# 訴　　状

２０１１年１２月２７日

佐賀地方裁判所　　御中

原告１６０名訴訟代理人

弁 護 士　冠　　木　　克　　彦

弁 護 士　武　　村　　二　三　夫

弁 護 士　大　　橋　　さ　ゆ　り

原告らの表示　　別紙原告目録（Ⅰ）（Ⅱ）（Ⅲ）記載のとおり

〒５３０－００４７　大阪市北区西天満４丁目３番３号　星光ビル２階

冠木克彦法律事務所（送達場所）

電　話　０６-６３１５-１５１７

ＦＡＸ　０６-６３１５-７２６６

原告ら訴訟代理人弁護士　冠　　木　　克　　彦

〒５３０－００４７　大阪市北区西天満４丁目６番 12 号 第一住建裁判所前ビル４階

原告ら訴訟代理人弁護士　武　　村　　二　三　夫

電　話　０６-６３６５-１５６５

ＦＡＸ　０６-６３６５-１５６２

〒５４１－００４１　大阪市中央区北浜２丁目１番３号　北浜清友会館ビル９階
原告ら訴訟代理人弁護士　大　　橋　　さ　ゆ　り
電　話　０６-６２０５-９０９０
ＦＡＸ　０６-６２０５-９０９１

〒８１０－０００４　福岡市中央区渡辺通二丁目１番８２号
被　　告　　九　州　電　力　株　式　会　社
上記代表者代表取締役　眞　　部　　利　　應

九州電力玄海原子力発電所運転差止請求事件
訴訟物の価額　　金２億５７６０万円
貼用印紙額　　金７９万４０００円

# 請　求　の　趣　旨

１　被告は、別紙原告目録（Ⅰ）記載の各原告に対し、被告が佐賀県東松浦郡玄海町今村に設置している玄海原子力発電所１号機の運転をしてはならない。

２　被告は、別紙原告目録（Ⅱ）記載の各原告に対し、被告が佐賀県東松浦郡玄海町今村に設置している玄海原子力発電所２号機の運転をしてはならない。

３　被告は、別紙原告目録（Ⅲ）記載の各原告に対し、被告が佐賀県東松浦郡玄海町今村に設置している玄海原子力発電所４号機の運転をしてはならない。

４　訴訟費用は被告の負担とする。

との判決並びに第１項ないし第３項につき仮執行宣言を求める。

# 請　求　の　原　因

## 第１　当事者

### １　原告

原告らは、被告が佐賀県東松浦郡玄海町大字今村に設置する玄海原子力発電所において重大な原子炉事故が発生すれば、直接的な急性死、放射線障害、もしくは、食物汚染、土壌汚染、水源汚染などにより、生命、健康、生活全般に不可避的、かつ、回復不可能な損害を受けるものである。その影響は環境汚染や遺伝を通じて子々孫々にまで伝わるものである。そればかりでなく、使用済核燃料が超長期に玄海原子力発電所サイト（敷地）に貯蔵される場合、その長寿命の放射性物質により原告らの子や孫に直接的に重大な損害を与えることは不可避である。

### ２．被告

（１）被告は、佐賀県東松浦郡玄海町大字今村に加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）式玄海原子力発電所１号機、２号機、３号機、４号機を設置している。同原子力発電所の各ユニットの電気出力等は以下のとおりである。

| ユニット | 電気出力（万ｋW） | 運転開始年月日 | 2012.3.31 時点の運転年数 | 現状 | 停止日 |
|---|---|---|---|---|---|
| １号機 | 55.9 | 1975.10.15 | 36 年 6 ヶ月 | 定検中 | 2011.12.1 |
| ２号機 | 55.9 | 1981.3.30 | 31 年 | 定検中 | 2011.1.29 |
| ３号機 | 118 | 1994.3.18 | 18 年 | 定検中 | 2010.12.11 |
| ４号機 | 118 | 1997.7.25 | 14 年 8 ヶ月 | 定検中 | 2011.12.25 |

なお、玄海３号機についてはすでに御庁にＭＯＸ燃料使用差止訴訟が係属中である（平成２２年（ワ）第５９１号）。

（２）被告は、訴外佐賀県が主催する公の原子力発電所に関する公開討論会において、自社社員を派遣して、あたかも被告と関係のない市民として出席させ、原子力発電に関して賛成意見を発表させるなど、いわゆる「やらせ発言」をさせ、市民や世論の激しい批判を受けている。公益事業たる電気事業をになう企業としての資格について疑問すら提示されている。

## 第２　原子力発電

### １　原子力発電の概要

原子力発電は、原子炉において核燃料（ウラン２３５など）を用い、核燃料の核分裂によって発生した熱で蒸気を発生させ、その蒸気でタービンを回し、これによって発電をするものである。

### ２　核分裂

核分裂反応が起こるのは，原子炉の炉心においてである。ウラン２３５を用いた場合の核分裂反応では、ウラン２３５の原子核が１個の中性子を吸収して２つの原子核に分裂し、平均約２．５個の中性子を放出すると同時に大きなエネルギーを発生する。この２つに分裂した原子核は放射能をもっているため、核分裂反応は放射能生成反応となる。核分裂反応により、大量のエネルギーが発生する。このエネルギーが発電に使われる。なお、放射性物質は放射線を出すが、放射線自身もエネルギーであるため、放射性物質があると必ず発熱がある。このことは、放射能の隔離を困難にする一つの原因になっている。

核分裂反応では、増加して放出される中性子を他の原子核が吸収し、さらに核分裂反応が拡大して再生産されるという連鎖反応が発生する。したがって、核分裂連鎖反応を制御し、核分裂反応が一定の割合で維持される状態（臨界状態）に保ち、安定した状態でエネルギーを得るという操作が必要になる。

核分裂反応の度合いは、炉心部における中性子吸収材の量及び冷却材の温度に強く依存する。核分裂によって生じる２．５個の中性子のうち１個だけが次の核分裂

を起こす状態であれば、反応は安定する。それを実現するために，中性子吸収材を炉心の中に入れる。中性子吸収材としては、ほう素、カドミウム、ガドリニウムがある。ほう素は、加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）においては、一次冷却材の中にほう酸という形で含まれている。カドミウムは、銀、インジウムとの合金の形で制御棒として使用し、ガドリニウムは、一部の燃料棒のペレット内に混ぜ合わせて使用されている。長時間の出力制御は、冷却材中のほう酸濃度の調整で行われ、短時間の出力変動の制御（具体的な運転出力の制御やトリップ（緊急停止）の場合）は、制御棒を炉心に出し入れすることによって行われる。冷却材の温度との関係は、温度を低くすると反応を促進し、温度を高くすると反応を抑制する性質がある。

## ３　加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）

### （１）ＰＷＲとは

原子炉の形式としては、軽水炉やガス炉などがある。軽水炉とは、数パーセントのウラン２３５を含んだ低濃縮二酸化ウランを燃料とし、減速材と冷却材に軽水（普通の水）を使用するものである。

