

平成25年(ワ)第213号 福島原発避難者損害賠償請求事件
原告 早川篤雄外38名
被告 東京電力株式会社

準備書面(2)

2013(平成25)年11月14日

福島地方裁判所いわき支部(合議第1係) 御中

原告ら訴訟代理人弁護士	小	野	寺	利	孝
同	広	田	次	男	
同	清	水		洋	
同	米	倉		勉	
同	笹	山	尚	人	
同	渡	辺	淑	彦	
					外

目 次

1	本準備書面の目的	3
2	福島第一原発の概要	3
3	原子力発電所の仕組み	4
	（1）発電の仕組み	4
	（2）原子炉圧力容器と格納容器及びその付随設備	5
4	原子炉施設の安全を確保するための仕組み	8
	（1）止める機能（原子炉停止機能）	8
	（2）冷やす機能（原子炉冷却機能）	8
	（3）閉じ込める機能	13
4	冷却系を稼働させるための電源設備	14
	（1）外部電源設備	14
	（2）非常用ディーゼル発電機	15
	（3）金属閉鎖配電盤（M/C）及びパワーセンター（P/C）	15
	（4）直流電気（DC）	16
	（5）電源車	16
5	福島第一原発の本件事故当時の状況	16
6	本件事故の経緯	17
	（1）概 要	17
	（2）福島第一原発における地震動及び津波	18
	（3）各設備の損傷・機能の状況	19
	（4）各号機の被害の進展	28
7	福島第二原子力発電所との比較	38
	（1）本件地震発生直後	38
	（2）津波到達後	39
	（3）小 括	40
8	全体のまとめ	41

1 本準備書面の目的

本準備書面の目的は、福島第一原発の本件地震当時の状況及び主要な設備等を説明したうえで、核燃料損傷と格納容器の損傷にともなう外部への大量の放射性物質の漏洩、水素爆発水素爆発に基づく、大量の放射性物質の飛散に至るまでの経緯、原因を明らかにし、よって、本件事故における被告らの過失の対象を明確にしていく点にある。

2 福島第一原発の概要

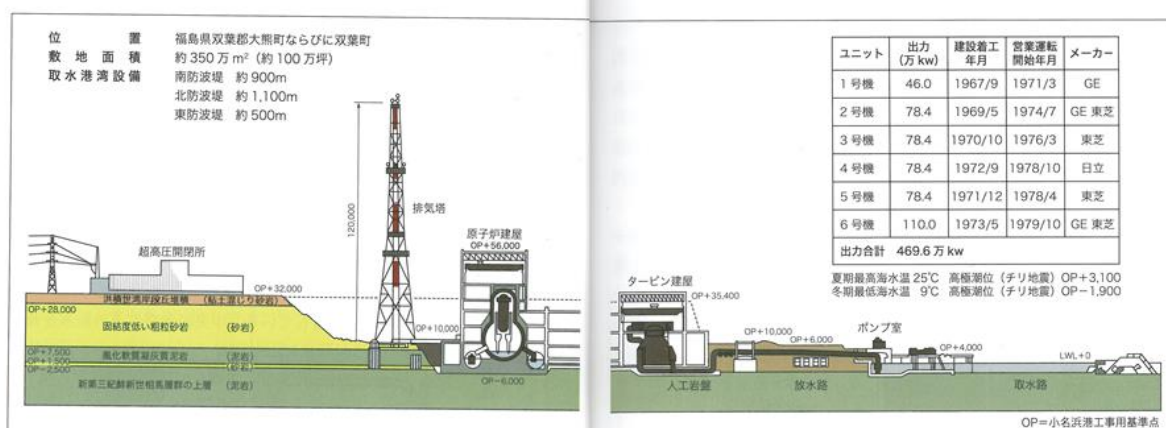
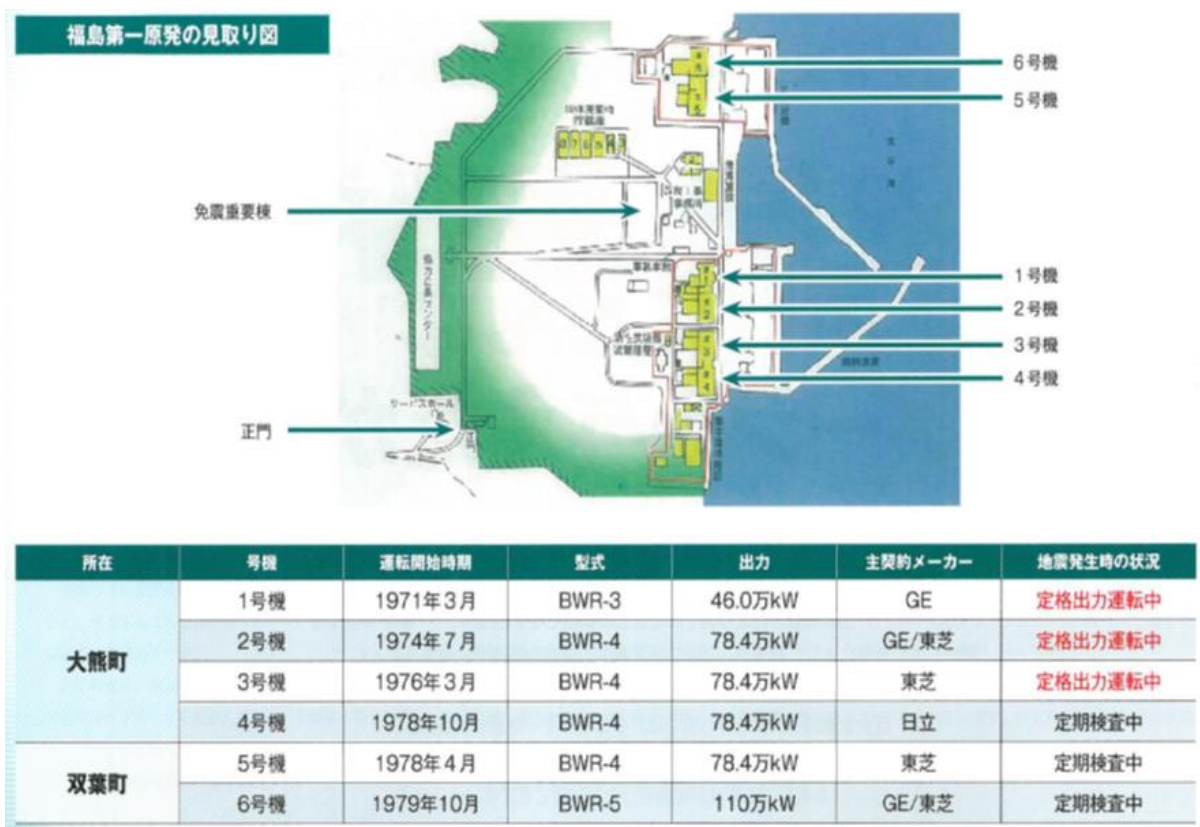


図1-2 福島第一原子力発電所主要部の断面

福島第一原発は、訴状でも述べたとおり、1号機が1971（昭和46）年3に運転を開始した被告にとって初めての原子力発電所である。また、1号機は、日本で稼働中の商業用炉としても、敦賀原子力発電所1号機及び美浜原子力発電所1号機に次ぐ3番目に古いプラントである。また、最も新しい6号機の営業運転が始まったのは1979（昭和54）年のことである。

福島第一原発のレイアウトは、上の図のとおりである。同図が示すように、発電所の東側が太平洋に面し、6機ある原子炉のうち、1号機から4号機までは大熊町に、5号機及び6号機は双葉町に設置されている。1号機と2号機、3号機と4号機、及び5号機と6号機がそれぞれペアになって建物などを共有している。中央制御室もその組み合わせで部屋を共有し、タービン建屋（以下、「T/B」という。）と原子炉建屋（以下、「R/B」という。）の中間にあるコントロール建屋と呼ばれる建物の2階に、2プラントに隣接して設置されている（以上、甲A4 17～19頁 甲A5 14頁）。

後に詳述するが、1号機から4号機の敷地は海水ポンプが設置されている海側エリアが海拔4メートル、R/BやT/B等がある主要建屋エリアがO.P.+10メートルで、5号機と6号機の敷地は海側エリアが同じくO.P.（Onahama peil 小名浜港工事基準面 これは小名浜港の水位を基準にしてどれだけの高さになるかという数値で、海拔とほぼ一致するもの。）+4メートル、主要建屋エリアが1ないし4号機より3メートル高いO.P.+13メートルだった。

原子炉のあるR/Bは、地上5階・地下1階の構造物で、高さは地上約45メートルある。その中には圧力容器や格納容器、使用済み燃料プールなどがあった。また、非常用冷却設備のポンプの多くがこの建物の地下1階に配置されている。ただし、1号機の非常用復水器（IC）は、自然循環を利用するため、圧力容器より高い4階に配置されていた。

T/Bには、タービン発電機、主復水器のほかに多くの電源設備が設置されている。その地下1階には、非常用ディーゼル発電機（非常用DG）の8台中6台が設置されていた（1号機～4号機）。また、地下1階と地上1階には、ほとんどの配電盤が配置されていた（以上、甲A4 20頁）。

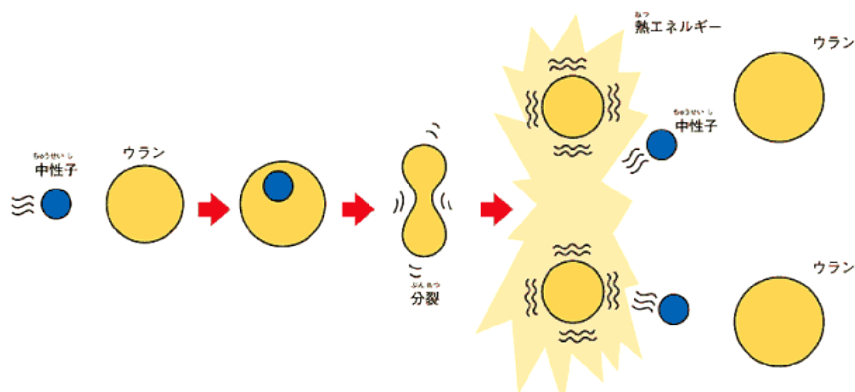
3 原子力発電所の仕組み

（1）発電の仕組み

原子力発電所は、熱で水を蒸気に変え、その勢いでタービンを回して発電する。原子炉の中で水が熱せられて蒸気になり、タービンを回した後で「復水器」によって冷やされて水に戻り、また原子炉に戻る。その繰り返しによって発電を続ける。復水器には海水が通っていて、それで蒸気を冷やしている。

