6月28日原子力規制委員会規則第6号)	別紙 2 の 第 1 (4)
	技術的能力基準	实用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置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(原規技発第 1306197 号)(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)	別紙 2 の 第3 (14)
	基準地震動 基準地震動Ss	基準地震動とは、耐震重要施設*の供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による地震動(地震に伴って生じる揺れ)をいう(設置許可基準規則*4条3項)。 施設の供用期間中に極めてまれでは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(基準地震動Ss, 新耐震設計審査指針*5.)と同様である(基準地震動審査ガイド*)。	別紙 2 の 第 1(3) 別紙 3 の 1 の(5), 別紙 2 の第 4(26)

基準地震動審査ガイド	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)	別紙 2 の 第 4 (26)
基準津波	設計基準対象施設*の供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(設置許可基準規則*5条)	別紙 2 の 第 1(3)
規制委員会	原子力規制委員会 原子力規制委員会設置法(平成24年法律第47号)に基づき環境省の外局として設置された独立行政委員会(同法2条, 国家行政組織法3条2項)	
規制委員会設置法	原子力規制委員会設置法 (平成24年法律第47号)	
逆断層	断層の上側の地盤が断層面上をずり上がる形となる断層	乙イB9 参 照
(旧)仮想事故	立地審査指針*に規定された,(旧)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(たとえば,(旧)重大事故*を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちいくつかは動作しないと仮定し,それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの) (立地審査指針*の別紙1の1.2b)	別紙 3 の 1 の(2)
旧原子炉等規制法	平成24年法律第47号による改正前の原子炉等規制法*	

(旧)重大事故	立地審査指針*に規定された、敷地周辺の事象、 原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的 見地からみて、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 (立地審査指針*の別紙1の1. 2a)	別紙3の1 の(2)
旧耐震設計審査指 針	新耐震設計審査指針*(別紙3の1の(5))による見 直し前の「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、平成13年3月29日一部改訂)	乙イD51, 乙ロB115 参照
旧汀線	海成段丘面*と段丘崖*とが接する線。 海成段丘面*が形成された当時の海岸線、つまりそ の当時の海水面の高さを示すものである。	甲 B228, 乙ロ B212
旧電気事業法	平成24年法律第47号による改正前の電気事業法 (昭和39年法律第170号)	
共通要因	2以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすこと によりその機能を失わせる要因 (設置許可基準規則*2条2項18号)	別紙2の 第1(3)
強風化部	地表付近において空気や水、太陽光にさらされるこ とでもともとあった鉱物が別の鉱物に代わる現象を 「風化」といい、「強風化部」とは、岩石の風化が進 行した部分をいう。	乙ロ B213 の106頁

	距離減衰式	地震動は、地震により放出されるエネルギーが大きいほど、また、震源に近いほど大きくなる性質があるところ、「距離減衰式」とは、この性質を利用し、地震の規模や震源からの距離等のパラメータを入力すると、地震の規模と震源からの距離との関係により、想定される地震動の強さが求まる計算式のことをいう。	乙イB8参照
け	原災法	原子力災害対策特別措置法 (平成11年法律第156号)	
	原子力機構	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 平成17年10月1日、日本原子力研究所及び核燃料サイクル開発機構を統合して発足した独立行政法人。	
	原子炉施設等基準 検討チーム	発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム(第21回より、「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」と改称) 規制委員会*に設置され、平成24年10月から平成25年6月までの間に23回の会合が開催された。	乙イD34 甲D167 乙イD41の 51頁
	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年法律第166号)	
	原子炉冷却材圧力 バウンダリ	発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化*時及び設計基準事故*時において、圧力障壁となる部分(設置許可基準規則*2条2項35号)	別紙2の 第1(3)

	検討用地震	敷地周辺の活断層の性質, 過去及び現在の地震発生状況等を考慮し, さらに地震発生様式等による地震の分類を行った上で, 敷地に大きな影響を与えると予想される地震(設置許可基準規則の解釈* 別記2の5二, 新耐震設計審査指針* 5(2)①)	別紙2の第3(10), 別紙3の1の(5)
	原発	原子力発電所	
こ	小池・町田(2001)	小池一之・町田洋編「日本の海成段丘アトラス」(東京大学出版会, 2001年)	乙口 B38, 乙口 B217
	国賠法	国家賠償法(昭和22年法律第125号)	
	国民保護法	武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律(平成16年法律第112号)	
さ	最終ヒートシンク	発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃し場(設置許可基準規則* 2条2項34号)	別紙2の第1(3)
	佐藤ほか(2013)	佐藤浩章ほか「物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NET 港町観測点(HKD020)の基盤地震動とサイト特性評価」(平成25年12月・電力中央研究所報告)	乙口 B43の2, 甲 B55 参照
し	志賀原発	北陸電力*の志賀原子力発電所	
	事故シーケンス	事故のシナリオを, 起因事象, 安全設備や緩和操作の成功・失敗, 物理現象の発生の有無などの組合せとして表したもの(設置許可基準規則の解釈* 37条参照)	別紙2の第3(10) 乙ID41の140頁

	地震等基準検討チーム	<p>発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム(第12回より、「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」と改称)</p> <p>規制委員会*に設置され、平成24年11月から平成25年6月までの間に13回の会合が開催された。</p>	<p>乙イ D35</p> <p>乙イ D41 の</p> <p>52 頁</p>
	事態対処法	<p>武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律(平成15年法律第79号)</p>	
	実用炉規則	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)</p>	<p>別紙2の</p> <p>第1(1)</p>
	<p>地盤増幅特性</p> <p>・</p> <p>震源特性</p> <p>・</p> <p>伝播経路特性</p>	<p>地震動は、断層においてどのような破壊が起こったか(震源特性)、生じた地震波動がどのように伝わってきたか(伝播経路特性)、観測地点近傍の地盤構造によって地震波動がどのような影響を受けたか(地盤増幅特性)、の組合せで表現される。地盤増幅特性は地盤の構成や構造によって異なり、観測地点近傍で地震波が柔らかい地層に入射すると、一般には増幅されて大きな地震動となる。</p>	<p>乙イ B4</p>
	シビアアクシデント	<p>設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象(平成2年2月原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書)。過酷事故ともいう。</p>	<p>乙イ D 24</p> <p>の 5 頁参照</p>

	<p>シーベルト(Sv)</p> <p>ミリシーベルト(mSv)</p>	<p>生体や人体が受けた放射線の影響度を表す単位。実効線量, 等価線量ともいい, 吸収線量と放射線荷重係数を掛け合わせたものになる。1シーベルトは100レムに相当する。</p> <p>1Sv=1000mSv</p>	<p>甲 C2 の 31 頁</p> <p>甲 C10 の 41 頁</p>
	<p>島崎(2008)</p>	<p>島崎邦彦「震源断層より短い活断層の長期予測」(日本活断層学会2008年秋季学術大会講演予稿集)</p>	<p>甲 B 54</p>
	<p>従属要因</p>	<p>単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因</p> <p>(設置許可基準規則*2条2項18号)</p>	<p>別紙 2 の 第 1(3)</p>
	<p>重大事故</p> <p>重大事故等</p>	<p>「重大事故」とは, 発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体若しくは使用済燃料の著しい損傷をいう(改正原子炉等規制法*43条の3の6第1項3号, 実用炉規則*[平成24年9月14日経済産業省令第68号による改正後のもの]4条)。</p> <p>重大事故及び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。)を併せて, 「重大事故等」という(設置許可基準規則*2条2項11号)。</p>	<p>別紙 2 の 第 1(1)</p> <p>別紙 2 の 第 1(3)</p>

	<p>重大事故緩和設備</p> <p>常設重大事故緩和設備</p>	<p>重大事故等対処設備*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「重大事故緩和設備」という。(設置許可基準規則*2条2項16号)</p> <p>このうち, 常設のものを「常設重大事故緩和設備」という。(設置許可基準規則*38条1項3号)</p>	<p>別紙2の 第1(3)</p>
	<p>重大事故等対処施設</p>	<p>重大事故等*に対処するための機能を有する施設 (設置許可基準規則*2条2項11号)</p>	<p>別紙2の 第1(3)</p>
	<p>重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故等対処設備</p>	<p>重大事故等*に対処するための機能を有する設備 (設置許可基準規則*2条2項14号)</p> <p>なお, このうち常設のものを「常設重大事故等対処設備」という。(同規則43条2項)</p>	<p>別紙2の 第1(3)</p>
	<p>重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備</p>	<p>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「重大事故防止設備」という。(設置許可基準規則*2条2項15号)</p> <p>重大事故防止設備のうち, 常設のものを「常設重大事故防止設備」という。(設置許可基準規則*38条1項1号)</p>	<p>別紙2の 第1(3)</p>

重要安全施設	安全施設*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 (設置許可基準規則*2条2項9号)	別紙2の第1(3)
重要度分類審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	別紙3の1(4)
常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備*であって、耐震重要施設*に属する設計基準事故対処設備*が有する機能を代替するもの(設置許可基準規則*38条1項1号)	別紙2の第1(3)
新垣見マップ	垣見俊弘ほか「日本列島と周辺海域の地震地体構造区分」(地震第2輯第55巻(2003年)所収)に示されている地震地体構造区分図	乙口B75 (甲B52参照)
新規制基準	別紙2(1)から(38)までを総称して、又は、別紙2(1)から(6)までのみを指し、若しくは、別紙2(1)から(15-2)までを指す、行政実務上の呼称	別紙2
震源断層 震源断層面	震源断層とは、地震の発生原因となる地下の岩盤の破壊面(断層)をいう。これに対し、地震時に地表に現れた断層を、(地表)地震断層という。 地震は、震源断層が面状にずれ破壊を起こすことにより生じ、このずれ破壊の領域のことを、震源断層面という。	甲B30, 乙イB10 乙口B212 参照
震源特性	→ 地盤増幅特性 を参照	
新耐震設計審査指針	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)	別紙3の1の(5)

推本	地震調査研究推進本部 地震防災対策特別措置法(平成7年法律第111号)に基づき文部科学省に設置された機関であり、地震防災対策の強化、特に地震による被害の軽減に資する地震調査研究の推進を基本的な目標としている。	甲 B142
推本(2010)	推本*「暫定版『活断層の長期評価手法』報告書」 (平成22年11月25日)	甲 B146
推本(2014)	推本* 地震調査委員会「全国地震動予測地図 2014年版～全国の地震動ハザードを概観して～」	甲 B 52 (付録-1)
推本レシピ	推本* 地震調査委員会「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」 (平成29年4月27日改訂版／平成28年6月10日改訂版・同年12月9日修正版／平成21年12月21日改訂版)	乙イ B14(乙口 B324), 乙口 B322, 323, 乙イ D50(乙口 B29)
スクラム	(原子炉の)停止。特に緊急停止のことをいう。制御棒を炉心に急速挿入することにより、原子炉を緊急停止する。	甲 A2, 甲 A30, 乙口 A56
スラブ内地震	→ 海洋プレート内地震 を参照。	
駿河湾地震	平成21年8月11日に発生した駿河湾を震源とする地震。静岡沖地震、静岡地震とも呼ばれる。	

せ	設計基準事故	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（設置許可基準規則*2条2項4号）	別紙2の第1(3)
	設計基準事故対処設備	設計基準事故*に対処するための安全機能*を有する設備（設置許可基準規則*2条2項13号）	別紙2の第1(3)
	設計基準対象施設	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（設置許可基準規則*2条2項7号）	別紙2の第1(3)
	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6月28日原子力規制委員会規則第5号）	別紙2の第1(3)
	設置許可基準規則の解釈	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（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）	別紙2の第3(10)
	川内原発	九州電力株式会社の川内原子力発電所	
た	耐震重要施設	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（設置許可基準規則*3条1項）	別紙2の第1(3)

耐震重要度 耐震重要度分類	地震により発生するおそれがある設計基準対象施設*の安全機能*の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度。 耐震重要度に応じて設計基準対象施設*を3クラスに分類したものを、「耐震重要度分類」という。 (設置許可基準規則の解釈*別記2の2)	別紙2の 第3(10)
耐震バックチェック	保安院*が、平成18年9月、発電用原子炉設置者等に対し、新耐震設計審査指針*に基づき指示した、耐震安全性の再確認のこと	
耐専式	地震動の応答スペクトル*の評価手法 (Noda.et.al(2002)*の手法)	乙口B25参 照
第四紀	地質年代の一つ。約258万年前から現在までの期間。(火山ガイド*1.4参照)	別紙14 別紙2の 第4(16)
多重性	同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する2以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること (設置許可基準規則*2条2項17号)	別紙2の 第1(3)

	多様性	同一の機能を有する2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因*又は従属要因*によって同時にその機能が損なわれないこと (設置許可基準規則*2条2項18号)	別紙2の 第1(3)
	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。)(設置許可基準規則*12条2項)	別紙2の 第1(3)
	段丘・段丘面 ・段丘崖	海岸や河川沿いに見られる階段状の地形。平坦な部分を「段丘面」、急な崖の部分を「段丘崖」という。	甲 B229, 乙口 B212
ち	チェルノブイリ原発 事故	1986年(昭和61年)4月26日、現在のウクライナ北部に設置されたチェルノブイリ原子力発電所の4号機の試験中、原子炉や原子炉建屋等が重大な損壊に至った事故	乙口 A 79
	地質審査ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド(原管地発第1306191号)(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)	別紙2の 第4(25)
	遅発中性子	核分裂反応によって生じた核分裂生成物の一部がベータ崩壊することに伴って、核分裂反応後、数秒から数十秒が経ってから放出される中性子	乙口 A37の 13頁
	中部電力	中部電力株式会社	

	超過確率 年超過確率	「超過確率」とは、一定の期間中に評価対象とする事象がある基準値を超える確率を示すものをいうところ、「年超過確率」は、基準値を超える事象が1年でどれくらいの確率で生ずるのかを示すものをいう。(設置許可基準規則の解釈*別記2の3-1, 基準地震動審査ガイド* I の 6 参照)	別紙2の第3(10), 第4(26), 甲B165の7頁, 32頁参照
	地理的領域	火山影響評価が実施される原発周辺の領域を指す。当該原発敷地を中心とする半径160kmの範囲をいう。(火山ガイド*1. 4(5))	別紙2の第4(16)
つ	津波審査ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306193号)(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)	別紙2の第4(27)
て	伝播経路特性	→ 地盤増幅特性 を参照	
と	東京電力	東京電力株式会社(平成28年4月1日から「東京電力ホールディングス株式会社」に変更)	
	東北地方太平洋沖地震	平成23年3月11日に発生した三陸沖を震源とする地震であり、気象庁が「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震」と命名している。	
	東北電力	東北電力株式会社	

	特定重大事故等対処施設	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もの (設置許可基準規則*2条2項12号)	別紙2の第1(3)
	独立性	2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因*又は従属要因*によって同時にその機能が損なわれないこと(設置許可基準規則*2条2項19号)	別紙2の第1(3)
な	内陸地殻内地震	陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む。 (設置許可基準規則の解釈*別記2の5二)	別紙2の第3(10)
に	新潟県中越沖地震	平成19年7月16日に発生した新潟県上中越沖を震源とする地震であり、気象庁が「平成19年(2007年)新潟県中越沖地震」と命名している。	
	日本海中部地震	昭和58年5月26日に発生した秋田県能代市沖を震源とする地震であり、気象庁が「昭和58年(1983年)日本海中部地震」と命名している。	
	日本原電	日本原子力発電株式会社	
ね	年超過確率	→ 超過確率 を参照	

の	能登半島地震	平成19年3月25日に発生した石川県輪島市西南西沖を震源とする地震であり、気象庁が「平成19年(2007年)能登半島地震」と命名している。	
は	破壊開始点	地震は、断層の両側の岩盤がずれて破壊されることによって発生するが、震源断層面の破壊については、一度に全ての領域が破壊されるのではなく、ある点から時間の経過とともに、次第に破壊が震源断層面状を拡がっていくことが知られており、この一連の破壊が始まる位置のことをいう。(設置許可基準規則の解釈*別記2の5二⑤, 基準地震動審査ガイド* I の 3.3.3(2)参照)	別紙2の第3(10), 第4(26), 乙イB5の8頁参照
	浜岡原発	中部電力*の浜岡原子力発電所	
	パッシブ性	受動性。人の手を介さず自動的に作動すること。	
ひ	被告電源開発	被告電源開発株式会社	
ふ	福島原発事故	福島第一原発*において、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震*及びこれに伴う津波に起因して発生した事故	
	福島第一原発	東京電力*の福島第一原子力発電所	
	藤原証人	証人藤原広行	
	プルトニウム・スポット	燃料ペレットの中で、局所的にプルトニウム濃度が高い部分(数十ミクロン程度のかたまり)	乙口 A37 の 36 頁
	プレート間地震／プレート境界地震	相接する二つのプレートの境界面で発生する地震(設置許可基準規則の解釈*別記2の5二)	別紙2の第3(10)
	プレナム	燃料被覆管上部に設けられた、燃料ペレットのない空間のこと	乙口 A37 の 18, 35 頁

