

平成28年(ワ)第289号, 第902号

平成29年(ワ)第447号, 第1281号

原告 [REDACTED] 外

被告 四国電力株式会社

準備書面18

(設計基準事故及び過酷事故対策)

広島地方裁判所 民事第2部 御中

平成30年 6月 8日

原告ら訴訟代理人弁護士	能	勢	顯	
同	弁護士	胡	田	
同	弁護士	前	川 哲	
同	弁護士	竹	森 雅	
同	弁護士	橋	本 貴	
同	弁護士	村	上 朋 矢	
同	弁護士	松	岡 幸	
同	弁護士	河	合 弘	

目次

第1 福島事故から学ぶべきこと	4
1 NHK報告の内容	4
(1) 報告の視点	4
(2) 2011年3月11日午後2時46分	5
(3) 免震棟の対応	5
(4) 午後4時44分	6
(5) 午後5時19分	6
(6) 午後9時50分過ぎ	8
(7) 午後11時50分	8
2 東電の対応の問題点	9
第2 高圧となり冷却機能を喪失した場合のSA対策に関する審査基準	9
1 規則45条	9
2 解釈45条	10
3 原子炉隔離時冷却系	10
4 タービン動補助給水ポンプ	11
5 上記規則及び解釈が合理性を欠くこと	11
第3 LOCAとECCSについて	13
1 被告の主張	13
2 LOCAとECCSの一般的知見	13
(1) LOCAについて	13
(2) ECCSについて	14
第4 外国におけるECCS作動事例（甲F2）	15
1 ECCSの作動事象	15
2 分析	15
第5 日本で発生した事故	16

1	福島第二原子力発電所 3号機の軸受けリングの破壊事故（甲F 7の1ないし3）	16
2	伊方原発 3号機充てんポンプ主軸折損事故（甲F 6）	17
3	柏崎刈羽原発 3号機の事故（甲F 4）	18
4	玄海原発 3号機化学体積制御系の充てんポンプ主軸が折損する事故（甲F 3）	19
第6	ECCSの機能が失われる可能性	20
1	蓄圧注入系について	20
2	高圧注入系について	20
3	低圧注入系	21
第7	外部電源喪失の場合に備える措置	22
1	被告の主張	22
2	被告の主張の問題点	22
第8	全交流動力電源が喪失した場合の対策について	23
1	被告の対策	23
2	空冷式非常用発電装置（代替電源設備）	23
3	非常用ガスタービン発電機	24
4	タービン動補助給水ポンプ	25
5	充てんポンプによる炉心注水手段	26
第9	まとめ	27

本書面は、被告の設計基準事故及び過酷事故に対する対策が不十分であることを主張するものである。

第1 福島事故から学ぶべきこと

過酷事故対策の適否を判断するにあたって、福島事故が具体的にどのようなものであったかを知ることは極めて重要なことである。なぜなら、設計基準事故及び過酷事故の生々しい現実を正確に、かつ、できる限り実感をもって認識しない限り、その対策の当否を適正に判断することはできないからである。現実はその場にいなかった者が過酷事故の現実を理解するのに適切な報告書として、NHKスペシャル「メルトダウン」取材班報告の「福島第一原発事故7つの謎」の第1章「1号機の冷却機能喪失はなぜ見逃されたのか」(甲F1)が挙げられる。担当裁判官には、是非これを読んでいただきたい。以下その内容を素描する。

なお、設計基準事故 (design basis accident) とは、原子力施設の諸設備、系統に対し、設計条件を定めるために、あるいは、設計を評価するために想定した事故のことである。この想定においては、一定の規則に従って機器の破損や故障の発生を仮定して組み合わせる。また、原子力施設において生じ得る無数の異常あるいは事故の経過と結果をこの少数の想定事故例で包絡できるように、起因事象、途中経過等が定められる。原子力施設設置許可申請書に記載されている各種の事故は、概ね設計基準事故である。

1 NHK報告の内容

(1) 報告の視点

福島事故は、メルトダウンした1号機が水素爆発を起こし、収束作業が困難となり、その後3号機の水素爆発、2号機の放射性物質の大量放出と、事態は連鎖的に悪化していった。1号機のメルトダウンを防げばその後の展開は大きく変わったといえる。その鍵を握っていたのが1号機の非常用冷却装置IC(非常用復水器)であった。吉田所長(以下「吉田」という。)は、ICの機能は維持されていると認識していた。しかし、ICの弁は、電源が失われると自動的に閉じる構造になっていた(フェ

ールクローズと呼ばれる「安全設計」。しかし、実際には、閉じてはならない時に閉じてしまったのであるから、そもそも安全設計になっていない。吉田は、「基本的にICに関して言うと、1、2号の当直員（運転員）以外は、ほとんど分からないと思います。ICというのはものすごく特殊なシステムで、はっきり言って、私もよく分かりません。」と述べ、本店からも全くアドバイスはなかったと述べている。吉田が、ICの機能停止に気づいたのは、1号機の格納容器圧力の異常上昇が判明した11日午後11時50分のことだった。電源喪失から8時間余りが経過していた。その間に、機能停止に気づくチャンスが4回はあったが、なぜこのチャンスが見すごされたのかを明らかにしたい。