軽水炉には、沸騰水型軽水炉（ＢＷＲ）と加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）とがある。前者は、原子炉で直接蒸気を発生させてタービンにその蒸気を送るものである。後者は、冷却材（一次冷却材）に高圧をかけることによって、冷却材を沸騰させることなく蒸気発生器に送り、そこで別系統の二次冷却材に熱を伝え、二次冷却材を蒸気に変えて、その蒸気の力でタービンを回して発電するものである。

### （２）原子炉一次系

原子炉一次系は、原子炉格納容器の中に入っている。これには、原子炉容器、一次冷却材管、蒸気発生器等がある。炉心は原子炉容器の中にあり、そこで大量の熱が発生する。その熱は、約３２０℃、約１５７気圧（正確には、kgf/cm$^2$、以下「気圧」という。）でもって、高速で一次冷却材管内を循環する一次冷却材によって高温側一次冷却材管から蒸気発生器に送られ、二次冷却材に熱を伝える。蒸気発生器

から出てきた一次冷却材は、ポンプによって低温側一次冷却材管から再び原子炉に送られる。

一次冷却材は、加圧器によって約１５７気圧に加圧されているため、炉心でも沸騰せず、したがって蒸気とならないようになっている。

（３） 原子炉二次系

二次冷却材は蒸気発生器で一次冷却材から熱を伝えられ、その熱によって約２７０℃の高圧の蒸気が大量に発生する。その高温高圧の蒸気が主蒸気管を通ってタービンに流れ、タービンを回して発電する。このタービンを回した後、蒸気は復水器で海水によって冷却されて水に戻り、主給水ポンプで主給水管から再び蒸気発生器に送られる。

## ４ 原子力発電所の安全設計

### （１） 深層防護という基本思想

原子力発電所の安全設計とは、①原子炉のエネルギーを管理し、②放射性物質を隔離することにより、原子炉施設の安全性を確保するという観点からみた原子力発電所の設計のことである。安全設計は、「深層防護」という基本思想に基づいている。これは、安全対策を何段構えにもする、すなわち、何段もの安全対策を講じておくことにより安全性を確たるものにするという思想である。具体的には、次の三つの段階に区分できる。

ⅰ 異常な状態の発生自体を未然に防止する。

ⅱ 異常な状態が発生した場合には、これを早期に発見し、速やかに対策を講じて、その波及・拡大を防止する。

ⅲ 異常な状態が事故に発展したような場合においても、放射性物質の環境への異常な放出を防止する。

### （２） エネルギーの管理

#### ア 自己制御性

原子炉で、何らかの理由により核分裂反応が急増した場合、自ら核分裂を制御する性質のことを原子炉の自己制御性という。原子炉の予想されるすべての運転範囲で自己制御性を持たせることにより、核分裂が抑制されないで急激に増加することによって生じる事故（反応度事故）の発生を防止する。

イ　原子炉停止系

何らかの理由により、核分裂が急激に増加し原子炉の出力が上昇したり、一次系の圧力が異常に上昇又は低下したりするような場合で、原子炉を緊急に停止する必要のある場合や、原子炉を未臨界状態に維持する場合のための機能である。原子炉停止系は、これを作動する必要のある場合に、これを作動させるための信号を送る安全保護系からの自動信号により、必要な作動をする。

ウ　原子炉制御設備

核分裂をより安定に保ち、原子炉の出力を制御するための設備であり、主として、①制御棒制御系、②ほう素濃度制御系、③加圧器圧力制御系があるが、原子炉の反応度の制御には、制御棒制御系による制御棒の位置調整と、ほう素濃度制御系による一次冷却材中のほう素濃度調整との二つが用いられている。

（３）　放射性物質の隔離

ア　燃料の健全性

（ア）　燃料と燃料被覆管の健全性

原子力発電所(以下、原発という)の危険性は、チェルノブイリ事故の悲惨な結果を見るまでもなく、放射能の危険性にある。

原子炉の運転により発生する膨大な放射能は、燃料の中で生成されそこに蓄積されている。この放射能をそこに閉じ込めることができるかどうかは、まず、第一に燃料の健全性に依存しており、この健全性が原発の安全性の根本的基礎である。

原子力安全白書 平成３(１９９１)年版（甲８）は

「原子力発電所は、その運転により原子炉内に放射性物質が生成され、蓄積されるが、その放射性物質が異常に漏えいしたりすると、周辺公衆に影響を

及ぼしかねないという潜在的な危険性を有している。このため、この潜在的な危険性を顕在化させないように、平常運転時には放射性物質の放出を合理的に達成できる限り低くするように管理し、万一の事故に際しては放射性物質を閉じこめることによって多量に放出されるのを防止することが、原子力発電所における安全確保の基本的方針となっている」（１３６頁）

と述べ、さらに、平常運転時の放射線防護の考え方として、

「原子力発電所は、原子炉の運転によって発生する放射性物質を内部に閉じこめる設計となっている。具体的には、燃料被覆管の健全性を確保して燃料棒内に蓄積した核分裂生成物が冷却材中に漏出しないようにするとともに‥‥」（１３８頁）

と述べている。

このように、燃料と燃料被覆管の健全性を確保することは、原発の安全性にとってもっとも基礎的に重要な事柄なのであり、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（甲９）でも「指針１２．燃料設計」（５頁）において次のように定式化されている。

「１．燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。」

また、同指針の解説「指針１２．燃料設計」でも

「『生じ得る種々の因子』とは，燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等をいう」

と解説されている（19 頁）。

**（イ） 燃料被覆管の役割**

ＰＷＲにおいて燃料となる二酸化ウランの融点は極めて高いため、融解加工によって製作することが困難である。そこで，二酸化ウラン粉末をプレス成型後、これを円柱状に焼き固めた二酸化ウラン焼結ペレットとして燃料被覆管内に収めてい

る。燃料被覆管は、直径約９㎜強であり、炉心においては、この間を一次冷却材が流れている。このペレット自体で、放射性物質が保持され、核分裂によって発生した放射性物質は、その大部分がペレット内にとどまる。これに対し、核分裂によって発生した放射性物質の一部はペレットから放出される。しかし、放出された放射性物質も、燃料被覆管の中に閉じ込められる。燃料被覆管の役割は、このような放射性物質の閉じ込めということのほかに、燃料と冷却材の反応を妨げるということがある。燃料被覆管の材料としては、ジルコニウム合金が用いられている。ジルコニウム合金は、中性子を吸収する度合いが低く、内外圧差による変形等に耐えられ、一次冷却材、二酸化ウラン、核分裂生成物等による変形等に対して高い耐性を有する。

イ　原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉の通常運転時に一次冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると一次冷却材喪失となる範囲の施設をいう。原子炉冷却材圧力バウンダリは、燃料被覆管から一次冷却材中に核分裂生成物が漏洩してきても、これを閉じ込めるという機能を期待されているものであり、一次系の圧力、温度等に耐えるものでなければならない。原子炉容器には、内面にステンレス鋼を溶接した低合金鋼（クロム・モリブデン鋼）が、一次冷却材管等にはステンレス鋼が、蒸気発生器伝熱管にはインコネル 600 や 690 等が使用されている。

ウ　工学的安全施設

工学的安全施設とは、放射性物質を閉じ込める機能を有する原子炉冷却材圧力バウンダリが破損するような異常状態が発生した場合に、放射性物質の環境への異常な放出を防止できるような機能を有することを目的とした施設である。工学的安全施設は、安全保護系からの信号により、必要な作動をするものであり、非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）などがある。