へ	平成26年工事計画認可申請	被告電源開発が平成26年12月16日付けで規制委員会に対してした本件原発の工事計画認可申請	乙口 D32
	ベクレル(Bq) ・ テラベクレル(TBq) ・ ペタベクレル(PBq)	放射性物質が崩壊する際に放射線を放出する能力の強さを表す単位。1秒間に1個の崩壊を起こす放射性物質の能力を1ベクレルという。 10 ¹² ベクレル=1テラベクレル(TBq)=1兆ベクレル 10 ¹⁵ ベクレル=1ペタベクレル(PBq)=1000兆ベクレル	甲 C2, 甲 C6
	ペレット	二酸化ウラン等の燃料用物質を小円柱状に焼き固めたもの	甲 A2, 乙口 A37
	ベンチ	波食棚。岩石海岸において、波の浸食作用によって岩石が削られてできた平坦面で、現在の海面より上に出たもの。	乙口 B212, 甲 B228
ほ	保安院	(旧)原子力安全・保安院 経済産業省資源エネルギー庁に置かれた機関。 規制委員会設置法*の施行と同時に平成24年9月19日廃止された。	
	ボイド ・ ボイド効果 ・ ボイド係数	原子炉の炉心における冷却材中の蒸気泡をボイドという。冷却材中のボイドが多くなると、核分裂反応が抑制され、原子炉の出力が低下するが、このような効果をボイド効果といい、ボイド効果の度合いを定量的に示す値を、ボイド係数という。	乙口 A37 の 52 頁
	北陸電力	北陸電力株式会社	

本件安全審査	安全委員会*(原子炉安全専門審査会)が本件設置許可申請*の際に行った調査審議(安全審査)をいう。	
本件原子炉	本件原発*に係る原子炉等規制法*で定める原子炉	
本件原発	大間原子力発電所(被告電源開発が旧原子炉等規制法*23条1項1号に基づき平成20年4月23日付けで受けた原子炉設置許可に係る大間原子力発電所,及び,原子炉等規制法*43条の3の8第1項に基づき平成26年12月16日付けで行った原子炉設置変更許可申請に係る同原子力発電所を,個別に又は総称していう。)	
本件工事計画認可処分	本件原発*に係る被告電源開発の工事計画認可申請に対し,経済産業大臣が平成20年5月27日付け,同年12月26日付け,平成21年8月4日付け,同年12月25日付け,平成22年3月26日付け,同年12月24日付けでした各認可処分を,個別に又は総称していう。	乙イ30の1 ~14, 乙イ31の1 ~6, 乙ロD9
本件敷地	青森県下北郡大間町の本件原発*の建設予定地(敷地面積約130万㎡)	別紙4の1 ~2
本件設置許可処分	経済産業大臣が平成20年4月23日付けでした本件原発*の原子炉設置許可処分	乙イ29

	本件設置許可申請	被告電源開発が平成16年3月18日付けで経済産業大臣に対して行った本件原発*に係る原子炉設置許可申請。 ただし、これに一部補正を加えたものを総称している場合もある。	乙イ5の1 ～6 乙イ6
	本件設置変更許可申請	被告電源開発が平成26年12月16日付けで規制委員会*に対して行った本件原発*の設置変更許可の申請	乙ロD1の 1,1の2の 2,1の3～5
ま	松田式	松田時彦「活断層から発生する地震の規模と周期について」(地震第2輯第28巻, 1975年)で提案された, 地震のマグニチュード(M^*)と活断層の長さL(km)との関係を表す経験式であり, $\log L = 0.6 \times M - 2.9$ のことをいう。	甲B60
ゆ	(各)有効性評価ガイド	实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(炉心等に関する有効性評価ガイド), 实用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(貯蔵槽内燃料体等に関する有効性評価ガイド), 实用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(運転停止中原子炉内燃料体に関する有効性評価ガイド) を総称している。	別紙2の 第4(21)から (23)まで

り	立地審査指針	原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断 のめやすについて (昭和39年5月27日原子力委員会決定)	別紙3の1 の(2)
	離水ベンチ	ベンチ*が何らかの理由で離水(海面から離れるこ と)したもの	甲 B228
れ	レム(rem)	→ シーベルト(Sv) を参照	
わ	渡辺ほか(2012)	渡辺満久ほか「下北半島北西端周辺の地震性隆 起海岸地形と海底活断層」 (活断層研究36号, 2012年)	甲 B 1

平成30年3月19日判決言渡 同日原本領収 裁判所書記官

平成22年(行ウ)第2号 原子力発電所設置許可処分取消等請求事件 (第1事件)

平成23年(ワ)第314号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第2事件)

平成25年(ワ)第87号 原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第3事件)

平成26年(ワ)第32号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第4事件)

同年(ワ)第157号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第5事件)

平成27年(ワ)第68号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第6事件)

同年(ワ)第186号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第7事件)

平成28年(ワ)第174号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第8事件)

平成29年(ワ)第70号 大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件 (第9事件)

口頭弁論終結日 平成29年6月30日

判 決

当事者及び代理人の表示 別紙1の1から別紙1の12まで記載のとおり

主 文

- 1 原告らの請求をいずれも棄却する。
- 2 訴訟費用は、全事件を通じ原告らの負担とする。

事 実 及 び 理 由

第1章 請求

- 1 被告電源開発*は、別紙1の1から別紙1の9までの各記載第1の各原告に対する関係で、青森県下北郡大間町において、経済産業大臣の平成20年4月23日付け許可に係る大間原子力発電所を建設し、運転してはならない。
- 2 被告らは、別紙1の1記載第1の各原告及び別紙1の2から別紙1の9まで記載の各原告に対し、連帯して各3万円を支払え。
- 3 被告電源開発は、別紙1の1記載第2の各原告に対し、各3万円を支払え。

第2章 事案の概要

第1 請求の概要

本件は、被告電源開発が経済産業大臣の平成20年4月23日付け設置許可処分（本件設置許可処分*）に基づき青森県下北郡大間町に建設に着手した大間原子力発電所（本件原発*）について、原告らのうち別紙1の1から別紙1の9までの各記載第1の原告66名が、被告電源開発に対し、人格権に基づく侵害予防として、本件原発の建設及び運転の差止めを求めるとともに、原告ら1164名が、被告らに対し（ただし、別紙1の1記載第2の原告143名については、被告電源開発のみに対し）、本件原発の危険性に対する不安のため甚大な精神的苦痛を受けているなどとして、被告電源開発に対しては不法行為に基づき、被告国に対しては国賠法*1条1項に基づき、慰謝料各1000万円の一部請求として各3万円の連帯支払を求めた事案である（以下、原告らについては、特に断らない限り、事件・請求ごとに区別せず単に「原告ら」と総称する。）。

なお、第1事件のうち本件設置許可処分の取消しの訴えに係る部分は、取下げにより終了した。

第2 前提事実

1 当事者

(1) 原告ら

原告らは、函館市及び青森県を始めとする北海道から沖縄県までの日本全国各地に居住している者である。

(2) 被告電源開発

被告電源開発は、昭和27年9月16日、我が国の電力需要の増加に対応するため、電源開発（水力又は火力による発電のため必要なダム、水路、貯水池、建物、機械、器具その他の工作物の設置若しくは改良又はこれらのため必要な工作物の設置若しくは改良をいう。後に原子力による発電も加えられた。）を目的として、電源開発促進法（同年法律第283号）13条以下の規定に基づき、政府が発行済み株式総数の2分の1以上を出資する特殊会社として設立された株式会社である。ただし、平成15年法律第92号により

電源開発促進法が廃止され、平成16年に株式が証券取引市場に上場されて政府が保有していた株式が全て売却されたことにより、現在は完全民営化している。

被告電源開発は、これまで、大規模水力発電所、石炭火力発電所等を開発、保有するのみならず、地域間の電力連系設備を整備するなどしてきた。ただし、原発*については、本件原発が初めて建設するものである。

2 本件原発に係る安全審査の経緯

(1) 本件原発の設置許可申請

被告電源開発は、平成16年3月18日、旧原子炉等規制法*23条1項1号に基づき、経済産業大臣に対し、本件原発に係る原子炉設置許可申請（本件設置許可申請*）を行い、平成17年6月3日、平成18年2月17日、同年10月24日、平成19年3月28日及び平成20年3月17日に、それぞれ申請内容を一部補正した（乙イ5の1から6まで、乙イ6）。

(2) 安全審査等

旧原子炉等規制法において、経済産業大臣は、原子炉設置許可をするに当たり、同法24条1項1号、2号及び3号（経理的基礎に係る部分に限る。）の各要件への適合性については、原子力委員会の意見を聴かなければならないものとされ、同項3号（技術的能力に係る部分に限る。）及び4号の各要件への適合性については、安全委員会*の意見を聴かなければならないものとされていた（同条2項）。

安全委員会は、平成18年9月19日、原子炉設置に係る安全審査のうち、基準地震動*の策定等に関して、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」と題する指針（旧耐震設計審査指針*）を全面的に見直し、新たな指針（新耐震設計審査指針*。別紙3の1記載(5)）を策定した。

本件設置許可申請に係る地震動評価等に関しては、この新耐震設計審査指針に基づく安全審査が実施された。

(3) 本件原発の設置許可処分

経済産業大臣は、平成20年4月23日、本件設置許可申請について、許可処分（本件設置許可処分）をした（乙イ29）。

(4) 本件原発の工事計画認可処分

5 被告電源開発は、平成20年4月24日、経済産業大臣に対し、旧電気事業法*47条1項に基づき（旧原子炉等規制法73条により、実用発電用原子炉については、同法27条の適用が除外され、旧電気事業法に基づく規制がされていた。）、本件原発の工事計画認可申請（第1回）を行い、平成20年5月27日、同申請に係る認可（本件工事計画認可処分*）を受けた。

10 被告電源開発は、同月28日（第2回）、平成21年2月17日（第3回）、同年8月10日（第4回）、同年11月16日（第5回）及び平成22年4月13日（第6回）にもそれぞれ本件原発設置の工事計画認可申請をし、申請内容の一部について補正を行うなどした後、同年12月24日までの間に、いずれの申請についても経済産業大臣から認可処分（本件工事計画認可処分）を受けた（乙イ30の1から14まで、乙イ31の1から6まで、乙ロD9）。

(5) 本件原発の建設工事

20 被告電源開発は、平成20年5月27日以降、本件工事計画認可処分を受けて、主要建屋の建設や主要機器の製作を開始した。しかし、平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震*が発生し、同地震とこれに伴う津波により、東京電力*福島第一原発*において、全電源喪失に至り、放射性物質を閉じ込める格納容器の破損が生じるなどした事象（福島原発事故*）が発生したことを受けて、本件原発の本体の建設工事を一旦休止した。

(6) 原子炉等規制法*の改正等

25 福島原発事故を契機に、平成24年6月27日、規制委員会設置法*が新たに制定される（同年9月19日施行）とともに、原子炉等規制法も改正され（改正原子炉等規制法*。同日から平成25年12月18日までに4段階で施

行された。), これにより, 原子炉設置の許可を規制委員会*が行うこととなった。

すなわち, 発電用原子炉を設置しようとする者は, 改正原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 5 第 1 項により, 規制委員会の原子炉設置許可を受けなければならないものとされ, 原子炉設置許可を受けた者 (発電用原子炉設置者) が, 当該原子炉及びその附属設備の位置, 構造及び設備を含む同法 4 3 条の 3 の 5 第 2 項 2 号から 5 号まで又は 8 号から 1 0 号までに掲げる事項を変更しようとするときにも, 同法 4 3 条の 3 の 8 第 1 項により, 規制委員会の設置変更許可を受けなければならないものとされた。

また, 改正原子炉等規制法においては, 発電用原子炉設置者が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場合は, 改正原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 9 第 1 項に基づき, 工事に着手する前に, 工事の計画について規制委員会による認可を受けなければならないとされ, 同認可に基づき工事した発電用原子炉施設は, 同法 4 3 条の 3 の 1 1 第 1 項に基づき, 規制委員会の検査を受け, 合格しなければ使用できないこととされている。

さらに, 発電用原子炉設置者は, 保安規定を定め, 運転開始前に規制委員会の保安規定認可を受けなければならないとされている (同法 4 3 の 3 の 2 4)。

(7) 安全審査に関する規制

ア 新規制基準*とは

前記(6)のとおり, 発電用原子炉を設置しようとする者は, 規制委員会の設置許可を受けることを要するところ, 改正原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 6 第 1 項 4 号により, 規制委員会は, 当該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規制委員会の規則で定める基準に適合するものであると認められない限り, その許可をしては

ならないものとされている。また、当該規定は、規制委員会が前記(6)の設置変更許可をする場合においても準用されている（同法43条の3の8第2項）。

5 これを受けて策定又は改正された原子力規制委員会規則、告示及び内規は、別紙2のとおりである。別紙2のうち原子力規制委員会規則の主要部分を含むこれらの一部は、平成25年7月8日に施行された。行政実務上、これら（別紙2記載(1)から(38)まで）を総称して、又は原子力規制委員会規則（別紙2記載(1)から(6)まで）のみを指し、若しくは行政手続法上の命令等に当たるもの（別紙2記載(1)から(15-2)まで）を指して、「新規制
10 基準」と呼称している。

イ 従前の安全審査指針類について

規制委員会は、改正原子炉等規制法の第1段階目の施行時点（平成24年9月19日）で、実用発電用原子炉設置許可の審査基準につき、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に係る審査基準等（原規総発第120919127号）」（乙イD6）の別表中において、安全委員会（前身としての原子力委員会を含む。）が策定してきた別紙3の1記載の安全審査指針類（平成24年審査基準等）を、原子炉設置許可の指針に用いることとしていた。

20 規制委員会は、改正原子炉等規制法の第3段階目の施行に伴い、平成25年6月19日付けで前記別表の改正（原規総発第1306193号）をし（同年7月8日施行）、発電用原子炉設置許可の審査基準等につき、別紙3の2記載の三つの規程（平成25年審査基準等）を用いることとした（乙イD14参照）。この三つの規程のうち、設置許可基準規則の解釈*（別紙3の2記載(3)、別紙2記載(10)）には、従来用いていた別紙3の1
25 記載の安全審査指針類が一部引用されるなどしており、従前の安全審査指針類は、別紙3の2記載の平成25年審査基準等においても規制体系の一

部を構成している。

(8) 本件原発の設置変更許可申請

被告電源開発は、改正原子炉等規制法及び新規規制基準の施行を踏まえ、平成26年12月16日、規制委員会に対し、同法43条の3の8第1項に基づき、本件原発の設置変更許可申請（本件設置変更許可申請*）をするとともに、同法43条の3の9第1項に基づき、本件設置変更許可申請に係る工事計画認可申請（平成26年工事計画認可申請*）をした（乙ロD1の1）。

現在までに、規制委員会は、これらの各申請に対する処分をしていない。

3 本件原発の現状等

(1) 本件敷地*の位置・面積

本件原発の建設予定地（本件敷地）は、青森県下北郡大間町にあり、別紙4の1及び別紙4の2のとおり、下北半島北西端の大間崎付近西側海岸部、津軽海峡に面した場所に位置し、敷地面積は約130万㎡である。

(2) 改良型沸騰水型原子炉

本件原発は、電気出力約138万3000kwの改良型沸騰水型原子炉（ABWR*）1基及びその附属施設から成る施設を予定している。

(3) 工事の大まかな進捗状況

本件原発は、現在、原子炉建屋、タービン建屋等の建屋の一部について建設工事が行われたが、燃料、圧力容器、タービン、発電機等の原発の主要な機器、施設等は、本件敷地内に搬入されていないか、又は未建設である（乙ロD10）。

4 原子力発電の仕組みと原子炉の種類等

(1) 原子力発電の基本的な仕組み

1個の原子核が複数の原子核に分裂する現象を核分裂という。ウランやプルトニウムといった重い元素の同位体であるウラン235やプルトニウム239は、中性子を吸収して核分裂を起こしやすい性質を有している（これら

の性質を有する原子核を、核分裂性核種という。)。核分裂性核種の原子核は、核外から中性子を吸収して核分裂を起こすと、大きなエネルギーが発生するとともに放射性物質である核分裂生成物（ヨウ素131，キセノン133，クリプトン85，セシウム137等）と、二、三個の速度の速い中性子（これを高速中性子という。）が生じる。この中性子の一部が他の核分裂性核種の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が持続される現象を、核分裂連鎖反応という。

なお、核分裂性核種の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、速度が極めて遅い中性子（これを熱中性子〔サーマル・ニュートロン〕という。）を吸収する場合に大きくなる。そのため、熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では、高速中性子を減速材と呼ばれる物質（水、黒鉛等）に衝突させて熱中性子の速度まで減速させる手法が用いられている。

また、核分裂を安定的に持続させるためには、核分裂を起こす中性子の数を調整する必要があるため、制御材と呼ばれる中性子を吸収する物質（ホウ素、ハフニウム等）を用いて中性子の数を調整している。