(2) 2011年3月11日午後2時46分

激震が襲った。1、2号機の中央制御室は、52歳の当直長をトップに14人の運転員がいた。同室も上下左右に揺れ動き、運転員は操作盤に取り付けられたレバーを握りしめた。当直長は「スクラムを確認しろ」と叫んだ。揺れが収まり、正面のパネルは全て赤く点灯していた。スクラムが成功した色であった。安堵の空気が流れたが、外部電源が喪失しているのが判明。すかさず、「非常用DGを確認しろ」との当直長の指示が飛んだ。「ABとも起動」と運転員が声を挙げた。1号機のICの自動起動が確認され、300℃だった原子炉は180℃程度まで下がった。しかし、午後3時37分、計器盤の点灯が消え始め、約4分の経過後中央制御室は闇に包まれた。ステーション・ブラック・アウト。すべての交流電源が失われた。懐中電灯等を使ってマニュアルを探したが、全ての交流電源を失った事態への対応を記したものはなかった。ランプの点灯がなくなり、ICの作動を確認する方法もなくなった。

(3) 免震棟の対応

中央制御室から350mにある免震棟にも電源喪失が知らされた。吉

田は、「これは大変なことになった」と思ったが、1号機のICは、自動的に起動したとの報告を受けていたので、作動しているものと思っていた。午後4時41分、バッテリーの一部復活により、1号機の水位計が見えるようになった。水位は燃料先端から2m50cm上。正常の4m40cmから1時間に1m90cm下がった。午後4時56分には水位が燃料先端から1m90cm上となった。15分間に60cmも水位が下がったことになり、これはICが作動していないことを示す重要な情報であった。TAF（炉心先端）まで1時間しかないということになる。吉田は、この情報について、記憶から欠落していた。情報班のメモには、「TAFまで1時間」という発言の後に、「事務本館入室禁止」、「海側バス乗り場まで海水が来ており、応援に行けない」等々の中断のない関係者の発言が記されている。問合せ等のコールが免震棟に押し寄せ、その対応の中で、「TAFまで1時間」という情報がかき消されたのである。

(4) 午後4時44分

免震棟から中央制御室に「ブタの鼻から蒸気が出ている。」との報告があった。先に、当直長は免震棟にブタの鼻から蒸気が出ているかどうかの確認を依頼していた。しかし、それは蒸気がもやもや出ているという程度のものであった。試運転をしたこともなかったため、IC作動による挙動を理解していなかった。実際にはICが作動した時にはビックリするほどの轟音がする。

(5) 午後5時19分

当直長は、運転員2名に、ICの作動確認のため、冷却水のタンクの脇にある水位計の確認を指示した。午後5時50分建屋の二重扉を開けようとしたところ、ガイガーカウンターの針が振り切れた。運転員は確認を諦めるしかなかった。午後6時18分、ICの弁の状態を示すランプがうっすらと点灯した。緑色であった。弁が閉じ、ICは作動してい

ないことを示していた。もともと I C はバッテリーの電源が失われた時、弁が自動的に閉まる構造であった。当直長は、制御盤のレバーで弁を開くよう指示した。運転員のレバー操作によって弁が開かれ、ランプは赤色となり、I C は起動した。このことは免震棟にも知らされた。しかし、ブタの鼻からの蒸気は、最初勢いよく出たものの、ほどなく見えなくなった。これを聞いた当直長は、I C のタンク内の冷却水が減り、蒸気の発生が少なくなったと考え、空焚きとなって配管が破損することを恐れ、弁を閉じるよう指示した。I C は再び停止した。しかし、この情報は、免震棟には伝わっていなかった。弁を閉じるという決断も、免震棟の指示なしで行われた。吉田は、「当直長ら I F の者は自分でやろうとし過ぎた。私は猛烈に反省している。何回も自分が確認すべきだったと。」と述べている。中央制御室にいるたたきあげ集団と免震棟のキャリア組との断絶があったともいえる。

上記の点については、以下のことがいえる。すなわち、1 基の I C の隔離弁は、格納容器の入口弁 2 つと出口弁 2 つの計 4 つあり、通常は 1 つを除いて 3 つは開いており、炉心を冷却する時にはその閉じた弁が開くことで自動的に冷却が開始する。しかし、もし配管が切れた場合には放射能を含んだ冷却材が格納容器の外へ出てしまうので、配管破断が起きたり電源がなくなると自動的に閉じる「フェールクローズ」設計になっていた。配管破断ではなく電源がなくなった場合にも、弁を閉じてしまうことは、冷却するべき時に自ら冷却できなくしてしまったことになる。「フェールセーフ（故障した場合に安全な状態になるようにすること）」にするつもりがそうになっていなかったことになる。トラブルがあった場合に、安全側に動作するように設計すべきであるが、一つの隔離弁が「閉じるべき」か「開くべき」かは、配管破断の有無に依存し、配管破断を検出する流量計の働きが前提になるため、フェールセーフにならない。

言い換えれば、弁を開くか閉じるかが周囲の状態によって判断が異なる場合には、フェールセーフは成立しにくい。

(6) 午後9時50分過ぎ

吉田は、中央制御室から、水位計が復活したとの報告を受けた。「TAF + 200mm」という。午後10時「TAF + 550mm」という報告であった。吉田は、この報告により、水位が確保されていると判断した。しかし、この水位は、全く事実と反したものであった。この誤りは水位計の基準となる水が蒸発していたためである。

上記の点については、以下のことがいえる。すなわち、上記の件は、東京電力が事故発生から2か月近くになる5月半ば近くまで「メルトダウンの発生」を認めようとしなかった原因でもある水位計の欠陥であった。この欠陥は、事故後7年経過した今でも解消されていない。高温でも機能する水位計は開発されておらず、周囲の温度を計測することで、「温度が一定以上になると、水位が正しく表示されない。」と間接的に水位計の限界を警告しているだけである。原子炉の水位を計るという原発にとって最も重要な計測機器の重大な欠陥すら解消できていないことが、原発の脆弱性を表している。