原子力発電所の燃料となっているのは、ウランである。ウランには核分裂の起こしやすい「ウラン235」と起こしにくい「ウラン238」がある。天然ウランには「235」が約0.7パーセントしか含まれていないため、濃縮して含有率を3～5%に高めたうえで焼き固める。この焼き固めたものを「ペレット」という。これを棒状にならべたものが「燃料棒」で、表面は「ジルコニウム」という金属で覆われている（「燃料被覆管」という）。

ウラン235に中性子をあてると、ウラン原子は2つの原子核に分裂し、同時に大量の熱を発生する。この熱を発電に使っている。



(資源エネルギー庁「どうなっているの？原子力発電」より作成)

そして、核分裂が起きた際には、新たに2～3個の中性子が発生し、これが別のウラン235に当たって、核分裂が続いていくことになる。この反応をゆっくりと連続的に行うようにしたものが原子炉である（以上、甲A 7 15頁）。

(2) 原子炉圧力容器と格納容器及びその付随設備

ア 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器（以下、「圧力容器」という。）は、燃料棒の発熱によって水を沸騰させて蒸気を生成する機能を有する。ここで発生した上記の温度が高温であるほど、発電効率は高くなる。圧力容器の中では286℃の高温の蒸気をつくるため、約7MPa程度の高圧状態を作り出している。以上から、圧力容器は高温・高圧に耐える必要があり、そのため圧力容器は強靱な低合金鋼（SQV2A,SFVQ2 など）で製作された板厚約160mmの厚肉容器となって

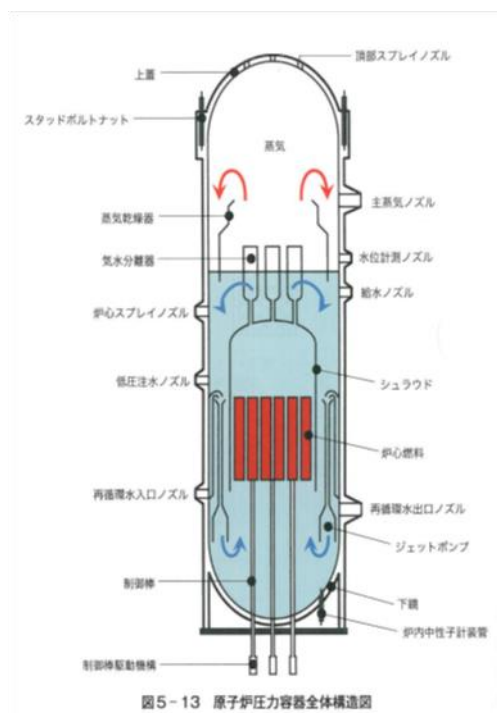
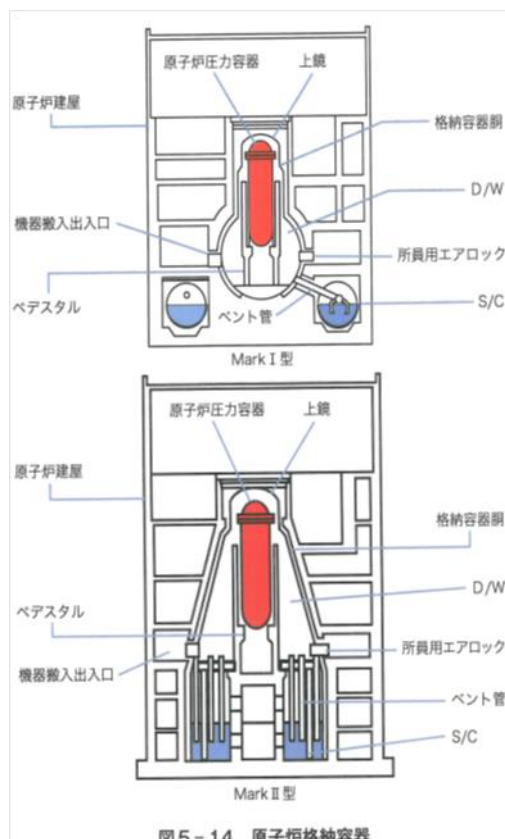


図5-13 原子炉圧力容器全体構造図

いる（以上，甲 A4 175～177 頁）。

イ 原子炉格納容器

原子炉格納容器（以下，「格納容器」という。）は，圧力容器が損傷して核分裂生成物が放出されても環境への漏洩量を十分低い値に抑制することを目的に設置されている。福島第一原発に利用されている格納容器は米国からの導入義務に基づいた Mark I 型，Mark II 型と呼ばれるものであり，圧力容器を格納するドライウェル（以下，「D/W」という。）と，水を蓄えたサプレッションチャンバー（圧力抑制室 以下，「S/C」という。）から構成される。Mark I 型に比較して Mark II 型は，シンプルな形状となっており，容積が多少大型化された分，設計圧力も低減化されている。格納容器の下部には，常時 3000 m³（2～4 号機）の冷却水を保有する S/C プールが設けられている。その主な目的は，配管破断時に圧力容器から放出された蒸気を凝縮した圧力上昇を抑制する機能と，プール内の水を圧力容器内へ注水する水源とする機能である。また，事故時には圧力容器内から蒸気とともに放出される核分裂生成物をプールの中に通すことにより，1/100 以下に除去するフィルター機能も有している（以上，甲 A4 179 頁）。



ウ 逃し安全弁（SR 弁）

逃し安全弁（以下，「SR 弁」という。）は，圧力容器が一定圧力になると自動的に作動する「安全弁機能」と，外部からの操作で作動する「逃がし弁機能」という二つの機能を持つ。圧力容器には，加圧による破裂防止のために安全弁が備え付けられている。安全弁の吹き出し先は S/C である。また，このほかに専用安全弁があり，その場合の



写真提供：NHK（『NHKスペシャル』：2012年）

図1-8 SR弁

吹き出し先は D/W である。これらの吹き出し圧力は D/W よりも S/C の設定のほうが小さく設定されている。これは、S/C への吹き出しを優先させ、その中の水を通すことで放射性物質を大幅に減少させるためである（以上、甲 A4 188, 189 頁）。

さらに、原子炉では、安全弁の作動圧以下の場合であっても、外からの追加注水を容易にするなどの目的で減圧操作が必要となる場合がある。そのような場合に備え、SR 弁には、中央制御室からの制御信号で強制的に減圧できる「逃がし弁機能」を併せ持っている（以上、甲 A4 190 頁）。

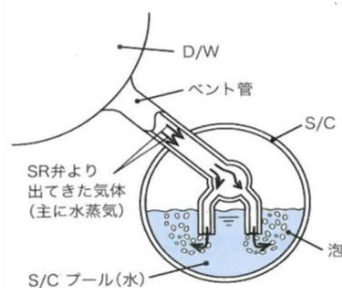
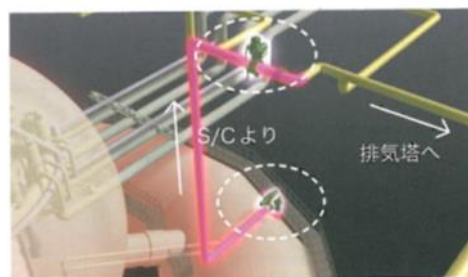


図 1-7 SR 弁が開き、S/C へ蒸気が噴き出ている様子 (イメージ図)

エ ベント設備

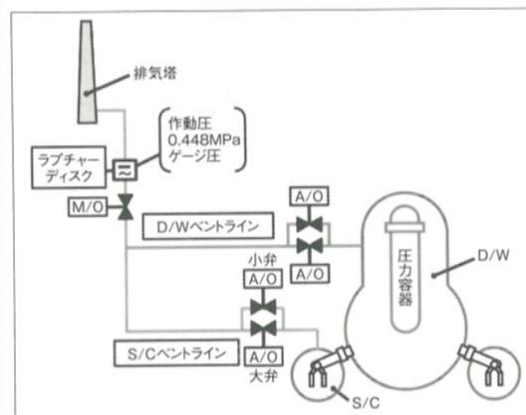
過酷事故時におけるベント設備の主な機能は、格納容器の加圧破壊防止のための安全弁機能である。またこの他に、大気への熱の放出によって最終的な熱の捨て場を確保する機能、及び S/R 弁の背圧を下げて圧力容器の減圧を促進する機能がある。

ベントラインには、S/C 中の水を通して排気するウェットウェルベント（以下、「S/C ベント」という。）と、D/W から直接排気するドライウェルベント（以下、「D/W ベント」という。）の二つがあり、それぞれのラインに A/O 弁（空気作動弁 大弁と小弁が組み合わされている。）がある。二つのラインの合流後に M/O 弁（電動駆動弁）とラプチャーディスクがあり、その先は排気等につながっている。



写真提供: NHK (『NHKスペシャル』: 2011年)

図 1-9 2つのベント弁



ベントをするためには、A/O弁、M/O弁、ラプチャーディスクの3つがすべて開く必要がある。

図 2-3 ベント回路図 (1号機の例)

過酷事故時に格納容器圧力が上昇を続ける場合には、放射性物質をプール水によって除染するために S/C ベントを使用するが、S/C ベントが実施できない場合には、格納容器内の蒸気を圧力抑制プールを通さずに外部へ直接排出する D/W ベントが使用される。この方法では格納容器内の放射性物質がプールの水で除染されずに放出されることになるが、格納容器の破壊