（４）安全審査

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法、甲１０）２３条は、発電の用に供する原子炉（実用発電用原子炉）を設置しようとするものは、経済産業大臣の許可を受けなければならないことを定め、同法２４条は、経済産業大臣が許可をするにあたっては、原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、これによって汚染されたものまたは原子炉による災害の防止上支障がないものであるという条件に適合していると認められない場合等には、設置の許可をしてはならないと定める。そして、この規定は変更をする場合にも準用される（同法24 条４項）。この許可をするにあたっての審査を安全審査という。原子力の研究、開発及び利用に関する行政の民主的運営を図ることを目的として内閣府に設置された原子力安全委員会は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という）等を定め、これに基づいて安全審査が行われている。

以上が、原子力発電所を安全に運転させる方式の概略であるが、２０１１年３月１１日に発生した東日本大震災とその震災に伴う東京電力福島第一発電所における過酷事故の発生は従前の安全保障方式に根本的な問題を提起した。

## 第３　福島第一原子力発電所事故の教訓

### １　はじめに

２０１１年３月１１日東日本を襲った地震及びこれに引き続く津波によって福島第一原子力発電所１号機から３号機は、圧力容器内の燃料棒が溶けて崩れ落ちるメルトダウンに至った。政府はこの事故を国際的な原子力事故の評価尺度で最悪の「レベル７」と評価した。このレベル７は、過去には旧ソ連のチェルノブイリ原発事故しか例がない。原子力安全・保安院はこの事故で大気中に放出された放射性物質の量を７７万テラベクレル、内閣府原子力安全委員会は６３万テラベクレルと推定した。上記の地震、津波及びこの放射能汚染により、原子炉から２０キロ以内は立ち入り禁止の警戒区域と指定され、国が年間２０ミリシーベルトを越える地域として避難を求める

計画的避難区域の面積は計約１１００平方キロメートル、対象人口は計８万５０００人に及ぶ。

このため多数の住民が住まいや職場を奪われ、また原子炉周辺での野菜、米、牛などの放射能汚染が危惧されており、現に外国では日本製食品などの輸入規制がなされている。

政府や電力会社は、原子力発電は安全であるとして、推進してきた。原子力発電は、一旦放射能漏洩事故が発生した場合その被害が極めて広範かつ甚大になり、長期化することがかねてから危惧されてきた。しかしこの危惧されてきた原子力発電所の事故が現実に発生し、上記のように多量の放射性物質が放出された。原子力が安全であるとの神話は、文字通り崩壊した。

## ２　なぜ事故が発生したのか

原子力発電所の安全規制は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下原子炉等規制法という）及び電気事業法に基づき、原子炉設置許可（原子炉等規制法２３条）、工事計画の認可（電気事業法第４７条）など一連の規制によって確認される仕組みになっている。実用発電用原子炉の設置に際しては、経済産業大臣の許可を受けなければならない（原子炉等規制法２３条１項１号）。そして主務大臣は、原子炉施設の位置、構造及び設備の安全性に関して規定する基準の適用については原子力安全委員会の意見を聴かなければならない（原子炉等規制法２４条１項４号、２項）。原子力安全委員会は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（甲４８　以下単に「安全設計審査指針」という）、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下単に「耐震設計審査指針」という）などの安全審査指針やこれらを補完する報告書等を用いて審査をする。日本における商業用の発電用原子炉は、これらの安全審査指針に適合することによって、その安全性が確保されるという構造になっている。

上記安全設計審査指針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」とし

ている。２０００年１月の原子力安全･保安院の「高浜発電所１号炉及び２号炉蓄電池負荷の変更について」では、上記指針の「短時間」を「約３０分間を考慮することが妥当とされている」としている（甲４９ｐ３－１以下）。今回の福島第一原子力発電所では、地震で外部電源が失われ、その後の津波で非常用ディーゼル発電機のほとんどが浸水して使用不能となったため、原子炉を冷却できるのはほぼ蒸気で駆動するポンプだけとなった。その際も弁の開閉にはバッテリー電源が必要だが、そのバッテリーは８時間しかもたない設計であった。もっとも早かった１号機では、地震発生から５～１５時間でメルトダウンが起きたとされる。福島第一原発では、電源を回復したのは、１号機及び２号機は３月１９日、３号機は３月２２日であり、３０分をはるかにこえる長時間の全交流動力電源喪失が現に発生したのである。原子力安全委員会の斑目春樹委員長は、２０１１年５月１９日上記の長期間にわたる全電源喪失を考慮する必要はないとする安全設計審査指針２７は、「明らかに間違い」と認め、原発の安全設計審査指針など各種指針を見直す方針を示した（甲５０）。

３　政府の対応

２０１１年３月３０日経済産業大臣は「平成２３年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」を発した（甲５１別紙２）。これは「現在判明している知見に基づき、津波による電源機能など喪失時においても放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能を回復することを可能とするための緊急安全対策を講ずる」としている。具体的には、

「津波により

①　交流電源を供給する全ての設備の機能

②　海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能

③　使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能

を喪失したとしても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るため、

①　緊急時の電源確保

② 緊急時の最終的な除熱機能の確保

③ 緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保」

など６項目の対策を指示するものである。

## 第４　現段階では安全性は保障されていない。

### １　安全設計審査指針の誤り

（１） 今回安全設計審査指針２７が誤りであったことが確認された。これは単に安全設計審査指針２７を改訂すればよい、ということにはならない。安全設計審査指針の根拠となる安全確保の考え方自体の当否の検討がなされるべきである。上記のとおり原子力安全委員会斑目春樹委員長は、原発の安全設計審査指針など各種指針を見直す方針を示し、現に、原子力安全委員会原子力安全基準・指針専門部会に安全設計審査指針等検討小委員会が設置され、７月１５日から１２月２１日までに１１回の会合が開かれて検討されている

(http://www.nsc.go.jp/senmon/shidai/anzen_sekkei.htm)。

安全設計審査指針は、「Ⅲ　用語の定義」において、「単一故障」を、「単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む」と定義している。そして指針９、２項は「重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること」としている。多重性とは「同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう」、多様性とは「同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう」、独立性とは、「二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件又は運転状態において、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をいう」とそれぞれ定義されている（以上甲４８）。つまりこれは単一の原因によって一つの機器しか機能を失わないという単一故障の仮定（これを裏返したものが独立性である）を前提に、多重性または多様性によって機能を保持する

（できる）とするものである。しかしこの単一故障の仮定は妥当であろうか。一つの地震によって複数の系統又は機器の機能が損なわれることは十分ありうる。今回のような津波の場合複数の系統又は機器が損なわれうることが明らかになった。あるいは火災などもありえよう。単一故障の仮定が成立するのかどうか、するとすればどの範囲なのか、十分に検討すべきである。前述の２０１１年３月３０日経済産業大臣の指示は、「海水を利用して原子炉施設の冷却する全ての機能の喪失」などの対策を指示しており、これは単一故障の仮定が妥当ではない場合（多重性・多様性では対応できない場合）があることを前提にしているのである。