(7) 午後11時50分

計器の復旧により、1号機の格納容器の圧力が600キロパスカルであることが判明。それは、格納容器の設計圧力を超えており、高温高圧となった原子炉から大量の放射性物質を含んだ水蒸気やガスが格納容器内に流れ出ていることを意味していた。吉田は、この時、ICが作動していないことを認識した。電源がなくても、原子炉を冷却できる機能をもった2台のICも、IC配管の破断あるいはフェールクローズ機能で隔離弁が閉じてしまって開くことができなかったことが原因で、冷却機能を失っていたと推測されている。また、国会事故調の報告書によると、

大量の水素が I C の配管に流入すると、I C は機能しなくなることも指摘されている。

2 東電の対応の問題点

概略は以上のとおりである。当時の東電の幹部職員が原発神話に毒され、全電源喪失などという事態をおよそ想定していなかったこと、そのため、そのような事態に備えた、人的物的態勢を整えていなかったことがよく分かる。と同時に、この報告は、原発施設が全電源喪失となり、冷却機能を失い、計器が作動しない状態となったとき、メルトダウンに至るまでの時間が数分程度の短いものであり、その間に冷却機能を回復させメルトダウンを防ぐことがいかに困難であることを証明している。加えて、伊方原発のような PWR では、大 LOCA（冷却材喪失事故）が発生し、かつ ECCS が作動しないと最短約 22 分程度で炉心溶融が始まり、さらに冷却機能の回復ができないと、事故発生から約 1.4 時間で原子炉容器が溶融破損する（甲 F 9，原子力市民委員会特別レポート 5「原発の安全基準はどうあるべきか」2017 年 12 月 25 日，p.28 参照）。

第 2 高圧となり冷却機能を喪失した場合の SA 対策に関する審査基準

1 規則 45 条

発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設置の基準に関する規則 45 条，以下、同規則を「規則」という。）。

なお、原子炉圧力容器に接続する配管や隔離弁などは、運転時に原子炉から発生する蒸気によって原子炉圧力容器と同じ圧力がかかっており、この範囲のことを「原子炉冷却材圧力バウンダリ」という。

2 解釈45条

また、同規則の解釈（以下「解釈」という。）45条は、「規則45条が求める設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。」と定めている。解釈45条の定める設備は以下のとおりである。

（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の入力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

※原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

3 原子炉隔離時冷却系

これは、BWRにおいて、異常な事象が発生し、通常の系統による原子炉への給水ができなくなった時、原子炉の蒸気を駆動源とするポンプによって給水する系統をいう。RCIC（Reactor Core Isolation Cooling

system)とも略される。原子炉の冷却系（主蒸気系，復水系等）において配管破断等の異常事象が生じた際，原子炉は安全の確保のため主蒸気隔離弁を閉止して外部から隔離する。この状況では，通常のタービン主復水器からの復水，給水系による原子炉への給水が出来なくなる。異常事象によって原子炉は緊急停止されるが，炉心の余熱，崩壊熱によって原子炉は加熱され，圧力が上昇して逃がし安全弁が作動，原子炉の蒸気は圧力抑制プールに放出される。この放出は原子炉の水位を低下させ，燃料を露出させることになる。R C I Cは，発電所の全交流電源喪失も考慮し，給水ポンプの駆動源に原子炉の崩壊熱による蒸気を使い，初期には復水貯蔵タンクの水を，その後，圧力抑制プールの水を原子炉に給水する。ポンプを駆動した蒸気は圧力抑制プールに戻るので，この系統はクローズドループ状態での循環運転となり，電源がなくとも一定期間，原子炉の崩壊熱を除去する。R C I CはE C C Sとしても機能する。

4 タービン動補助給水ポンプ

これは，PWRにおいて，蒸気発生器への通常の給水機能が喪失した場合に，復水タンク等に貯留している純水を蒸気発生器に給水することにより，炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するために用いるものである。短時間の全交流動力電源喪失時においても，主蒸気管からポンプ駆動用タービンに蒸気を供給し，同ポンプを用いて蒸気発生器へ給水することができるとされている。

5 上記規則及び解釈が合理性を欠くこと

冷却機能が喪失した場合に備えて要求したことは，PWRに限定して言えば，「タービン動補助給水ポンプにより冷却するため，現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により，その起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること」ということになる。

しかし、可搬型の設備は、手動によるものである。そして、全電源を喪失し、冷却機能も喪失するほどの大地震に襲われた原発施設では、地割れ、余震、交通渋滞等が想定され、人命優先から避難を優先した対応がなされることは必至であり、情報も錯綜する中、そのような条件下で人の手によって上記の起動及び運転継続ができるかは極めて疑問である。福島事故の教訓よれば、電源喪失とLOCAが生じた後数時間で炉心が剥き出しとなり、炉心溶融が開始するのであり、その短時間の間に手動で上記の作業やり遂げなければならないのであって、その現実的可能性に疑問が残ることは明らかである。原子力市民委員会特別レポート5「原発の安全基準はどうあるべきか」2017年12月25日、p.29～30は、可搬式設備について、「可搬式設備は暴風雨、積雪、竜巻などの苛酷な気象条件や巨大な地震・津波による敷地内のアクセスルートの地割れ、陥没、隆起、浸水、瓦礫堆積、余震発生などの異変状態においては、設備の移動や屋外での操作に困難を伴うため、その機能に期待することはできない。使用場所、接続箇所が予め判明しているかぎり、可搬式はやめて、常設型にするべきである。」と指摘している。原子力発電所が炉心溶融を起こすといった物理的にも時間的にも切迫した状況で、希望的観測の下での事故対策を可能と判断することは、福島事故の原因となった「安全神話」そのものであり、福島事故を再現することにつながる。