を回避するためやむを得ず行われるものである（以上，甲 A 4 190 頁）。

4 原子炉施設の安全を確保するための仕組み

原子炉施設には，ウランの核分裂により生じた強い放射能をもつ放射性物質が原子炉内に存在する。そこで，何らかの異常・故障等により放射性物質が施設外へ漏れることを防止するために，原子炉施設には多重防護の考え方に基いて，複数の安全機能が備え付けられている。

具体的には，異常が発生した場合には原子炉を速やかに停止する機能（止める機能）が，周辺環境への放射性物質の異常放出防止の観点から，原子炉停止後も放射性物質の崩壊熱による燃料の破損を防止するために炉心の冷却を続ける機能（冷やす機能）及び燃料から放出された放射性物質の施設外への過大な漏出を抑制する機能（閉じ込める機能）がそれぞれ備え付けられている（以上，甲 A 2 11 頁）。

(1) 止める機能（原子炉停止機能）

止める機能の代表的な設備として制御棒がある。制御棒とは，原子炉の反応度を制御するための中性子吸収材と構造材から構成されており，制御棒を燃料集合体の間に入れると中性子が吸収され，核分裂反応が抑制され，原子炉の出力が低下する。原子炉の異常時には燃料の損傷を防ぐため急速に制御棒を炉心に挿入して原子炉を緊急停止（スクラム）させる。

その他の原子炉停止系の設備として，ほう酸水注入系がある。これは，ほう酸貯蔵タンク，ポンプ，テストタンク，配管，弁等から構成され，制御棒が挿入不能の場合に，原子炉に中性子吸収材であるほう酸水を注入して核分裂を抑制し，原子炉を停止させる機能を有する（以上，甲 A 2 12 頁）。

(2) 冷やす機能（原子炉冷却機能）

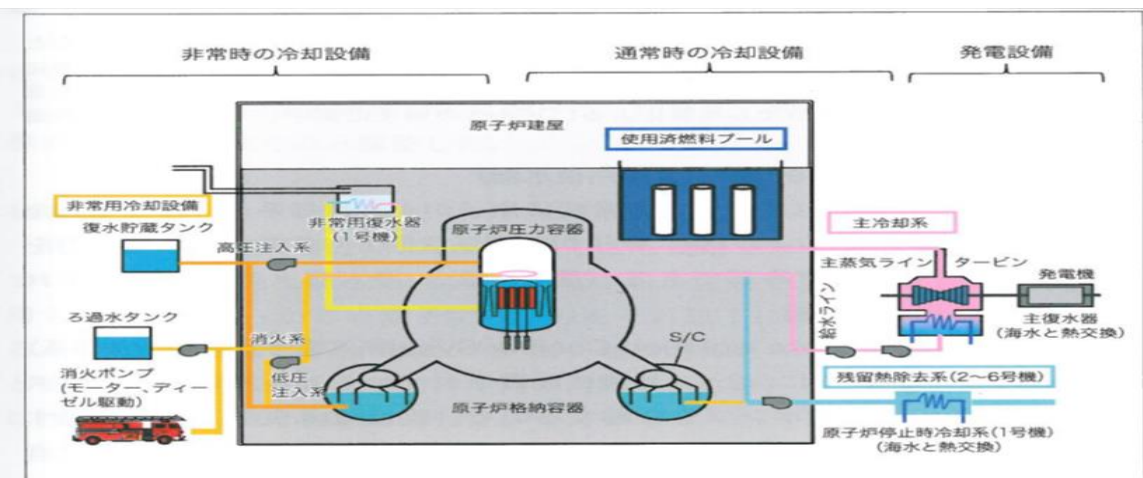


図 1 - 11 原子炉冷却系の全体図 (1 号機)

発電時においては、原子炉から出た高温・高圧の水蒸気がタービンを回した後、主復水器と呼ばれる装置で冷やされる。熱交換器で除去された熱は海水に捨てられる。

定期点検や地震などの理由で原子炉を停止するときには、中性子を吸収する性質をもつ制御棒を挿入することで、核分裂の連鎖を止めることになる。強い地震が発生すると制御棒が挿入されるように設計されている。ただし、核分裂の連鎖反応が止まっても、原子炉には多くの核分裂生成物が存在し、その多くは科学的に「不安定」と呼ばれる状態にある。それらは「安定」するまで、放射線と熱を出しながら、別の物質に変わっていく。この熱を「崩壊熱」といい、熱量が極めて大きいため、原子炉に水を注入して冷やし続けなければならない。原子炉内は、300℃近くになっているので、この「崩壊熱」を取り除いて原子炉の温度を徐々に下げて100℃以下（100℃以下になれば水の沸騰が収まり、蒸気量が減り、炉内を圧迫する余計な圧力も発生しなくなるため）に持っていく必要がある。そこで、原子炉施設には、通常の給水系のほかに様々な注水系が備えられている。

冷却系統は大きく3つに分けられる。第一に高圧冷却系で、圧力容器の圧力が高い場合に使用される。第二に低圧冷却系で、圧力容器内の圧力が低い場合に使用される。第三にディーゼル発電機などを冷やすための冷却系がある。

かかる注水系は原子炉で発生する蒸気を駆動源とするタービン駆動ポンプまたは電動ポンプにより、原子炉に注水する（以上、甲A2 12頁，甲A7 17頁）。

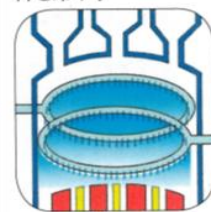
以下では、各号機に設置されている主な冷却設備，非常用海水系ポンプ，さらには代替注水機能を有する設備・消火系について述べる。

ア 1号機

1号機には、原子炉冷却機能を有する主な設備として、炉心スプレイ系（CS）2系統，非常用復水器（IC）2系統，高圧注水系（HPCI）1系統，原子炉停止時冷却系（SHC）1系統及び格納容器冷却（スプレイ）系（CCS）2系統が設置されている（甲A2 12，13頁）。

① 炉心スプレイ系（以下、「CS」という。）とは、何らかの原因によって、冷却材が喪失し、炉心が露出した場合に、燃料の過熱による燃料及び被覆管の破損を防ぐために、S/C内の水を水源として、炉心上に取り付けられたノズルから燃料にスプレイすることによって、炉心を冷却する設備である（甲A2 13頁）。主要な

炉心スプレイ系
ドーナツ形の穴の開いた水管があり、炉心の水が減ると、シャワーのように放水され、燃料を冷やす



設備は R/B 地下 1 階に設置されている（甲 A 2 13 頁，資料編Ⅱ－12）。

- ② 非常用復水器（以下，「IC」という。）とは，主蒸気管が破断するなどして主復水器が利用できない場合に，圧力容器内の蒸気を非常用の復水器タンクにより水へ凝縮させ，その水を炉内に戻すことによって，ポンプを用いずに炉心を冷却する設備である。したがって，電源がなくても原子炉を冷やすことができる。自然循環力によって炉心から運ばれた熱は，復水器タンクの水を蒸発させ，蒸発した蒸気が大気中に放出されることで外に捨てられる。ただし，自然循環流路に 4 つのバルブがあり，それらが電源喪失時に何らかの方法で開かなければ冷却は実現できない。IC は，1 号機だけに設置されており，A 系と B 系の 2 系統からなる。IC 主要設備である復水器タンクは，A 系統及び B 系統それぞれに一つずつあり，R/B の 4 階に設置されている（甲 A 2 22 頁，資料編Ⅱ－12）。

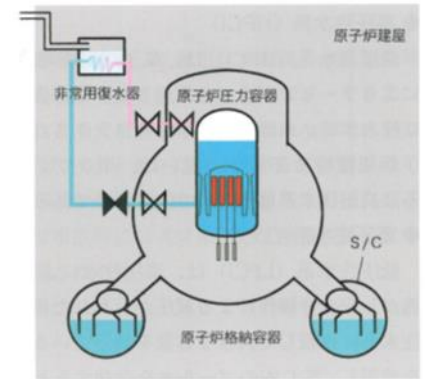


図 5-20 非常用復水器 (IC)

- ③ 高圧注水系（以下，「HPCI」という。）とは，配管破断等を原因として冷却材喪失事故が発生したような場合に，圧力容器から発生する蒸気の一部を用いるタービン駆動ポンプにより，復水貯蔵タンクまたは S/C 内の水を水源として圧力容器内へ注水することによって炉心を冷却する設備である。したがって，駆動自体には電源が不要であるが，その制御やバルブの開閉には電源等を要する。主要な設備は R/B 地下 1 階に設置されている（甲 A 2 13 頁 資料編Ⅱ－12）。

- ④ 格納容器冷却（スプレー）系（以下，「CCS」という。）とは，冷却喪失事故が発生した際，HPCI による減圧または HPCI の故障時の SR 弁操作による減圧が行われた後に用いられるものであり，S/C 内の水を水源として，格納容器内にスプレーすることによって，格納容器を冷却する設備である。主要な設備は R/B 地下 1 階に設置されている（甲 A 2 13 頁，資料編Ⅱ－12，甲 A 4 186 頁）。CCS の熱交換器は，非常用海水系ポンプ（O.P.+4 メートル）から供給される海水によって除熱されている（CCS を冷却する系統は格納容器冷却海水系（以下，「CCSW」という。）という。）（甲 A 2 25 頁）。



イ 2号機から5号機

2号機から5号機までには、原子炉冷却機能を有する主な設備として、上記炉心スプレイ系（CS）2系統及び高圧注水系（HPCI）1系統のほか、原子炉隔離時冷却系（RCIC）1系統及び残留熱除去系（RHR）2系統が設置されている。

① 原子炉隔離時冷却系（以下、「RCIC」

という。）とは、原子炉停止後に何らかの原因で給水系が停止した場合等に、圧力容器から発生する蒸気の一部を用いるタービン駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクまたは、S/C内の水を水源として、蒸気として失われた冷却材を原子炉に補給し、炉心を冷却する設備である。RCICは、起動時には電源が必要だが、いったん起動すれば電源がなくても動く。

