

第1 はじめに～原発の有する根本的危険性

1 原発の有する根本的危険

原発が有する根本的な危険性は、人類を含む生命に対して極めて有害かつ防護困難な放射線を極めて長期間にわたって発し続ける放射性物質自体が核燃料となり、原発の運転中はもちろん、運転停止後も膨大な量の熱エネルギーを発生する点にある。しかも、原子炉内に設置された核燃料はいったん設置されれば容易に取り出すことができない。つまり、燃料を取り出すことで稼働自体を制御することができず、非常事態においても、膨大な熱エネルギーを発生させる原因となる核燃料を隔離することができない点で、他の発電所と根本的に異なる危険を有している。

放射線は人体の細胞や遺伝子を損傷し、高線量を被ばくした場合には急性症状が発生し、そうでない場合でも、様々な晩発性障害が発生する。放射性物質を体内に取り込むことで、内部被ばくが発生し、さらにリスクは増大する。放射性物質の量が初期量から半分になる半減期は核種によって数十年から数万年に及び、原発稼働中に事故が起きたときはもちろん、使用済み核燃料についてさえ、放射性物質が外界に放出されて人間の生活の場が汚染されれば、コミュニティ、生業、財産をすべて放棄しなければならない事態が起こる。

そして、核燃料となる放射性物質で核分裂がおきると膨大な熱エネルギーが発生する。この放射性物質が同時に人体に対して極めて有害な強い放射線を発生するため、運転中はもちろん、運転終了後も数万年にわたって放射性物質が人間にふれることの無いように「閉じこめ」続けなければならない。これに失敗し、原発において核爆発や、水素爆発、水蒸気爆発が起きれば、大量の放射性物質が外界に放出され、原子核崩壊で放射能を失うまで人体に有害な放射線を発し続ける。放射性物質を数万年にわたって安全に「閉じこめる」ことも技術的に非常に困難である。

このような根本的・内在的危険性があるため、原発事故は「万が一にも起こ

ってはならない」とされてきたのである。

2 福井地裁判決の枠組み

(1) 福井地裁判決は、福島原子力発電所における事故、チェルノブイリ事故などの原子力発電所における過酷事故の実態を根拠に、原発における過酷事故から生じる住民の生命身体に与える被害、国土喪失の被害の甚大性を認定し、「原子力発電所に求められるべき安全性、信頼性は極めて高度なものでなければならない、万一の場合にも放射性物質の危険から国民を守るべく万全の措置がとられなければならない」と判示する（福井判決39頁）。

(2) 次に、「原子力発電においてはそこで発出されるエネルギーは極めて膨大であるため、運転停止後においても電気と水で原子炉の冷却を継続しなければならず、その間に何時間か電源が失われるだけで事故につながり、いったん発生した事故は時の経過に従って拡大していく」（福井判決43頁）という原子力発電所の特性を正確に認定した上で、「施設損傷に結びつき得る地震が起きた場合、速やかに運転を停止し、運転停止後も電気を利用して水によって核燃料を冷却し続け、万が一異常が発生した時も放射性物質が発電所敷地外部に漏れ出すことのない」という「止める、冷やす、閉じ込める」という3つの要請を満たすことが原子力発電所が備えるべき安全性であるとする（同）。

(3) そして、この3つの要請のうち、大飯原子力発電所においては、地震の際の「冷やす機能」と「閉じ込める機能」において欠陥があることを指摘する。具体的には、

「冷やす機能」について

ア 1260ガルを超える地震が到来した時には冷却機能が喪失してメルトダウンが発生する危険性が極めて高く、最終的には周辺住民の被ばく又は長期の避難が不可避であること

イ 700ガルを超え1260ガル未満の地震が到来した場合にも

(ア) 被告関西電力が対策として策定しているイベントツリーが「事故原因につながる事象のすべてをとりあげいるとは認め難い」（福井判決 47頁）こと

(イ) イベントツリー記載の対策が有効な措置であるとしても、原発事故がもたらす「混乱と焦燥の中で適切かつ迅速にこれらの措置をとることを原子力発電所の従業員に求めることはでき」ず、有効な措置を講じることが困難であること（同）

「閉じ込める機能」について、

1000本を超える使用済核燃料が原子炉内の核燃料部分と異なり、閉じ込める機能が脆弱な使用済核燃料プールに保管されており、過酷事故の際には使用済核燃料プールに置かれている使用済核燃料の冷却機能が喪失して危機的状況が発生し大量の放射性物質が放出され250キロメートル以遠の地域まで汚染される危険性があること（福井判決60頁）などが指摘されている。

(4) 本書面では、これらの福井地裁判決の判示する枠組みを元に、

ア 原子力発電所が有する特性、およびそこから導かれる「止める、冷やす、閉じ込める」機能の重要性

イ 過酷事故につながる潜在的な危険性を有していた、大飯原子力発電所ないし大飯原子力発電所と同型の原子力発電所において過去に実際に発生した事故の実態

ウ 原子炉自体が脆弱化している危険性について論じる。

第2 「止める、冷やす、閉じ込める」機能が果たされなければ大事故を防ぐことはできない

1 原子力発電所の仕組みから見た原子力発電所の危険性

(1) 「止める」機能の重要性（甲 1 1 6 ・ 8 頁）

本件大飯原発などのPWR型の原発は、核分裂連鎖反応を利用して熱エネルギーを取り出し、その熱エネルギーが一次冷却水を高熱にし、さらに一次冷却水が二次冷却水を沸騰させて水蒸気にし、その水蒸気の運動エネルギーによってタービンを回して電気エネルギーを取り出すという構造をしている。

沸騰した水蒸気の運動エネルギーによってタービンが回されるという点では、火力発電所や地熱発電所など他の熱エネルギーを利用した発電所の構造と変わるところはなく、原子力発電所の最大の特徴であり危険性の根源は、熱エネルギーを核分裂連鎖反応によって発生させているということである。

大飯原発において利用されている核分裂連鎖反応の概要は、

① ウラン235に中性子がぶつかる

② ウラン235の原子核が割れ、ストロンチウム90、セシウム137、ヨウ素131などに変化するとともに、中性子が2ないし3個発生する。合わせて熱も発生する。

③ ①に戻る

というものである。①と②の一連の流れを「核分裂反応」といい、②の過程で生成された中性子がさらに他の核分裂反応を引き起こすという形で次々と核分裂反応が起こることを「核分裂連鎖反応」という。

このような核分裂連鎖反応は、一定量のウラン235を集めておくことだけで発生し、原子炉内には、核分裂連鎖反応が発生するに足りるだけのウラン235が集積されている。

ウラン235の原子核が割れた際には新たな物質が生成されるが、その種類は約300種存在する。これらの物質のほぼすべてが「放射性物質」であり、上記のストロンチウム90、セシウム137、ヨウ素131は、ウラン

235の核分裂によって生成される物質の中でも代表的なものである。放射性物質は、いずれも「放射線」を放出し、この放射線を浴びると人体に悪影響を及ぼすことは既に詳細に論じた通りである。核分裂反応によって生成された物質を俗に「死の灰」というのは、これらの物質が人体に悪影響を及ぼす放射線を出し続けることによるものである。