この点につき、伊方原発仮処分の抗告事件に関する広島高裁決定は、「常設設備のデメリットを踏まえ、可搬設備は、接続作業等の人的対応が必要となるデメリットはあるとしても、想定していた配管が使えなくなった場合でも他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間も接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによって選択肢を広げる等の対策が可能となるとともに、経験則的に耐震性上優れた特性がある。」と判示しており、被告もこのような主張

をすることが予測される。しかし、この判断は、可搬型と常設設備との比較をしているに過ぎず、手動による危険性に目を塞いだものであり、万が一にも福島のような事故は起こしてはならないという見地から考えたならば、机上の楽観的予測というほかない。

以上に指摘した点にかんがみれば、上記の規則及び解釈による審査基準は、合理性を欠くものといえる。

第3 LOCAとECCSについて

1 被告の主張

被告は、LOCAが発生した場合の処置として、以下のことを挙げている。

ECCSによる冷却として、蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系がある。

高圧注入系、低圧注入系の電源ポンプは外部電源が喪失した場合でも、独立した2系統の非常用電源ディーゼル発電機から給電できる。

蓄圧注入系は、1次冷却系圧力が低下すると、窒素ガスの圧力によって自動的にホウ酸水が注入される。駆動源は必要としない。

高圧注入系、低圧注入系の水源は、燃料取り替え用タンクであるが、この水位が低くなると、格納容器再循環サンプに切り替え、注水を継続できる。

2 LOCAとECCSの一般的知見

(1) LOCAについて

LOCA (loss of coolant accident) は、原子力発電プラントの設計上最も回避すべき事故の一つで炉心溶融に直結し、放射性物質の大量放出につながる事故であるから、高度の安全対策が必要である。PWRは、1次系の冷却材を沸騰させないために圧力を約150気圧まで上げており、沸騰水型(BWR)(約70気圧)に比べて、2倍の圧力であるか

ら一般にLOCAの時には、冷却材の流出に伴い1次系の冷却水は減圧沸騰（圧力が急激に落ちると直ちに水が沸騰し水蒸気に成る現象）し大半が1次系から流出してしまい、炉心は1次的に空焚きになる。ECCSはこの時、大量の冷却水を注入し原子炉を再冠水する必要がある。LOCAには、大LOCA、中LOCA、小LOCA等規模の違いがあり、その対策も様々な緊炉心冷却系（ECCS）がある。また、LOCAに対して多重化・多様化した仕組みになっているが、原子力に限らず発電プラントは、数多くの装置が無数の部品から構成されており、普通に設計された装置は、部品点数が増えるにしたがって故障する可能性が増大する。原子力市民委員会特別レポート5「原発の安全基準はどうあるべきか」2017年12月25日は、p.123～124 図25「確率的安全」と「確定的安全」で、原子炉の冷却系システムは部品の故障が安全装置の機能喪失につながる設計になっていると指摘している。

(2) ECCSについて

故障することも考慮して、単一故障基準（当該装置の一つが故障したとしても機能喪失しないこと）が適用される。しかし、事故の形態は多種多様で、同じLOCAでも1次系大口徑配管の破断（大LOCA）から中小配管の破断や小さな亀裂からの漏れ、逃がし弁の開固着（米国スリーマイル島原発事故が代表的）や弁類からのリーク等（中LOCAあるいは小LOCA）様々なLOCAが有り得る。それぞれに対応するECCSも変わってくる。ECCSは、それぞれ設計上与えられた（決められた）条件で作動するように作られており、その条件を逸脱すると、機能しなくなる。また、設計条件内であっても構成する部品類が故障するとその系統は機能しなくなる。

第4 外国におけるECCS作動事例（甲F2）

1 ECCSの作動事象

「非常用炉心冷却系（ECCS）作動事象の分析」（甲F2）は、米国NRCが調査したデータを元に1983年4月から1992年3月までの10年間に発生したWH型PWRプラントECCSの作動事象を分析したものである。これによれば、海外のPWRプラントのECCS作動実績は、1次系で9件発生したこと、そのうち4件は機器本体の不具合で、残りの5件は制御系の不具合であったこと、2次系では、31件の内機器本体の不具合が5件、制御系の不具合は21件もあったことが認められる（F2の第6図）。その要因は、1次系で蒸気発生器本体の不具合が2件、加圧器スプレー弁本体の不具合が2件、同スプレー弁の制御系不具合が4件、加圧器逃がし弁元弁の制御系不具合が1件であった（甲F2の第7図）。

2次系では、タービンバイパス弁で10件（内機器本体の不具合1件、制御系の不具合8件）、主蒸気隔離弁5件すべてが制御系の不具合、主蒸気安全弁5件（内5件は機器本体の不具合）、主蒸気加減弁の制御系の不具合3件、給水系ほかで8件の不具合が発生している（同第7図）。