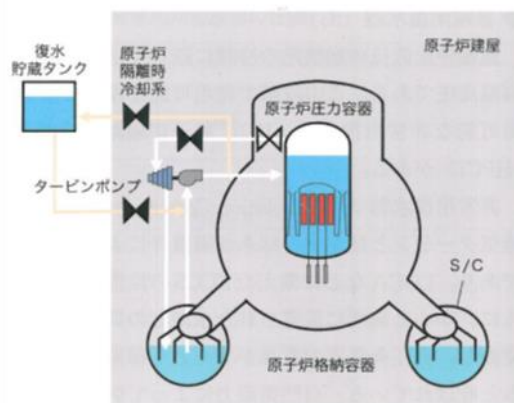


図5-21 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)

ただし、電源を使って蒸気の量をコントロールするので、電源喪失時に正常に駆動する保証はない。

RCICの設置場所は、2号機から5号機まではR/B地下1階に設置されている（甲A2 23頁，資料編Ⅱ-12）。

② 残留熱除去系（以下、「RHR」という。）とは、原子炉停止時の残留熱の除去を目的とする大容量の冷却系であり、原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有している。RHRの熱交換器は、非常用海水系ポンプ（O.P.+4メートル）から供給される海水によって除熱されている（RHRを冷却する系統は残留熱除去海水系（以下、「RHRS」という。）という。）（甲A2 25頁）。RHRは、以下のようなモード切替えによる複数の機能を有している。

i 原子炉停止時冷却モード

原子炉が停止した後に、炉心より発生する崩壊熱及び残留熱を除去・冷却する。

ii S/C冷却モード

S/C内の水の温度が、RCIC、HPCIの熱の捨て場となるなどして上昇した場合にこれを冷却する。

iii 低圧注水モード・格納容器スプレイモード

冷却材喪失事故時に非常用の炉心冷却系の一部として機能する。後述のLPCIの一部として自動起動し、次に遠隔手動による電磁弁切り替えによって格納容器スプレイ冷却系として機能する。

iv その他のモード

その他のモードとして、原子炉隔離時に原子炉圧力を制御または減少させる蒸気凝縮モード、燃料プール水を補助的に冷却する燃料プール冷却モードがある。

主要な設備は R/B 地下 1 階に設置されている（以上、甲 A 2 13 頁、資料編Ⅱ-12、甲 A 4 187 頁）。

- ③ CS の主要設備は、2 号機ないし 5 号機いずれも R/B 地下 1 階設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-12）。
- ④ HPCI の主要設備も、2 号機ないし 5 号機いずれも R/B 地下 1 階設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-12）。

ウ 6 号機

6 号機には、原子炉冷却機能を有する主な設備として、前記 RCIC 1 系統及び RHR 3 系統のほか、高圧炉心スプレイ系（以下、「HPCS」という。）1 系統及び低圧炉心スプレイ系（以下、「LPCS」という。）1 系統が設置されている。

- ① RCIC は、6 号機では R/B 地下 2 階に設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-12）
- ② HPCS とは、配管破断等を原因として冷却材喪失事故が発生したような場合に、復水貯蔵タンクまたは S/C 内の水を水源として、燃料にスプレイすることによって、炉心を冷却する。主要な設備は R/B 地下 1 階に設置されている（甲 A 2 14 頁、資料編Ⅱ-12）。
- ③ LPCS とは、配管破断等を原因として冷却材喪失事故が発生したような場合に、S/C 内の水を水源として、炉心上に取り付けられたノズルから燃料にスプレイすることによって炉心を冷却する（甲 A 2 13, 14 頁）。主要な設備は R/B 地下 1 階に設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-12）。

エ 代替注水機能を有する設備・消火系

福島第一原発構内において火災が発生した場合に、その消火のために利用されるとともに、アクシデントマネジメント策に基づき、代替注水にも用いられる。

消火系は、水源であるろ過水タンク、水を各号機に供給するための配管、ポンプ、消火栓、送水口等により構成されている。ポンプは電動消火ポンプ（以下、「M/DFP」という。）とディーゼル駆動消火ポンプ（以下、「D/DFP」という。）の 2 種類があり、全電源喪失下においても D/DFP は低圧冷却系として稼働することが可能である。

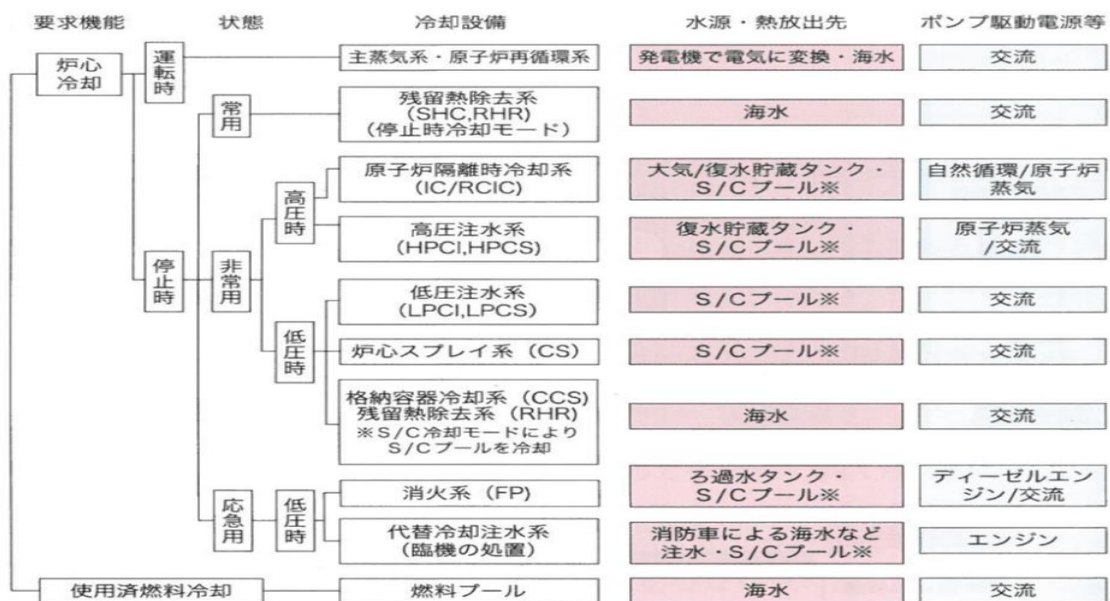
消火系の水源であるろ過水タンクは、福島第一原発構内西側中央部に 2

基設置されている。消火系配管は、ろ過水タンクから事務本館北側付近まで地上を、その後地下に埋設され各号機に向けて敷設されている。また、R/B, T/B, 屋外の海側エリア等の周辺には多数の消火栓が設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-24）。

配管内の水を昇圧するためのポンプについては、2 台の M/DFP 及び 1 台の D/DFP が、1 号機から 3 号機まで及び 5 号機の各 T/B 地下 1 階に、それぞれ設置されている（甲 A 2 資料編Ⅱ-12）。ただ、本件地震当時、5 号機のポンプのうち、M/DFP のうち 1 台及び D/DFP が点検のために取り外されていた。また、4 号機及び 6 号機にポンプは設置されておらず、4 号機は 1 号機から 3 号機までに設置されているポンプで、6 号機は 5 号機に設置されているポンプでそれぞれ昇圧することとされていた（以上、甲 A 2 35 頁）

オ 以下の表は、冷却設備の種類と分類である（甲 A 4 182 頁）。

この表からも分かるとおり、冷却設備は IC 等一部を除いては、稼働のために交流電源を要する。



※S/Cプールは交流電源が生きている場合にはRHR (S/C冷却モード) で冷却される。またベントを行うことにより、S/Cプールの熱を蒸気とともに大気へ放出できる。

図5-19 冷却設備の種類と分類

(3) 閉じ込める機能

原子炉施設の潜在的な危険性は、原子炉内に蓄積される放射性物質の放射能が極めて強いことによる。したがって、放射性物質の施設外への過大な放出を防止するための機能が原子炉施設には備えられており、この機能

を格納機能という。

格納機能を有するものの第一はペレットである。これは、原子炉の燃料そのものであり、科学的に安定な物質である二酸化ウランの粉末を陶器のように焼き固めたもので、放射性物質の大部分をこの中にためることができる。

第二は、燃料棒の周りを覆う被覆管である。ペレットは、被覆管の中に納められて燃料棒を構成している。この被覆管は気密に作られており、ペレットの外に出てくる放射性物質を被覆管の中に留めることができる。

第三は、燃料棒が格納されている圧力容器である。何らかの原因により、被覆管が破損すると、放射性物質が冷却材内に漏出することとなるが、圧力容器は、高い圧力にも耐えられる構造となっており、また気密性も高いことから、その中に漏出した放射性物質を留めることができる。

第四は、圧力容器を包み込む格納容器である。格納容器は、鋼鉄製の容器であり、圧力容器を含む主要な原子炉施設を覆っている。

第五は、格納容器が納められている R/B である(以上, 甲 A2 14 頁)。

4 冷却系を稼働させるための電源設備

上記のとおり、原発は停止した後も崩壊熱を出し続けるため、長時間にわたって冷却し続けなければならない。

原発は、トラブルに備え、炉心を冷やし続けるための「冷却系統」や、温度や機器の状況を監視したり、冷却系統のポンプを動かすための電源を二重三重に用意している。

(1) 外部電源設備

ア 福島第一原発において使用する交流電源を所外から供給する。また、発電した電気の送電にも使用される。

イ 設置場所

福島第一原発は、主に福島第一原発の南西約 9 キロメートルの場所に位置する新福島変電所から電源供給を受けている。

1 号機及び 2 号機には、新福島変電所から、大熊線 1 号及び 2 号を通じて 275,000V の高圧交流電源が供給されている。この高圧交流電源を高圧するための 1/2 号開閉所は、1 号機 R/B の西側に設置されている(甲 A2 資料編 II-3)。また、予備線として、東北電力株式会社から東北電力原子力線を通じて、66,000V の高圧交流電源が供給されている。