つまり、運転中の原子炉の中に設置されている燃料棒の中には、大量のウラン235と核分裂連鎖反応によって生み出された死の灰が蓄積されていることになる。従って、原子炉内に人が立ち入ることは容易にできず、そのため、原子炉の中には、一定期間発電を続けられるだけのウラン235が集積されている。非常時において、火力発電においては、燃料の供給を止めることで容易に熱エネルギーの発生を止められることに比べて、原子力発電の場合には、原子炉内が大量の放射性物質で満たされていることから、燃料を抜き取るという方法で熱エネルギーの発生を防ぐことはできない。上記のとおりウラン235は集積しているだけで核分裂連鎖反応を起こすのであり、熱エネルギーの発生を阻止するには、制御棒というものによって必然的に起こる核分裂連鎖反応の流れを制御・遮断する方法でしか核分裂連鎖反応を止めることはできないのである。

平常時の原子力発電所においては、核分裂連鎖反応によって生み出された熱エネルギーは一次冷却水に移り、燃料棒そのものがその熱によって溶けてしまうような事態には至らない。しかし、事故によって一次冷却水が失われることになれば、原子炉はいわば空だきの状態になり、燃料棒そのものが自らが生み出した熱によって溶けるという事態にいたる。もちろん、二次冷却水によって一次冷却水を冷やす機能が失われた場合でも、その結果一次冷却水の温度が上昇をし続け、最終的には一次冷却水の喪失につながるのだから、同じことが起こる（二次冷却を冷やす機能が喪失しても同様である）。後述する崩壊熱による燃料棒の熔融と合わせて、炉心に設置された燃料棒が溶ける

事態のことを「メルトダウン（炉心溶融）」という。メルトダウンが起これば、大量の放射性物質を管理することができなくなり、外界に放射性物質がばらまかれ、人体に悪影響を及ぼす事態となる。

従って、事故が起こった際に、原子力発電所において最初に重要なのは、制御棒の挿入によって核分裂連鎖反応を「止める」ことである。

(2) 「冷やす」機能の重要性（甲 1 1 6。1 2 頁）

次に、火力発電は、燃料の供給を止めれば火が消え熱の発生が止まると比して、原子力発電の場合は、核分裂連鎖反応を止めても熱の発生が止まることはない。これは放射性物質が長い期間を経て放射線を出し続け、その過程において熱を出し続けるからである。放射性物質が放射線を出し続けることを「崩壊」といい、この崩壊によって発生する熱のことを「崩壊熱」という。崩壊熱は、核分裂反応によって生み出される熱とは異なる原理で生み出されるのである。

崩壊熱のエネルギーは膨大であり、放射性物質の熱エネルギーをそのまま放置すれば、燃料棒が固体から液体に変化する約 2 8 0 0 度まで上昇し、燃料棒が溶けるという事態にいたる。核分裂連鎖反応による熱や崩壊熱によって炉心に設置された燃料棒が溶ける事態のことを「メルトダウン（炉心溶融）」と呼ぶことは上記の通りである。

また、核分裂連鎖反応によってウラン 2 3 5 が分裂し変化を続けた燃料棒は、核分裂連鎖反応の効率が悪くなるため、一定期間ごとに交換されることになる。この交換された古い燃料棒のことを「使用済核燃料（棒）」という。この使用済核燃料棒の中は、放射性物質（いわゆる死の灰）で満たされているため、当然、放射線を出し崩壊熱を発生し続ける。炉心に設置された燃料棒と同様に使用済核燃料棒も放置すれば燃料棒が溶けて放射性物質が管理できない状態になる。そして、これらの使用済核燃料棒は、原子力発電所内の「使用済核燃料プール」というホウ酸水で満たされたプール内で冷や

されながら保管されている。使用済核燃料棒も効率が悪くなっただけで核分裂連鎖反応を起こす能力は有しているため、この核分裂連鎖反応を制御するためにホウ酸水という特別な水につけられているのである。

また、一次冷却水や燃料プール内のホウ酸水は、核燃料は使用済核燃料棒が発する崩壊熱で熱せられるので、循環させなければ沸騰して蒸発してしまう。この循環のために必要な電力が失われれば、最終的には一次冷却水やホウ酸水が失われることになるのである。福島第一原発事故では、津波の及ばない地域にあった鉄塔が地震によって倒壊し、これが一因となって全電源喪失が発生して、査収的にはメルトダウンに至った。つまり、「冷やす」機能を十分に果たすためには、原発内の施設のみならず原発外の鉄塔や発電所、変電所などの機能が地震によって失われないことも重要になる。

このように配管の損傷や電源の喪失によって一次冷却水が失われれば、制御棒の挿入によって核分裂連鎖反応が止まっても、崩壊熱によるメルトダウンが発生し、使用済核燃料プール内のホウ酸水が失われれば、核分裂連鎖反応による熱や崩壊熱によって使用済核燃料棒の溶融が起こり、外界に放射性物質が放出されることになるのである。

「止める」という過程を十分に果たせたとしても、燃料棒や使用済核燃料棒を「冷やす」ことが継続できなければ、放射性物質による汚染は不可避に発生するのである。

(3) 「閉じ込める」機能の重要性

さらに、「止める」、「冷やす」の過程を十分に果たせたとしても、燃料棒や使用済核燃料棒から放射線が大量に発生すること自体を止めることはできない。放射線を浴びることを「被曝」といい、被曝が人体に悪影響をあたえることは既に論じた通りである。従って、放射線による外界への悪影響を防止するためには、「止める」、「冷やす」の次に、放射性物質および放射線を「閉じ込める」という作用が必要となる。

2 使用済み核燃料の危険性（甲 1 1 6 ・ 1 6 頁以下）

(1) 使用済み核燃料

ア 使用済み核燃料の発生、保管方法

原子力発電においては、核燃料を原子炉内で核分裂させると、燃料中に核分裂生成物が蓄積し、連鎖反応を維持するために必要な中性子を吸収して反応速度を低下させるなどの理由から、適当な時期に燃料を取り替える必要がある。この際に原子炉から取り出されるのが使用済み核燃料である。使用済み核燃料の発生量は、燃焼度等によって異なるが、本件原発は、平均して年間合計約 40 トンの使用済み核燃料を発生させる。使用済み核燃料は、原子炉停止後に原子炉より取り出された後、水中で移送されて使用済み核燃料プールに貯蔵される。本件使用済み核燃料プール内の使用済み核燃料の本数は 1 0 0 0 本を超えている。

本件使用済み核燃料プールには、核分裂連鎖反応を制御する機能を有するホウ酸水が満たされている。この使用済み核燃料プールの水は、冷却設備によって冷却されている。同プールの推移は常時監視されている。上記冷却機能が喪失するなどして水位が低下した場合に備え、本件使用済み核燃料プールには、使用済み燃料水補給設備が設置されている。

本件使用済み核燃料プールは、本件原発の原子炉補助建屋に収用されている。本件原発において、核燃料部分は堅固な構造をもつ原子炉格納容器の中に存する。他方、使用済み核燃料は本件原発においては、使用済み核燃料プールから放射性物質が漏れた時、これが原子力発電所敷地外部に放出されることを防御する原子炉格納容器のような堅固な設備は存在しない。