2 分析

日本では作動したことが少ないECCSだが、米国ではかなりの回数が記録されており、弁類の故障と機器の制御系の不具合が多かった。これらのデータから、ECCS系も様々な機器の故障と関係していることが分かる。ECCSは、LOCA時に最も重要な冷却システムであるから、絶対的に作動する保証が必要とされるべきである。ECCSは日本ではほとんど作動した経験がないので、その信頼性に関するデータ（作動実績）がない。そこで、海外でECCSの作動実績を分析したレポートを元に、ECCSが計画通りに作動できない、あるいは故障するケースを調べた結果、相当数の不具合事例があったということである。しかも、対象は、WH型

のPWRの蒸気発生器であり、本件原発とほぼ同類の性能と弱点を持っている。何らかの原因で、ECCSが作動しない可能性が疑われた場合には、原因を特定し、対策をするまでは、稼働させるべきでない。なお、「日本のECCSは、海外より信頼性が高い」などということはいえない。なぜなら、実際に作動した実績がないからである。むしろ日本のそれは、「事故の時に」本当に作動するのかわからないといえる。ECCSは、定期的に「作動の確認」をすることになっているが、作動確認をした後に故障することもあり、海外では、「実機のECCSが故障する蓋然性がある」ことが証明されていることも考慮されなければならない。

第5 日本で発生した事故

ECCSの設備の不具合の可能性をうかがわせる事故として、以下の事故がある。

1 福島第二原子力発電所3号機の軸受けリングの破壊事故（甲F7の1ないし3）

平成元年1月1日福島第二原子力発電所3号機で原子炉再循環ポンプのBポンプの水中軸受けリングが疲労破壊し、原子炉内にポンプ部品の金属片が流入する事故が起こった。BWRの再循環ポンプはPWRの1次冷却材ポンプに相当する大型ポンプで、ECCSではないが運転中は常時大量の水を原子炉に循環させている重要な大型回転機器であるため、この事故事例を採り上げる。

同日、原子炉再循環ポンプのBポンプの振動が激しくなり警報が鳴った。ポンプ速度をわずかに下げ、監視しつつ運転を続けた。無理に1月7日まで運転を続け、定期検査をしたところ再循環ポンプBの水中軸受けリングの隅肉溶接部が、流体振動および機器の回転振動により完全に疲労破壊し、原子炉内にポンプ部品の金属片が流入する事故が起こった。水中軸受けリングはポンプ本体に固定されており、回転はしないがポンプ内の流体の圧

力を常に受けている。羽が回転することにより、周期的な圧力変動が発生し、回転による機械的な振動も加味して振動が発生していたものと考えられている。水中軸受けリングは、大きな段差（本体約 38 mm，リング 25 mm 程度）があり、その段差は隅肉溶接という、上下 2 箇所が別々の溶接によりつなげられていたが、その溶接の溶け込み不良部分の応力集中係数が大きくなり、変動ピーク応力（繰返し応力）が疲労亀裂を発生させ、長期間にわたって徐々に亀裂が進展し破断したものと見られている。そもそも、繰返し荷重が発生する強度部材は、完全溶け込み溶接（通称フルペネという、欠陥の生じにくい溶接継ぎ手）を採用することが原則であり、隅肉溶接を採用したことが応力集中部を生じさせたといえる。この点からして、設計ミスとも考えられる。疲労破壊は、機械の破壊形態として非常に重要な破壊モード（壊れ方）のひとつで、設計段階でどんなに検討しても、強度部材の表面の加工寸法（溝の曲率半径 R の仕上がり寸法など）の不確かさが大きく、思わぬ破壊が発生する可能性が高い。特に、原子力発電プラントの中でも、常時運転をしている、BWR 再循環ポンプや PWR 1 次冷却材ポンプなどは、その危険性をはらんでいるといえる。また、ECCS 系のポンプ類も同様の故障を起こす可能性がある。

2 伊方原発 3 号機充てんポンプ主軸折損事故（甲 F 6）

通常運転中の伊方原発 3 号機で、平成 16 年 3 月 9 日に発生した 1 次冷却材漏えいトラブルは、その後の四国電力の調査結果で、充てんポンプ C の主軸が折損し、軸受け部、増走機—ポンプ間カップリング継ぎ手ほか、同系統部分の広範囲にわたって破壊・損傷が発生していたことが分かった。ポンプ主軸折損（完全に破断）という重大な破壊は、軸に取り付けられたスプリットリングの取り付け部のコーナー部から疲労亀裂が発生し、その後長期間かけて亀裂が進展し破断に至ったものとわかった。設計上想定していない繰返し荷重や、コーナー部の想定以下の小さな曲率半径による応

力集中などが原因で、十分な強度があるはずの直径 70～80 mm 程度（図・写真から推測）のものであった。伊方 3 号機の安全上重要なポンプは少なくとも 26 台、放射能を含むポンプは少なくとも 46 台あるが、これらのポンプ類も故障する可能性があり、故障の状況によって重大な事故に至る可能性も否定できない（（甲 F 6）添付資料－22（1/4），（2/4））。

なお、被告の充てんポンプの事故原因調査報告は、軸直径という疲労強度上もっとも重要な寸法を欠落（少なくとも主要な報告に分かりやすく出していない。）させている。意図的か偶然かを問わず、重大な落ち度と言わざるを得ない。そもそも、回転機械の事故や強度について発表する時に軸寸法の情報を開示しないなどということはある得ない。不誠実と言うほかない。