多くの系統又は機器は、電気を動力とし、また電気的信号を経由して作動状況が監視され、また作動の指示がなされる。従って全電源喪失の場合には、上記の単一故障の仮定が成立しないことは当然であるが、安全設計審査指針２７が、全交流動力電源喪失を約３０分という「短時間」内と想定していたこと、これが誤りであると確認されたことは前述した。この約３０分の根拠は、「外部電源の復旧実績や非常用ディーゼル発電機の故障事例など」とされている。これは地震や津波による外部電源施設の大規模な破壊を想定していない。また津波により外部電源施設の破壊のみならず非常用ディーゼル発電機も故障することを想定していない点で、やはり「単一故障の仮定」にたつものともいえよう。

今回の津波について、電力会社や原子力安全・保安院あるいは原子力安全委員会などの関係者は「想定外の津波」であったとする。とすれば、従前の安全指針での「想定」についてもそれが妥当かどうか再検討が必要であろう。安全設計審査指針でも指針２「地震以外の想定される自然現象」　指針３「想定される外部人為事象」など想定という用語を明示で用いた箇所がある。後者については、ミサイル攻撃、テロ集団による襲撃などは含まれていないとされる。これらの「想定」についても根本的な観点から再検討がなされるべきである。

既に述べたように、実用発電用原子炉の設置については、安全設計審査指針などに適合していることが確認されてはじめて許可がなされるものであり、安全設計審

査指針などの適合性によって安全性が担保される構造になっている。したがって、安全設計審査指針が見直されるのであれば、それが完了し、新しい指針に適合していると認められない限り、原子力発電所の運転は認めるべきではない。

**（２）緊急安全対策実施指示への適合性**

前述の２０１１年３月経済産業大臣の指示は、上記のような安全設計審査指針などの見直しの必要性を踏まえながらも、緊急安全対策として「津波により、①交流電源を供給する全ての設備の機能、②海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能、③使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能、を喪失したとしても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るための対策を指示するものである。

この緊急安全対策指示の観点からすれば、少なくとも津波によって上記の三つの機能が喪失したとしても、炉心損傷及び使用済み燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復が図れるよう対策が講じられていなければ、その原子炉の運転は許されないことになる。

しかし、これは、安全設計審査指針の見直しとそれへの適合性を確認する前の段階で原子炉施設の運転を認めようとするものであり、その意味で重大な疑問がある。

**（３）緊急安全対策への疑問・・・地震動による破損の可能性**

**ア　はじめに**

上記緊急対策は、まさに「現在判明している知見に基づき」津波の影響だけに限って出された指示である。しかし、津波に先立つ地震によって、設備の損壊などが生じている可能性がある。福島第一原子力発電所において地震動によって設備などの損傷が生じ、これが事故につながったとすれば、津波の影響のみを考慮した上記の緊急安全対策の指示だけでは不十分であり、この指示を遵守したとしても原子力発電所の安全性は確保されたことにはならない。

**イ　大津波到達前の放射性物質の漏洩**

大津波が福島第一原子力発電所を襲う数分前である１５時２９分１号機から１．５キロ離れたモニタリング・ポストで高いレベルの放射線量を知らせる警報が鳴っており、東電原子力設備管理部小林照明課長は、「津波が来る前に放射性物質が出ていた可能性も否定できないと認めた」という（甲５２）。東京電力が事故の２ヶ月後に公表した１号機の運転員引継日誌には、３月１１日記載されたホワイトボードのメモから転記したとして「15:29/15:36　MP-3 Hi-Hi 警報発生」と書かれている(甲５３、１６頁目、１９頁目。MP はモニタリング・ポストをさす)。

ウ　１号機の配管破損

原子炉圧力容器の圧力は通常運転時約７０気圧である。また圧力容器を収めている格納容器は通常運転中大気圧程度である。１号機については、地震発生後１２時間後の３月１２日３時頃原子炉圧力容器の圧力が８気圧まで落ち、格納容器の圧力は８．４気圧まであがった（甲５４のＡ系原子炉圧力と D/W 圧力）。これは、炉心溶融、さらに圧力容器の破損により、溶けた燃料等が格納容器内に流出したためと考えられている。すなわち原子力安全・保安院が行った解析を示す図（甲５５ｐ６の右上図）では「燃料損傷」「一部 PCV（格納容器）へ流出」との記載がある。これらの時点では RPV 水位（炉水位）の解析値はほぼマイナス４メートル（右目盛）に達してほぼ完全に燃料は露出している。他方通常では約７MPa ある炉圧の解析値は急減に下がって約０．６MPa にまで到達している（左目盛）。さらにその炉圧の下降と歩調をそろえて、甲５５号証ｐ６の右下グラフの格納容器（D/W）圧力の解析値が急激に上昇している。つまり炉圧が抜けて格納容器圧力が高まっている。これら解析結果を基に、原子力安全・保安院は圧力容器に損傷が起こったと判断し、「一部 PCV(格納容器)へ流出」と記述している。

それより前、地震発生からわずか約３時間後の３月１１日１７時５０分に原子炉建屋内の入口付近で計測器が振り切れるほどの高い放射線量が計測されている（甲５３号証ｐ２３　OS との記載はｵｰﾊﾞｰｽｹｰﾙの意味である）。つまり、この頃にはすでに燃料が溶融し、その放射能が何らかのルートで格納容器外に漏出してきたこと

を意味している。この事実は地震による配管等の破損なしで放射能が格納容器外に漏出したとする東電や原子力安全・保安院の想定、すなわち津波による全電源喪失→原子炉冷却機能喪失→炉心溶融→逃し安全弁開による格納容器内への漏出→放射性物質の格納容器外漏出というルートではまったく説明できない。保安院の６月６日報告書の解析（甲５５号証６頁目右下の図）では、１１日１９時頃（地震発生後４時間頃）までは格納容器圧力はほぼ１気圧に維持されているので、同日１７時５０分までに格納容器から外部に放射能が出るはずはない。格納容器外に出ている配管（おそらく非常用復水器系の配管）が地震で破損したことにより、原子炉から格納容器外への流出ルートが生じたためとしか考えられない。

保安院の設置する建築物・構造に関する意見聴取会第５回（２０１１年１２月９日）に提出された保安院の資料２－１、５１～５２頁の耐震評価結果によれば、非常用復水器系配管について、最も裕度の低い箇所で、評価基準値（破損しない上限値）３１０MPa に対し、今回の地震で配管に作用した力の計算値は１０５MPa であった。もし配管が実際に破損していれば、これら耐震評価は破綻したことになる。同じ耐震評価方法を前提とする玄海原発も安全とはいえないことになる。

**エ　３号機の高圧注入系配管の破損**

東京電力の２０１１年５月２３日付「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」によれば、３号機で最初に起動した炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系（RCIC）が３月１２日１１時３６分停止した。そののち同日１２時３５分高圧注入系（HPCI）が起動した。そのとたんに、原子炉圧力容器の圧力は急低下し始め、約６時間の間に約６MPa（約６０気圧）も低下し、１Mpa 前後で経過した。この高圧注入系は１３日２時４２分に停止した。そのとたん、原子炉圧力容器内の圧力は同日４時過ぎまでに７MPa まで上昇している。この経過から高圧注入系に蒸気漏れがあると推測されるが、現に東京電力が高圧注入系に蒸気漏れがあると仮定して解析をしたところ、実測とよく合う結果が得られている（甲５７の１～４）。また、政府の原子力災害対策本部が