イ 使用済み核燃料の性質

核燃料を原子炉内で燃やすと、核分裂性のウラン 2 3 5 が燃えて核分裂生成物ができる一方、非核分裂性のウラン 2 3 8 は中性子を吸収して核分裂性のプルトニウムに姿を変える。このように使用済み核燃料の中には、未

燃焼のウランが残っているほか、プルトニウムを含む新しく生成された放射性物質が含まれることとなる。使用済の核燃料は、崩壊熱を出し続け、時間の経過に従って衰えるものの、1年後でも1万ワット以上とかなりの発熱量を出す。この崩壊熱を除去しなければ、崩壊熱の発生源である燃料ペレットや燃料被覆管の温度が上昇を続け、熔融や損傷、崩壊が起こってしまう。

ウ 使用済核燃料の処分方法

我が国においては、使用済核燃料は、ウランとプルトニウムを分離・抽出して発電のために再利用すること（いわゆる核燃料サイクル政策）が基本方針とされているが、このサイクルは現在機能していない。

エ 使用済核燃料の危険性

福島原発事故においては、4号機の使用済核燃料プールに納められた使用済核燃料が危機的状況に陥り、この危険性ゆえに避難計画が検討された。原子力委員会委員長が想定した被害想定のうち、最も重大な被害を及ぼすとされたのは使用済核燃料プールからの放射の汚染であり、他の号機の使用済核燃料プールからの汚染も考えると、強制移転を求めるべき地域が170キロメートル以遠にも生じる可能性や、住民が移転を希望する場合にこれを認めるべき地域が東京都のほぼ全域や横浜市の一部を含む250キロメートル以遠にも発生する可能性があり、これらの範囲は自然に任せておこならば、数十年は続くとされた。

3 加圧水型原子炉の危険性

- (1) 関西電力福井県大飯発電所1ないし4号機は、いずれも加圧水型（Pressurized Water Reactor）（以下、PWRと略称）といわれる型の原子炉であり、日本の三菱重工業社製である。しかして、PWRは構造的に問題点があり、三菱重工業社製のPWRは、第4で述べるように過去に何回も事故を起こしている。本件差止訴訟の対象である大飯原発の1号な

いし4号の原子炉は、いずれも三菱重工業社製である。

(2) PWRの仕組み

ア 原子炉内で「一次冷却水」を熱し、高熱の一次冷却水を配管で蒸気発生器に送り、蒸気発生器内で「二次冷却水」（軽水）を熱して蒸気を発生させ、この蒸気をタービン室に送ってタービンを回転させ、この回転を軸で発電機に伝えて発電するという仕組みである。

イ 一次冷却水（軽水）は、原子炉の炉心から蒸気発生器まで熱を運ぶ。水温は摂氏約300度になるが、加圧器により高压状態（100～160気圧）なので沸騰はせず、液体状態が維持されている。一次冷却媒は、原子炉の炉心を通して流れているので、核燃料に直接接触し、放射能に汚染されている。

ウ 蒸気発生器内部には、一次冷却水の過熱水が、数千本の細管（伝熱細管）を通して供給される。伝熱細管は、端から端までで50km以上もの長さがある。「一次冷却水」「二次冷却水」は、それぞれ別々に循環している。従って、蒸気発生器内部の伝熱細管の配管の破損がない限り、「一次冷却水」「二次冷却水」が接触・混合することはない。蒸気タービン内を通る二次冷却水が放射能に汚染されていないという点でタービン室の管理がしやすいという点でBWR型より優れているとされている。

しかしながら、PWRには(4)で述べるような重大な問題点がある。

(3) 日本の原発のうちPWR型のもの

日本にある原発のうちPWR型の原子炉は次のとおりである。

北海道泊発電所	1、2、3号機	北海道電力
福井県敦賀発電所	2号機（1号機はBWR）	日本原子力発電
福井県美浜発電所	1、2、3号機	関西電力
福井県大飯発電所	1、2、3、4号機	関西電力

福井県高浜発電所	1、2、3、4号機	関西電力
愛媛県伊方発電所	1、2、3号機	四国電力
佐賀県玄海発電所	1、2、3、4号機	九州電力
鹿児島県川内発電所	1、2号機	九州電力

(4) PWRの構造的問題点

ア (2)ウで指摘したように、蒸気発生器内部には、過熱水を運ぶ全長約50kmにも及ぶ数千本の細管（伝熱細管）が存在する。伝熱細管は、常時高熱・高圧にさらされ、且つ無数の湾曲部が存在するため、構造的に脆性を有している。

イ 加熱された一次冷却水が高圧により液体状態が維持されている点では再循環が容易である。しかしながら、スリーマイル島事故（1979年3月28日）のように、ひとたび液体状態が維持できなくなった場合には、一次冷却水の残存量すらわからなくなる等、通常の制御手段がとれなくなり、非常用炉心冷却装置（ECCS）以外には冷却の手段がなくなってしまう。

ウ 伝熱細管内部の軽水（一次冷却水）は常時放射能に汚染されており、このことから伝熱細管の劣化が進行する。本件差止訴訟対象の各原子炉の運転開始年月日は、大飯1号炉が1979年3月27日、同2号炉が同年12月5日、同3号炉が1991年12月18日、同4号炉が1993年2月2日である。従って、1、2号炉は運転開始から35年以上経過、3、4号炉は22～24年経過している。

第3 過去に大飯原発で実際に発生した事故

燃料集合体漏出事故

1 事故の概要

(1) 燃料集合体2体から、漏れを確認2010（平成22）年2月1日（甲11

7)

大飯発電所1号機は、漏えいの疑いがある燃料集合体を特定するため平成22年2月6日1時に発電を停止し、同日1時47分に原子炉を手動停止した。停止後、原子炉に装荷されていた燃料集合体(193体)全数を取り出し、 SHIPPING 検査を実施した結果、2体の燃料集合体(KCHC51、KCHC55)で漏えいを確認しました。2体の燃料棒全数(264本/体)について超音波による調査※1を実施した結果、漏えいしている燃料棒がそれぞれ1本(計2本)確認された。

(2) 4号炉で燃料集合体漏えい(2008年8月19日)(甲118)

2008(平成20)年8月19日、大飯発電所4号機に、1次冷却材中のよう素(I-131)濃度の上昇(約0.6Bq/cm³から約1.1Bq/cm³)が認められたため、燃料集合体に漏えいが発生した疑いがあるものと判断された。このため、原子炉に装荷されていた燃料集合体全数(193体)について、漏えい燃料集合体を特定するため SHIPPING 検査を行った結果、燃料集合体1体に放射性物質の漏えいが認められた。漏えい燃料棒の特定のため、超音波による調査※3を実施した結果、燃料棒1本に漏えいが認められた。

(3) 2号炉で燃料集合体漏えいに(2009年8月31日)(甲119)

2009(平成21)年8月31日、大飯発電所2号機において、1次冷却材中のよう素(I-131)濃度と希ガス※1濃度が前回の測定値を上回ったため、燃料集合体に漏えいが発生した疑いがあるものと判断されたが、1次冷却材中の放射能濃度の測定頻度を上げて監視強化し、運転を継続された。その後、同年10月6日頃から希ガス濃度が上昇傾向にあったことから、漏えい燃料の特定調査を実施するため、10月21日に原子炉を停止した。その後、1次冷却材中の放射能を低減させた後、原子炉容器上部ふたを取り外し、同年12月4日から燃料集合体を取り出す作業を行い、同年12月7