3 柏崎刈羽原発 3 号機の事故（甲 F 4）

平成 19 年 7 月 16 日中越沖地震で激しい揺れに襲われた柏崎刈羽原発 3 号機の事故である。

所内変圧器が杭基礎であったのに対して所内変圧器 2 次側接続母線部のダクト基礎が直接基礎であったため、今回の地震によりダクト基礎の方が約 20 cm 余分に沈下し、ブッシングが破損して絶縁油が漏えいするとともに、ダクトとブッシングが接触して地絡・短絡でアーク（火花）が発生して火災に至ったと言われている。したがって、火災は地震発生直後に発生したと推定されるが、地震発生約 2 分後にはパトロール中の職員によって火災が発見されている。その後職員ら 4 名が屋外消火栓設備を用いて初期消火を試みたが、消火配管の損傷により有効な放水を行うことができなかった。また、当直長は 119 通報を何度も試みたが 10 時 27 分まで繋がらず、繋がった際には消防本部から「地震による出動要請が多く、到着が遅くなるので、消防隊到着まで自衛消防隊で対応して欲しい」との回答を受けた。しかし、初期消火に当たった職員等は、消火がままならない状態では変圧

器が爆発する危険性があると 10 時 30 分頃に判断し、非常災害対策本部に報告し、安全な場所に退避し、消防隊の到着を待った。地震により参集した非番の消防職員が 11 時 32 分に化学消防車等で消火活動を開始するまでの約 1 時間は、変圧器火災が放置され、黒煙を上げ続けていたことになる。(季刊 消防防災の科学 NO.91 2008 年冬号より抜粋・一部省略)

4 玄海原発 3 号機化学体積制御系の充てんポンプ主軸が折損する事故 (甲 F 3)

平成 23 年 2 月 9 日発生の事故である。運転中の C 充てんポンプ軸受温度高の警報が発信したことから、予備機に切り替え、C 充てんポンプの分解点検を実施した。その結果、同年 12 月 16 日、ポンプ主軸が折損していることを確認され、詳細調査が実施された。調査の結果、①主軸の溝部のコーナR部の曲率半径が小さく、応力集中(形状が不連続であることから一部に応力が集中し亀裂発生の原因となることがある)が発生した。②充てんポンプの上流にある体積制御タンクが、低水位の状態でもポンプを長期間運転したため、ポンプ入口の水平配管部にガス溜まりが発生し、このガスの流れ込みで生じた振動により主軸に繰返し応力が発生した。結果として発生した応力が疲労限度を超え疲労破壊した。コーナR部の曲率半径が、製作時の図面指示値(0.8mm)より小さい値(0.44~0.70mm)であった。このように、軸のごく一部の製作誤差等が原因で破壊してしまうことがある。なお、図面どおりの寸法でできていないことは、設計時の計算に考慮されていない。十分な余裕を持った設計になっていたはずであるが破壊してしまったのである。なお、すでに廃炉が決まっているが、平成 7 年 12 月 8 日、高速増殖炉「もんじゅ」において、配管の温度計のさや管が流体の流れによる振動により、さや管表面の段差の応力集中部が疲労破壊してナトリウム漏れを起こす類似の大事故が起こった(甲 F 8)。

第6 ECCSの機能が失われる可能性

1 蓄圧注入系について

蓄圧タンク（ホウ酸水）、逆止弁などで構成されている。1次冷却材の喪失などで、1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると、逆止弁が自動的に開き（外部電源等の駆動源は必要としない）ホウ酸水が炉心に注入される仕組みになっている。したがって、外部電源等やモーターやポンプなど動力を使用しない設計になっている点で事故の時に故障しにくく信頼性が高い。しかし、だからと言って確実に作動するとはいえない。例えば、逆止弁が故障すると作動しないし、あるいは蓄圧タンクに漏れが発生するなど何らかの原因で蓄圧タンク内の保持すべき圧力が1次系の圧力より下がってしまうとホウ酸水は注入できない。また、LOCA発生直後は蓄圧注入系が作動しても、蓄圧タンクのガスがなくなる、あるいは、ホウ酸水自体がなくなると1次冷却材が十分注入できなくなるか、あるいは、ホウ酸水が注入できなくなることもあり得る。

2 高圧注入系について

(1) 原子炉冷却材配管の小破断時に使用されるECCSで、原子炉冷却材の漏れが少なく、原子炉の圧力が比較的高い状態になるので、高圧力で冷却材を注入できるよう高圧注入ポンプが必要で、配管、弁類などで構成されている。したがって、高圧注入系のいずれかの部品が故障すると1次系に冷却水を注入することができない。単一故障基準を適用しているが、潜在的な欠陥（製造時のきずや不適切な設計による欠陥）や運転に伴う劣化（機械的振動や流体の流れによる振動による金属疲労や材料の腐食）等が原因で複数の装置が同時に壊れる共通要因故障が起こった場合や人為的なミスで、高圧注入系も機能しないことが起こり得る。米国スリーマイル島原発事故は、水位が不明であったこともあり、自動的に作動したECCSを切ってしまい炉心熔融事故に至ったものである。

また、1次冷却材喪失事故が発生した場合には、「ECCS作動」信号が
発せられるように設計されているが、その信号系統に異常があると作動
しない。

- (2) 高圧注入系の弁が開き高圧注入ポンプが起動する仕組みとなっ
ているが、弁の駆動源が確保できない場合や弁が故障していると高圧注
入ポンプは働かない。水源としては、燃料取替用水タンクのホウ酸水が
炉心に注入され、燃料取替用水タンクの水位が低くなると、水源を格
納容器再循環サンプに切替えて注水が継続され、再循環モードに移行
するという仕組みになっているが、これは水源を切り替える弁が働くこ
とが前提である。非常時にこうした弁の切り替えがうまくいかないこと
は時々起こることがあり（福島事故でも弁の不作動や予期せぬ作動が多
々あった。）、必ず作動するとはいえない。米国スリーマイル島原発事
故では、主給水ポンプの停止に伴って作動する切り替え先の補助給水
ポンプの弁が点検時に誤って閉じられていたことにより、原子炉に水が
入らなかったことが事故の発端であった。