原子力発電は、核分裂連鎖反応によって持続的に生じるエネルギーを熱エネルギーとして取り出し、その熱エネルギーによって蒸気を発生させ、蒸気の力によってタービンを回転させて発電するものである。

(2) 原子炉の構成要素

原子炉は、核分裂連鎖反応によって発生する熱エネルギーを取り出し、その熱エネルギーによって蒸気を発生させる装置である。

原子炉を構成する基本的な要素は、①核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる核燃料（燃料集合体）、②核分裂によって発生する高速中性子を次の核分裂を起こしやすい熱中性子の速度にまで減速させるための減速材、③核分裂で発生するエネルギーを外部に取り出すための冷却材（水、ヘリウムガス等）、④核分裂により発生する中性子を吸収して核分裂連鎖反応を安定的

に制御するための制御材（制御棒を含む。）である。

(3) 原子炉の種類

普通の水（これを、重水〔質量の大きい同位体の水分子を多く含む水〕と
5 区別して、軽水ということがある。）を減速材及び冷却材の両方に使用する原
子炉のことを、軽水型原子炉又は軽水炉という。

軽水炉には、原子炉の中で冷却材である軽水を沸騰させ、発生した蒸気を
直接タービンに送って発電する沸騰水型原子炉（BWR*）と、原子炉の中で
加圧して高温の水を作り、これを蒸気発生器に導き、別系統を流れる水を蒸
10 気に変えてタービンに送る加圧水型原子炉（PWR*）と呼ばれる種類のもの
がある。このような発電の基本的仕組みは、別紙5に図示するとおりである。

(4) BWRを採用する原子炉施設の基本構造

BWRを採用する原子炉施設では、鉄筋コンクリート造の原子炉建屋内に
格納容器や使用済燃料貯蔵槽（プール）が設置される。そして、格納容器の
内部に、高温・高圧に耐えられる縦置き円筒型の圧力容器が設置され、また、
15 原子炉冷却設備が設けられる。

圧力容器の中に炉心が収められる。炉心は、原子炉の出力を担う燃料集合
体と、原子炉の出力調整や停止等を担う制御棒とから構成されている。圧力
容器の中には、炉心を取り囲むような形で、シュラウドというステンレス鋼
製の円筒状の構造物や、気水分離器、蒸気乾燥器等が設けられる。

(5) ABWRの従来型BWRからの変更点

沸騰水型原子炉（BWR）の中には、別紙6のとおり、従来型のものと比
較して以下の点を変更した改良型沸騰水型原子炉（ABWR）と呼ばれるも
20 のがある。

ア 圧力容器内の冷却材を再循環ポンプにより循環させる設備（これを原子
25 炉冷却材再循環系という。）について、従来型BWRでは、圧力容器外部に
原子炉冷却材再循環配管と再循環ポンプを設けていたが、ABWRでは、

圧力容器に内蔵する再循環ポンプ（インターナルポンプ）を設けている。

イ 格納容器について、従来型BWRでは、鋼製格納容器を設けていたが、ABWRでは、原子炉建屋と一体化した鋼製ライナ張り鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV）を設けている。

ウ 制御棒を炉心へ挿入・引抜きを行う装置（制御棒駆動機構）について、従来型BWRでは、水圧駆動形式であったが、ABWRでは、通常操作時は電動駆動であり、すべての制御棒を炉心に急速挿入して原子炉を緊急停止（スクラム*）するときには、水圧駆動形式としている（これを改良型制御棒駆動機構という。）

5 現時点の設計に係る本件原発の基本構造

(1) 燃料集合体

本件原発の原子炉（本件原子炉*）では、核燃料として燃料集合体を使用する。粉末状の二酸化ウラン又はMOX*（二酸化プルトニウムと二酸化ウランとの混合物）を円筒状に焼き固めたものを燃料ペレット*（ウランペレット又はMOXペレット）といい、これを燃料被覆管と呼ばれる長さ約4mのジルカロイ製のさやに充填した円柱棒状のものが燃料棒であり、燃料棒を正方形格子状に配列して組み立てたものが燃料集合体である。

炉心には、燃料集合体が一定間隔で配置される。

(2) 原子炉停止系（制御棒等及びホウ酸水注入系）（乙ロD2〔8-3-37頁以下〕）

制御棒は、ステンレス鋼製のU字形のさや（シース）の中に中性子吸収材を収めて、当該U字形シースを十字形に組み合わせたものである。

制御棒は、炉心から出し入れすることによって、核分裂を起こす中性子の数を調整して、原子炉の起動、停止や出力制御を行うものである。すなわち、炉心に一定間隔で配置された燃料集合体の間に制御棒を挿入することで、原子炉の出力は減少し、原子炉の停止が可能となり、炉心から制御棒が引き抜

かれることで、原子炉の出力は上昇し、原子炉の起動が可能となる（ただし、制御棒の出し入れのみによって出力制御等を行うものではない。）。

また、制御棒が炉心に挿入不能となって原子炉の停止ができなくなった場合には、中性子吸収材（制御材）であるホウ酸水を炉心に注入して原子炉を
5 停止させる装置（これをホウ酸水注入系という。）が作動する。

(3) 圧力容器

本件原子炉の圧力容器内部は、別紙7で図示するとおり、炉心（燃料集合体及び制御棒）を取り囲むような形で、シュラウドというステンレス鋼製の円筒状の構造物が設置され、炉心内の冷却材の流路を確保する機能を有する。
10 シュラウドには上部格子板及び炉心支持板が固定され、これらによって炉心が支持される。

圧力容器の下部には、10台のインターナルポンプが取り付けられ、圧力容器底部には、改良型制御棒駆動機構が設置され、制御棒は原子炉の底の方から挿入する仕組みとなっている。

炉心周辺は、シュラウド内外含めて減速材兼冷却材である軽水で満たされており、上部格子板の更に上部には、炉心で蒸気となった軽水から乾燥蒸気を取り出すための気水分離器と蒸気乾燥器が設置される。
15

(4) 原子炉冷却設備

ア 主たる循環系

本件原発の運転時に、放射性物質を内部に保持させ、冷却材を循環させる機能を有する主蒸気管、タービン、復水器、給水管等から構成される循環系を、主たる循環系という。炉心で発生した乾燥蒸気は圧力容器上部に接続された主蒸気管を
20 通ってタービンへ導かれ、蒸気と分離された水は、給水管から給水された冷却材と混合してシュラウド外部を下降して流れる。
タービンに導かれた乾燥蒸気は、タービンを駆動した後に、海水が循環する細管が設置された復水器を通り、細管によって冷却・凝縮されて水に戻
25

り、再び給水管を通過して圧力容器内部に給水される。このような発電の仕組みを図示すると、別紙8のとおりである。

イ 原子炉冷却材再循環系

圧力容器の下部に取り付けられる10台のインターナルポンプによって、シュラウド内外で軽水を循環させて炉心の熱を効率よく軽水に伝達させるとともに、冷却材の循環量を調節して原子炉出力が調整される。これを原子炉冷却材再循環系という。

ウ 除熱のための設備

除熱のための設備としては、主蒸気逃がし安全弁（格納容器内の主蒸気管に設けられた安全弁）や、熱交換器、ポンプ、計測制御装置等で構成される残留熱除去系及び原子炉補機冷却系がある。

エ 非常用炉心冷却設備（ECCS*）

圧力容器に繋がる配管の破断等により冷却材が喪失し、圧力容器内の水位が低下するような異常事態（LOCA*）が発生した場合、冷却水を圧力容器内に注水して水位を回復・維持し、炉心の冷却を確保するための設備を、非常用炉心冷却設備（ECCS）という。

本件原発のECCSは、原子炉隔離時冷却系（原子炉がタービンや復水器から隔離された状態の場合に、自動的に復水貯蔵タンクの水及びサプレッションチェンバ〔格納容器の一部で、水を内部に蓄えた円筒形の部分〕内のプールの水を圧力容器内に給水する系統であり、その動力源を原子炉の蒸気の一部に求めるタービン駆動のポンプを有する設備）、高圧炉心注水系（高圧状態の原子炉に冷却水を供給する系統）、低圧注水系（低圧状態の原子炉に冷却水を供給する系統）等から構成される。このようなECCSの仕組みを図示すると、別紙9のとおりである。

(5) 電源

本件原発の安全上重要な機能を有する設備に対しては、外部電源（送電系

統又は所内主発電機によって本件原発機器に電力を供給する電源をいう。)又は非常用電源設備により電力が供給される。

なお、主発電機、送電系統及び非常用ディーゼル発電機からの電力供給がすべて喪失した状態を、全交流電源喪失という。

5 (6) 使用済燃料貯蔵槽

使用済燃料貯蔵槽（プール）は、原子炉建屋内に格納容器と一体となった構造で設置される、ステンレス鋼を内貼りした鉄筋コンクリート造の水槽である。本件原発の使用済燃料は、使用済燃料貯蔵槽の貯蔵ラックに挿入し、通常65℃以下に保たれたプール水に冠水した状態で貯蔵される。

10 (7) 格納容器及び原子炉建屋

本件原発においては、鋼製ライナを内貼りした鉄筋コンクリート製の原子炉格納容器（RCCV）を設ける。また、原子炉格納容器スプレイ冷却系及び格納容器内ガス濃度制御系が設置される。

格納容器の外側には原子炉建屋を設け、非常用ガス処理系を設ける。

15 6 MOX燃料について

(1) プルサーマル

原発の使用済燃料を再処理してプルトニウムやウラン等を回収し、これを原発の燃料として再利用することを、核燃料サイクルという。核燃料サイクルの一環として、プルトニウムとウランを混合した燃料であるMOX燃料を、従来のウラン燃料と同様に軽水炉において使用することを、プルサーマルという。

20

本件原子炉では、ウラン燃料とMOX燃料とを使用することを想定しており、運転開始後、段階的にMOX燃料装荷体数を増加させ、最終的に、全炉心にMOX燃料を装荷すること（フルMOX）を計画している。このことから、本件原発は、フルMOX-ABWRと呼ばれている。

25

(2) MOX燃料の性質（ウラン燃料との差異）（乙ロA37）

ア ウラン燃料集合体は、二酸化ウランの粉末を焼き固めたものであり、核分裂性核種であるウラン235を約三、四%含み、その余が非核分裂性核種であるウラン238で構成されるウランペレットを使用したウラン燃料棒から構成されている。

5 他方、MOX燃料集合体は、二酸化プルトニウムと二酸化ウランとの混合物であるMOXの粉末を焼き固めたものであり、例えば、核分裂性核種であるウラン235及びプルトニウム239等を数%（最大で10%）含み、その余が非核分裂性核種であるウラン238及びプルトニウム240等で構成されるMOXペレットを使用した複数のMOX燃料棒とウラン燃料棒などから構成される。

10 イ 前記のとおり、MOX燃料には、プルトニウムが含まれている。プルトニウムは、ウランと比較して、①熱中性子をより吸収しやすく、②非核分裂性プルトニウム（プルトニウム240等）は、ウラン238に比べて減速材との衝突により高速中性子から熱中性子へと減速する途中の中性子をより吸収しやすく、かつ、温度上昇に伴って吸収しやすくなるという特性を有している。

15 このような特性から、MOX燃料を装荷すると相対的に熱中性子が減少し、制御材に吸収される熱中性子も減少することになるため、制御棒を挿入した場合やホウ酸水注入系を作動した場合に起こる核分裂反応の変化は小さくなる（反応度値は小さくなる。）。

20 ウ さらに、MOX燃料は、プルトニウムの含有に伴ってその物性等が変化する。ウラン燃料と比較した場合に差が生じる主な点としては、③プルトニウムの含有率の増加に従って、ペレットの融点及び熱伝導率が低下する。④燃焼度が高い場合には、MOX燃料の方がウラン燃料よりも放射性希ガス等の気体放出率が高い。また、⑤新燃料（使用済燃料と対比していう。）
25 では、放射線量（中性子線及びガンマ線の線量）もウラン燃料と比較して

高い。そのほかに、⑥ペレット製造時に、母材であるウラン粉末と、加えるMOX粉末との混合が不十分であると、ペレット内のプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があり、局所的に出力分布に変化等が生じる可能性がある。

5 第3 主な争点

1 被告電源開発に対する差止請求について

- (1) 生命・身体への具体的危険性の判断の在り方 (争点1)
- (2) 具体的危険性 その1 - 主に審査基準の合理性の問題 (争点2)
- (3) 具体的危険性 その2 - 主に審査基準への適合性の問題

- 10 ア 基準地震動の策定 (争点3)
- イ 本件原発周辺の海底断層 (争点4)
- ウ 本件敷地内及びその周辺の断層 (争点5)
- エ 本件敷地及びその周辺の地質、地盤 (争点6)
- オ 火山対策 (争点7)
- 15 カ 津波対策 (争点8)

(4) 具体的危険性 その3 - その他

- ア 立地審査指針適合性 (争点9)
- イ 被告電源開発の技術的能力 (争点10)
- ウ 改良型沸騰水型軽水炉 (ABWR) の構造 (争点11)
- 20 エ フルMOX炉心 (争点12)
- オ 使用済燃料貯蔵槽 (争点13)

2 被告電源開発に対する慰謝料請求について

- (1) 故意・過失 (争点14)
- (2) 原告らの法益侵害及び損害の発生 (争点15)

25 3 被告国に対する慰謝料請求について

- (1) 本件設置許可処分の違法性等 (争点16)

(2) 不作為の違法性 (争点 1 7)

(3) 原告らの法益侵害及び損害の発生 (争点 1 5)

第 4 争点に対する当事者の主張

1 争点 1 (生命・身体への具体的危険性の判断の在り方) について

(原告らの主張)

(1) 差止めの要件について

個人の人格的利益のうち、生命、身体、名誉等の重大な保護法益が現に侵害され、又は将来侵害されようとしている場合には、これらの人格権に基づき、その侵害の排除又は予防のために、当該侵害行為の差止めを求めることができる。

(2) 安全性について

ア 高度の安全性

福島原発事故によって周辺地域に甚大な被害が生じたことから明らかなように、原告らは、本件原発において重大な事故が発生すれば生命、身体に対する重大な被害を及ぼす放射線被ばくを受ける高度の危険にさらされている。大きな自然災害や戦争以外で、根源的な権利が極めて広汎に奪われるという事態を招く可能性があるのは、原発*による事故のほかには想定し難い。

したがって、原発には、絶対的安全性に準じる程度の高度の安全性を要求すべきであり、原発の差止訴訟においては、福島原発事故のような深刻な災害が起こる可能性が万が一でもあれば差止めが認められるべきである。

イ 社会通念を基準とすることの誤り

これに対し、これまでの裁判例において、原発に求められる安全性については、「被害発生の危険性を社会通念上無視し得る程度に小さいものに保つこと」とされてきた。しかし、「社会通念」という文言は曖昧不明確で恣意的に解釈される危険性が大きく、実質的には行政庁の判断や原発設

置・運転事業者の主張を無批判に受容するための基準と化していたのであり、「社会通念」という基準では原発に求められる極めて高度な安全性を確保することはできない。

ウ 科学的、専門技術的知見と司法判断との関係

5 安全性の判断において、行政庁の専門技術的裁量が無批判に尊重するのは、福島原発事故後になされた一連の原子力関連法規の改正の経緯や趣旨からすれば、明らかな間違いである。

また、高度の専門技術的知見について、裁判所の判断能力には限界があるという指摘をされることもあるが、原告らが主張している事項の多くは、
10 高度の専門技術的知見以前の問題であり、一般の経験則や基本的な科学技術的知識、知見に照らすだけで十分に判断可能な問題である。

(3) 立証責任について

以上のとおり、原発には高度の安全性が求められることや、証拠の偏在等を考慮すると、具体的危険性の立証責任については、次のいずれかのアプローチにより、原告らの立証の負担が軽減されるべきである。

① 伊方原発最高裁判決*の考え方に従って立証責任を事実上転換し、被告電源開発において、本件原発が絶対的安全性に準じる程度の高度の安全性を有していることを立証すべきである。

② 立証責任を転換しないとしても、原告らがすべき立証の程度を軽減し、
20 原告らにおいて被告電源開発の安全設計、安全管理の方法に不備があり、原告らが許容限度を超える放射線被ばくをする具体的可能性があることを相当程度立証した場合には、被告電源開発において反証（許容限度を超える放射線被ばくの危険性が存在しないこと）を尽くさない限り、原告らが許容限度を超える放射線被ばくをする具体的危険が推認されると解すべき
25 である。

③ 前記(2)アの「深刻な災害が起こる具体的危険性が万が一でもあれば差止

めが認められるべき」との考え方から、原告らが行うべき立証の命題を、「福島原発事故のような深刻な事態を招く具体的危険性が万が一でもあること」と修正すべきである。

(4) 人格権侵害の具体的危険性について

5 ア 居住地域との関係

被告電源開発は、原告らの中に本件原発から遠く離れた地に居住する者がいることを指摘するが、差止めの根拠が生命・身体の安全等を中心とする人格権という極めて重要な権利利益であるから、差止めを求め得る者の範囲は、最悪の事態を想定してできる限り広く解する必要がある。そして、
10 本件原発において重大な事故が発生した場合、風向き等によっては、本件原発から1300km離れた地点（九州地方の北西部に達する。）であっても、チェルノブイリ原発事故*における放射線管理区域（一般人の立入りが制限される。）に相当するレベルの汚染が生じ得るから、この範囲に居住する者は差止めを求めることができるというべきである。