日からは漏えい燃料を特定するため、取り出した燃料について SHIPPING 検査実施したところ、2体の燃料集合体で漏えいが認められた。さらに、燃料集合体2体の燃料棒について、漏えい燃料棒特定のため超音波による調査を実施した結果、燃料集合体1体（KCHC81）の燃料棒3本、別の燃料集合体1体（KCHC88）の燃料棒1本で漏えいが認められた。

(4) 燃料集合体漏えい（2004年2月25日）（甲120）

2004（平成16）年2月25日、定例の1次冷却材中よう素濃度（I131）のサンプリング分析（3回/週）を行った結果、通常値（0.6Bq/cm³）を上回る値（0.98Bq/cm³）が確認された。その後、1次冷却材中の放射能濃度測定頻度を増加して監視を強化していたが、その濃度はほぼ一定の値で推移しているものの通常値を上回るレベルであったことから、同年3月2日、燃料集合体に漏えいが発生した疑いがあるものと判断された。このため、今定期検査において漏えい燃料集合体を特定するため、燃料集合体全数（193体）について燃料集合体SHIPPING検査を行った。その結果、1体の燃料集合体に漏えいが認められた。さらに、超音波による漏えい燃料棒の特定を行った結果、燃料棒1本に漏えいが認められた。

(5) 集合体に漏えいがあると閉じ込める機能が果たせなくなる。

燃料集合体に漏えいがあれば、汚染物質が一時冷却材の中に漏れる事になり、閉じ込める機能が果たせなくなる。

1 次冷却材漏出事故

1 1次冷却材とは

核分裂で発熱した核燃料の「熱を冷やす」材料のことを原子炉冷却材という。原子炉冷却材によって核分裂による熱を原子炉から取り出し発電に使う。

2 1次冷却材が無くなると

冷やすことができなくなり、メルトダウンを引き起こす。

3 事故の概要

(1) 1次冷却材ポンプから水漏れ（2007年9月3日）（甲121）

2007（平成19）年9月3日21時15分頃、大飯発電所1号機から、体積制御タンク水位の低下及び加圧器水位についてもわずかに低下傾向にあることが確認された。直ちに関連パラメータを確認したところ、原子炉補助建屋の床ドレンタンク水位の上昇が確認されたため、補助建屋内での漏えいと判断し、点検を行った結果、1次冷却材ポンプのA-封水注入フィルタ付近から漏水していることが判明した。

(2) 1号炉で、余熱除去ポンプ空気抜き弁から1次冷却水漏れ（甲122）

大飯発電所1号機、定期検査のため、2005（平成17）年9月20日00時00分に解列、同日2時36分に原子炉を停止した。蒸気発生器により原子炉の冷却を行うとともに、余熱除去システムを用いて冷却するため、同日、A-余熱除去ポンプによる冷却を開始した。その後、B-余熱除去ポンプの起動準備として、1次冷却水を同システムに通水し、システムの昇温と加圧を行ったうえで、20時47分頃、社運転員が、当該ポンプのメカニカルシール保護のため、シール水のクーラ出口にある空気抜き弁を少し開けたところ、漏斗形状の受皿に差し込まれている当該弁下流の配管端部から、水と蒸気（1次冷却水）が流れ出し、B-余熱除去ポンプ室内の漏水検知の警報と、火災警報が発信した。

この際、弁操作を行っていた運転員にしぶきがかかった。運転員は同室内から直ちに退避し、火傷や負傷、放射能による外部汚染、内部被ばくはなかったと関西電力は報告している。

その後、20時52分にB-余熱除去システムを隔離し、当該弁からの蒸気流出がなくなったことを確認した後、23時23分、当該弁を閉止した。

漏えいした水は、全て原子炉補助建屋サンプ（管理区域内）に回収しており、漏えい量は約2.6m³（漏えい放射能量：約1.5×10⁹Bq）と推定された。

(3) 1次冷却材から水漏れ（2005年1月9日）（甲123）

2005（平成17）年1月9日23時40分頃、大飯発電所1号機は、3台ある加圧器安全弁のうち、1台（C-加圧器安全弁）の出口温度が、通常範囲（～約70℃程度）を超え、上昇する傾向を示していることが認められた。

同年1月10日1時11分に「加圧器安全弁出口温度高」警報（設定値91.1℃）が発信した。C-加圧器安全弁の出口温度は、最大約107℃（同日11時頃）まで上昇したが、同日11時頃から下降し、12時43分に警報はリセットされ、18時頃には通常範囲内に戻った。

その後、温度が通常範囲を超えて緩やかな上昇傾向にあったことから、加圧器安全弁シート部から加圧器逃がしタンクへの流入が継続しているものと考えられたため、原子炉を停止して点検が行われた。当該弁を分解する前に漏えい確認を実施したところ、漏えいが確認された。また、弁体シート面および弁座のシート面の一部に漏えい跡が確認された。

(4) 原子炉格納容器内に1次冷却水漏れ（2005年3月7日）（甲124）

2005（平成17）年3月7日15時50分頃、大飯発電所3号機原子炉格納容器内の格納容器冷却材ドレンタンク室内に水溜りがあることが確認された。1次冷却水である可能性があることから、原子炉を停止して漏えい箇所の特定や詳細な点検調査が行うため、同月8日5時02分に原子炉を停止した。

その後、原子炉格納容器内の点検を行ったところ、格納容器冷却材ドレンタンク室上部にある、加圧器気相部の試料採取系統配管で、約1mの範囲において、保温材外面に、白い付着物（1次冷却水中に含まれるほう酸）を確認された。

外面観察を行った結果、配管の接続部（カップリング）において、溶接部に直径約1mm程度の微小な穴から漏えいが認められた。

- (5) 2号炉で、湿分分離加熱器空気抜き管から蒸気漏れ（2007年12月15日）（甲125）

大飯発電所2号機において、湿分分離加熱器の加熱蒸気側水室に接続されている空気抜き管の保温材から僅かに蒸気が出ているのが確認された。

このため、加熱蒸気の供給を停止する措置を行った上で、保温材を取り外して確認したところ、空気抜き管の直管部で蒸気漏れが確認された。当該部はドレントラップ出口配管との合流部付近であった。

- (6) 3号炉の原子炉容器出口管台溶接部に割れが確認された（2008年4月17日）（甲126）

2008（平成20）年3月6日から3月10日にかけて、事前に当該溶接部内面の渦流探傷試験（ECT）を行ったところ、Aループ出口管台の600系ニッケル基合金溶接部1箇所では有意な信号指示（長さ約10mm）を確認された。なお、Aループ入口管台およびB、C、D各ループの出入口管台については、有意な信号指示は認められなかった。

傷の形状は複数に折れ曲がるとともに枝分かれした割れで、1次冷却材環境下における応力腐食割れの特徴を有しており、周辺に、引張応力が残留する可能性がある機械加工跡が確認された。