3 号機及び 4 号機には、新福島変電所から大熊線 3 号及び 4 号を通じて、275,000V の高圧交流電源が供給されている。この高圧交流電源を降圧するための 3/4 号開閉所は、3 号機 R/B の西側に設置されている(甲 A2 資

料編Ⅱ-3)。

5号機及び6号機には、新福島変電所から夜の森線1号及び2号を通じて、66,000Vの高圧交流電源が供給されている。この高圧交流電源を降圧するための66KV開閉所は、6号機R/Bの西側に設置されている(甲A2資料編Ⅱ-3以上,甲A2 31,32頁)。

(2) 非常用ディーゼル発電機

外部電源が喪失したときに、原子炉施設に交流電源(6,900V)を供給するための非常用予備電源設備であり、ディーゼルエンジンで駆動する発電機である(以下、「非常用DG」という。)。非常用DGは、非常用の金属閉鎖配電盤(M/C)に電源を供給し、外部電源が喪失した場合でも、原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給する。



図2-1 非常用ディーゼル発電機

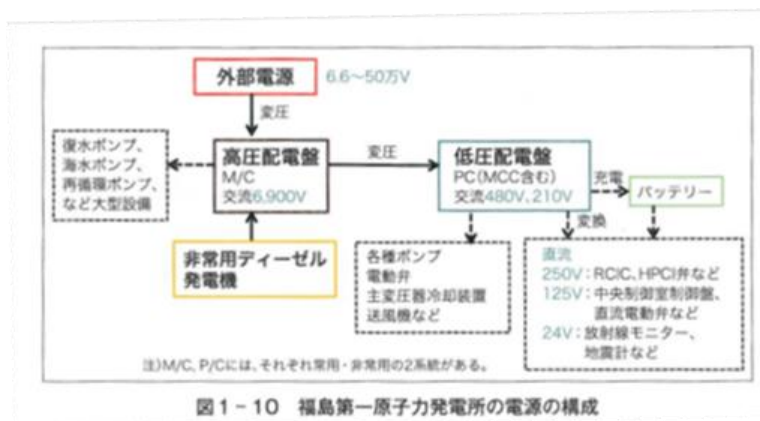
非常用DGは、大量の熱を発するため、それを冷やす必要があり、冷却の形式としては、海水冷却式または空気冷却式のものがある。海水冷却式の非常用DGには、これを冷却するための海水ポンプが付属している。各号機に設置されている非常用DGのうち、2号機B系、4号機B系及び6号機B系は空気冷却式であり、これら以外はすべて海水冷却式である。なお、海水冷却式の場合、仮に本体が浸水しなかったとしても、それを冷却する系統にある海水ポンプ等の機材が損傷すれば、冷却ができなくなり、その機能を失うことになる。

主要な設備は1号機、2号機A系統、3号機、4号機A系統、5号機についてはT/B地下1階、2号機B系統及び4号機B系統は共用プール1階、6号機A系統はR/B1階、6号機B系統はディーゼル発電機建屋1階に設置されている(以上,甲A2資料編Ⅱ-12,Ⅱ-21,甲A7 86,87頁)。

(3) 金属閉鎖配電盤(M/C)及びパワーセンター(P/C)

配電盤は、通常時は、外部電源、非常時にはディーゼル発電機や電源車などから電気を受けて配電することができる装置をいう(電源盤自体が電源となるわけではない。)

- ① 金属閉鎖配電盤(以下、「M/C」という。)とは、6,900Vの所内高電圧回路に使用される動力用電源盤で、遮断器、保護継電器、付属計器等を収納したものであり、常用、共通及び非常用の3系統に分かれて設備されている。海水ポンプや復水ポンプなどの大型設備を駆動するとともに、下記のパワー



センター (P/C) に電力を供給している(甲 A 4 22 頁)。次頁の図のとおり, M/C が外部電源または非常用 DG から電気を受けているので, M/C の機能が失われると, P/C だけでは電源車による供給等,

用途が著しく限定されてしまうことになる(以上, 甲 A 2 30 頁)。

② パワーセンター(以下、「P/C」という。)とは, M/C から変圧器を経て降圧された 480V の所内低電圧回路に使用される動力用電源盤で, 遮断器, 保護継電器, 付属計器を収納したものであり, 常用, 共通及び非常用の 3 系統からなる。発電所内の多くの設備は, この P/C で駆動されている。常用の M/C 及び P/C は, 通常運転時に使用される設備に接続されているものであり, そのうち, 隣接号機への給電にも用いられている系統を共通系という(以上, 甲 A 2 30 頁)。

非常用 M/C 及び P/C は, 外部電源が喪失した際に非常用 DG から電気が供給され, 非常時に使用する設備及び通常運転時に使用する設備のうち非常時にも使用するものに接続されている。

これらの主要な設備の設置場所は, 下記の「非常用 DG, M/C, P/C の被害状況」一覧表(21 頁)のとおりである(甲 A 2 資料編 II-12, II-21)。

(4) 直流電気 (DC)

バッテリーを充電したり, 制御・計測用及び直流電源弁などの電源として利用したりしている。バッテリーは, 全交流電源が失われている際に使う蓄電器をいう。制御室の照明・監視機能や, 一部の冷却系統の稼働等, 限られた用途にしか使えない。充電なしで 8 時間ほど持つ。原発 1 基につき, 複数準備されている。(以上, 甲 A 4 22 頁, 甲 A 7 17 頁)

(5) 電源車

電源盤を通じて給電したり, バッテリーに接続して充電したりできる(甲 A 7 17 頁)。

5 福島第一原発の本件事故当時の状況

前述のとおり, 福島第一原発の 1 号機から 4 号機の敷地は海水ポンプが設

置されている海側エリアは、O.P.+4メートル、原子炉建屋やタービン建屋等がある主要建屋エリアがO.P.+10メートルで、5号機と6号機の敷地は海側エリアが同じくO.P.+4メートル、主要建屋エリアが1号機ないし4号機より3メートル高い、O.P.+13メートルだった。

東日本大震災が発生した当時、1号機から3号機は運転中、4号機から6号機は定期検査のため停止中だった。4号機はシュラウド（原子炉の圧力容器内に燃料棒を取り囲むように設置されている直径約4.5メートル、高さ約7メートルのステンレス製の円筒）を交換するため、炉心から全ての燃料を取り出し、原子炉建屋内の使用済み燃料プールで冷却していた。5号機と6号機は炉心に燃料が入っていて、圧力容器の上蓋が閉まっていた。いずれも原子炉や使用済み燃料を冷やし続けていなければ、炉心やプールの温度が上昇してしまう状態だった（甲A7 23頁）。

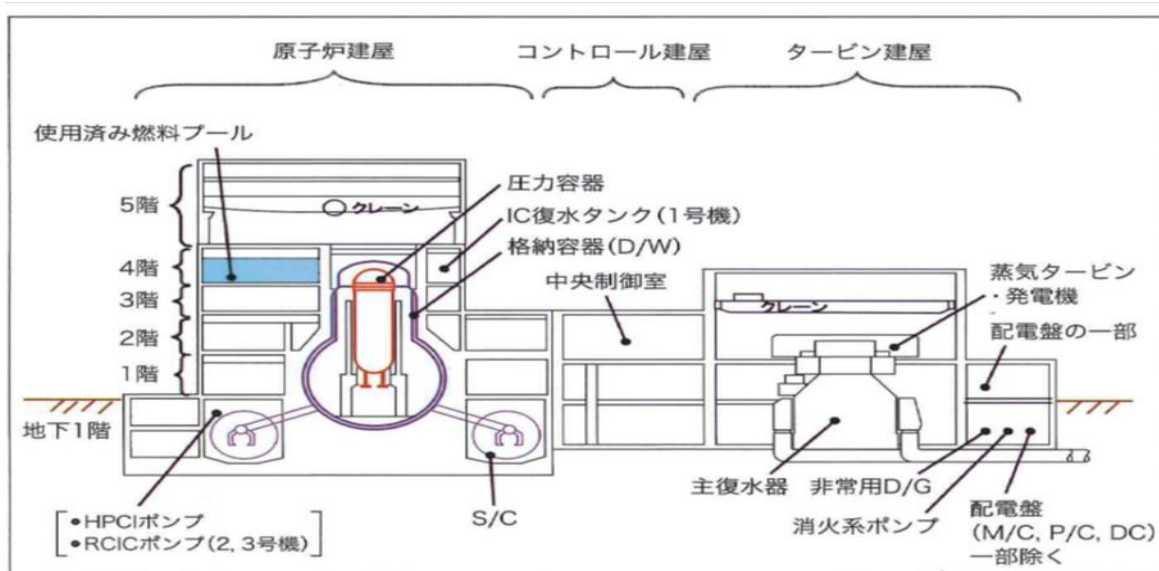


図1-4 原子炉建屋・タービン建屋断面図

6 本件事故の経緯

(1) 概要

2011（平成23）年3月11日14時46分、三陸沖を震源とするマグニチュード9.0の地震（本件地震）が発生した。この地震は、宮城県栗原市で震度7、宮城県、福島県、茨城県及び栃木県の4県37市町村で震度6強を観測した。

強い地震が起きたことで、福島第一原発の原子炉内の制御棒は設計通りすぐに挿入され、原子炉は緊急停止（スクラム）した。ただ、前述のとおり、原子炉を継続的に冷却し続ける必要が生じた。

福島第一原発では、制御棒は挿入されたものの、復水器に海水を送るポ

ンプなどが津波で損傷し、原子炉に水を注入し続けることができなくなってしまったため、圧力容器の中の水がどんどん蒸発して減ってしまった。そして、ついに燃料は、それ自体が発生する熱で溶け始めた。溶解した燃料は圧力容器の底をも溶かし、格納容器の底へと落ちた。

さらに、燃料棒の外側を覆う被履管のジルコニウムが水蒸気中の酸素と化学反応を起こし、大量の水素が発生し、ついには1号機、3号機においては水素爆発に至った（4号機も水素爆発が起こったが、経緯は異なる。）。