６月にIAEAに提出した報告書では、「ＨＰＣＩ系統からの蒸気流出の可能性も考えられる」としている（甲５８ｐ１１）。原子力安全・保安院の解析では、３号機で炉心溶融が始まったのは３月１４日２２時以後とされ（甲５５号証８頁目「3号機の原子炉の状態について」の左下の図）、炉心溶融により原子炉圧力容器の健全性が阻害されるのはそれよりもあとということになる。従ってこの高圧注入系の蒸気漏れの原因は津波ではなく、津波に先立つ地震ということになる。

このＨＰＣＩの挙動には、東電の解析では解明できていない点があるため、保安院は１２月１６日に再検討するよう指示を出した。それに対する回答を東電は１２月２２日付で提出・公表したが、その中でもなおＨＰＣＩの挙動が説明できていない。「今後調査が進むに従い、異なる情報、異なる解析結果が得られる可能性がある」と東電は述べて、まだ調査検討が不十分であることを認めている（１２月１６日付保安院指示に対する１２月２２日付東電の回答）。

３号機の原子炉建屋基礎盤上の最大加速度は５０７ガルであるとの観測記録がある。これは基準地震動Ssから計算される最大応答加速度（予測される最大加速度）４４１ガルを１５％超えるものである（甲５９号証ｐ２）。観測記録が予測される最大加速度を上回ったことからすれば、従前の予測される最大加速度の算出方法自体に問題があったことになる。

他方､東電が７月２８日に公表した今回の地震によるHPCI配管の耐震性評価によれば、配管の評価基準値３３５MPaに対し、今回の地震動により配管に働いた力は最大１１３MPaだとしている（甲６０　参考別紙―２「高圧注水系（ＨＰＣＩ系）配管の耐震評価について」　参別表-2.1）。破損しないとされた上限値の３分の１の力でＨＰＣＩ配管は破損した可能性がある。

もしＨＰＣＩ系統の配管が実際に破損していれば、これまでの地震動の最大加速度の予測及び耐震評価は破綻することになり、問題は玄海原発の地震動の最大加速度の予測や配管系耐震評価にも波及することになる。さらに、同様の耐震解析に依拠するストレステストも意味を失うことになる。

オ　タービン建屋のたまり水

福島第一原発１号機から３号機については、それぞれタービン建屋や原子炉建屋には大量の高レベル放射性汚染水が溜まっている（甲６１、甲６２）。この汚染水は、冷却のため原子炉に注いだ水が外部にもれ出ているせいだと考えられている。しかしその漏洩のルートは全く明らかにされていない。原子炉の底にある制御棒駆動機構や格納容器内サプレッションチェンバーに出入りしている多数の配管はタービン建屋を通り越して復水タンクにつながっている。これらの配管が地震で破損した疑いがある。

カ　まとめ

以上からすれば、福島第一原子力発電所１号機、２号機及び３号機では、いずれも地震動によって配管類などが損傷し、これが今回の事故につながった可能性が否定できない。これらの損傷の有無や内容を検証しないまま、津波の影響のみを考慮した緊急安全対策の実施によって原子力発電所の運転をすることの安全性は確認されていない。その運転は断じて許してはならないのである。

## 第５　１号機原子炉容器の照射脆化に対する健全性

### （１）　原子炉容器の照射脆化に対する健全性

ア　原子炉容器の重要性

原子炉（圧力）容器は、炉心の入れ物であり、内部の高温高圧に耐えながら外部との間に冷却材を流通させる鋼鉄の構造物である。原子炉容器の役割は、５重の壁（「燃料ペレット」、「燃料被覆管」、「原子炉容器」、「原子炉格納容器」、「原子炉建屋」）のひとつとして、炉心で発生した放射性物質及び放射線が炉外に漏れないよう確実に外部と遮断して遮蔽することも含まれる。

イ　中性子照射による脆化

原子炉容器は、炉心から中性子を受けることにより照射脆化が進むことが知られている。照射脆化とは、中性子は高いエネルギーを持っているため、原子炉容器を

構成する鋼材に中性子が衝突すると、原子の配列に乱れが生じ、この結果、鋼材の破壊に対する粘り強さ（破壊靭性）が低下するなど特性が変わる現象を言う。鋼は一定の温度以下になると、粘りがなくなり、衝撃に対して非常に弱くなる。この境目の温度を脆性遷移温度といい、脆化の程度を示す目安として用いられる。鋼材は脆性遷移温度以下になると急速破壊（脆性破壊、不安定破壊、欠陥や疲労き裂からいきなり破断する）に対する強度が著しく低下する。

**ウ　原子炉容器の照射脆化に対する健全性確認のシステム（JEAC４２０６-２００７による予測）**

原子炉圧力容器の脆性遷移温度は、運転年数とともに上昇していく。この脆性遷移温度がどれぐらい上昇するか、加速試験の結果を基に予測式を作って将来の安全性を評価している。加速試験は、脆化が照射速度（毎秒の中性子照射量）に依存しないことを前提にしていたが、照射脆化の速度依存性が認識され、予測式は２００７年に改訂された。

原子炉容器の中に当該原子炉容器と同じ材質の監視試験片がおかれ、この監視試験片の脆性遷移温度の値が調査される。この監視試験片は原子炉容器の内面から内側に約１０㎝入った箇所におかれている。そのため監視試験片の中性子照射量は原子炉容器の照射量よりも多くなる。したがって監視試験片の脆性遷移温度は、原子炉容器（内面から厚みの４分の１外側の位置）の照射量が監視試験片と同等になる将来の原子炉容器の脆性遷移温度を示すものと考えられている。

脆化が最も問題になるのは、ECCS（緊急炉心冷却装置）作動時である。このとき原子炉内に冷却水が注入され、原子炉容器内壁には大きな引張応力が発生する。内壁に疲労き裂など損傷がある場合、損傷を起点に原子炉容器が割れてしまう可能性がある。このような破壊に対する健全性評価はPTS(pressurized thermal shock, 加圧熱衝撃)評価と呼ばれている。PTS評価は、JEAC4206 –2007という規格に基づいて行われる。検討すべきことは2点で、ひとつは破壊靭性値と呼ばれる材料のき裂に対する強度（破壊靭性遷移曲線）、もうひとつは冷却時に生じるき裂を進展さ