- (7) 3号炉で原子炉容器上蓋から1次冷却水漏れ。管台溶接部に割れ（2004年5月5日）

大飯発電所3号機において、平成16年5月4日、原子炉容器上部ふたの管台70箇所の外観目視点検準備を行っていたところ、制御棒駆動装置取付管台1箇所（NO. 47）の付け根付近に白い付着物があることが確認された。

このため、5月5日、この付着物を分析した結果、1次冷却水に含まれるほう酸であることが確認され、また、当該管台について点検を行った結果、付着物は管台の周囲にのみ認められることから、当該管台からの漏えいであ

ることが確認された。

第4 他のPWR型原子力発電所における事故

1 PWRの事故発生例

PWRで、これまでに発生した主な事故には次のような例がある。

(1) 関西電力・美浜2号機の二次冷却水の伝熱管破断（甲128）

1991年2月9日、美浜2号機で事故が発生した。その事故内容は、運転中の加圧水型原子炉の蒸気発生器の伝熱細管が破断して一次冷却水約55トンが二次側に漏洩したものである。幸いECCSが作動して原子炉は緊急停止した。

破断事故の直接原因は、蒸気発生器の伝熱細管の振動を抑制する振れ止め金具が設計で指示された位置に挿入されておらず、伝熱細管に異常な振動が発生して伝熱細管がフレットング疲労破壊を起こしたためであった。この事故は我が国で初めて緊急冷却装置（ECCS）が作動した事例である。

しかしながら、上記のように放射能に汚染された一次冷却水が約55トンも二次側に漏洩したのである。即ち、原子炉の基本的機能である「閉じ込める」が働かなかつたのである。しかも、地震も津波もない平常運転時にこうした事故が発生したのである。

(2) また同3号機原子炉では、2002年11月にも一次冷却水漏れの事故があつたことが発覚している（甲129）。一次冷却水は上記のように放射能に汚染されている。

(3) 関西電力美浜3号機の二次冷却水噴出事故（甲129）

ア 2004年08月9日、美浜3号機のタービン建屋内で高温高圧の二次冷却水が噴出して作業員4人が死亡、7人が負傷する大きな事故が発生した。同時点では、日本の原発史上で最多の死傷者を出す深刻な事故であつた。

イ 事故原因については、被告関西電力は、腐食や磨耗で配管が薄くなっていた可能性があるとしている。これは、地震や津波とは関係なしに原子炉に事故が発生する可能性のあることを被告関西電力が自認していることを意味する。同様の事故は1986年米国サリー原発でも発生しており（死者4人）、これを受けて日本国内でも自主検査をしてきたとされている。

ウ しかるに、被告関西電力は破裂した箇所を同社の「管理システムに登録」していなかったため一度も点検しておらず、2003年11月に下請け会社から検査登録リスト漏れを指摘されていたのに直ちに対応しなかったという驚くべき事実が発覚した。

二次冷却水は放射能漏れには直結しないものの、作業員4人が死亡、7人が負傷するという重大な結果を引き起こしたのである。

資料：・「しんぶん赤旗」記事 2004年8月11日・2002年11月に一次冷却水漏れの事故があった。 赤旗記事

(4) サン・オノフレ原子力発電所の蒸気発生器の伝熱細管破断事故（甲130ないし133）

ア 2012年1月、アメリカ合衆国の「サウス・カリフォルニア・エジソン社」（以下、「SCE」と略称）経営のサン・オノフレ（San Onofre）原子力発電所（カリフォルニア州に所在）において、同発電所原子炉1号機の蒸気発生器の伝熱配管が損耗して水漏れが発生し、且つ放射能汚染水漏れも発生するという事故が発生した。さらに同発電所原子炉2号機の蒸気発生器配管にも破損がみられたため両機とも運転停止した。いずれの事故も、日本の三菱重工製の蒸気発生器の配管の欠陥が原因であった。

イ 同年6月、上記事故は三菱重工のコンピューター分析のミスが原因であることが判明し、同年秋には米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission、以下「NRC」と略称）は、神戸市の三菱重工の施設に立入

り調査を実施した。同年9月、三菱重工は、自ら製造した蒸気発生装置に欠陥部分があることを、三菱重工側が設置前に認知していたことを認めた報告書をNRCに提出した。同年12月、NRCは三菱重工との書簡を公開した。

ウ 2013年2月13日、NRCは、電力会社SCEの再稼働申請を認めるか否かについて、公聴会を開催した。

エ こうした流れの中で、2013年6月7日、SCEは廃炉を発表した。同年7月18日、SCEは三菱重工に対して、損害賠償を請求する旨通知した。なお、同原発の廃炉のコストは、当初見込み（27億ドル≒2700億円）を大幅に上回る44億ドル（約4400億円）に達すると報道されている。

第5 大飯原発の老朽化による危険について

1 はじめに

およそ機械類は、年月が経てば老朽化するものである。また機械類には必ず寿命が存在する。これらのことは、身の回りの機械製品を思い起こせば当然のことであって、一般の経験則でもある。このことは原子炉であっても何ら変わらない。

実際、米国では運転認可が40年有効として与えられている（甲135）。法的寿命が40年とされているのである。また、ドイツでは、運転開始から32年を最長稼働期間として、以後は廃炉とすることが定められている（甲135）。

我が国においても、原子力発電所の運転開始から30年が経過する前とその後10年ごとに、事業者は安全上重要な機器・構造物について、今後長期間運転することを想定した技術評価（高経年化に関する評価）を実施し、それに基づいた長期保守管理方針を策定し、保安規定に記載することが義務づけられ、

その内容について原子力規制委員会により厳格に審査され、認可を受けることになっている。これは老朽原発における危険性の増大に鑑みて、高経年化対策を義務づけたものである。

なお、政府や原子力規制委員会などは「高経年化」という言葉を使うが、単純に年月を経ているという問題ではなく、年月を経ることにより機械類が「老朽化」することが問題である。従って、以下、「高経年化」という言葉は用いず「老朽化」という。

大飯原子力発電所の運転開始日は、1号機が1979年3月27日、2号機が同年12月5日、3号機が1991年12月18日、4号機が1993年2月2日であり、1号機・2号機は運転開始から35年が経過した老朽化原発である。

本項では、大飯原発における老朽化対策の問題点について論じる。

2 老朽化対策について

(1) 初期の原発に老朽化対策はそもそも講じることができない

我が国では不思議なことに原子炉の寿命が法定されておらず、このことを奇貨として、電力会社などは、「30年から40年という期間は、一部の機器に発生する劣化事象の発生量や進展量を評価するための想定期間であって、原子力発電所全体の寿命期間や認可期間とは異なる」などと強弁する。しかし、最初の原子炉が作られた頃は、米国が40年としていたことから、「30年から40年」というのが暗黙の前提であった（甲136）。それが、いつの間にか、「老朽化対策」という名のもとに、60年までは10年ごとの検査を経ながら使い続けることができるということになっている。

しかし、原発が作られ始めた初期の頃は、原子炉压力容器や配管等の最重要機器の設計や製造に適用される独自の法規が存在せず、初期の原発は、化学プラントや発電用ボイラーの機器に適用されていた法規を借用して設計・製造されていた。敦賀1号機、美浜1、2号機等は、全てそうである（甲