15 イ 本件原発が建設中（稼働前）であることとの関係

本件原発は本格的な工事が中止されており、現在、規制委員会が被告電源開発の本件設置変更許可申請を審査している段階にあって、規制委員会による処分は未だなされていない。しかし、そもそも、これまでの原子力規制行政が適切に機能してこなかったために福島原発事故が発生したので
20 あり、本件原発についても、いずれは設置変更許可処分がなされる公算が大きいから、現時点で原告らの人格権侵害の具体的危険がないということはありません。本件は、規制委員会の処分に係る行政訴訟ではなく、民事上の差止訴訟であるから、現時点で主張立証されている範囲で本件原発の安全性を検討すれば足りる。

25 (被告電源開発の主張)

(1) 差止めの要件について

5 原発の運転等の差止請求は、発生が不確実な将来の侵害を根拠にせざるを得ないため広範にわたり易く、被告電源開発の権利行使を阻害するおそれも大きいものであるから、差止めが認められるには、侵害が現存するのに匹敵するような具体的危険性が発生していることが必要であり、具体的には、①生命・身体のような重大な保護法益が侵害され被害の発生する危険が切迫し
10 ており、②その侵害により回復し難い重大な損害が生ずることが明らかであって、③その損害が被告電源開発の被る不利益よりもはるかに大きな場合で、④差止め以外に代替手段がなく、差止めが唯一最終手段であることを要すると解するのが相当である。

10 (2) 安全性について

原発差止訴訟においては、原発に内在する潜在的な危険を顕在化させないよう適切に管理できるかどうか、具体的危険性の有無という形で判断されることになるのであって、抽象的、潜在的な危険性の存在のみをもって原発の利用を否定することは、現代社会における科学技術の利用そのものを否定することになり、相当ではない。

15 そして、原発が高度に科学的、専門技術的なものであり、原発の潜在的な危険を顕在化させないための各種の対策も科学的・専門技術的知見を踏まえて講じられるものである以上、この具体的危険性の有無の判断に際しては、科学的、専門技術的知見を踏まえることが不可欠である。伊方原発最高裁判決もこのような見地から判断している。同判決は、行政訴訟である原子炉等
20 規制法に基づく設置許可処分の取消訴訟についての判決であるが、人格権に基づく原発差止訴訟であっても、原子炉施設の安全性が確保されているか否かという基本的な問題点は共通しており、判断に当たって科学的・専門技術的知見を踏まえる必要があるという点では何ら異ならない。

25 原告らは具体的危険性が万が一にもあることなどの立論をするが、実質的には、危険性の有無を、抽象的なその有無によって判断するものにほかな

らない。

(3) 立証責任について

差止請求の要件を満たす事実，すなわち，本件原発の安全性に欠ける点があり，原告らの生命，身体に被害が及ぶ具体的危険が切迫していることなどの事実の立証責任は，差止請求権の発生をいう原告らが負うものである。原告らの主張する立証負担の軽減は，次のとおりいずれも理由がない。

ア 原告らは，①伊方原発最高裁判決の考え方に従って立証責任を事実上転換すべきであると主張するが，同判決は，行政庁がした原子炉設置許可処分⁵の取消訴訟について，行政庁の判断に不合理な点があることの主張立証責任が原告にあることを前提として，行政庁が自らの判断に不合理な点のないことを主張立証しなければ，当該判断に不合理な点があることが事実上推認される旨を判示したに過ぎず，立証責任の転換を認めたものではない。

イ 原告らは，②原告らにおいて被告電源開発の安全設計，安全管理の方法に不備があり，原告らが許容限度を超える放射線被ばくをする具体的可能性¹⁰があることを相当程度立証した場合には，被告電源開発において反証を尽くさない限り，原告らが許容限度を超える放射線被ばくをする具体的危険が推認されるべきと主張する。しかしながら，原告らの主張に沿う最高裁判例は存在せず，むしろ，最高裁は，後遺障害や負傷又は疾病という身体に対する具体的侵害が現実¹⁵に発生している場面においてすら，因果関係に係る事実の証明に高度の蓋然性が必要であるとして立証の程度の軽減を認めておらず，本件のような具体的侵害が未だ発生していないうちにその予防を求める請求においてはなおさら，立証の程度の軽減を認める余地はない。

ウ 原告らは，③原告らにおいて福島原発事故のような深刻な事態を招く具体的危険性が万が一でもあることを立証すれば足りる旨を主張するが，前²⁰

記(2)のとおり、かかる立論は、実質的に危険性の有無を抽象的なその有無によって判断するものにほかならない。

(4) 人格権侵害の具体的危険性について

ア 本件原発の建設によって生ずる具体的危険性が原告ら個人についてどのように生ずるのかについて個別具体的に明らかにすることが必要であるところ、原告らの主張によっても、原告ら個人の人生命・身体にいかなる危険が生ずるといふのかについての個別的・具体的事実は何ら明らかではない。

特に、原告らのうちの相当数の者は、本件原発から遠く離れた地に居住地しているというのであるから、このような原告らに、本件原発に関連して生命・身体に被害の及ぶ具体的危険性は想定されないことが明らかである。

イ 被告電源開発は、旧原子炉等規制法下において本件設置許可処分及び本件工事計画認可処分を受け、本件原発の建設工事に着手したが、福島原発事故を踏まえて強化された新規制基準下において、安全確保対策を強化し、本件設置変更許可申請を行い、現在、規制委員会において、同申請に係る適合性審査が行われているところである。被告電源開発は、同申請に係る設置変更許可並びに工事計画認可、工事計画変更認可、使用前検査及び保安規定認可等を受けた上で初めて、本件原発の運転を行うことができることとなる。このような経緯及び今後のプロセスからして、本件原発が安全性に欠けることなく建設され、運転されることは明らかである。

2 争点2 (審査基準の合理性の問題) について

(原告らの主張)

(1) 新規制基準の策定過程の杜撰さ等

新規制基準を策定した当時の規制委員会の委員長である田中俊一委員長は、平成19年に政府の原子力推進機関である原子力委員会の委員長代理に就任

するなど、原子力推進行政の中心を担ってきた人物である。委員長以外の委員4名のうち更田豊志委員及び中村佳代子委員は、委員候補者となった当時、原子力事業者の従業者であり、規制委員会設置法上の欠格事由に該当する。このように、委員長を含む5名の委員のうち3名が原発関連事業出身者であって、当時の規制委員会の人的構成は、規制委員会に求められた委員の基準に反するものである。

また、新規制基準には、地震の他に津波、竜巻、火山に関する基準も含まれるが、これらに対応する専門家は当時の委員には存在しなかった。後記7の原告らの主張のとおり、火山ガイド*は、噴火の時期や規模を予知できることを前提として策定された点などにおいて不合理であるが、これは、火山に関する専門家がない中で策定されたという策定手続の杜撰さに起因するものである。

平成24年9月に発足した規制委員会は、同年10月以降、規則類の策定作業を開始し、平成25年7月までに合計49件の規則類（新規制基準）を策定した。平成18年9月に制定された新耐震設計審査指針が、旧耐震設計審査指針の改定にすぎないにもかかわらず、その1件の検討に5年の期間が掛けられたことと比べれば、新規制基準の検討期間が絶対的に足りなかったことは明らかである。

また、現在に至っても、福島原発事故の事故調査は尽くされておらず、福島原発事故の原因は未解明である。それにもかかわらず新たな規制基準を策定したとしても、その内容は十分なものとはいえない。

(2) 深層防護の欠如

ア 深層防護は、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った複数の障壁（防護レベル）を用意し、防護レベルを段階的に深化させていくことにより高度な安全性を達成する概念である。深層防護の考え方は、原発に特有のものではないが、原発については、事故被

害の甚大性、事故想定や対策の不確かさなどから、深層防護の考え方が安全上、不可欠とされている。

イ 福島原発事故の発生まで、被告国や電力会社は、原発について、①異常の発生防止、②異常の拡大防止と事故への発展防止、③放射性物質の異常な放出の防止という3重の防護で安全が確保されているとしてきた。しかし、国際的基準は、これらに加えて、④シビアアクシデント*対策、⑤防災対策という5重の防護をとっていたのであり、福島原発事故発生までの安全対策は、明らかに不足していた。

ウ 新規制基準においては、④シビアアクシデント対策が規定されたが、後記(5)のとおり、対策として不十分である。

また、国際的基準では、原発事故による放射線被害を回避するため、緊急時計画の整備と適切な立地評価が設置許可の要件とされているが、新規制基準においては、⑤防災対策に関する規定は存在せず、福島原発事故で内容の不備が明らかになった立地審査指針*について、改定し適用することがされていない。また、原災法*に基づき策定された原子力災害対策指針（平成24年10月31日原子力規制委員会）は、緊急時の防災計画を建設、運転の許可条件としておらず、原発の緊急時対策を規制委員会が審査するという構造になっていない（後記(7)、(8)）。

(3) 共通要因故障

ア 福島原発事故以前から、安全設計審査指針*において、重要な安全機能*を有する系統、機器は、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が複数ある（多重性*）か、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が複数あること（多様性*）及び複数の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因*又は従属要因*によって、同時にその機能が阻害されないこと（独立性*）が要求されていた。すなわち、重要な安全機能を有する系統、機器は複数あり、一つの事故原因で同時に全ての

安全機能が失われることがないことを前提に設計されていた。

そして、設計基準事故*では、一つの原因でその安全機能を有する複数の系統又は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又は機器で安全機能が確保されるような設計思想であった。これは、事故原因を内部事象に限って考え、単一故障の仮定で設計して安全性が確保されたものとし、自然現象に対しては別途基準を策定して、その設計基準として定めた自然現象内であれば安全性が確保されるものとする二分法をとっていたことに基づく。

しかし、福島原発事故では、単一故障の仮定どおりに事は進まず、一つの原因で必要な安全機能が同時に全て故障した。これは、自然現象である地震及び津波が原因となって、設備の駆動源である非常用電源や最終的な熱除去を行う設備が働かなくなり、次に、これらの設備に依拠した複数の安全上重要な設備が全て機能を失うという、共通要因故障による事故として特徴づけることができる。

米国NRC*では、深層防護の観点から、全交流動力電源の同時機能喪失であるSBO*、原子炉保護系の同時機能喪失であるATWS*に対しても、事業者に対して設計上の対策を要求する規制要件が課されるようになった。

したがって、深層防護の観点からは、共通要因故障の発生頻度が想定以上に高いこと、特に想定を超える外的事象が発生することも考慮して、共通要因故障を仮定した設計が要求される。

イ 規制委員会の原子炉施設等基準検討チーム*は、福島原発事故の教訓として、安全設備の多様性の不足を挙げ、「現行の『多重性又は多様性』としている要求の『多様性』への変更の要否の検討」を提示したが、新規制基準において、このような変更は見送られた。

しかし、福島原発事故の教訓や深層防護による信頼性確保の考え方に基づけば、このような変更の見送りは不合理であり、原子炉施設等基準検討

チームが提示した前記案のとおり、設計基準として、「共通要因による機能喪失が、独立性のみで防止できる場合を除き、その共通要因による機能の喪失モードを特定し、多様性を求めることを明確にす」べきである。

ウ 新規制基準において、共通要因故障は、シビアアクシデント対策で対応すればよいとされているが、設計段階で共通要因故障を想定して対応する場合と比較して、安全性の程度に質的な差異がある。

(4) 安全重要度分類*と耐震重要度分類*の不備

ア 安全重要度分類と耐震重要度分類

平成2年8月30日に制定された重要度分類審査指針*は、安全機能を有する構造物等の機能によって、異常発生防止系（PS*）と異常影響緩和系（MS*）に分類するとともに、安全機能の重要度に応じてクラス1から3までに分類し（安全重要度分類）、重要度の最も高いクラス1は「合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること」、クラス2は「高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること」、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」としている。

平成18年9月19日に制定された新耐震設計審査指針は、耐震設計上の重要度（耐震重要度*）をSクラス、Bクラス、Cクラスに分類し（耐震重要度分類）、重要度の最も高いSクラスは「自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの」、Bクラスは「Sクラスに比べてその影響が比較的小さいもの」、Cクラスは「Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの」とされている。

新規制基準（基準地震動審査ガイド*等）においても、これらの分類は、

基本的に変わらないが、以下のとおり、安全重要度分類及び耐震重要度分類には問題があり、新規制基準においても是正されていないことになる。

イ 外部電源

外部電源の安全重要度分類は、異常発生防止系のクラス3（PS-3）という最低ランクであり、耐震重要度分類も、耐震性の最も低い設計が許容されるCクラスであった。

しかし、安全設計審査指針では、「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」（指針48）とされており、外部電源は、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を要求される重要な系統と解される。

米国の地震PRA（確率論的リスク評価）において、CDF（炉心損傷頻度）の大部分を外部電源喪失シーケンスが占めていることから、外部電源にはこのようなリスクの大きさに応じた規制が求められる。

また、福島原発事故も、東北地方太平洋沖地震による送電鉄塔の倒壊、送電線の断線等で生じた外部電源の喪失が一要因となって発生している。政府は、福島原発事故後、SBO（全交流電源喪失）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、「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）において、「外部電源系は、（中略）今般の事故を踏まえれば、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」と明記され、重要度分類の格上げの必要性が説かれている。

しかるに、新規制基準において、前記の重要度分類は変更されていない。

ウ 使用済燃料の貯蔵施設等

安全重要度分類上、使用済燃料プールはPS-2、燃料プール水の補給設備はMS-2（いずれもクラス2）とされており、耐震重要度分類上も、使用済燃料の貯蔵施設（冠水機能に係る設備）はSクラスであるが、冷却機能に係る施設はBクラスである。

福島原発事故においては、4号機の使用済燃料貯蔵槽が注水不能となり、使用済燃料が露出して破損、溶融し、溶融した燃料とコンクリートの相互作用により大量の放射性物質が放出された。使用済燃料の貯蔵施設は安全上最も重要な施設の一つであり、給水機能と冷却機能の両方を維持することによって安全性を確保すべきである。

使用済燃料の貯蔵施設の重要性に鑑みれば、安全重要度分類はクラス1に、耐震重要度分類は、冷却機能に係る施設についてもSクラスに分類し直すべきであり、現行の基準は安全確保策として不十分である。

エ 非常用取水設備

原子炉に制御棒を挿入して出力運転を停止した後も、核燃料からは長期にわたり崩壊熱が発生するため、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水を介して、原子炉補機冷却海水に崩壊熱を渡し、これを放出口から海中に放出することとされているところ、前記の原子炉補機冷却海水を海中から取水する設備が非常用取水設備である。非常用取水設備は、その機能が失われると原子炉の崩壊熱を除去することができなくなるため、安全上重要な設備である。

耐震重要度分類上も、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」、「津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備」はSクラスに分類される。しかるに、本件設置変更許可申請において、被告電源開発は、非常用取水設備を構成する取水ロスクリーン口、取水路、取水ピットの耐震重要度分類をCクラスとしている。このままでは、基準

地震動の地震力によってでも、原子炉補機冷却用海水設備が破損され、冷却不能になる危険性がある。

また、非常用取水設備は、安全重要度分類はクラス1に分類されるべきであり、多重性又は多様性及び独立性を備える必要があるところ、本件原発の3系統の取水口と水路は隣接しており、単一事象によって全てが同時に使えなくなる可能性があるから、独立性が不十分である。

(5) シビアアクシデント対策の不備

ア 重大事故*及び大規模損壊への対応に関する規定の欠如

(ア) 重大事故への対応

設置許可基準規則*には、「重大事故」の明確な定義がないが、同規則37条の規定から、①運転中の原子炉の炉心の著しい損傷（同条1項参照）、②使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷（同条3項参照）、③運転停止中の原子炉の燃料の著しい損傷（同条4項参照）を、重大事故として想定しているものと解される。

しかしながら、重大事故に至った場合の対応が規定されているのは、前記①についてのみであり（同条2項）、前記②及び③については、重大事故に至るおそれがある事故への対応が規定されているのみで、重大事故に至った場合の対応が規定されていない。

(イ) 大規模損壊への対応

大規模な自然災害による大規模損壊の一例である福島原発事故が発生したことを受けてシビアアクシデント対策が規制に導入されたのであるから、「炉心の著しい損傷その他の事故」には、大規模な自然災害による大規模損壊が含まれると考えるべきであり、大規模な自然災害による大規模損壊への対処施設及び体制について、規制委員会の許可（改正原子炉等規制法43条の3の5第2項10号）を必要とすることは、当然の要求事項と考えられる。