せる力（状態遷移曲線）である。冷却時にかかるき裂を進展させる力が容器材料のき裂に対する強度を超える場合、原子炉容器は急速に破断することになる。

エ　２０１１年７月の九電の発表

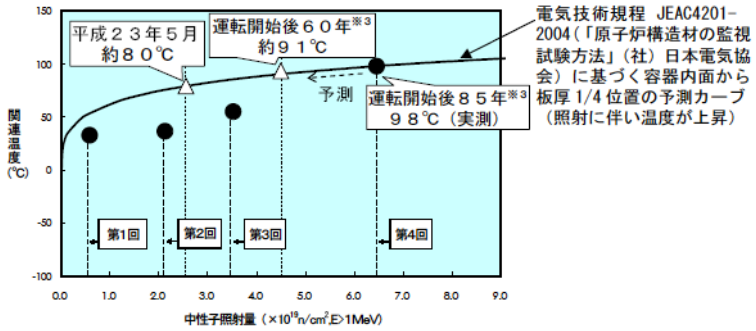
玄海１号機の２００９年４月の第２６回定期検査時の監視試験片第４回取出試験結果が、２０１１年７月被告によって公表された（http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/nuclear/nuclear_irradiation110819.pdf）。これによれば、下記図１グラフのとおり、監視試験片の脆性遷移温度（下記グラフでは「関連温度」と表示）は９８度である。これは原子炉容器としては２０６０年（平成７２年　運転開始後８５年）に相当し、JEAC4201 –2004 の予測式からすれば、２０１１年（平成２３年）５月時点での原子炉容器の脆性遷移温度は約８０度となるとする。

（１）玄海１号機の関連温度

| 取出回数 | 取出時期 | 中性子照射量（×$10^{19}$ n/cm$^2$）［E＞1MeV］ | 監視試験片の中性子照射量から換算した原子炉容器の相当運転年数※1 | 監視試験片（母材）の関連温度※2（℃）［実測］ |
|---|---|---|---|---|
| 第１回 | 第１回定検（昭和51年11月） | ０．５ | 約５ＥＦＰＹ（昭和57年頃） | ３５ |
| 第２回 | 第４回定検（昭和55年４月） | ２．１ | 約20ＥＦＰＹ（平成15年頃） | ３７ |
| 第３回 | 第14回定検（平成５年２月） | ３．５ | 約33ＥＦＰＹ（平成31年頃※3） | ５６ |
| 第４回 | 第26回定検（平成21年４月） | ６．５ | 約66ＥＦＰＹ（平成72年頃※3） | ９８ |

※１　定格負荷相当年数（EFPY）であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数。なお、定格負荷相当年数は容器内面から板厚1/4の位置において算出。
※２　関連温度は脆化の傾向を示すもので、原子炉容器が割れる温度ではなく、この値自体が判定の対象となるものではない。（但し、新設炉に対しては、運転期間末期の予測値が９３℃未満と規定している。）
※３　平成23年度から稼働率0.8として算出（0.8EFPY=1年）

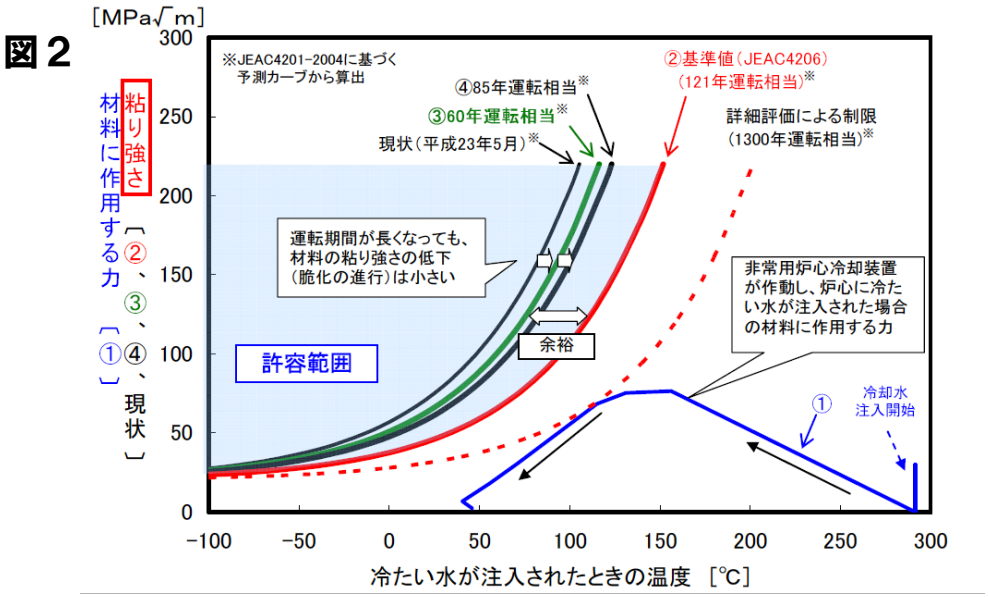
**図1**




【玄海１号機　関連温度の予測カーブ（母材）】

そして２０１１年５月時点のみならず、２０６０年時点でも破壊靭性遷移曲線は基準値（121年運転相当）に対して十分な余裕があり、上記状態遷移曲線と交わる

ことはない、としている。下記図２グラフの「現状（平成２３年５月）」、「③６０年運転相当」及び「④８５年運転相当」はそれぞれ、平成２３年５月（脆性遷移温度約８０度）、運転開始後６０年（同約９１度）及び運転開始後８５年（同９８度）の破壊靭性遷移曲線であり、水色の折れ線が状態遷移曲線である。




（２） JEAC４２０６−２００７の予測以上の脆化があること

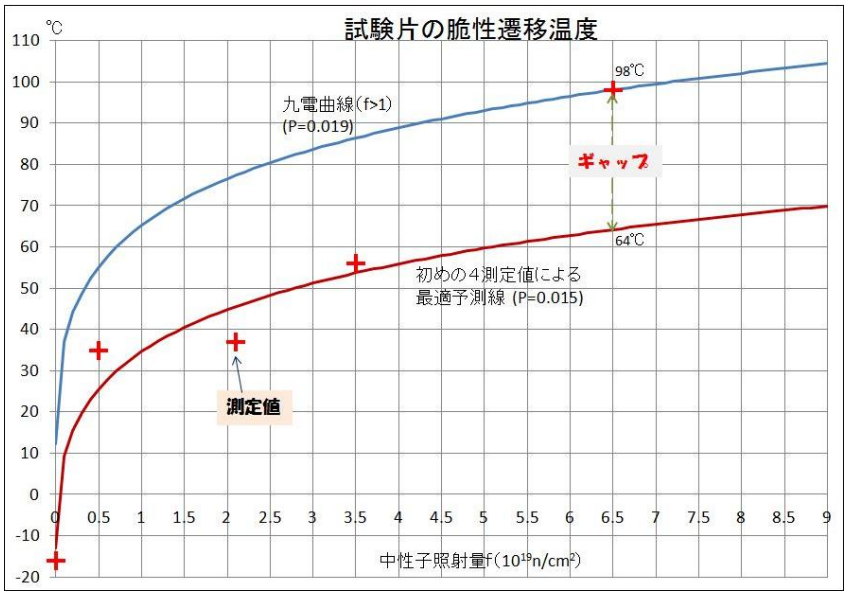
しかしながら、監視試験片の第４回取出試験の結果は、上記の原子炉容器の健全性確認手法そのものについて重大な疑念を抱かせるものである。