136)。これらの原発については、独自の設計・製造関係法規のもとで作られた原発とは異なり、同様の老朽化対策を施したからといって、当初想定されていた寿命を超えた運転を認めることはできない。

つまり、初期の原発については、その設計・製造過程からして、そもそも、老朽化対策なるものを講じる前提を欠いているのである。当初の想定どおり、30年ないし40年の経過によって、速やかに廃炉とすべきなのである。

また美浜1, 2号機, 敦賀1号機, 福島1号機といった初期の原発は、蒸気発生器破損, 燃料破損, 再循環ポンプ破損などを繰り返し、始終運転停止に追い込まれてきたために、設備稼働率が異常に低くなっている(甲135)。初期の原発は、運転期間が長期化するまでもなく、コンスタントに様々なトラブルを繰り返してきたものであって、大事故は小事故をきっかけに起こるという経験的事実に基づけば、中小事故を繰り返してきたこれら初期原発群は、一般の寿命問題とは切り離して、早急に運転停止、廃炉にすべきである。このことは、福島第一原発事故においても、揺れによって重大な損傷を生じたのが運転開始から40年を超えた福島1号機であったこと(甲134)によっても、既の実証済みである。

また、1970年から1990年の事故例を原因別、発生箇所別に分析した研究結果によれば、昔に比べると事故の発生部位としては、配管や弁が増加しており、これは明らかに経年劣化が原因であると考えられること、事故原因については、制作・メンテナンス不良と経年劣化を原因とする事故が増加していることが指摘されており(甲135)、原子力発電所の累積運転年数の長期化によってトラブルの発生件数は増加しており、老朽原発の危険性は明白である。

(2) 老朽化対策は原子炉圧力容器の脆化にとって無力である

ア 原子炉圧力容器は老朽化対策の対象ではない

老朽化対策は、部品を交換したり、監視や検査を行い適切にメンテナンスすることによって、長期運転を可能とするものであるが、部品の交換可能性ということに関して言えば、そもそも、原子炉压力容器自体は交換不可能である。このことは老朽化対策の最大の問題点であると言える。部品の交換が不可能な原子炉压力容器それ自体は老朽化対策の対象となっていないと言っても過言ではないのである。

原子炉压力容器の損傷は原発事故の中で最大級の事故であり、老朽化対策を始めとして各種の安全対策は全てその防止を目的にしていると言っても過言ではない。そして、原子炉压力容器は、中性子照射を受けることによって、日々、脆化が進行する。つまり、日々刻々と老朽化が進行するのである。しかし、老朽化対策によって交換されるのは、その周辺の部品だけであって、肝心の原子炉压力容器自体は交換対象とはなっていない。それを交換することは、要するに廃炉を意味するからである。

イ 脆性遷移温度の上昇と加圧熱衝撃の危険

原子炉压力容器が割れてしまうような事故の場合、核反応の暴走を防ぐ手だてはほとんどない。その危険の目安となるのが脆性遷移温度である。鋼はふつう、力を加えても変形するだけだが、ある温度より低い温度では、陶磁器のように、小さな力で割れてしまう。この境界の温度を脆性遷移温度という。

例えば、冷えたガラスのコップに熱湯をいきなり注ぐと、コップは割れるかひびが入ってしまう。これはコップの内側と外側で急激に温度が変わり、その差にガラスが耐えられなくなるからである。原子炉の压力容器の場合は逆で、常に高温に晒された原子炉に冷却水がかかると、やはり急激な温度差に耐えられず、压力容器が破断してしまう。この変化にどこまで耐えられるかが『脆性遷移温度』である。

原子炉は、常に炉心から放出される中性子が炉壁に当たっており、その

ダメージが積もり積もって、圧力容器がどんどん脆くなっていき、その結果、脆性遷移温度が上昇していく。原子炉の緊急事態には、緊急炉心冷却装置（ESSC）で炉心を急速に冷やさねばならないが、脆性遷移温度が高い原子炉圧力容器にとって怖いのは、冷却時に生じる「加圧熱衝撃（PTS）」である。

原子炉圧力容器の熱疲労を軽減するために、通常は原子炉圧力容器内の水の温度を上げ下げするときは、1時間あたり55℃以下に制限されている。

しかし、たとえば冷却材喪失のような緊急事態時には、ECCS系が自動的に作動し、原子炉は急冷され大きな熱衝撃を受ける。原子炉の急冷は、冷水の注入以外にも、一次系あるいは二次系の急激な減圧、蒸気発生器による急激なエネルギー除去などの要因も考えられる。いずれにせよ、こうした複合的な要因によって原子炉が急冷されると、原子炉圧力容器はかなりの熱衝撃を受けることになる。

炉が急冷されると一次系の圧力が急激に低下するが、その急激な圧力低下のためにECCSの高圧注水ポンプが自動的に作動し、ふたたび一次側の圧力が上昇する。したがって、原子炉圧力容器には熱衝撃だけでなく、上昇した水圧力も作用することになる。これが加圧熱衝撃（PTS）である。

このPTSが発生するとき、原子炉圧力容器内部には、熱衝撃によって発生した大きな引っ張り応力のほかに、水圧力による引っ張り応力が加算されることになる。そして、こうしたダブルの大きな応力を受けるのは、急冷により脆性遷移温度を下回る水に浸された、破壊危険状態にある原子炉圧力容器なのである。このような急激な温度変化による熱衝撃（PTS）によって、圧力容器全体が破壊してしまう危険がある。

なお同様の危険予測は、アメリカのオークリッジ国立研究所が、198

1年10月にアメリカ原子力規制委員会に提出した「加圧熱衝撃の評価」と題する報告書でもなされている。そこでは、冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故、タービン・トリップなどのいくつかの仮想的な過渡現象において、炉の寿命内の早期の段階で、PTSによる容器の破壊が予測されるとされている（以上全体につき、甲139・108～112頁）（なお、アメリカの報告書の中で、「炉の寿命」という言葉が登場することにも注目されたい）。

日本の原発压力容器の脆性遷移温度を高い順に並べてみると、ワースト①は玄海1号炉である。この炉は最近の監視試験結果（2009年4月時点）で、前回1993年2月の56℃から42℃も上昇した。ワースト②～⑤は、いずれも福井県にある関西電力の炉である。とくに美浜1号・2号は1990年代の初め頃から高い脆性遷移温度が観測されていて、その運転継続に危惧がもたれてきた炉である。

表 原子炉压力容器脆性遷移温度（ワースト5）

	原発名	型式	運転開始	分類	脆性温度	中性子照射量
①	玄海1号	PWR	1975. 10. 15	母材	98℃	$7.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
②	美浜1号	PWR	1970. 11. 2 8	母材	74℃	$3.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
				溶接金属	81℃	
③	美浜2号	PWR	1972. 7. 25	母材材	78℃	$4.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
④	大飯2号	PWR	1979. 12. 5	母材	70℃	$4.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$
⑤	高浜1号	PWR	1974. 11. 19	母材	68℃	$1.3 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$