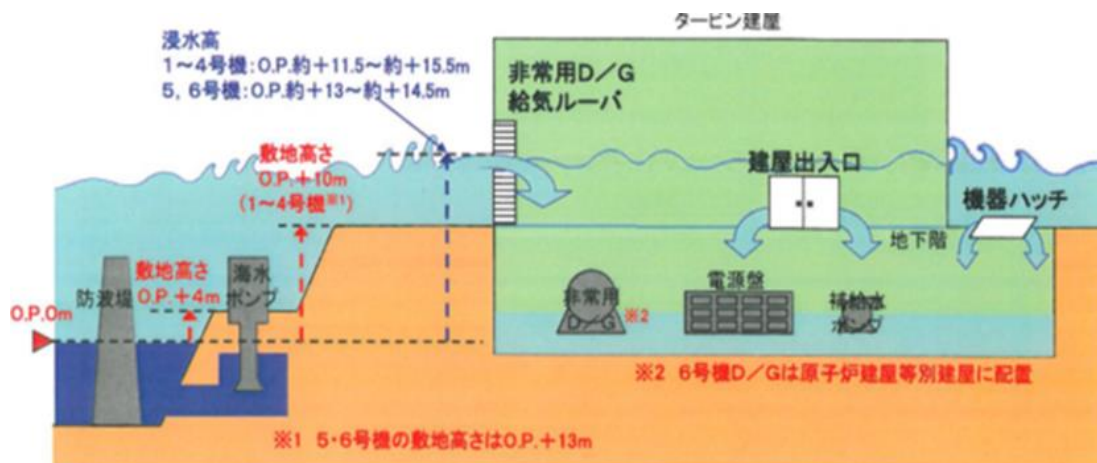
（2）福島第一原発における地震動及び津波

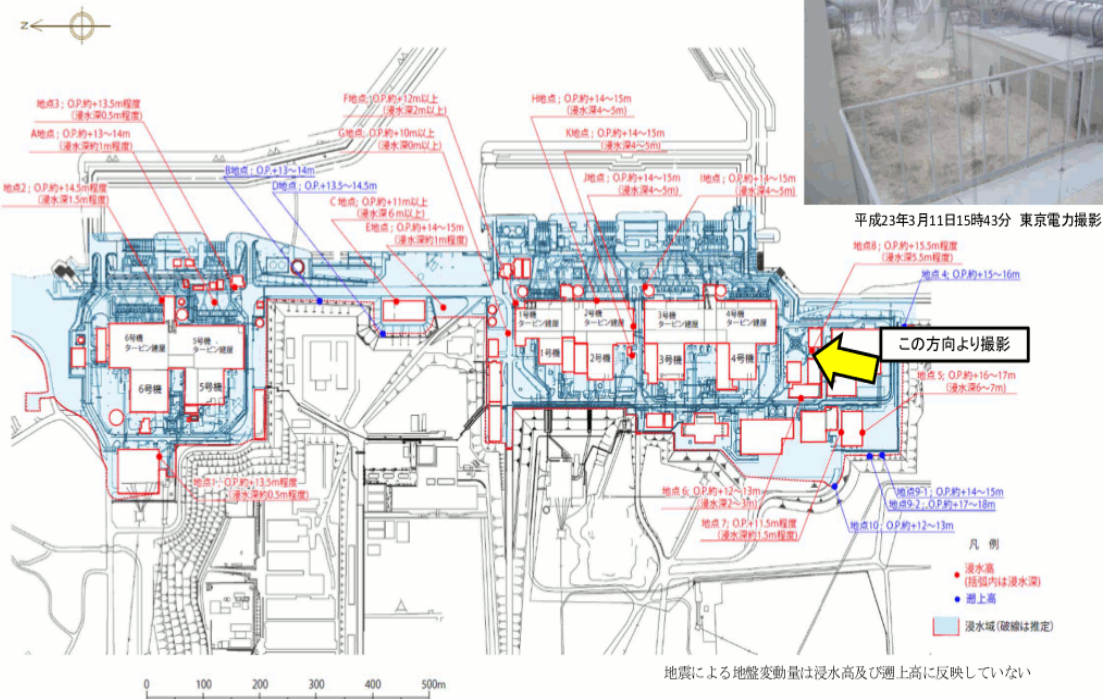
本件地震に際し、福島第一原発が立地する大熊町及び双葉町において観測された最高震度は震度6だった（甲A5 21頁）。

地震に伴う津波の第1波が福島第一原発を襲ったのは3月11日の15時27分ころである。続いて第2波は、15時35分ころに到達し、その後も断続的に津波が来襲した。これらのうち、福島第一原発に決定的な打撃を与えたのは第2波の津波である。これにより、福島第一原発の海側エリアや主要建屋設置エリアのほぼ全域が浸水した。

1号機から4号機の海水系ポンプのある海側エリアは、O.P.+4メートルであり、主要建屋設置エリアの浸水高は、O.P.+約11.5メートルから+15.5メートルであった。同エリアの敷地高はO.P.+10メートルであることから、浸水深（地表面からの浸水の高さ）は、浅いところで1.5メートル、深いところでは5.5メートルに達していた。また、同エリアの南西部では、局部的にO.P.+16～17メートルに達したところもあった。

一方、1号機から4号機とは別のブロックに設置されている5号機及び6号機の海水系ポンプのある海側エリアは、O.P.+4メートルであり、主要建屋設置エリアの浸水高は、O.P.+約13メートルから+約14.5メートルであった。同エリアの敷地高は、O.P.+13メートルであることから、浸水深は1.5メートル以下であった（以上、甲A5 23頁）。





福島第一原子力発電所における津波の調査結果(浸水深、浸水深及び浸水域)

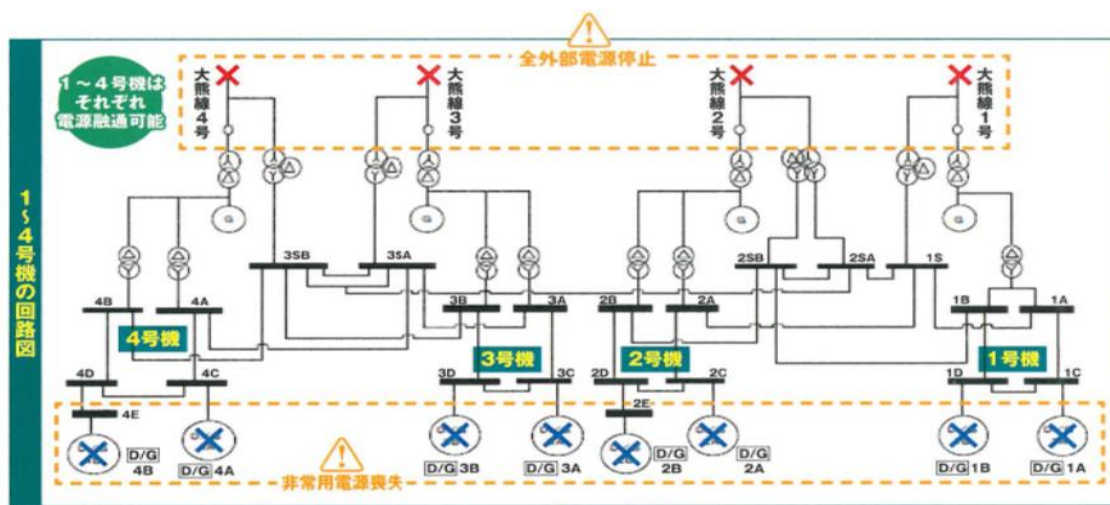
(3) 各設備の損傷・機能の状況

ア 電源設備

(ア) 外部電源

福島第一原発における外部電源設備には、鉄塔、電線、遮断器、断路器等があり、地震動により、鉄塔の倒壊、遮断器及び断路器の部品落下、引込鉄塔鋼の傾斜等の損傷が生じ、福島第一原発への給電が停止した。詳細は以下のとおりである。

① 大熊線 1号, 同 2号及び東電原子力線 (1号機, 2号機)



大熊線 1 号は、1/2 号開閉所内の遮断器 (O-1) が 3 月 11 日 14 時 48 分ころに作動が停止したことから、送電されなくなった。同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって、同開閉所内の遮断器 (O-81) を構成する部品の一部が落下するなどして損傷したことから、福島第一原発内の送電線保護装置が作動したためと考えられる。

大熊線 2 号は、新福島変電所内に遮断器 (O-32) が同日 14 時 48 分ころに作動を停止したことから、送電されなくなった。同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって、1/2 号開閉所内の遮断器 (O-82) 及び遮断器 (82) を構成する部品の一部が落下するなどして損傷したことから、同変電所内の大熊線 2 号送電線保護装置が作動したためと考えられる。



図 2-8 開閉所内で落下した遮断器

また、東北電力から供給される東電原子力線は、1 号機 M/C へ接続するケーブルに不具合が生じて、送電されなくなった (以上、甲 A 2 33 頁)。

② 大熊線 3 号及び 4 号 (3 号機, 4 号機)