しかし、実用炉規則* 4条の重大事故の定義には、大規模な自然災害による大規模損壊が含まれておらず、同規則上、重大事故等*発生時の規定（85条）とは別に大規模損壊発生時の規定（86条）が設けられ、両者は異なる概念とされている。そして、同規則86条は、大規模な自然災害による大規模損壊に対処する保安規定の設定を要求しているが、大規模な自然災害による大規模損壊への対策は、まず設置許可基準規則で定めるべきである。しかるに、設置許可基準規則には、大規模な自然災害による大規模損壊の想定及びその対策に関する規定が存在しない。

かかる定めが存在しない設置許可基準規則は、改正原子炉等規制法43条の3の6第1項4号（「災害の防止上支障のないもの」として規則を定めるべきこと）に反する。

また、改正原子炉等規制法43条の3の6第1項3号は、設置許可基準を定めるものであるから、同号において要求される技術的能力は、重大事故に対処する設備を設置し、これを運転する能力を指すものと解される。

しかしながら、同号を受けて定められた技術的能力基準*の「II 要求事項」は、「重大事故等が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、法43条の3の24の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認する」と規定する。重大事故に対処する能力は、設置許可基準で審査すべきであり、保安規定は設置許可基準に代替できるものではないにもかかわらず、技術的能力基準の前記の定めは、設備の設置、運転について言及せず、設置許可後に審査される保安規定によって体制の整備に関する方針が示されていればよいというのであって、改正原子炉等規制法43条の3の6

第1項3号の目的を実現するために必要な事項を欠いている。

(ウ) 常設重大事故等対処設備に求められる水準

シビアアクシデント対策とされる重大事故等対処設備*は、設計基準対処設備（ママ）の安全機能が喪失した場合に稼働することが予定されている設備である。しかし、設置許可基準規則上、常設重大事故対処設備（ママ）は、地震動の想定が設計基準対処設備（ママ）と同一であるため（39条1項）、基準地震動による地震力を超える地震力により同時に機能を喪失するおそれがある。設置許可基準規則の解釈43条の4によると、常設重大事故防止設備*に多様性を求めることで対応することを求めるようであるが、多様性だけで地震力への対応の不備を補うことは不可能であるし、設置場所の高さを変えたとしても、津波には対応できても地震には対応できない。

イ 有効性評価の問題

(ア) 新規制基準においては、シビアアクシデント対策における事故シーケンス*グループの抽出等の一部において、確率論的安全性評価が導入されたが、本来の意味での確率論的安全性評価は規制要件化されず、シビアアクシデント対策の有効性評価は、結局のところ、決定論的手法によって行われている。また、事故シーケンスグループの抽出等においても、外部事象レベル2（放射性物質の放出）の確率論的安全性評価を実施していないから、格納容器の機能喪失に至るような事故シーケンスグループが抽出できないのは当然であって、格納容器の機能喪失に至らないという有効性が確認されてもほとんど意味をなさない。

設置許可基準規則の解釈37条1-3によると、設置許可基準規則37条1項の「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置」の有効性評価は、①炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること、②原子炉冷却材圧力バウンダ

リ*にかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること、
③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること、④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること、により確認される。

しかしながら、この判断基準は、安全評価審査指針*（Ⅱ4.2）の判断基準と同じである。シビアアクシデント対策は、深層防護の第4段階であるのに対し、安全評価審査指針は、第3段階である。シビアアクシデントは、設計基準事故を超える事故であり、より制御が困難になる事故であるにもかかわらず、制御に成功しなかった場合は考慮せず、ただ安全設備が有効に働く場合だけを評価するのは、安全性に関する考慮が不十分である。

(イ) 設置許可基準規則37条（同規則の解釈37条）は、有効性評価の際に、BWR運転中の炉心の著しい損傷防止において必ず含めなければならない事故シーケンスとして7例、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止において必ず含めなければならない事故シーケンスとして2例、運転停止中の原子炉内の燃料の著しい損傷防止において必ず含めなければならない事故シーケンスとして4例を挙げるのみであり、事故シナリオが不足している。

また、同規定を受けて、各有効性評価ガイド*（炉心等に関する有効性評価ガイド、貯蔵槽内燃料体等に関する有効性評価ガイド、運転停止中原子炉内燃料体に関する有効性評価ガイド）が策定されているが、検討すべきシビアアクシデントのシナリオが不足している。しかも、必要な措置が講じられているか否かについて、各損傷防止対策の有効性があることを確認することにはなっているが、有効にならない場合のシナリオとその評価は規定されていないから、これらに従った本件設置変更許可申請では、安全対策は不十分である。

さらに、有効性評価ガイドは、シビアアクシデントの解析条件として、「故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子力の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる」、「重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない」などとしており、シビアアクシデントの想定及び評価方法も限定的である。

10 (ウ) これに対し、米国では、DCD (Design Control Document, 設計管理文書) Ch. (チャプター) 19により、約1万9000通りのシビアアクシデントのシナリオが作られ、日本に比較して検討されるシナリオの数が圧倒的に多く、また、日本では考慮されていないシビアアクシデントが考慮され、最悪の事態まで考慮されている。

15 また、IAEA*安全基準の安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(No. NS-G-2.15)では、「火災、洪水、地震及び極めて異常な気象状態（例えば、強風、極端な高温や低温及び淡水）のような、適切に選択した外部事象も対象にすべきである」などとしており、具体的起因事象を検討して、可能性のある起因事象に基づいて起こり得ると考えられる全ての事象と事象進展中の複雑な事象を扱うべきであるということが、IAEAの要求である。

このように、現行の日本のシビアアクシデントの想定及び対策は、国際基準に劣っており、災害の防止上支障がないものになっていない。

20 ウ 可搬型設備と常設設備

規制委員会は、シビアアクシデント対策は可搬型設備での対応を基本とし、常設設備との組合せにより更に信頼性が向上するとしている。

25 しかし、炉心損傷は短時間で生じるため、短時間で稼働することができない可搬型設備をシビアアクシデント対策の基本に据えることは適切ではない。シビアアクシデント対策は、常設設備を基本とし、可搬型設備を補充的にすべきである。

エ 電源設備

(ア) 福島原発事故以前の安全設計審査指針（指針27）では、30分間の全交流電源喪失（SBO）を想定すれば足りるとされており、長時間の全交流電源喪失を考慮していなかったことは不合理である。

(イ) 新規制基準における設置許可基準規則では、外部電源喪失時の電源設備の種類と容量を増やすこととされ、まず、設計基準対象施設*について、非常用電源設備及びその附属設備の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に十分な容量を有すること（外部電源を喪失したと仮定して7日分）を要求した（設置許可基準規則33条）。さらに、シビアアクシデント対策としての重大事故等対処施設*については、非常用電源喪失に備えて、代替電源設備を設けること、重大事故等に対応可能な電気を24時間供給できる可搬型直流電源設備を整備することなどが規定された（同規則57条）。

しかし、その基準を満たす具体的内容が定められておらず、現実の設備が安全確保のために十分か否かを判断する基準とはなっていない。

(ロ) また、同規則57条2項では、所内常設直流電源設備の3系統目を設けることが要求されているが、これについて5年間の経過措置期間（平成30年7月7日まで）が設けられており、安全性を欠いた状態になっている。

オ シビアアクシデント対策のパッシブ性*

IAEAのINSAG*（国際原子力安全諮問グループ）の基本安全原則（INSAG-12*）、EUR*（欧州電力事業者要求事項）の共通要件、WENRA*（西欧原子力規制者会議）の指針においては、人力や動力に依存せず、自然の原理により作動するパッシブな安全対策設備の採用がうたわれており、安全対策のパッシブ性を高めることが国際基準となっている。また、米国のNRCが発行したポリシー・ステートメントは、単純化され

た、自然現象による、パッシブ性の原理を、より信頼性の高いメカニズムとして将来の原子力設備の設計に取り入れるべきとしている。

パッシブ・フラダー（格納容器内の温度が一定以上に上昇すると、流出口に取り付けられたプラグが溶けて、自動的に冷却水が流入する設備）、ラプチャー・ディスク（破裂板。格納容器内の圧力が一定以上に上昇すると、配管に取り付けられたラプチャー・ディスクが破裂して、当該配管から蒸気を放出させるというもの）、コア・キャッチャー（厚いコンクリートに超耐熱合金を被覆したもので、炉心が溶融して落下した際に、落下した溶融物を受け止め冷却する設備）、PCCS（静的格納容器冷却系。格納容器の圧力が上昇した際に、格納容器内の蒸気が熱交換器に流れ込み、冷却されて水となることで格納容器内の圧力上昇を抑える設備）といった、欧米において採用されているパッシブな安全設備が日本には導入されていない。なお、日本のプラントメーカーは、米国仕様、欧州仕様にアップグレードし、これらを取り入れたABWRを提案している。

(6) テロ対策の不備

改正原子炉等規制法1条にテロリズムの発生も想定した必要な規制をすることが規定されているところ、設置許可基準規則には、7条に「発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設けなければならない」、42条に「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対してその重大事故等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あること」が規定されているだけである。テロ対策に関する電力会社の申請及び規制委員会の審査も非公開であり、有効なテロ対策が用意されているのか不明である。

米国においては、設計基準脅威として事業者が対応しなければならないテ

口を定義して防御するものとされており、例えば、規制側が用意する仮想敵チームが原発に攻撃を仕掛けてくるのを、原発の戦闘部隊が撃退することを実証するという物理的実証プロセスが要求される。

欧米においては、テロ対策は公開され、批判に耐えるようなものでなければ実効性がないと考えられているのに対し、新規制基準は、テロ対策に係る基準の考え方及び具体的内容において国際的基準を踏まえたものではない。

(7) 立地評価の不備

ア 本件設置許可処分当時の立地審査指針においては、(旧)重大事故*や(旧)仮想事故*を仮定した上で、目安として、全身に対する1年間の積算放射線量が 0.25 Sv^* を超える範囲を非居住地帯又は低人口地帯とするものとされていた。しかし、前記の(旧)重大事故や(旧)仮想事故の想定が甘かったため、福島原発事故では、福島第一原発の敷地境界における平成23年4月1日から1年間(事故直後の放射線量を含んでいない。)の積算放射線量は最大 0.956 Sv であり、前記の目安線量を大幅に超えている。

そのため、適切な立地指針に改定することが求められているが、新規制基準においては、立地審査指針の改定はされず、立地審査指針を組み入れることすらしなかった。規制委員会は、シビアアクシデントへの対応が十分であれば隔離要件は不要としているが、深層防護の考え方は、5段階の防護を設けて、前段の防護が働かない場合でも次の対応ができるというものであり、第4段階に相当するシビアアクシデント対策が十分であれば、第5段階に相当する隔離要件が不要ということにはならない。

イ 以下のとおり、確立された国際基準は、立地評価の段階において、事業者に対し避難計画の実行可能性や実効性の確保を要求している。しかし、新規制基準は、福島原発事故の教訓を踏まえ、国際的な基準に劣る部分を改めるべきものとして定められたにもかかわらず、立地基準が放置され、

必要な立地評価がなされていないという異常な状況にあり、明らかな基準の瑕疵である。

(ア) IAEA安全基準のNS-R-3*は、2003年版でも2016年版でも同様に、立地評価により、避難計画策定に当たって克服できない障害がないこと、つまり避難計画の実施可能性、実効性のある地点であることを確認することとされ、その際に考慮しなければならない事項として、「放出された放射性物質の人及び環境への移行に影響を及ぼすような立地地点及びその周辺環境の特徴」と「外部領域の人口密度、人口分布及びその他の特徴」を規定している。

また、IAEA安全基準の個別安全指針「原子炉等施設に対する許認可プロセス」(No. SSG-12)では、「事業許可の条件は、原子炉等施設の立地評価、…(中略)…の段階で有効な規制管理を可能とするため、これらに影響を与える安全関連面を、適宜、範疇に含めるべきである。これらの要件は、とりわけ、…放射線防護、…緊急時の計画と手順、…などの重要な側面を取り扱うべきである。」と規定しており(同指針2.15.)、これは、立地評価の要件を満たしていない限り原発の建設を許可しないとすることで、建設予定の原発が必ず立地評価の要件を満たすことを確保するものである。さらに、規制機関は、立地地点の容認可能性に関する決定に関与すべきであり、この立地地点の条件を確定する権限又は安全上の懸念に基づいて提案された立地地点を却下する権限を有すべきである(同指針3.4.)とされており、立地評価は事業者に対する規制である。

(イ) 米国NRCが規定する連邦規則(10CFR* Part100)では、非居住区域は、非居住区域の境界において、原子炉事故に伴う放射能雲の放出から2時間で受ける被ばく量が25rem*以下の地域とされ、低人口地帯は、低人口地帯の境界において、原子炉事故に伴い放射能雲の放出

が終わるまでに受ける被ばく量が25rem以下の地域とされている
(10CFR Part100 §100.11 Determination of exclusion area,
low population zone, and population center distance. [立入禁止区
域, 低人口地帯及び人口密集地までの距離の決定])。

また, NRCの連邦規則(10CFR Part50)の緊急時計画の項目
(§50.47 Emergency Plans)において, 放射性物質が放出される緊急
事故時に十分な防護措置が取られ得る保障があるとNRCが判断しな
ければ, 原発の運転許可も建設許可もされないと規定している。

10 (ウ) EURは, ヨーロッパの原子力事業者の要求として, 将来導入する原
子炉が満足しなければならない仕様をまとめた文書であるところ, 20
01年から既に, 「800m以遠に居住する住民の避難が, 事故から2
4時間後でも間に合うこと。」「3km以遠に居住する住民の避難が,
事故から4日後でも間に合うこと。」「800m以遠に居住する住民
15 が, 事故の収束後, 速やかに帰還可能であること。」「経済的影響を
最小限にするための事故時に放出される放射エネルギーの制限。30TBq*」
等の規制がある。

英国では, 2006年編集「原子力施設の安全評価原則」(Safety
Assessment Principles for Nuclear Facilities 2006Ed.)において, 立
20 地の規制評価として, サイト周辺の人口統計学, 有効なアクシデントマ
ネジメント及び緊急時の取り決め, サイトと関わりのある外部ハザード
が考慮すべき因子として挙げられ, 炉のライフサイクル中のその変動も
考慮すべきこと, オフサイトの人口特性が, 有効なオフサイト緊急時対
応ができることを示すべきであること, 緊急時対応の実施可能性, 公衆
の避難の観点からの地形学的考慮を要求している。

25 ウ 本件原発は, 原発から約30kmの地点に約27万人余の人口を擁する
函館市があり, 函館市には, 学校が143校, 幼稚園・保育園は149園,

福祉施設が83施設、病院・診療所は297箇所も存在する。これらの人々が避難するのに必要な集団輸送体制が著しく不足しており、避難は不可能又は極めて困難である。また、本件原発からわずか300mの地点に住人が居住し、原子炉施設から数百メートルの位置には公共施設が存在し、その周辺には人家が連なっている。したがって、本件原発は立地不適である。

(8) 避難計画について

ア 深層防護の第5層目を規制内容とすることは、前記のとおり、確立された国際的基準であり、原発の設置許可の段階で、避難計画の実行可能性、
10 実効性を審査しない現行の規制は、確立された国際的基準を踏まえないものである。

IAEA安全基準のSSR-2/1*では、深層防護の第5層として、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、
15 所内と所外の緊急事態に対応する緊急時計画及び緊急時手順の整備が必要とされている。そして、IAEA安全基準の全般的な安全要件第1編「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」(No. GSR Part 1)は、事業者に対して、緊急時対応計画を策定する責任及び緊急時準備と緊急時のための
20 取決めを整える責任を負わせている。具体的には、IAEA安全基準の安全要件「原子力または放射線の緊急事態に対する準備と対応」(No. GSR-2)において、事業者は、敷地内及び敷地外について被ばくを最小限にとどめるための避難計画を策定するような取決めをしなければならないとされている。また、IAEA安全基準の全般的な安全要件第4編「施設と活動に対する安全評価」(No. GSR Part 4)では、事業者の責任において
25 避難計画の実効性を評価する「安全評価」を、許認可プロセスの一環として規制当局に提出するものとされている。

イ 本件原発において原子力緊急事態が発生した場合、原告らのうち約半数の住居が集中している函館市、北斗市、七飯町の住民の避難経路は極めて限定されており、活断層や土砂災害で避難路が寸断される可能性もあり、集団輸送体制も不足している。車両での避難には燃料の制約があり、鉄道や航空機での移動は非現実的である。さらに、モリタリング体制の不足や避難退域時検査（スクリーニング）に長時間を要することなどの事情も考慮すると、実効性ある避難計画の策定は、不可能である。

(被告国の主張)

(1) 新規制基準の策定過程等について

10 ア 新規制基準は、福島原発事故の教訓を踏まえ、海外の知見も参考にしつつ、各専門分野の学識経験者等の専門技術的見地に基づく意見を集約した上で、中立性が担保された学識経験者の関与の下、公開の議論を経て、意見公募手続等の適正な手続を経て作成されたものであるから、現在の科学技術水準を踏まえた合理的なものといえる。