（出典：原子力資料情報室「原子炉压力容器鋼材の監視試験結果一覧」）

玄海原発1号機の脆性遷移温度は98度であり、これはほぼ沸騰水に近い熱湯をかけても压力容器が破壊されることを意味する。いわば玄海原発

1号機の原子炉は、陶器のようなもので、簡単にひび割れ、破断してしまう恐れが高い。

若狭湾にある老朽化原発の照射脆化も進行している。若狭湾にある13基の原発（もんじゅを除く）のうち8基（運転開始順に敦賀1号、美浜1号、美浜2号、高浜1号・2号、美浜3号、大飯1号・2号）が1970年代建設・運転開始の老朽化原発で、すでに30年以上経っている。残りの5基（高浜3・4号、敦賀2号、大飯3・4号）も、最も新しい大飯4号が1993年運転開始で、すでに20年前後を経過しており、劣化は進んでいると考えるべきである。

圧力容器の照射脆化という観点からすれば、玄海1号に次ぐワースト2位から5位まで（美浜1号2号、大飯2号、高浜2号）が若狭湾にある。美浜1号・2号の母材および溶接金属の脆性遷移温度が高いこと（80℃前後）は以前から指摘されてきたことであるが、大飯の2号機（1979年12月運転開始）も2000年3月で70℃に達しており、脆化が著しく進行している。万一、大飯原発に緊急事態時が発生し、原子炉を急冷しなければならなくなったときに、加圧熱衝撃により圧力容器自体が破壊される危険があることは明らかであろう。

ウ 小括

以上のように、老朽化対策は、原子炉圧力容器の脆性破壊にとっては、有効な対策とはなり得ないものなのである。

(3) 老朽化対策の問題点

ア 上述したように、初期の老朽化原発については老朽化対策を講じる前提をそもそも欠いているのであるが、このことは、その他の原発との関係においては老朽化対策が有効であるということの意味するものではない。

イ たとえば、平成17年8月31日に原子力安全・保安院が発表した「実用発電用原子炉施設における老朽化対策の充実について」では、①原子力

圧力容器の中性子照射脆化，②応力腐食割れ，③疲労，④配管減肉について，次のように記載されている。

すなわち，①中性子照射脆化の問題については，60年運転後の脆性遷移温度の上昇，遷移温度以上での use（破壊の際に必要な吸収エネルギー）の低下等の点でいずれも条件をクリアしている。②応力腐食割れ問題については，経年劣化とともに大きく増加する傾向は認められないが，加圧水型においてニッケル合金に発生する1次冷却水応力腐食割れは運転年数等に応じて発生頻度が増加する可能性があり，照射誘起応力腐食割れは照射量に応じて発生頻度が増加するので，老朽化に関しては適切な評価が必要である。③疲労の繰り返し応力による疲労破壊については，低サイクル疲労破壊に基づく亀裂は発生せず，高サイクル疲労のうち，設計・制作・保守が原因の主要機器配管での破壊発生件数は運転年数とともに増加する傾向は見られないが，小径管の振動等による破壊については運転年数とともに増加する傾向があるので，適切な検査や監視が必要である。④炭素鋼配管のエルボ部やオリフィス下流部に生じるエロージョン・コロージョン減肉については，主要点検部分に指定されている配管等については，老朽化とともに増加する傾向は認められないが，「配管全体の相当部分を占める常時使用しない予備的な系統を含めた比較的小さな減肉率の部分が，長期運転に伴い減肉率が大きくなるのが問題」として見逃す可能性もあることを示唆している。

ウ しかし，上記のうち②，③，④については，報告書自体が，経年劣化とともに増大する要因があり，点検・監視・検査が必要であることを認めており，60年運転にお墨付きを与えるには，その論理はいかにも薄弱であると言わざるを得ない（以上全体につき，甲138）。

また，①については，監視試験片の問題が指摘されなければならない。原子炉においては，中性子照射脆化を監視するために，監視片をもともと

原子炉内に設置しておき、これを定期的に取り出して検査を実施するのであるが、この監視片は数に限りがある。例えば、柏崎・刈羽1号機では、1年後、4年後、12年後、32年後と4回取り出して調べるという計画になっている（甲137・64頁）。これは、当初想定寿命が30年ないし40年となっていたことから、このような計画になっているものと思われるが、20年も寿命延長して運転するとなると、監視試験片の数が圧倒的に不足してしまうことになることになる（想定寿命を超えた後は、取り出し頻度を上げていく必要があることを考えれば尚更である。）。運転開始時に入れておいた試験片の数が少なく、使い切ってしまう、もう実測できない炉も出現しつつあるのである。数が足りなくなってモニターができなくなると、既に老朽段階に入っているにも関わらず、その炉は完全な無視界飛行状態になってしまう。

エ また、事業者が、老朽化対策の中で実施する安全評価にも問題がある。例えば、被告関西電力の「老朽化技術評価報告書」（1999年）では、運転開始60年後での脆性遷移温度を予測し、その予測を元に、実測破壊靱性値を予測している。そして、圧力容器で最も怖いのは冷却水喪失事故などに伴って生じる加圧熱衝撃であるから、大破断LOCA、小破断LOCA、主蒸気管破断事故のそれぞれについて生じる力の大きさを応力拡大係数KIとして計算し、破壊靱性予測値KICと比較している。

それによると、圧力容器が温度低下とともに熱衝撃を受け、大破断LOCAの場合、120℃位で応力拡大係数KIが最大となり、このときの破壊靱性予測値KICはそれより高く $KI > KIC$ であるから破壊は起こらず安全であると評価している。

こうした評価手法は現在においても基本的には変わっていないと考えられるが、そもそも予測に用いられる脆化予測式自体が万全でないという問題点があり、また、破壊力学に基づく応力拡大係数KIの時間的変化も、

LOCAのプロセスをどのように想定するかで変わってしまうという問題点がある。人為的操作が可能であるということである。

このように考えると、120℃でのKIとKICの比が1.5程度しかなく、また70℃から100℃付近の間では30MPa程度の差しかないことをもって安全と断定することができるのかは極めて疑問である（以上全体につき、甲137）。

計算過程に不確実要素を多く抱え込んでいるのであれば、安全率はもっと大きくとっておく必要があるはずである。

オ 以上のように、老朽化技術評価は、絶対的なものではなく、その手法には、専門家からも大きな疑問が示されているところである。また、今後の評価については、監視試験片の数が足りなくなっていく中で、評価の前提となるデータ自体がとれなくなっていくという問題もある。この問題に対応するためには、試験片の再生技術を確立することが必要であるが、それは未完成の状態である。

さらに言えば、老朽化対策の根本思想である、部品を交換したり、監視や検査を行い適切にメンテナンスしていけば、設計当時の想定運転年数を超えて、60年くらいは運転していけるという考え方についても、ひび割れが見つかった配管や機器を新しいものに交換して運転すれば、それでいいのかという問題がある。