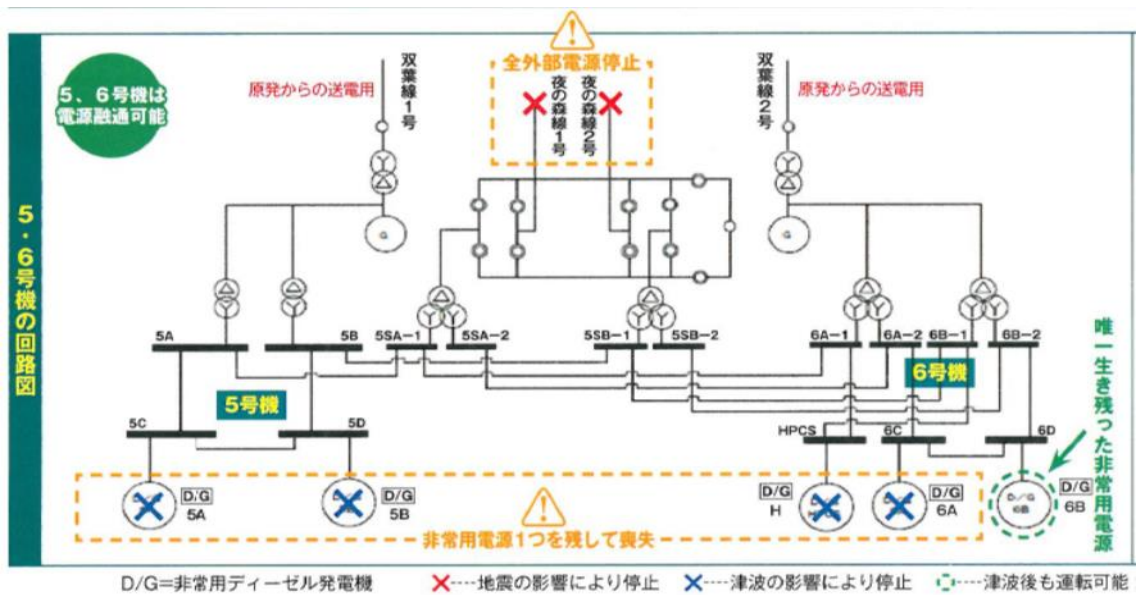
大熊線 3 号は、新福島変電所内の遮断器 (O-33) が 3 月 11 日 14 時 48 分ころに作動を停止したことから送電されなくなった。東京電力による震災後の調査では、鉄塔及びその付近の電線において、高圧放電の痕跡であるアーク痕が確認されている。したがって、同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって、大熊線 3 号及び 4 号の鉄塔 (No.7) と電線が接触または接近したことにより、同変電所内の大熊線 3 号送電線保護装置が作動したためと考えられている。

大熊線 4 号は、上記変電所内の遮断器 (O-34) が同日 14 時 48 分ころに作動を停止したことから、送電されなくなった。同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって大熊線 3 号及び 4 号の鉄塔 (No.11) と電線が接触または接近したことにより、同変電所内の大熊線 4L 送電線保護装置が作動したためと考えられている。

なお、大熊線 3 号については、前記変電所内において架空地線が断線している状況もみられた。また、地震により、同変電所内の大熊線 3 号及び 4 号の引込鉄構が傾斜している状況が確認されているが、これらの状況が、送電されなくなった原因であるかは不明である。

また、3/4 号開閉所は津波により被水した (以上、甲 A 2 33 頁)。

③ 夜の森線 1 号及び同 2 号 (5 号機, 6 号機)



夜の森線 1 号は、新福島変電所内の遮断器 (O-93) が 3 月 11 日 14 時 49 分ころに作動を停止したことから送電がされなくなりました。同遮断器には、その外観上有意な損傷は確認されていないことから、同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって電線同士が接触または接近したことなどにより、同変電所内の夜の森線 1 号送電線保護装置が作動したためと考えられる。

夜の森 2 号は、新福島変電所内の遮断器 (O-94) が同日 14 時 48 分ころに作動を停止したことから、送電されなくなりました。同遮断器には、その外観上有意な損傷は確認されていないことから、同遮断器が作動を停止した理由は、地震によって、電線同士が接触または接近したことなどにより、同変電所内の夜の森線 2 号送電線保護装置が作動したためと考えられる。

なお、福島第一原発構内にある夜の森線 1 号及び 2 号を支持する鉄塔 (No.27) が地震による周辺の法面崩壊の影響を受け倒壊したが、この状況が送電がなされなくなった原因であるか否かは不明である。



図2-7 倒壊した「夜の森線」の鉄塔

また、66KV 開閉所は津波により被水した (以上、甲 A 2 34 頁)。

以上のとおり、本件地震発生後間もなく、外部電源設備の一部である遮断器、断路器等が損傷したことから、送電線保護機能が作動し、外部電源設備はその機能を喪失し、福島第一原発は外部から受電することができなくなりました。

(イ) 非常用 DG

a 本件地震発生から津波到達まで

本件地震発生直後，新福島変電所からの外部電源の供給が停止したことから，3月11日14時47分ころから同日14時49分ころまでの間に，定期検査中であった4号機A系を除いて，全ての非常用DGが起動した。これにより，1号機から6号機までの非常用M/Cの電圧が正常に復帰した。したがって，非常用DGは，地震動によって，本来の機能を損なうような損傷を受けなかったと推認される(甲A2 28頁)。

b 津波到達後

津波到達後，1号機から6号機までに設置された13台の非常用DGのうち，2号機B系，4号機B系及び6号機B系を除いたすべての非常用DGが機能を喪失したと推認できる。

- ① 1号機A系及びB系は，1号機T/B地下1階に設置されていたことから，津波により非常用DGそのものが被水し，機能を喪失した。
- ② 2号機A系は，2号機T/B地下1階に設置されていたところ，復旧班員により非常用DGそれ自体の状況は確認されていないものの，同所に水が1.3メートルたまっていたことが確認されていること，津波到達後間もなく全交流電源が喪失し，非常用DGから給電が途絶えたことなどから，津波により非常用DGが被水し，機能を喪失したと推認できる。2号機B系については，運用補助共用施設(共有プール)1階に設置されていたことから，非常用DGの被水は免れた。
- ③ 3号機A系及びB系については，3号機T/B地下1階に設置されていたことから，津波により非常用DGが被水し，機能を喪失したと推認できる。
- ④ 4号機A系については，定期検査中であったことから，機能していない状況であった。4号機B系については，共有プール1階に設置されていたことから非常用DGの被水は免れた。
- ⑤ 5号機A系及びB系については，5号機T/B地下1階に設置されており，非常用DGは被水しなかった。しかし，この非常用DGは，海水冷却式であるところ，冷却に必要な冷却用海水ポンプが被水したことから機能を喪失したと推認できる(甲A7 86頁)。
- ⑥ 6号機A系及びHPCS用については，6号機R/B地下1階に設置されており，非常用DGの被水は免れた。しかし，これらの非常用DGも，海水冷却式であるところ，冷却に必要な冷却用海水ポンプが被水したことから機能を喪失したと推認できる。B系について

は、ディーゼル発電機 6 B 建屋 1 階に設置されており、津波による被害を受けなかったうえ、空冷式であったことから機能を維持していた（以上、甲 A 2 28, 29 頁）。

(ウ) M/C 及び P/C

a 本件地震発生から津波到達まで

1 号機から 6 号機では、非常用の M/C 及び P/C に給電する非常用 DG がそれぞれ作動しており、かつ、非常用 M/C または P/C から給電される各種設備の起動または作動に当たって支障があったとの形跡は特段認められないことから、少なくとも非常用 DG が給電している非常用の M/C 及び P/C は、地震によって損傷を受けていないと推認できる。

他方で、共通系を含む常用の M/C 及び P/C は、地震発生とほぼ同時に外部電源の供給が停止されたことから、その機能を喪失するにいたった（以上、甲 A 2 30 頁）。

b 津波到達後

① 1 号機から 6 号機までに設置された 15 台の非常用 M/C は、T/B または R/B 等の地下 1 階（1 号機は T/B）に設置されていたが、そのうち、6 号機 R/B に設置されていた 6 号機 C 系、D 系及び HPCS 用を除くすべての M/C が津波により被水し、機能を喪失した。



図 2-6 浸水した配電盤

1 号機タービン建屋 1 階の M/C。1 階にもかかわらず、肩の高さまで浸水している。

② 前記①記載の津波の被水を免れた非常用 M/C のうち、6 号機の D 系は、非常用 DG の 6 号機 B 系から受電しており機能を維持していた。また、6 号機 C 系及び HPCS 用は、給電元の非常用 DG の 6 号機 A 系及び同 HPCS 用が冷却用海水ポンプの被水により機能を喪失したと推認できることから、当該 M/C は受電しておらず、機能を維持しているかは不明である。

③ 1 号機から 6 号機までに設置された 15 台の非常用の P/C のうち、2 号機 T/B1 階に設置されていた 2 号機 C 系及び D 系、4 号機 T/B1 階に設置されていた 4 号機 D 系、6 号機 R/B 地下 2 階に設置されていた 6 号機 C 系、同 R/B 地下 1 階に設置されていた 6 号機 D 系及び 6 号機ディーゼル発電機専用建屋地下 1 階に設置されていた 6 号機 E 系を除くすべての P/C が、津波によって被水し、機能を喪失した。

④ 津波の被水を免れた非常用 P/C のうち、2 号機 C 系及び 4 号機 D 系は、復旧班員による電源復旧作業において、電源車からケーブルを

つなぎこむ先として利用されることとなった（以上、甲A2 31頁）。

非常用DG、M/C、P/Cの被害状況

表1. 津波到来後の非常用DGの損傷状況

	1号機			2号機			3号機			4号機			5号機			6号機		
	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考	機器	設置場所	備考
DG	1A	T/B 地下1階	-	2A	T/B 地下1階	-	3A	T/B 地下1階	-	4A	T/B 地下1階	-	5A	T/B 地下1階	給湯機器 破水	6A	R/B 地下1階	海水ポンプ 破水
	1B	T/B 地下1階	-	2B	共用 プール 1階	M/C (25) 決裂	3B	T/B 地下1階	-	4B	共用 プール 1階	M/C (4E) 破水	5B	T/B 地下1階	給湯機器 破水	6B	DG建屋 1階	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	HPCS用	R/B 地下1階	海水ポンプ 破水

表2. 津波到来後のM/Cの損傷状況

	1号機		2号機		3号機		4号機		5号機		6号機	
	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
非常用 M/C	10	T/B 1階	20	T/B 地下1階	30	T/B 地下1階	40	T/B 地下1階	50	T/B 地下1階	60	R/B 地下2階
	1D	T/B 1階	2D	T/B 地下1階	3D	T/B 地下1階	4D	T/B 地下1階	5D	T/B 地下1階	6D	R/B 地下1階
	-	-	2E	共用 プール 地下1階	-	-	4E	共用 プール 地下1階	-	-	HPCS用	R/B 1階
実用 M/C	1A	T/B 1階	2A	T/B 地下1階	3A	T/B 地下1階	4A	T/B 地下1階	5A	C/B 地下1階	6A-1	T/B 地下1階
	1B	T/B 1階	2B	T/B 地下1階	3B	T/B 地下1階	4B	T/B 地下1階	5B	C/B 地下1階	6A-2	T/B 地下1階
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	6B-1	T/B 地下1階
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	6B-2	T/B 地下1階
共通	1S	T/B 1階	2SA	建屋 1階	3SA	C/B 地下1階	-	-	5SA-1	C/B 地下1階	-	-
	-	-	2SB	T/B 地下1階	3SB	C/B 地下1階	-	-	5SA-2	C/B 地下1階	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	5SB-1	C/B 地下1階	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	5SB-2	C/B 地下1階	-	-