15 イ 福島原発事故後の規制基準の見直しは、規制委員会に設置された、原子炉施設等基準検討チームや地震等基準検討チーム*において検討が行われた。このうち、原子炉施設等基準検討チームには、中立的な立場から複数の外部専門家を関与させるため、シビアアクシデント解析等、関係分野の専門技術的知見を有する学識経験者4名も参加した。原子力機構*の安全研究センターにおいて研究主席の地位にある者についても、電気事業者等との中立性の確認が行われた上で、同チームに参加した。また、地震等基準検討

20 チームには、地震、津波及び地盤等の各種専門分野の専門技術的知見を有する学識経験者らが、電気事業者等との中立性の確認が行われた上で参加した。

25 規制基準の策定に当たっては、透明性・中立性を確保するため、原則として、検討チームの議事、資料及び議事録を公開するとともに、外部専門

家に対しては、利益相反の可能性を考慮して電気事業者等との関係に関する情報の申告を要求し、当該情報も公開している。

ウ 原告らは、福島原発事故の原因が未解明なまま新規規制基準が策定された旨を主張する。

しかし、福島原発事故で発生した全ての設備の故障、破損の具体的な位置や状態までは調査できていないものの、当該事故の発生及び進展に関する基本的な事象は明らかにされており、その発生及び進展は、最新の科学技術的知見に基づくシビアアクシデントに関する研究結果と大きく異なるところはなかった。

その結果を踏まえ、新規規制基準においては、地震・津波対策を含めた自然現象による損傷防止対策の強化等により事故防止対策が強化され、万が一、炉心の著しい損傷に至るおそれがある事故等が起きた際の対策として、重大事故等対策が新たに要求された。

そして、重大事故等対策は、施設・設備の機能喪失の具体的な原因が無数に考えられるため、原因を問わず、設計基準対象施設の持つ安全機能が喪失することを仮定し、その場合でも炉心の著しい損傷や格納容器の破損を防止することなどを要求している。

したがって、福島原発事故の具体的な状況が完全に解明されていなくとも、既に解明された事故の発生・進展状況から得られる教訓に加え、最新の科学的知見、海外の規制に関する最新知見等を結集することで、重大事故等対策に係る規制基準を策定することは可能である。

エ 原告らは、規制基準の策定に必要な検討時間が不足していたなどと指摘するが、基準の内容に触れることなく、検討期間が短いことなどを理由として規制基準が不合理であるという主張は、それ自体が失当である。

なお、福島原発事故後の規制基準の見直しは、平成24年9月に規制委員会が設置される以前から、安全委員会及び保安院*において検討が重ねら

れ、報告書として取りまとめられており、規制委員会における各検討チームは、こうした検討による知見を事実上引き継いでいる。

オ 規制基準の合理性を検討する上では、最新の科学的、技術的知見を考慮する必要があるところ、この点に関し、国際的にどのような規制がされているかは、一つの指標となる。そして、原子力の平和利用のための国際的機関である I A E A は、安全原則、安全要件及び安全指針から構成される I A E A 安全基準を作成している。

I A E A 安全基準は、加盟各国の規制における参考として使用することができることとされており、その全てを加盟各国の規制内容に採用するよう義務付けるものではなく、加盟各国の判断により取り入れるものである。特に原発の計画又は設計における安全面を扱うものは、主として新規の施設と活動への適用を意図しており、初期の基準で建設された既存の施設では要件が満たされない場合に、I A E A 安全基準を既存施設に適用するか否かは、個々の加盟国の決定事項である。したがって、I A E A 安全基準の全てをそのままには採用せず、専門的技術的知見に基づいて取り入れるべき要件を判断した上で定めても、そのことが科学技術水準に照らして不合理となるものではない。

もともと、我が国の規制内容は、I A E A 安全基準と概ね良好に整合するものである。

(2) 深層防護について

ア I A E A 安全基準の最上位である基本安全原則 (No. S F - 1) では、原発において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであるとされている。また、I A E A 安全基準の S S R - 2 / 1 (Rev. 1) は、深層防護の考え方を原発の設計に適用し、以下のとおり、5段階の防護レベルを構築している。

① 第1の防護レベル (第1層) は、通常運転状態からの逸脱と安全上重

要な機器等の故障を防止することを目的として、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って、原発が健全でかつ保守的に立地、設計、建設、保守及び運転されることを要求するものである。

② 第2の防護レベル（第2層）は、運転期間中に予期される事象（設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化*」と定義される。）が事故状態に拡大することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを目的として、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらに運転期間中に予期される事象を発生させる起因事象を防止するか、さもなければその影響を最小にとどめ、原発を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求するものである。

③ 第3の防護レベル（第3層）は、運転期間中に予期される事象又は想定起因事象が拡大して前記②で防御できず、また、設計基準事故に進展した場合において、固有の安全性及び工学的な安全の仕組み又はその一方並びに手順により、事故を超える状態に拡大することを防止するとともに原発を安全な状態に戻すことができることを要求するものである。

④ 第4の防護レベル（第4層）は、前記③での対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故の影響を緩和することを要求するものである（重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることによって実質的に排除することを要求するものである。）。

⑤ 第5の防護レベル（第5層）は、重大事故に起因して発生し得る放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備

えた緊急時対応施設の整備と、所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要であるというものである。

イ 設置許可基準規則も、深層防護の考え方を踏まえて策定されており、設計基準対象施設（同規則第2章）と重大事故等対処施設（同規則第3章）を明確に区別している。IAEA安全基準との関係で概ね整理すれば、設計基準対象施設が第1段階から第3段階までに相当する事項を規定し、重大事故等対処施設が第4段階に相当する事項を規定している。なお、第5段階に相当する事項については、後記(8)のとおり、災害対策基本法及び原

5
10

災法により、原子力災害の発生に係る防災計画の策定等について、国、地方公共団体、原子力事業者等がそれぞれの責務を果たすこととされている。

(3) 共通要因故障について

ア 原発の安全機能に影響を及ぼし得る異常を引き起こすおそれのある事象としては、地震等の自然現象を始めとする外部事象、内部火災・内部溢水などの発電所内の事象、施設を構成する設備等の偶発故障（ランダム故障）などがある。このうち外部事象と偶発故障に対する規制の概要は次のとおりであり、合理性が認められる。

15

まず、外部事象については、発生それ自体を防止することはできず、また、一度発生すればその影響は施設全体に及び得るため、最新の科学的知見に基づいて現実に生じ得る外部事象を想定した上、原子炉施設の立地や設備の強度等の観点から、想定し得る外部事象が発生しても、それによってその安全機能が損なわれないような基本設計を行うことが要求されている（設置許可基準規則3条から6条まで）。すなわち、外部事象に対しては、それによって一つの機能喪失も生じないような設計を要求しているの

20

である。

これに対し、偶発故障については、そもそも偶発故障が生じないように、施設を構成する機械や器具について、高度の信頼性を確保することを要求

25

した上、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統については、当該系統を構成する一つの機械等に偶発故障が生じた場合であっても（単一故障の仮定）、当該系統が機能しなくなるような事態が生じないように、多重性又は多様性及び独立性を確保すべきものとし（設置許可基準規則12条）、かつ、通常運転の状態を超える異常状態としての運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、多重性又は多様性及び独立性が機能した上で事態を収束できるかについて、安全評価を行うこととしている（同規則13条、同規則の解釈13条）。

イ 原告らは、自然現象を原因とする事故であれば、多数の機器に同時に影響を及ぼすことがあり得るから、安全機能を司る機器、系統の一つだけが機能しないという仮定は非現実的であり、共通要因故障を想定すべきであるにもかかわらず、設置許可基準規則においては、従前どおり単一故障の仮定で判断するものとされており、共通要因故障が想定されていない旨を主張する。

しかし、共通要因故障、すなわち、一つの事象によって複数の系統又は機器が同時に故障しないようにするための方策としては、個々の設備が、想定され得る外部事象によってその安全性能が損なわれないような設計がされることが必要である。新規制基準においては、このような観点から厳格な規制が行われているのであって、外部事象に対する共通要因故障を考慮した規制は行われている。その上で、万が一、外部事象が想定を上回る規模で発生した場合に備えて、重大事故対策も講じているのであるから、この点でも共通要因故障を考慮した規制がされているといえることができる。

なお、原告らは、設置許可基準規則の策定過程で「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」とする案が採用されなかったことを指摘する。

しかし、そもそも、独立性とは、「二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう」（設置許可基準規則2条2項19号）の
5 であり、「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」というのは、それ自体論理矛盾であるとの指摘がなされたことを受けて、当該文言が削除されたのであって、その趣旨が共通要因故障を考慮しないこととしたものではないことは明らかである。

また、単一故障の仮定とは、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、多重性又は多様性の要件を満たすかを確認するための解析手法であって、設置許可基準規則において共通要因故障を考慮した規制を課しているか否かとは次元の異なる話である。
10

(4) 安全重要度分類と耐震重要度分類について

ア 安全重要度分類と耐震重要度分類

(ア) 安全重要度分類は、安全施設*に関して設置許可基準規則12条が規制する事項である。
15

すなわち、同条1項において、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならないと規定し、同規則の解釈12条の1は、その判断を重要度分類審査指針により行うべきものとしている。
20

重要度分類審査指針は、安全施設を、異常発生防止系（PS）と異常影響緩和系（MS）に分類し、PS及びMSをそれぞれ重要な順に、クラス1からクラス3までに分類した上で、各分類に応じた信頼性の確保を求めることとしている。

IAEAにおいても、SSR-2/1 (Rev.1) において、安全重要度分類の考え方が規定されており、さらに、個別安全指針「原子力発電所
25

における構築物，系統及び機器の安全分類」(No. S S G - 3 0)において，安全上重要な構築物，系統及び機器を，設計対応策(重要度分類審査指針の P S に概ね相当する。)と機能(同じく M S に概ね相当する。)に分類し，それぞれを安全クラス 1 から 3 に振り付けることで，適切な品質及び信頼性が明確になるとしている。

このように，I A E A の安全重要度分類の考え方と我が国の安全重要度分類の考え方とは，基本的に同じとなっている。

(イ) 耐震重要度分類は，地震による損傷の防止について定める設置許可基準規則 4 条が規制する事項である。

すなわち，同条 1 項は，「設計基準対象施設は，地震力に十分耐えることができるものでなければならない。」とし，同条 2 項は，「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設計基準対象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」としている。

そして，同規則の解釈(別記 2 の 2)は，前記「影響の程度」を耐震重要度に応じて分類するものとし，設計基準対象施設は，それぞれの耐震重要度に応じて，S クラス，B クラス，C クラスに分類するものとしている。

イ 電源設備

(ア) 発電用原子炉施設内で必要とされる電源には，交流電源と直流電源があり，交流電源は，炉心を冷却するために水を供給する大型ポンプ等の機器を動作させるもの，直流電源は，各機器の制御を担う機器等を動作させるものである。

通常運転時は，交流電源は，当該施設で発電された所内電力供給と外部電源から電線路を通して供給される外部電源系を利用し，直流電源は，前記のとおり供給される交流を直流に変換して供給する。

これに対し、事故等の発生に伴い外部電源系が機能喪失した場合は、非常用ディーゼル発電機から交流の電力を供給し、直流は、当該発電機で発電された交流を変換し、当該発電機も機能喪失した場合は、非常用直流電源として蓄電池等を使用する。

5 (イ) 電源設備は、設計基準対象施設であり、かつ、安全施設であるから
(設置許可基準規則2条2項7号、8号)、これらに係る規制が適用される。そして、設置許可基準規則は、発電用原子炉施設に非常用電源設備(前記の非常用ディーゼル発電機や非常用交流電源等)を設けることを規定し(33条2項)、非常用電源及びその附属設備は、多重性又は
10 多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機械等の単一故障が発生した場合であっても、事故等に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならないとしている(同条7項)。

ここで、「十分な容量」とは、必要とされる電力を供給できる発電容量があること及び外部電源系が長期間復旧できないことに備え、発電所
15 への燃料補給等の外部支援がなくとも、7日間非常用ディーゼル発電機等を運転するのに必要な容量以上の燃料を敷地内に貯蔵できることを指している(設置許可基準規則の解釈33条の7)。

20 (ウ) 非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機は、安全重要度がMS-1、耐震重要度がSクラスに分類される。これに対し、外部電源系のうち、発電所内にある開閉所等の電源設備は、安全重要度がPS-3、耐震重要度がCクラスに分類されている(外部電源系のうち、発電所外にある電線路等は、発電用原子炉施設ではないため、各重要度分類の対象外である。)

25 これは、外部電源系による電力供給が、遠く離れた発電所等から電線路等を経由して供給されるものであり、長大な電線路の全てについて高

い信頼度を確保することは不可能であること、そもそも当該電線路は発電所外の設備であり、原発側から管理することができないものであることから、事故等の発生時は外部電源系による電力供給を期待すべきではなく、非常用電源設備により対応すべきものと考えられることによるものである。

このような考え方は、IAEA安全基準のSSR-2/1 (Rev.1)とも整合する世界共通の考え方である。

ウ 使用済燃料の貯蔵施設

(ア) 使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料に残存する核分裂性物質の臨界を防止し、核分裂生成物等が放出する崩壊熱を除去し、放射線を遮断する設計であることが求められる（設置許可基準規則16条2項）。

そして、使用済燃料の放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管は、概ね1200℃以下であれば冷却可能な形状を維持できるものであるところ、使用済燃料が使用済燃料貯蔵槽内で冠水されていれば、燃料被覆管が100℃以上に上昇することは考えられない。また、使用済燃料は、運転中の炉心の燃料のように高温・高圧の環境下にはないため、格納容器のような設備で閉じ込める必要はないものと考えられる。

そのため、使用済燃料の貯蔵施設に係る点として最も重要なのは、使用済燃料貯蔵槽内を冠水状態に維持することである。

使用済燃料の貯蔵施設は、設計基準対象施設であり、かつ、安全施設であるから（設置許可基準規則2条2項7号、8号）、これらに係る規制が適用される。

(イ) 使用済燃料の貯蔵施設は、主に、①使用済燃料貯蔵槽、②補給水設備、③冷却系によって構成されるところ、これらのうち、①使用済燃料貯蔵槽は、設置許可基準規則の解釈（別記2の2一）においてSクラスの施設として明記されている「使用済燃料を貯蔵するための施設」に当たり、

②補給水設備も、「使用済燃料を貯蔵するための施設」の機能を一部担うため、いずれも耐震重要度Sクラスに分類される。

これに対し、③冷却系は、同解釈（別記2の2二）においてBクラスの施設として明記されている「使用済燃料を冷却するための施設」に当たり、耐震重要度Bクラスに分類される。これは、使用済燃料の崩壊熱は時間の経過により急激に低下するものであり（原子炉の定格出力時に発生する熱と比較すると、原子炉の停止直後に7%、24時間後に1%未満となる。）、冷却系の機能を喪失したとしても、補給水設備により使用済燃料補給プールに水が補給できれば、崩壊熱の除去及び放射線の遮断等は可能であり、補給水設備により機能を代替できるため、その影響の程度はSクラス施設と比べて小さいことによるものである。

(ウ) また、①使用済燃料貯蔵槽は、重要度分類審査指針（Ⅲ. 2. 第2表）において、PS-2に当たる機能として明記されている「原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能」に当たり、安全重要度PS-2に分類される。

②補給水設備は、同指針（同第2表）において、MS-2に当たる機能として明記されている「燃料プール水の補給機能」に当たり、安全重要度MS-2に分類される。もっとも、補給水設備の電気系統については、同指針（V. 2. (3)(a)）により、「重要度の特に高い安全機能」（安全設計審査指針の指針48第1項、第4項）を有すべきものとされ、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などが求められている。

③冷却系は、重要度分類審査指針（解説付表）において、PS-2の「特記すべき関連系（BWR）」として明記されている「使用済燃料プール冷却系」に当たり、安全重要度PS-2に分類される。

原告らは、これらの設備の安全重要度がクラス1に分類されていない

ことが適切でない旨を主張するが、これらの設備について、本来的に、安全重要度分類においてハイクラスに分類すべき事情は見当たらず、補給水設備の電気系統については「重要度の特に高い安全機能」を有すべきものとされ、十分な設計上の考慮がされるから、これらの安全重要度分類は、それぞれの施設の特徴に応じて合理的に設定されたものといえる。

(5) 重大事故等対策（シビアアクシデント対策）について

ア 重大事故等及び大規模損壊への対策に係る規制の概要

設置許可基準規則は、そもそも設計基準として、事故の誘因を排除する目的で想定すべき自然現象を含む外部事象による損傷防止を要求することに加え、事故防止対策を講じることを要求し（同規則第2章）、さらに深層防護の観点から、重大事故等対策を講じることを要求している（同規則第3章）。これらの対策が講じられることによって、事故防止対策及び重大事故等対策に関する要求は十分高い水準になっているが、さらに、同規則は、想定を大幅に上回る外部事象による大規模損壊への対策を求めることによって、放射線による影響緩和のための対処をすることを求めている。