すなわち玄海１号機については、１９７６年（昭和５６年）１１月第１回、１９８０年（昭和５５年）４月第２回、１９９３年（平成５年）２月第３回の試験片取出試験がなされ、その脆性遷移温度が確認されている。照射前及び過去３回の試験結果をもとに上記 JEAC４２０６−２００７の予測式から最適曲線をだしてみたのが下記図３の「試験片の脆性遷移温度」のグラフである。これによれば、２００９年４月の脆性遷移温度の予測値は約６４度となるが、実測値９８度との間には３４度もの大きな相違がある。

これは測定誤差などでは到底説明がつかないものである。

これは、原子炉容器の照射脆化による健全性の確認のために用いてきた JEAC４２０６-２００７の予測そのものの妥当性について重大な疑問を抱かせることになる。

**図３**




玄海１号機は、１９７５年に運転を開始しており、すでに３６年が経過している。すでに大飯３・４号の 40 年運転時での予測値の１．７倍も中性子を浴びたことになる。今後については、予測が不可能になっている脆性遷移温度を用いて健全性評価を行うことは妥当ではない。すなわち玄海１号機の原子力容器の照射脆性について、安全性が確保されているとはいえないことになる。

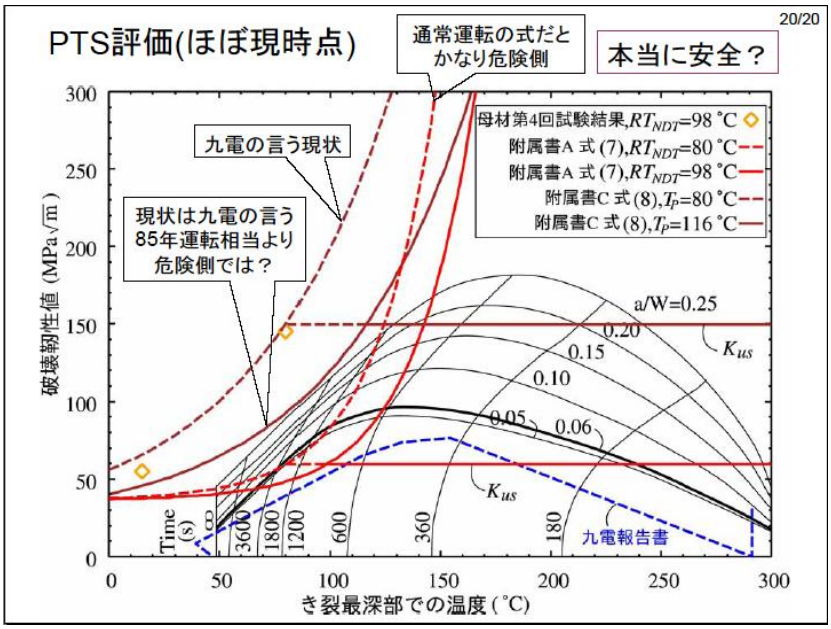
**（３） 現在でも原子炉容器の破断の可能性があること**

上記九電が示した玄海１号機の状態遷移曲線の根拠は示されていない。

JEAC4206－2007 は、a/W(き裂長さ/原子炉容器板厚)＝0.06　と仮定する。この仮定に従った状態遷移曲線が図４の０．０６と表示した曲線である。また JEAC4206－2007 は原子力圧力容器の破壊靭性遷移曲線として、「附属書Ｃ式（８）」と「附属書Ａ式（７）」の二つを示している。被告は、前者を用いて破壊靭性遷移曲線を示しているが、後者によれば脆性遷移温度が９８度（２０６０年相当）のみならず８０度（２０１１年５月）の場合でも上記 a/W＝0.06 の場合の状態遷移曲線と交差する、すなわち冷却時に生じるき裂を進展させる力が原子炉容器材料のき裂に対する強度を越えることになり、原子炉容器が急速に破断する可能性がしめされている

ことになる。原子炉容器が急速に破断すれば、福島第一原子力発電所事故と同等あるいはそれ以上の放射能漏洩となりかねないのである[1]。

**図４**




（４） 小結

以上から明らかなように、原子炉容器の照射脆化に対する健全性確認のためのシステムとしての JEAC4206-2007 による予測は、玄海一号機の４回目の監視試験片の取出試験結果と適合せず、その妥当性には重大な疑問がある。また玄海１号機は、JEAC4206-2007 の仮定に基づく状態遷移曲線は、JEAC4206-2007 自身が採用する「附属書 A 式（７）」による破壊靭性遷移曲線と交差しており、ECCS(緊急炉心冷却装置)作動時に冷却水が注入されると原子炉容器が破壊される危険があることになる。このような点からも玄海１号機の運転は差し止められるべきである。

## 第６　核燃料サイクルの破綻と、使用済核廃棄物の処理の不能

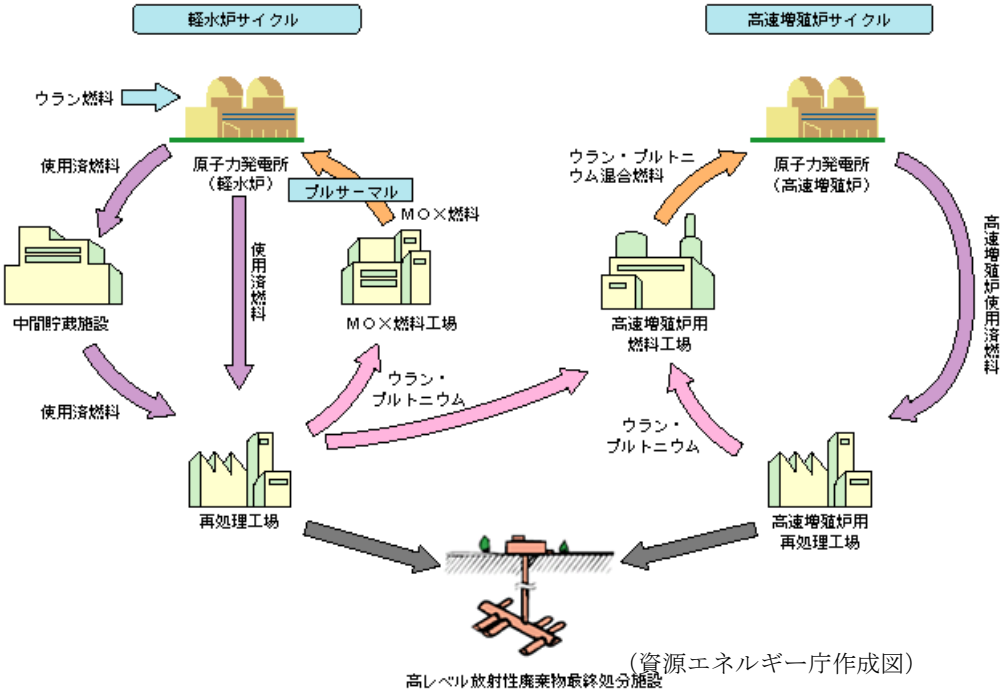
### （１）核燃料サイクルの破綻

[1] 青野雄太氏の 2011 年 12 月 3 日日本科学者会議第 29 回九州沖縄地区ｼﾝﾎﾟｼﾞｳﾑでの「照射脆化による玄海１号機の危険性について」の発表資料による。