当然のことであるが、部品を交換してもシステム全体としての原発が生き返るわけではなく、かえってバランスを崩し、思わぬ事故を招く危険性が生じる。

また、各種の制御系統のケーブル類のシールドが、劣化に伴い絶縁機能の低下を起こす可能性もあるが、それらを交換することは不可能である。

3 まとめ

原子力発電は特別な技術である。核分裂反応の制御に失敗すれば、核暴走(核

爆発)を引き起こす。核分裂反応を事故時に制御できたとしても、いわゆる死の灰が出す崩壊熱を除去できなければ、メルトダウンを引き起こす。

原子炉で用いられる機器や材料は、ごくありふれたものである。多くの弁、ポンプ、モーター、配管は、通常の工業製品と本質的にかかわらず、材料もふつうの工業材料である。再循環系配管で用いられているステンレス鋼は、台所の流しや食器に使われているステンレス鋼とほぼ同じである。

金属材料はさまざまな原因で経年劣化する。家電製品であれば、故障の修繕費が割に合わないと感じるようになったとき、新品と交換することになる。しかし、安全にかかわる機器はそうはいかない。自動車や電車、航空機、船舶、工場設備などは、安全性を優先して、(コスト的には損でも)古い製品を使い続けるのをやめるという選択がなされねばならない。原発はその最たるものである。

福島第一原発事故で取り返しのつかない甚大な被害が生じ、未だに被害が収束していない下では、古い原発を、まだ使える、まだ使えと、部品を交換し、だましだまし使い続けることの危険性は明白である。老朽化した大飯原発は直ちに廃炉にすべきである。

第6 被告関西電力が策定しているイベントツリーに従った対策では過酷事故を防ぐことはできない

- 1 被告関西電力は、本訴訟と同種の訴訟である福井地方裁判所における大飯原発差止訴訟において、700ガルを超える地震が到来した場合の事象を想定し、それに応じた対応策があり、これらの事象と対策を記載したイベントツリーを策定していること、4.65メートルを超える津波が到来したときの対応についても同様のイベントツリーを策定していること、これらのイベントツリーに記載された対策を順次とっていけば、1260ガルを超える地震が来ない限り、津波の場合には11.4メートルを超えるものでない限りは、炉心損傷

には至らず、大事故に至ることはないと主張している。本訴訟においても、同様の主張がなされると思われるので、この点についてあらかじめ原告らの主張を述べる。

2 被告関西電力の策定するイベントツリー記載の対策が真に有効な対策であるためには、第1に地震や津波のもたらす事故原因につながる事象を余すことなく取り上げること、第2にこれらの事象に対して技術的に有効な対策を講じること、第3にこれらの技術的に有効な対策を現実地震や津波の際に実施しているという3つの条件がそろふ必要がある。

(1) 深刻な事故においては発生した事象が新たな事象を招いたり、事象が重なって起きることは容易に想定できる。福島原子力発電所における事故原因が未だ解明できておらず、原子力発電所内の核燃料が現在どのような状態になっているのかも不明であることから分かります、事故原因につながる事象のすべてをとりあげ、そこから発生する事象をすべて想定して対策をあらかじめ講じることは不可能である。

しかも、既に述べた通り、大飯原子力発電所や同原発と同型のPWR型原子力発電所において、想定されていなかった事象に基づく事故が実際に起きているのである。例えば細管の減肉によって冷却水漏れ事故が発生しているが、想定されていない細管の減肉があるところに地震が来れば、本来の想定とはことなる事象がおこる蓋然性が高いことは明白である。原子力発電所内のすべての装置が想定されている範囲内の正常な状態にあることを前提にすべての事象を想定することですらほとんど不可能といえるが、ましてや想定外の不具合があること（これが存在することは過去の事故の例からも明らかである）を前提にしたすべての事象を網羅することは完全に不可能である。

従って、被告関西電力がイベントツリーにおいて事故原因につながる事象のすべてを取り上げていることはありえない。

(2) 事象に対するイベントツリー記載の対策が技術的に有効であるか否かは不明であるし、これは被告関西電力において証明されるべき事柄であるが、仮に技術的に有効であるとしても、いったん事故がおこれば、事態が深刻であればあるほど、それがもたらす混乱と焦燥の中で、適切かつ迅速にこれらの措置をとることを原子力発電所の従業員に期待することはできない。

ア まず、地震や津波、その他の事故は夜間も昼間も同じ確率で起こりうるが、例えば原子力発電所の従業員が少なくなる夜間に突発的な危機的状況が起きた際に、ただちに対応できる人員が確保できるのか否か、現場において指揮命令系統の中心となる所長が在所しているのか否かによって、適切かつ迅速な対応がなされない危険性がある。

イ 次に、イベントツリーに従った対応策をとるためにはいかなる事象が起きているのかを把握することが前提になる。しかし、福島原子力発電所における事故に関する政府事故調査委員会や国会事故調査委員会の各調査報告書を見ても、地震がいかなる箇所にもどのような損傷をもたらしたのかがいかなる事象をもたらしたのかの確定には至っていない。事後的に調査をおこなっても確定できないものが、事故の現場において正確に把握できないことは言うまでも無い。

ウ 次に、仮にいかなる事象が起きているかを把握できたとしても、福島原子力発電所の事故からすると、地震により外部電源が断たれると同時に多数箇所に損傷が生じるなど対処すべき事柄は極めて多いことが容易に想定できる。一方で、全交流電源喪失から炉心損傷までの時間は5時間あまり、炉心損傷の開始からメルトダウンに至るまでの時間も2時間以下であって、たとえ小規模の水管破断であったとしても10時間足らずで冷却水の減少によって炉心損傷に結びつく可能性がある。これは福島第一原発の例によるものであるが、福島原子力発電所とことなりPWR型である大飯原発においては水管破断による冷却水の減少速度は福島第一原発よりも

速い。これだけの限られた時間の中で正確な対処がなされなければ大事故につながる危険性がある。

エ 次に取るべきとされる手段のうちのいくつかは、その性質上、訓練や試運転になじまないものがあり、日常的な訓練等によって正確な実施を担保することができない。例えば、空冷式非常用発電装置だけで実際に原子炉を冷却できるかどうかをテストすることなどできるはずもないのである。

オ 次に、取るべき防御手段に必要なシステムそのものが地震や津波によって破壊される可能性もある。例えば、大飯原発の何百メートルにも及ぶ非常用取水路が一部でも地震によって破損されれば、非常用取水路にその機能を依存しているすべての水冷式非常用ディーゼル発電機が稼働できなくなる。非常用ディーゼル発電機が稼働できなくなれば、外部電源が遮断された際に核燃料や使用済核燃料を冷やし続けることができなくなるのである。

3 これらの条件がすべてクリアされなければ被告関西電力が策定するイベントツリーに基づいた対策は意味をなさないが、これらの条件がすべてクリアされることはあり得ないのである。

第7 結語

過去の様々な小事故の示すように、原子力発電所の内部には、予想をされていない欠陥や毀損部分が内在しており、事故が起こった際に予想されたとおりに事故が推移する保証はどこにもない。事故対策のために策定されているイベントツリーは、すべての事故に対応できるものではないことも明らかである。

原子力発電所は、いったん事故を起こせば甚大な損害を及ぼすにも関わらず、その実態は、「万が一にも事故が起こらない」という状況とはほど遠く、むしろいつ事故が起こってもおかしくない状態であると言わざるを得ない。このような

原子力発電所が稼働し続けることは、原告らの生命・身体に対して具体的危険を及ぼすものであり、大飯原子力発電所の稼働はただちに差し止められるべきである。

以上