これらのうち、重大事故等対策及び大規模損壊への対策の概要は次のとおりである。

(ア) 設置許可基準規則は、重大事故等（設置許可基準規則2条2項11号）への対策として、網羅的、体系的に事故の原因と事故に至るまでの発展（事故シーケンス）を想定し、事故発生及び拡大を防止する対策の立案とその有効性の確認を求めている（同規則の解釈37条）。

(イ) 次に、重大事故等対処施設については、自然的条件（地震及び津波）や内部火災に対し、重大事故等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ことを要求している（同規則38条から42条まで）。また、このうち特定重大事故等対処施設*については、社会的条件（故意

による大型航空機の衝突その他のテロリズム) に対して、重大事故等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ことを要求している(同規則42条)。なお、同規則42条にいう「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」は、大規模損壊について定めた実用炉規則86条の「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」と同義である。

さらに、重大事故等対処設備については、全ての設備に共通する一般的要求事項として、可搬型及び常設の各設備の役割を踏まえた機能等を要求しており(設置許可基準規則43条)、この中で、大規模損壊に備えた可搬型重大事故等対処設備の保管等(同規則43条3項5号)についても定めている。また、重大事故等対処設備への個別的要求事項として、炉心の著しい損傷等を防止するための対策(同規則44条から49条1項まで)、原子炉格納容器の破損等を防止する対策(同規則49条2項、50条から53条まで)、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための対策(同規則54条)、放射性物質の拡散を抑制するための設備(同規則55条)、その他の設備(同規則56条から62条まで)を要求し、多重的に防護措置を講じている。

(ウ) このほか、発電用原子炉設置許可申請者には、重大事故等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等が要求されている(改正原子炉等規制法43条の3第1項3号、技術的能力基準Ⅱ.1)。

また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模損壊(実用炉規則86条)が発生した場合における技術的能力基準(Ⅱ.2)所定の体制が整備されていることを要求している。

イ 有効性評価について

(ア) 設置許可基準規則37条は、炉心の著しい損傷の防止対策、原子炉格納容器の破損の防止対策等について、有効性評価の実施を求めている。

このうち、炉心損傷防止対策における有効性評価では、これまでの研究成果等を踏まえ、有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定め（SBO、LOCA時注水機能喪失など）、さらに、個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関する適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価し、その結果、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、これも「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている（設置許可基準規則の解釈37条）。そして、想定する事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した上（有効性評価ガイド）、計算シミュレーション等により有効性評価を行う。

(イ) 原告らは、自然現象を原因とする故障を考えれば、解析上の事故シーケンスで想定していない系統、機器の故障が発生することもあり得るが、それは考慮されていないなどと主張する。

しかし、重大事故等対策は、設計基準事象では想定していない共通要因故障や多重故障が生じた場合にも対策の有効性を評価することが要求されているため、有効性評価において想定されている事故シーケンスは、複数の故障（多重故障、共通要因故障）が組み合わさって形成されており、この点に関しておよそ不合理な点は認められない。また、前記(ア)のとおり、重要な事故シーケンス選定の過程で、自然現象（自然現象は、外部事象に含まれる。）に起因する故障も考慮されている。一方、このような事故シーケンスの選定も成立しないような大規模な自然災害に対しては、後記(6)アのとおり大規模損壊に係る規制を行っている。

5 (ウ) 原告らは、原子炉施設等基準検討チーム第3回会合の資料3に「各事故シーケンスにおいては、多重故障を想定した設備を除き、健全であると想定する。また、各事故シーケンスにおいて、設計基準事故で想定する単一故障を重ねて想定しなくてよい。」などとされている点を指摘して、不合理であると主張する。しかしこれは、有効性評価の方法を理解しないものである。

10 例えば、大破断LOCA（主冷却管が瞬時に破断したような場合）を起因事象とし、その後、原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び非常用炉心冷却設備（ECCS）の作動に失敗し、炉心冷却機能を喪失し、炉心損傷に至るといふ事故シーケンスを選定して有効性評価を行う際、さらに別途、単一故障（例えば、非常用ディーゼル発電機1機の故障）が生じるものと仮定すると、選定した事故シーケンスとは異なる事故シーケンスを評価していることとなる。確率論の面でも、評価対象となる事故シーケンスの発生確率が異なるものになる（大破断LOCA及び炉心冷却機能喪失が発生する確率に、非常用ディーゼル発電機1機の故障が発生する確率を掛け合わせると、その発生確率はより低くなる。）。

15
20 (エ) 原告らは、高圧・低圧注入機能喪失とSBOが同時に発生する事故シーケンスがないなどとも指摘する。しかし、前記(ア)のとおり、必ず想定する事故シーケンスグループに掲げられていなくても、個別プラント評価により、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加することとされている。

25 ただし、炉心損傷防止対策において想定する事故シーケンスグループは、発生頻度が低いと考えられるため、二つの想定する事故シーケンスグループが重畳するという極めて低い頻度になる場合までを検討することはしていない。もっとも、事故シーケンスグループごとに炉心の著し

い損傷の防止対策を定めることから、仮にそのような事故の重畳が発生したとしても、それぞれの防止対策を柔軟に活用し、対処することが可能である。

ウ 設備の可搬性

5 (ア) 前記ア(イ)のとおり、設置許可基準規則は、重大事故等対処設備に係る要求事項を定めているところ、重大事故等対策においては、常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないため、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性がある。他方、可搬型設備は柔軟性があり、経験則的に耐震上優れた特性が認め
10 られる。このため、重大事故等対策では可搬型設備による対策を基本としている。

(イ) これに対し、原告らは、短時間で稼働することができない可搬型設備をシビアアクシデント対策の基本に据えることは適切ではない旨を主張する。

15 しかし、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込めるものである。また、重大事故等対策は、深層防護の観点から、想定を上回る不測の事態に対処するために要求されているものであり、事前に設計上の想定を要せず、柔軟に対応することが可能となる可搬型設備を基本とした対応を要求することは何ら不合理ではないというべきである。

20 なお、設置許可基準規則は、可搬型設備と常設設備の特性に応じてそれぞれに役割を持たせることとしており、可搬型設備のみを設定すればよいとしているものではない。

エ 電源設備

25 (ア) 新規制基準策定前の安全設計審査指針（指針27）は、「原子炉施設は、短時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること」と定め、同指針27の

解説部分に「長時間にわたる全交流動力電源喪失は考慮する必要はない」旨が記載されているところ、原告らは、本件設置許可処分当時、安全設計審査指針が長時間の全交流動力電源喪失を考慮していなかったことが不合理である旨を主張する。

5 しかし、安全設計審査指針が長時間の全交流動力電源喪失を考慮していなかったのは、同指針において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が電源を必要とする場合、外部電源及び非常用所内電源の双方からの電力供給が確保され、外部電源系は、複数回線の送電線により電力系統に接続されることが要求されていることに加え、非常
10 常用所内電源系は、多重性、多様性、独立性が設計上考慮されており、この系統の機器の単一故障を仮定した場合にも、運転時の異常な過渡変化時において、支障なく原子炉を停止、冷却し、原子炉冷却材喪失等の事故時には炉心冷却を行い、原子炉格納容器の健全性等を確保するのに
15 十分な容量及び機能を有する設計であることが要求されていることから、長時間にわたる全交流動力電源喪失はおよそ想定し難いと考えられたことによるものであり、この考え方は、本件設置許可処分当時、専門家の一般的、通説的知見に基づくものであったため、このような方針を採用したことが不合理なものとはいえない。

(イ) 原告らは、新規制基準において、外部電源喪失時の非常用電源設備等の種類と容量を増やすことが定められたが、この基準を満たす具体的な
20 内容が定められていないことを指摘する。

 この点、福島原発事故の教訓を踏まえ、非常用電源設備に十分な容量が要求されるようになったこと及びその具体的内容は、前記(4)イ(イ)のとおりである。しかし、各発電所の設備がそれぞれ異なる以上、その非常
25 常用電源として具体的にどのような非常用電源設備がどの程度必要とされるかも発電所ごとに異なるのであり、必要な設備等の種類や容量等を

一律に定めることは不可能である。

5 (ウ) 原告らは、特定重大事故等対処施設である所内常設直流電源設備の3系統目を設けることについて、5年間の経過措置期間（既設炉につき平成25年7月8日以降最初に行われる工事認可の日から記載して5年間）が定められたことが不当である旨を主張する。

しかし、特定重大事故等対処施設において要求されている機能は、それ以外の施設においても重大事故等対策に必要な機能として既に要求されているのであって、特定重大事故等対処施設は、更なる機能の信頼性向上のためのバックアップであるから、それが設置されていなければ直ちに危険が生ずるといような施設ではない。よって、5年間は不合理な経過措置期間ではない。

10 オ 受動的安全設備（安全対策のパッシブ性）

原告らは、安全対策のパッシブ性を高めることが国際基準であり、重大事故等対策において受動的安全設備を要求事項としていないことが不合理である旨を主張する。

15 5
しかし、重大事故等対策として受動的安全設備を設けるよう要求することが、国際的な規制水準になっているとは認められない。すなわち、原告らの指摘するINSAG-12は、INSAGによって作成された将来的な目標にすぎないものであり、IAEA安全基準として採用されているものではない。EURは、西欧諸国の新たな原発の建設需要の減少を受けて、原子力プラントメーカーが、広く西欧各国を市場として新たな原発を開発、建設することができるよう要求事項を取りまとめたものであり、EURに適合しない原発も現在運転されていること、WENRAの指針は、参加国の多様な規制制度及び稼働中の発電所の種類の広さを前提としており、法的及び技術的に深く踏み込んだものではないこと（なお、WENRAの指針で示されている自動化又は受動性は、設置許可基準規則でいう運転時の

異常な過渡変化又はこれを引き起こす偶発故障の場合についてであって、重大事故等対策ではない。) , NRCが発出するポリシー・ステイトメントは、事案に対するNRCの期待を示すものであって規制要件ではないこと(他方、NRCの規則である10CFR Part50には、受動的安全設備を要求する規定は見当たらない。) などから、いずれも国際的な規制基準といえるものではない。

実質的にみても、受動的安全設備は、人為的な操作がなくても一定の物理的条件下で作動する特徴がある一方、事故時における限定的な状況でしか作動せず、臨機かつ柔軟な対応ができない特徴があり、必ずしも重大事故等対策として運転員等が能動的に作動させる設備より優れているとはいえないものであるから、これを要求しないことが不合理であるとはいえない。なお、我が国においても、偶発故障に対しては、受動的安全設備を要求しているものがある(設置許可基準規則10条、24条)。

(6) テロ対策について

ア 設置許可基準規則42条は、発電用原子炉を設置する工場又は事業所に特定重大事故等対処施設を設けることを要求している。特定重大事故等対処施設とは、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発電所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ものをいい(設置許可基準規則2条2項12号)、例えば、原子炉から100m以上離れた場所に、常設の電源、注水ポンプ等の設備を有した特定重大事故等対処施設を設けることが要求されている(同規則の解釈42条の1、3等)。

また、発電用原子炉設置者には、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊が発生した場合における体制の整備が要求されている(技術的能力基準2.1、実用炉規則86条)。

イ 原発に対するテロ行為に対しては、事態対処法*に基づき、国が対応することが予定されている。

我が国においては、民間人が拳銃等を所持することは法律上許されておらず、テロ行為それ自体に対する対処を原子力事業者に行わせることは困難であり、法制度の全く異なる米国と比較することは失当であって、改正原子炉等規制法上も、原子力事業者がこれを行うことは予定していないとすべきである。

(7) 立地評価について

ア 立地審査指針の法的な位置付け

立地審査指針は、福島原発事故後においても規制機関によって改廃されてはいないが、改正原子炉等規制法の施行後においては、設置許可の基準を定める同法43条の3の6第1項4号所定の規則ではなく、また、同号の委任を受けて規制委員会が策定した設置許可基準規則においても採用されず、同規則の解釈においても引用されていない。したがって、現在、立地審査指針は、審査基準として使用されていない。

イ 立地審査指針の概要

旧原子炉等規制法の下において、立地審査指針は、万一の事故に備え公衆の安全を確保するために、原則的立地条件として、次のとおり定めている。

- ① 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。
- ② 原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。
- ③ 原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対し適切な措置を講じうる環境にあること。

そして、前記原則的立地条件を踏まえ、(旧)重大事故の発生を仮定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと、(旧)仮想事故の発生を仮定しても周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと、(旧)仮想事故の場合には集団線量に対する影響が十分に小さいこと、を達成すべき基本的目標として設定している。

以上を踏まえ、立地審査指針においては、次の事項を判断していた。

(ア) 敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため、(旧)重大事故を仮定した上で、目安として、甲状腺(小児)に対し 1.5 Sv 、全身に対して 0.25 Sv を超える範囲は非居住地帯であること(同指針別紙2の1)

(イ) 防災活動を講じ得る環境にある地帯とするため、(旧)仮想事故を仮定した上で、目安として、甲状腺(成人)に対し 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv を超える範囲は低人口地帯であること(同指針別紙2の2)

(ウ) 社会的影響を低減するため、(旧)仮想事故を仮定した上で、目安として、全身線量の人口積算値が例えば2万人 Sv を下回るように、原子炉敷地が人口密集地帯から離れていること(同指針別紙2の3)

ウ 新規制基準の下での立地に係る規制と立地審査指針との関係

立地審査指針における原則的立地条件のうち、前記①の外部事象との関係については、設置許可基準規則においても、実質的に同様の要求がなされている。

また、前記②の公衆からの隔離及び③の防災対策との関係については、前記(5)のとおり、設置許可基準規則において重大事故等対策に係る規定が整備され、有効性評価において、放射性物質による環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることが求められており、実質的には立地審査指針における隔離要件よりも厳しい要求がされている。防災対策についても、原災法が整備され、原子力災害対策の充実と強化が行われたため、

立地審査指針における低人口地帯を要求することは、現在においては意義が失われている上、とりわけ避難計画については、本来的に地域の実情に精通した地方公共団体が中心となって策定されるべきものである。これらにより、原則的立地条件を立地審査の過程で審査することが必然ではなくなったことから、新規制基準において、立地審査指針は用いられないこととされた。

エ 原告らの主張に対する反論

原告らは、新規制基準が隔離要件を適用していないことが不合理であると主張する。しかし、重大事故等対策が全て奏功せず、炉心が著しく損傷し、原子炉格納容器が破損し、福島原発事故と同様の放射性物質が異常な水準で放出するような事態は、確率論的に極めて稀である。そして、規制権限の行使については規制委員会の専門的技術的裁量に委ねられているのであるから、規制委員会が前記のような極めて稀な事態に対して規制手段を採用しなかったとしても、そのことから直ちに新規制基準が不合理であるとはいえない。

(8) 避難計画について

ア IAEA安全基準における避難計画の位置付け

避難計画は、IAEA安全基準のSSR-2/1 (Rev.1) が、第5段階の防護レベルとして策定を求める所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備に含まれる。もっとも、SSR-2/1 (Rev.1) は、深層防護の概念を原発の設計に適用すべきとしているにとどまり、必ずしも第1段階から第5段階の全ての対応を設置許可基準規則等の原子力事業者に対する規制に規定することが求められているわけではない。

また、IAEA安全基準の全般的な安全要件第7編「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」(No. GSR Part7) においても、政府は、規定を設け、原子力又は放射線源による緊急事態に対する準備と対応に関

する役割と責任を明示し、割り当てることを確実なものとしなければならないとされており、避難計画に関する事項を含む緊急事態に対する準備と対応について原子力事業者に対する規制として規定することは求められていない。

原告らが指摘する I A E A 安全基準の個別安全指針「原子炉等施設に対する許認可プロセス」(No. S S G - 1 2) の 2. 1 5. も、避難計画を事業許可の条件として求めている。同指針において記載されている「放射線防護」は、敷地外の避難計画を意味するものではなく、ここで事業者に課されている「緊急時の計画」も、前記 G S R Part 7 の 4. 1 6. 及び 4. 1 7. のとおり、敷地外の避難計画を含まない。

I A E A 安全基準の全般的な安全要件「施設と活動に対する安全評価」(No. G S R Part 4 [Rev. 1]) も、敷地外の避難計画の実効性を評価するものとはされていない。

イ 我が国の法体系における避難計画の位置付け

我が国の法制度上、S S R - 2 / 1 (Rev. 1) が示す深層防護のうち第 1 段階から第 4 段階までの防護レベルに相当する事項については、改正原子炉等規制法や設置許可基準規則において、原子力事業者に対する規制として規定される一方、第 5 段階の防護レベルに相当する避難計画等の整備は、災害対策基本法及び原災法により、「災害」の一形態としての「原子力災害」として、国、地方公共団体及び原子力事業者等が、相互に連携を図りながら協力して原子力災害予防対策を実施すべきものとされ、避難計画の策定については、地域の事情に精通した地方公共団体が中心になって策定することとなる。