3 低圧注入系

大規模なLOCAが発生した時に大量にホウ酸水を1次系に注入するよ
うに起動するもので、余熱除去ポンプおよび余熱除去冷却器などから構
成されている。「ECCS作動」信号により起動し、燃料取替用水タンク
のホウ酸水が炉心に注入される。燃料取替用水タンクの水位が低くな
ると、水源を格納容器再循環サンプに切替えて注水が継続され再循環
モードに移行する。ECCSの作動に関するトラブルや弁類の故障及び制
御系の不具合事例は、高圧注入系と同様、前記第4に記述した「非常
用炉心冷却系（ECCS）作動事象の分析」に掲げられている。また、
ポンプ電動機はおのおの独立した2系統の非常用母線に接続されてお
り、外部電源喪失時にはディーゼル発電機から給電されるが、これも
高圧注入系と同様の故障が生

じる可能性がある。

第7 外部電源喪失の場合に備える措置

1 被告の主張

被告は、この措置として、「非常用電源機及びその付属施設を、各号機に2台備えた。各号機間で融通可能とした。定格出力で3.5日にわたって給電できるよう、燃料を貯蔵している。最低必要な負荷であれば、約7日給電できる。」旨主張している。要するに、外部電源は複数回線あるが地震等ですべての回線が同時に喪失する可能性が高い。その場合には、従来設置している非常用ディーゼル発電機が起動するはずであるが、それらも機能しなかった場合に備えて、非常用発電機とその付属施設を、各号機に2台設置するとのことである。

2 被告の主張の問題点

上記の措置については、以下のような問題点がある。

- (1) そもそも、建屋中に設置した装置類が機能しなかった場合に、建物の外部に用意した非常用電源が確実に機能するとはいえない。例えば、津波等を考慮して高所に設ければ、地震で地盤が緩くなり土砂崩れを起こす可能性があり、地震動が大きすぎて電源設備や送電線の基礎が大きく揺すられ、接続部が壊れるなどにより機能喪失してしまう可能性も否定できない。なぜなら、原子炉格納施設、燃料取扱建屋、タービン建屋、補助建屋とは、離れた場所にあり、それら建屋類の基礎とは別の基礎の上であり、地震動によりそれぞれ別の揺れ方をするので、建屋間を結ぶケーブルが損傷する可能性があるからである（前述の柏崎刈羽原発3号機）。
- (2) 各号機間で電源を融通可能とすることは、片方の号機が被災した時にもう一方の号機の電源を融通することができる場合もあるが、一長一短であり電源を接続することによって、トラブルが号機間をまたがって発

生し、事故が拡大するおそれもある。

(3) 被告は、「定格出力で3.5日にわたって給電できるよう、燃料を貯蔵している。」とするが、福島事故に照らせば、非常時の対策としては不十分である。少なくとも2,3週間程度は必要である。「最低必要な負荷であれば、約7日給電できる。」というが、事故発生時に、“最低必要な負荷”を仮定することは適切でないし、そもそも7日間は短すぎる。重大事故時には、できるかどうかも分からない、復旧をあてにすべきではない。

第8 全交流動力電源が喪失した場合の対策について

1 被告の対策

被告は、この対策として、①空冷式非常用発電装置（代替電源設備）、②タービン動補助給水ポンプによる2次系冷却手段、③充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水手段を挙げている。

2 空冷式非常用発電装置（代替電源設備）

被告は、これを、海拔32mに3号機に2台、1,2号機に各1台設置しているが、この設備は動力用の燃料の重油タンクより、ミニローリーにより燃料を補給する必要がある、離れた所から燃料の補給を必要とする事故対策は非常時に確実に機能するとはいえない。この点は、可搬型設備の問題点として指摘したとおりである。したがって、これが、代替電源設備として、規則45条及び解釈45条が要求する「必要な電力を確保するために必要な設備」として十分な信頼性があるかどうかは極めて疑問である。

また、福島事故の経緯に照らせば、危機的な状況がある程度収まるまで数週間から月単位の期間を要することは明らかであり、原発事故の多様性をも併せ考慮すると、事故の対策としての常用代替電源設備の機能が7日間で十分であるなどということは到底いえない。

3 非常用ガスタービン発電機

被告は、非常用電源として、空冷式非常用発電に加えて非常用ガスタービン発電機を新たに設置し、「既設の非常用高圧母線を介して各負荷に給電できる設計として、既設の空冷式非常用発電装置と同様に、中央制御室からの遠隔操作により起動する。」としている。これにより、非常電源としての信頼性は上がるとはいえるものの、これにも以下のような限界があることからして、これらの設備で安全が確保されるとはいえない。