核燃料サイクルは、現在では図のように「軽水炉サイクル」と「高速増殖炉サイクル」の両方を含む意味で構想され、核燃料及び放射性廃棄物の動きを示している。

原子力発電において、原子力発電所（軽水炉、全国で５４基）が定期点検で停止する毎に、使用したウラン燃料の３分の１（ＰＷＲ）あるいは４分の１（ＢＰＲ）に当たる量が、使用済ウラン燃料として取り出される。

この使用済ウラン燃料は、たてまえとしては、再処理工場で再処理され、抽出されるプルトニウムを用いてＭＯＸ燃料を製造し、それをプルサーマル発電に使用することが見込まれてきた（図の「軽水炉サイクル」）。



（資源エネルギー庁作成図）

さらには、使用済ＭＯＸ燃料や、軽水炉サイクルで再処理可能な量を超える使用済ウラン燃料について、これを第２再処理工場（図の高速増殖炉用再処理工場）で再処理し、高速増殖炉での発電に用いる「高速増殖炉サイクル」も構想されている。

しかし、軽水炉サイクルすらすでに破綻しており、使用済ウラン燃料が蓄積される一方である。

（ア）軽水炉サイクルにおいては、まず、肝心の国内再処理工場が停止したまま機能していない。

すなわち、青森県下北郡六ヶ所村にある六ヶ所再処理工場は、実際の使用済ウラン燃料を再処理するアクティブ試験中だが、ガラス固化作業が難航して長期にわたって停止している。２０１１年４月に試験を再開する予定だったところ、３月１１日の東日本大震災の影響で停止したままになっている。未だ商業運転に至っていないアクティブ試験段階でストップしている現状の下、全国の原発から再処理工場に搬入された使用済燃料は再処理されずに、受入れ貯蔵プールに保管されたままになっている。

（イ） また、アクティブ試験によって生じた高レベル放射性廃棄物及び海外での再処理で生じ返還されてきた高レベル放射性廃棄物は、最終処分場である地層処分場の見込みがまったく立たないまま、六ヶ所再処理工場内のガラス固化体貯蔵施設に暫定的に置かれているだけである。

（ウ） さらに、六ヶ所再処理工場の再処理量にはもともと限度があり、それを超える分の使用済ウラン燃料は、高速増殖炉サイクルの一環である第２再処理工場に運び込むまでの約５０年間は「中間貯蔵施設」で保管することになっている。しかし最初の中間貯蔵施設が現在青森県むつ市内で建設中のところ、東日本大震災後は工事を停止しており、施設が稼働可能になるのはいつか、目途が立たない。しかもこれは東京電力及び日本原電の原子力発電所から出される使用済ウラン燃料のみの受入のためであり、他の電力会社の原子力発電所から出される使用済ウラン燃料についての「中間貯蔵施設」は建設予定地の見込みすら立っていない。

（エ） さらに言えば、「中間貯蔵施設」の先の処理の見込みも全く立っていない。「中間貯蔵施設」に保管された使用済ウラン燃料を処理するための第２再処理工場は、高速増殖炉の運転により生じる使用済燃料の処理の目的もあり、高速増殖炉の商業運転開始を前提とする。しかし、高速増殖炉は、初期の原型炉である「もんじゅ」稼働の見込みすら立たない状態にある。今後、原型炉から実証炉を経て、多数の商業炉を建設する見込みなど全くない。したがって、高速増殖

炉サイクルを形成するための第２再処理工場の建設の見込みは、さらに全く立たないのである。

すなわち、現在、高速増殖炉サイクルどころか軽水炉サイクルさえ破綻し、核燃料サイクルは明らかに破綻している。

**（２）使用済核廃棄物の処理の見込みがないことが明白になった**

核燃料サイクルが破綻している現状では、使用済ウラン燃料は、六ヶ所再処理工場内使用済燃料受入れ貯蔵プールへ運ぶか、各原子力発電所内のサイトに保管しておくしかない。

しかし、六ヶ所村再処理工場も既に保管可能量の上限に来ている。使用済燃料プールの上限はＢＷＲ在庫・ＰＷＲ在庫それぞれ１５００tU であるところ、２０１１年度末の予定量で既にＰＷＲ１４５５tU、ＢＷＲ１４６４tU に達する見込みである。これは、作業の安全のために日本原燃が事実上の「在庫上限量」として経済産業省に申請している各１３００tU を超えており、日本原燃においてもその安全が確保できるとはいえない状態にある。

そうなると、各原子力発電所内サイトでの保管に頼るしかないが、これもまた、例えば玄海原子力発電所では、現状ではあと３回程度使用済燃料を取り出せば、つまり約４年後には保管量の限界に至る。

続いて、美浜・高浜・大飯の各原子力発電所内サイトも、あと４回程度の使用済核燃料の取り出しで保管量の限界に来ることが明らかである。それは５年程度後のことになる。

それに対して５年後に「中間貯蔵施設」や「再処理工場商業運転」の見込みが立つであろうか。答は否である。むつ市の中間貯蔵施設の場合、場所の選定から建設開始までに約１０年間を要している。

原子力発電所を運転する限り、使用済ウラン燃料は排出されるが、これを保管・処理するところがないのが現状である。

**（３）もはや原子力発電の継続は不可能**

東日本大震災を経て、原子力発電の「安全神話」は崩壊し、国内のどの地域でも、今や使用済ウラン燃料の保管や処理の施設、及び放射性廃棄物の処分場を受け入れる所はない。

現在既に存在している使用済ウラン燃料の保管や処理についてさえ、今後の科学技術の発達を待ちながら、なんとか安全を確保して永久管理していくしかない。

そのように課題が山積する中で、なお、原子力発電所を運転させ、使用済ウラン燃料を排出し続けるということは、もはやあり得ない愚挙である。

現状で最も被害を少なく留める唯一の方法は、核廃棄物の発生を止めること、すなわち原子力発電所を運転させないことである。

## 第７　結論

安全性が確認されない原発の運転は許されない。一旦事故が起こるといかに深刻な事態が発生するかは福島事故をみれば歴然としている。しかも、その事故の被害は今後の海洋汚染に拡大し、食物連鎖を経て何世代にもわたっての人類への被害をもたらす。したがって、絶対に事故を起こしてはならない。

これまで、原発事故を起こさない安全保障をしてきたとされる安全設計審査指針も間違っていたことが明らかとなり、耐震設計指針も福島事故で生じた結果をみれば、原発の安全性を保障していないと考えられ、現在、原子力安全委員会が設置した地震・津波に関する意見聴取会及び建築物・構造に関する意見聴取会での検討結果も今後の指針に反映されることになっている。

このような安全性の保障されない原発がその運転を行うという事はそれ自体いつなんどき重大事故を起こしかねない具体的危険を生じさせるものであって、原告ら住民の生命・身体並びに財産に対し深刻な被害を与える蓋然性は高く、これら、原発の運転は差し止められるべきである。

## 証　拠　方　法

いずれ御庁平成２２年(ワ)第５９１号事件に併合されるよう申し立てる予定である。

## 添　付　書　類

| | | |
|---|---|---|
| １ | 被告会社登記簿謄本 | １通 |
| ２ | 訴　訟　委　任　状 | １６１通 |