これに対し、原子力事業者は、原子力災害の発生及び拡大を防止し、原子力災害の復旧を図るために必要な業務を行う責務を負うものであるが、当該地域の住民等の避難計画を策定し、それに従って住民等を行動させる

権限や責務を有しておらず、避難計画を策定することはできない。

また、規制委員会は、専門的・技術的事項について情報提供等を行うことは可能であるものの（原災法6条の2により、原子力災害対策指針を定めることとされている。）、各地域の実情等については精通しておらず、これに適合した避難計画が策定されているか否かについて判断することは困難である。改正原子炉等規制法とは別に原災法が定められたことに鑑みても、同法が、規制委員会が改正原子炉等規制法に基づく規制権限の行使として原子力事業者等に対し避難計画の策定等を義務付けることを予定していないことは明らかである。

10 ウ 原子力事業者の防災計画

原子力事業者は、原子力災害の発生及び拡大の防止に関し一定の措置を講じる責務を有するとされているところ（改正原子炉等規制法3条）、その原子力事業所ごとに原子力事業者防災業務計画を作成等しなければならないとされている（原災法7条1項）。そして、かかる義務を実効化するため、内閣総理大臣及び規制委員会は、原子力事業者が同項の規定に違反しているとき、又は、原子力事業者防災業務計画が当該原子力事業所に係る原子力災害の発生若しくは拡大を防止するために十分でないとき、又は、原子力事業者に対し、同計画の作成又は修正を命ずることができ（原災法7条4項）、仮に、原子力事業者である発電用原子炉設置者がこれに違反した場合、規制委員会は、設置許可の取消し又は1年以内の期間を定めて発電用原子炉の運転停止を命ずることができる（改正原子炉等規制法43条の3の20第2項22号）。

（被告電源開発の主張）

- (1) 被告国の主張を援用する。
- (2) IAEA安全基準等について

被告電源開発は、本件原発の安全設計に当たって、国際的な合意を尊重し、

自主的に IAEA 安全基準をも参考として、深層防護の考慮や安全解析の実施などを行っているが、IAEA 安全基準は、加盟国の規制に反映させることが期待されているものの、事業者が直接これに準拠し適合させる義務を負うものではない。

また、欧州に建設する新設の軽水炉を対象とした、欧州の有志の電力会社が集まって定めた仕様にすぎない EUR を、日本の原発に適合させなければならない合理的理由はない。

(3) 非常用取水設備の耐震重要度分類等について

ア 非常用取水設備を含む屋外重要土木構造物に関して、耐震設計に係る工
10 認審査ガイド（別紙 2 の第 4 (29)）には、①土木構造物の静的地震力は、
J E A G 4 6 0 1 * の規定を参考に、C クラスの建物・構造物に適用される
静的地震力を考慮していること、②屋外重要土木構造物の耐震設計に当
たっては、基準地震動 S_s * による地震力に対する安全機能の保持を確認す
15 るため、水平方向及び鉛直方向の基準地震動 S_s に基づく構造物の地震力
を適用していること、という規定がある。これを踏まえ、本件原発の非常
用取水設備は、C クラスの建物・構造物に適用される静的地震力を考慮し
て設計し、かつ、基準地震動 S_s による地震力に対して損壊し取水を妨げ
ることがないことを確認することとしている。

イ これに加え、沖合タンカーからの油漏れに対しては、直ちにオイル・
20 フェンスの設置等の対策を、異常発生したクラゲや藻の流入に対しては、
取水口前面のカーテンウォール、取水口スクリーン室に設けられるスク
リーン、海水ポンプ出口に設置するストレーナによりそれらの異物を除去
することなどの対策が講じられるのであって、これらの対策を無視して、
本件原発の取水口及び取水路の各系統が近接していることのみをもって同
25 時に機能喪失する可能性があるとする原告らの主張は理由がない。

(4) 重大事故等対策について

ア 有効性評価について

IAEA安全基準の安全指針である「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(No. NS-G-2.15)は、レベル2 PSA (PRA) * (PRAのうち炉心損傷に至る事故シーケンスを解析し、炉心損傷頻度を算出するものを「レベル1 PRA」、格納容器破損に至る事故シーケンスを解析し、格納容器損傷頻度を算出するものを「レベル1.5 PRA」といい、これに加え放射性物質の種類や量も併せて算出する評価を「レベル2 PRA」という。)の実施を要求したものではない。被告電源開発は、本件原発において、レベル1.5 PRAを実施し、これにより原発の有効性評価において用いる格納容器破損の防止に係る事故シーケンスを選定する目的を十分達成することができる。

被告電源開発が講じる更なる対策に不足がないかどうかは、本件原発を対象としたPRAの結果からも確認しているが、さらに、外部組織である社団法人原子力安全推進協会に依頼し、別の方法を用いた充足性評価を実施した。これは、IAEA安全報告書シリーズ「原子力発電所の深層防護の評価」(No. SRS-46)に基づくものであり、SSR-2/1などのIAEA安全基準にも対応したものとなっている。

イ 可搬型設備について

本件原発において、可搬型設備は、更なる対策で設ける常設設備が機能喪失した場合を想定して設けることとしており、当該可搬型設備と同等の機能を有する常設設備が常に存在する。すなわち、「まず最初に可搬型設備を持ってくる」といった考え方は、本件原発には存在しない。

ただし、可搬型設備は、常設設備に対し、多様性、独立性及び位置的分散を考慮した設備として安全上重要な機能を代替できることに加え、事故の進展の状況に応じて臨機かつ柔軟な対応が可能という利点を有しており、事故収束のためのツールとして重要な選択肢の一つである。その設置のた

めの作業を要するという点については、手順書を整備し訓練を継続して実施することにより、これを迅速に行えるようにすることが可能である。

ウ 電源設備について

被告電源開発においては、所内常設直流電源設備の3系統目を5年間の経過措置規定にかかわらず当初より設ける設計とするなどしているほか、外部電源喪失時に備えて電源設備強化対策を講じ、念のための更なる対策も用意している。

エ パッシブ機器について

INSAGの基本安全原則（INSAG-12）は、パッシブ機器について、電源等の外部サポート系から独立していること、構造が単純であることなどをその利点とする一方で、液体系における駆動力の低さ及び異常状態における柔軟性の低さといった欠点があること、新規のパッシブ系の性能に関する既存データの制限に特別な注意を払わなければならないことなどを述べ、その上で、パッシブ機能の利点と欠点は、設計段階において慎重に考慮されるという偏りのない考え方を採っている。このことは、学識経験者も明らかにしているところである。このことから、原発におけるパッシブ機器の採否は、利点のみならず欠点も慎重に考慮して決定することが必要であり、パッシブ機器を採用しないことをもって本件原発が欧州の原発に安全性において劣るかのようにいう原告らの主張は正当ではない。

また、本件原発の更なる対策の有効性評価においては、可搬型設備が必要とされる場合でも事故発生から12時間はこれに期待しないこととしており、この前提で有効性評価を行っている。その結果、設計基準事故を超えた炉心の著しい損傷を含む状態が発生してから一定時間は可搬型設備に期待すべきでないとするEURの設計仕様を満足している（なお、EURの当該設計仕様は、事故後一定時間は可搬型設備に期待すべきではないとするものであって、常設設備を運転員が操作することなどは何ら否定され

ておらず、「人的対応が一定時間は不要である」などということとは、大きく意味が異なる。)

(5) テロ対策について

そもそも犯罪の予防及び鎮圧は、警察、海上保安庁の責務とされており(警察法2条, 海上保安庁法2条), 警察庁は、武装した銃器対策部隊が24時間体制で原子力関連施設を警戒しているほか、テロ事案発生時には、高度な制圧能力を有する特殊部隊を投入するという、二段構えの体制を採っている。海上保安庁は、水際対策、巡視船艇・航空機による警戒監視、旅客ターミナル等での海上保安官による警戒、不測の事態に備えた即応体制の確保等の対策を講じている。また、武力攻撃事態等に対しては、国が主導的に対処するという考え方のもと、国全体として万全の措置を講ずることとされている(国民保護法*, 事態対処法)。

事業者である被告電源開発は、本件原発に対する妨害破壊行為を防止するため、防護区域、その周りを周辺防護区域、さらにその周りを立入制限区域として、多重の区画で囲み、必要な措置を講じる(実用炉規則91条2項)。また、武力攻撃による原子力災害の発生又は拡大の防止のため応分の責務を果たすこととしている(国民保護法36条, 105条, 106条)。

(6) 避難計画について

ア 原子力事業者にとっても深層防護の第5段階に相当する原子力防災対策は、運転開始前の保安規定の認可申請書を提出する日までに、原子力事業者防災業務計画として作成することとされており、第4段階の対策とは別の法令に基づきその妥当性が確認される。このことから、原子力災害対策の妥当性が確認されないまま運転を開始することはそもそもあり得ない。

イ 被告電源開発は、原災法等に基づき、本件原発に燃料が搬入・装荷されるまでに、原子力事業者防災業務計画を策定するとともに、関係機関への通報及び関係機関との情報共有を確実にを行うために必要な体制の整備、放

射線測定設備の設置等を行うなど原子力災害対策も行う予定である。

本件原発の運転開始後は、I A E A安全基準の個別安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」(No. S S G - 2 5)を参考にして、原子力事業者防災業務計画で定めた事項が引き続き十分な状態にあることを定期的に評価することとしている。

ウ なお、米国においては、原発設置者が作成する緊急時計画について、N R Cが連邦規則1 0 C F R Part50 (§ 50.47)等により妥当性を評価し、地元州政府及び自治体が作成する緊急時計画について、連邦国土安全保障省(D H S)及び連邦緊急事態管理庁(F E M A)がF E M A規則により妥当性を評価することとされている。また、これらの緊急時計画は、従来から、建設許可取得後の運転認可申請時に最終的な計画を提出することとされている(ただし、1 9 8 9年以降の制度では、事業者の選択により、建設運転の統合認可の申請時に提出することもできるとされた。)

エ 避難計画は、地域防災計画とともに政府を挙げてその作成を支援することとなっており、原子力防災会議においてその内容が合理的かつ具体的なものとなっていることが確認される。また、避難計画は、当該原発周辺の地形等の自然条件や現存する道路等の交通環境を所与のものとして、合理的かつ具体的な計画として策定されるものであり、継続的にその計画の改善を進めていることが期待されている。したがって、関係する地方公共団体が実効的な避難計画を策定することが著しく困難又は不可能であるということは考えられない。また、区域の一部が本件原発の3 0 k m圏内に掛かることのみを理由として、函館市及びその周辺自治体に居住・滞在する全ての住民を即時一斉避難の対象と、根拠なく仮定する原告らの主張は相当ではない。

3 争点3 (基準地震動の策定) について

(原告らの主張)

(1) 基準地震動の策定

ア 基準地震動策定の手法

原発の耐震安全性評価は、①断層の位置や長さ等の各種調査を行い、②その調査結果に基づき安全評価を行うための基準となる基準地震動を策定し、③基準地震動に基づき施設の耐震安全性評価を行う、という手順で進められる。このうち基準地震動の策定は、大きく、地質調査や活断層の評価を前提とする「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と、「震源を特定せず策定する地震動」の二つに分かれる。このことは、新規制基準（設置許可基準規則4条、同規則の解釈別記2、基準地震動審査ガイド）
10. においても、従前の規制基準（新耐震設計審査指針）においても、変わりはない。

イ 確立された国際基準

IAEAが福島原発事故について作成した報告書の技術文書によれば、地震の想定につき、必要とされる低確率と釣り合うような先史データがないことを埋め合わせるため、国際慣行としては、①歴史記録のある最大の震度又は規模に上乘せする決まりと、②震源をサイトから最短距離に置く想定とがあり、これは1979年のIAEA安全基準（No. 50-SG-S1）に反映されていると記載されている。また、IAEA安全基準のSSG-9*には、「地震発生源構造ごとに、最大潜在マグニチュードが、その構造の最も原子力発電所サイト地域に近く、地震源の物理的大きさを考慮した位置で発生すると想定すべきである」と記載されており、前記国際慣行①及び②はSSG-9にも反映されている。
15
20

したがって、①最大潜在マグニチュードの評価と、②サイトに最も近い場所における震源の想定は、確立された国際基準と考えるべきであり、これらの評価を行っていない地震動想定は、原則的に不合理というべきである。
25

ウ 地震調査研究推進本部の文書について

地震調査研究推進本部（推本*）は、政府の公的機関であって、推本に設置された地震調査委員会は、地震に関する観測、測量、調査又は研究を行う関係行政機関、大学等の調査結果等を収集・分析し、これに基づく総合的な評価を行っている。その作成、公表する文書は、地震についての国としての統一的評価というべきものであって、科学的根拠に基づいており、日本における地震の調査、研究に基づく評価としては最も権威がある。したがって、推本が作成、公表している文書は、地震学、地震工学の現在の科学技術水準を反映するものとして、被告電源開発が評価した基準地震動の合理性を判断する上でも十分考慮されなければならない。

(2) 基準地震動についての規制基準の不合理性

ア 新規制基準の策定過程について

福島原発事故を受けて新規制基準が策定されたが、新規制基準を検討する過程では、検討用地震*の選定の妥当性や不確かさの考慮の妥当性について判断基準を明確にすることが必要であるという提言がされ、これに異論らしい異論はなかったにもかかわらず、結局、具体的、定量的な基準は策定されなかった。規制委員会の地震等基準検討チームは、それまではほとんど存在しなかった津波についての規制基準を新たに設けるという大きな課題を抱えながら、約7か月間に13回の会合で検討を行ったにすぎない。その結果、新規制基準における地震動想定手法は、福島原発事故を受けても従前と変わっていない。

イ 新規制基準の要求事項の曖昧さ

設置許可基準規則3条、4条、38条、39条等から分かるとおり、地震対策に係る規制上の要求事項の基礎として、基準地震動（設置許可基準規則4条3項）が位置付けられる。しかるに、基準地震動の内容としては、設置許可基準規則の解釈（別記2の5）において「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」とされているのみである。また、基準地震動審査ガイドも、地震動評価において「適切に」との文言を多数使用しているが、何が適切かという具体的な審査の基準を示していない。

このようなほとんど白紙委任の規制基準は、基準の名に値しない不合理な基準といえることができる。

ウ 基準地震動の超過確率*

IAEA安全基準の安全指針「原子力発電所の耐震設計と認定」(No. NS-G-1.6)では、設計基準の地震規模として、発生頻度が 10^{-3} ～ 10^{-4} (平均)又は 10^{-4} ～ 10^{-5} (最頻値)／炉年と設定する考え方が示されており、基準地震動の超過確率は、1万年に1回以下でなければ国際的な基準に合致しているとはいえない。

しかし、以下のとおり、日本のこれまでの超過実績を見ると、頻繁に設計基準地震動を超過しており(これらを踏まえると、本件原発の基準地震動の超過確率は、100年に1回程度か、せいぜい1000年に1回程度にすぎないというべきである。)、抜本的な見直しが必要であることは明らかである。しかし、新規制基準において抜本的な変更は見られない。

(7) 国内で過去10年間に、基準地震動を上回る地震動が、四つの地震動、五つのケースで観測されている。福島原発事故前の10年間に、50基の原子炉のうち延べ18基で基準地震動を超過しているため、一つの原子炉当たり27.8年に1回は超過する計算となる。

(4) 地震学者である浜田信生、泉谷恭男、増田徹は、基準地震動の超過確率が1万年に1回以上であることを認めている。多くの地震学者は、稀に発生する可能性のある最大の地震動の大きさを一般的に信頼するに足りる精度で算出することはできないと考えている。

(ウ) 1万年に1回という低頻度の地震動の規模を探る上で、数百年分の観測記録では少なすぎる。

(エ) 地震動の予測は、恣意的な算出が比較的容易である。

エ 確率論的安全性評価の非徹底

SSG-9では、「5.1 地震動ハザードは、確率論的および決定論的地震ハザード解析手法の両方によって評価することが望ましい」とされており、確率論的な評価は国際的なスタンダードである。また、「東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会」の最終報告（平成24年7月23日）においては、地震時の確率論的安全性評価（地震PSA）が手法として確立されていることを前提に、「施設の置かれた自然環境特性に応じて総合的なリスク評価を事業者が行い、規制当局等が確認を行うことが必要である」と提言されている。

ところが、新規制基準では、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は、それぞれが対応する超過確率を「参照」し、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把握することと規定されているにすぎない（設置許可基準規則の解釈別記2の5四）。適合性審査でも、申請者が提示した基準地震動の超過確率の信用性について、実質的な審査は行われていない。

なお、基準地震動の妥当性を担保するための手続は、日本において特に重要であり、SSG-9（項目11.18～11.20）では、第三者によるピアレビューを実施すべきであることが規定されている。しかし、現在の規制基準でもこのような手続は規定されておらず、不合理である。

(3) 震源を特定して策定する地震動

被告電源開発による、震源を特定して策定する地震動（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）は、以下のとおり、検討用地震の選定・評価、応答ス