- (1) 空冷式非常用発電装置は、燃料の補給が必要で、重油タンクとそこから重油を移送するミニローリーが必要となる。この問題点については可搬型設備の危険性に関して主張したとおりである。また、空冷であるから冷却水は不要だが、火山灰等によるフィルターのつまりには脆弱である。
- (2) 非常用ガスタービンは、中央制御室から起動信号がくること、それを受ける制御盤が健全であること、燃料油貯油槽に十分燃料油があること、燃料油移送ポンプが機能すること、ガスタービン用燃料タンクが健全でありガスタービンおよび発電機が健全であること、既設非常用高圧母線へのケーブル等の接続が確保されていること等が前提である。いずれかに欠陥があれば機能しない可能性がある。
- (3) 燃料の貯蔵量や補給で 7 日間連続運転が確実かどうかは、「そうした補給能力を持っている」ということに止まり、運転が確実であるとまではいえない。さらに、7 日間という期間は、あくまで非常用電源としての緊急時の期間にすぎず本来はより長期間電源を確保する必要がある。
- (4) 空冷式非常用発電装置と非常用ガスタービン発電機は、独立した多様性のある発電装置であるが、最終的には「既設非常用高圧母線」につながりこむから、非常用高圧母線が活着していることが大前提である。いかに多重化・多様化しても、その電気が受電し冷却用ポンプ等の冷却装置に

届かなければ意味がない。

- (5) 既認可の有効性評価で、空冷式非常用発電装置と非常用ガスタービン発電機は共に、所要時間約30分として有効性があると評価しているが、一定の条件下で「30分以内でできそうである」という蓋然性を評価しているにとどまり、地震等による電源喪失事故が発生している条件下で、複数の人間が作業をする時に、「確実に30分以内で作業ができる」とはいえない。原子力規制委員会が確認していることは、『安全性の確認』ではなく、『追加した装置が機能することを前提とした対策の蓋然性』にとどまるものである。事故のシナリオは無限にあり、多くの事故はまさかと思われるシステムのすきま（潜在的欠陥）をぬって大事故に発展していくものである。

4 タービン動補助給水ポンプ

これによる2次系冷却手段は、蒸気発生器への通常の給水機能が喪失した場合に、復水タンク等に貯留している純水を蒸気発生器に給水することにより、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するというものである。短時間の全交流動力電源喪失時においても、主蒸気管からポンプ駆動用タービンに蒸気を供給し、同ポンプを用いて蒸気発生器へ給水することができるとされている。

しかし、故障することもある。平成26年1月16日、伊方原発1号機でタービン動補助給水ポンプの軸封部から白煙が出ているので、運転を停止し分解点検したところ、当該軸封部のグランドパッキンとポンプ主軸を保護する軸スリーブとの接触面の摩擦が高まり、摩擦熱でグランドパッキンから白煙が出たものと推定し、グランドパッキンを交換した。本事象は、国への報告対象には該当しなかったが、これにより、回転機械は軸受けや軸封部など軸周りのトラブルが発生することがあることが分かった。1号機の場合は、当該タービン動補助給水ポンプ以外に電動機駆動型の電動補

助給水ポンプ 2 台があるが、電源喪失時には本タービン動補助給水ポンプが蒸気発生器の蒸気で駆動する。本件トラブルのように軸系統等で不具合が発生すれば、2 次系冷却手段がなくなることになる。軸系は健全であっても、同じ状況で、何らかの原因で、蒸気発生器からの蒸気の圧力が低下し、あるいは、蒸気が十分供給されなくなると冷却ができなくなる。

5 充てんポンプによる炉心注水手段

充てんポンプは、1 次冷却材が負荷の減少で収縮したとき、体積維持のために補給水を供給するポンプであり、通常 3 台設置されている。このポンプは電動式で、電動機、固定子、コイルエンド、空冷冷却器等からなる充てん電動機で充てんポンプを回転させる仕組みになっているが、伊方原発 3 号機（平成 16 年 3 月 9 日発生の主軸折損事故、既述）や玄海原発 3 号機（平成 23 年 2 月 9 日発生の主軸折損事故、既述）で主軸が折れる重大な事故を起こした。

また、伊方原発 2 号機は、平成 22 年 8 月 20 日、充てんポンプ 2 B で、通常は動作しない逃がし弁（圧力上昇によるポンプや配管の損傷を防止するため、予め設定された圧力以下に圧力を下げる機能を有する弁）が動作していることが確認されたので、当該ポンプを停止した（甲 F 5）。被告は、「調査の結果、設備に異常はなく、充てんポンプの運転機の切換操作において、充てんポンプの速度調整と充てん流量調整弁の開度調整の操作タイミングがわずかにずれたため、充てんラインの圧力が高くなり、当該弁が動作したものと推定した。」としているが、正確な原因ははっきりしない。その後現状復帰したとして、そのまま運転入ったが、逃がし安全弁の誤作動の可能性を含めて原因を解明しておかないとまた類似のトラブルが起き、事故の端緒となりかねない。充てんポンプは 3 台あるとしつつも、各原発で事故やトラブルが多発していることが懸念される。

第9 まとめ

以上は、福島事故における炉心溶融に至る事故の進展を参照しながら、ECCS等の仕組みを検討し、ECCSが機能しない可能性があることを様々な事例で示したものである。これによれば、以下のことが指摘できる。

- 1 原子力発電所の事故は、本来備えられている冷却装置であるECCSが作動しない事態となったとき、人の手による事故対策に実効性があるとは言い難い。
- 2 日本ではECCSの作動実績がほとんどないので、海外の事例からその信頼性を検討したが、様々な課題があることが分かった。
- 3 原子炉の熱出力は大きく、冷却を続けないと短時間で炉心溶融を起こす。
- 4 一旦炉心溶融を起こすと物理的にも時間的にも、冷却機能を回復させることが非常に困難である。
- 5 現在検討されている炉心溶融を防ぐ対策は、不確かであり、実現困難な点が多々認められる。

以上