表3. 津波到来後のP/Cの損傷状況

	機器		設置場所		機器		設置場所		機器		設置場所		機器		設置場所								
	1号機				2号機				3号機				4号機				5号機				6号機		
非常用 P/C	1C	C/B 地下1階	2C	T/B 1階	3C	T/B 地下1階	4C	T/B 1階	5C	T/B 地下1階	6C	R/B 地下2階											
	1D	C/B 地下1階	2D	T/B 1階	3D	T/B 地下1階	4D	T/B 1階	5D	T/B 地下1階	6D	R/B 地下1階											
	—	—	2E	共用 プール 地下1階	—	—	4E	共用 プール 地下1階	—	—	6E	DG建屋 地下1階											
常用 P/C	1A	T/B 1階	2A	T/B 1階	3A	T/B 地下1階	4A	T/B 1階	5A	C/B 地下1階	6A-1	T/B 地下1階											
	1B	T/B 1階	2A-1	T/B 地下1階	3B	T/B 地下1階	4B	T/B 1階	5A-1	T/B 2階	6A-2	T/B 地下1階											
	—	—	2B	T/B 1階	—	—	—	—	5B	C/B 地下1階	6B-1	T/B 地下1階											
	—	—	—	—	—	—	—	—	5B-1	T/B 2階	6B-2	T/B 地下1階											
共通	1S	T/B 1階	2SB	T/B 地下1階	3SA	C/B 地下1階	—	—	5SA	C/B 地下1階	—	—											
	—	—	—	—	3SB	C/B 地下1階	—	—	5SA-1	T/B 地下1階	—	—											
	—	—	—	—	—	—	—	—	5SB	C/B 地下1階	—	—											

凡例:表中のセルの色は以下の内容を意味する。

ピンク色:機器自体が被水した。

青色:機器は被水しなかった。

緑色:機器自体は被水していないが、関連機器が被水したために機能を喪失。

灰色:工事中

※それぞれの建屋等の設置場所は資料Ⅱ-3、各設備の建屋内における設置場所は資料Ⅱ-12参照。

※被水した1号機のM/C、P/Cの状況は「M/C、P/Cの被水状況例」参照。

東京電力「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」(平成23年9月)を基に作成

(エ) 小 括

上記のとおり、本件地震発生後間もなく、外部電源設備の一部である遮断器、断路器等が損傷したことから送電線保護装置が作動し、外部電源設備はその機能を喪失し、福島第一原発は外部から受電することができなくなった。

福島第一原発では、外部電源喪失とほぼ同時に、かかる事態に備えて設置されていた非常用DGが全号機で起動し、原子炉施設を安全に停止するために必要な交流電源が供給されていたものの、津波到達後間もなく、大部分が建物の地下1階(一部は1階)という低階層に設置され、水密化等の対策が取られていなかった非常用DGや電源盤の多くが津波により被水し、それらの機能を喪失するにいたった。その結果、非常用

DG 及び非常用 M/C の被水を免れた 6 号機を除き、1 号機から 5 号機は全交流電源を喪失するにいたった。加えて、1 号機及び 2 号機では直流電源も喪失する全電源喪失の状態となった。

なお、1 号機と 2 号機、及び 3 号機と 4 号機は、互いに電源を融通しあえるように設計されていた。したがって、もし配電盤が無事であったならば、生き残った 2 号機及び 4 号機の各 1 台の非常用 DG から全号機への最小限の給電が行われ、事故は炉心損傷には至らない軽微なものですんだ可能性が高いと指摘されている（甲 A4 44 頁）。

イ 冷却機能を有する設備

本件地震及びそれに伴う津波によって、上記のとおり、6 号機を除き、M/C の機能が全て喪失する等、電源設備に大きなダメージが生じた。これによって、駆動自体に交流電源を要する冷却設備は、6 号機を除きその機能を失ったと考えられる。特に、原子炉の熱の最終的な放出先として機能する海水系ポンプ（1 号機から 6 号機まで O.P.+4 メートルの海側エリアに設置）の機能が失われたのは、今回の過酷事故の大きな原因の一つと考えざるを得ない。

また、電源設備のみならず、冷却設備自体にも津波が押し寄せた。以下では、交流電源が失われても駆動自体は可能である冷却設備の状況を中心に述べる。

(ア) IC（1 号機）

a 地震発生から津波到達まで

政府事故調中間報告書、同最終報告書によると、IC は、地震発生後間もなく自動起動し、作業員が隔離弁の開閉操作を繰り返して原子炉圧力を制御しており、津波が到達するまではその機能は失っていなかったとされている（甲 A2 23 頁、甲 A3 30、31 頁）。

b 津波到達後

1 号機の全ての交流電源及び直流電源が喪失したため、フェールセーフ機能（「フェール＝異常事態」時には、とにかく放射能の漏洩を抑えるために圧力容器を「閉じ込める」ことが「セーフ＝安全サイド」であるといった設計思想から付けられた機能）が作動し、全ての隔離弁が全閉またはそれに近い状態となったことから、IC の冷却機能はほとんど発揮されなかったとされる（甲 A2 23 頁、甲 A3 31 頁）。

(イ) 原子炉隔離時冷却系（RCIC 2 号機から 6 号機に設置）

a 地震発生から津波到達まで

2 号機及び 3 号機では、地震発生後間もなく、作業員が RCIC を手動

で起動させるなどして原子炉圧力を制御していたことなどから、津波が到達すまでの間は RCIC はその冷却機能を失うような損傷を受けていなかった（甲 A 2 23, 24 頁, 甲 A 3 35, 39 頁）。

b 津波到達後

- ① 2号機では、津波到達後、フェールセーフ機能が作動する前に開状態となっていた隔離弁の駆動用電源が失われたため、隔離弁が開状態のままとなった。よって、ある期間は冷却機能が働いていた可能性はあるものの、制御不能の状態になっていた甲 A 2 24 頁, 甲 A 3 35 頁）。
- ② 3号機では、直流電源盤が被害を免れたことから、作業員は3月11日16時3分ころに直流電源で操作可能な RCIC を手動で起動し、その吐出圧力や回転数を確認しながら同月12日11時36分ころに停止するまで運転制御していた（甲 A 2 24 頁）。よって、その間3号機の RCIC はその冷却機能を損なうような損傷を受けなかったと推測される（甲 A 2 24 頁, 甲 A 3 39, 40 頁）。
- ③ 4号機から6号機までは当時定期検査中であったことから、RCIC は起動していなかった（甲 A 2 24 頁）。

(ウ) 高圧注水系（HPCI 1号機ないし5号機に設置）

- ① 3号機では、3月12日12時35分ころに自動起動したのち、翌13日2時42分ころに作業員が手動で停止した。この間、作業員は原子炉水位計や流量制御計等を監視しながら流量を調整して運転制御していたことなどから、HPCI はその冷却機能を損なうような損傷を受けなかったと推認される（甲 A 2 25 頁, 甲 A 3 40 頁）。
- ② 1号機, 2号機, 4号機及び5号機では HPCI が起動しておらず、1号機及び2号機では、津波到達後、操作に必要な直流電源を含む全電源が喪失したことから HPCI は、操作不能となり、その冷却機能を喪失していたと考えられる。4号機及び5号機は当時定期検査中であったことから HPCI は起動していなかった（甲 A 2 25 頁, 甲 A 3 31, 36 頁）。

(エ) 消火系ポンプの損傷・機能の状況

- ① 1号機の D/DFP については、津波によって被水したものの、消火系ラインを用いた原子炉への注水実施に備え、3月11日17時30分ころに起動可能であることが確認され、同日20時50分ころに起動したことから、少なくともこれらの時点では、本来の機能を損なうような損傷を受けていなかったと推認されている。

その後、同月12日1時48分ころに停止していることが確認されその

後再起動することができなかつたことから、遅くともこの時点で本来の機能を喪失していたと考えられる（以上、甲 A 2 36 頁）。

- ② 2号機の D/DFP については、不明であるが、3号機については、津波により被水したものの、3月12日12時6分ころに起動して S/C スプレイが実施され、その後、少なくとも同月13日22時15分ころに燃料切れのため停止するまでの間、作動していたことから、本来の機能を損なうような損傷を受けていなかったと推認されている（甲 A 2 36, 37）。
- ③ なお、M/DFP については、津波到達後1号機から5号機までは全交流電源を喪失したことから、全ての M/DFP は駆動できず、その機能を喪失していたと考えられる（甲 A 2 36 頁）。

(オ) 小 括

地震発生から津波到達までは、外部電源は失われたものの、非常用 DG が作動したため、交流電源を必要とする多くの冷却設備もその機能は喪失していなかったと推測される。また、この間に作動していた IC, RCIC についても、その作動状況に特段の異常は認められず、本来の機能である冷却機能を損なうような損傷はなかったと考えられる。

しかし、津波到達後、1号機から5号機については、M/C の全てが被水し、機能喪失したことから、交流電源を必要とする多くの冷却設備も、直流電源が生き残った3号機の RCIC 及び HPCI を除き、使用不能になったと考えられる（5号機については6号機からの電源融通がなされるまで。2号機の RCIC は稼働したが制御不能の状態。）。さらに、電源を要しない1号機の IC もその機能は喪失していたかまたは十分に発揮されなかったと考えられる。

このように、福島第一原発では、その冷却機能の大部分が津波によって奪われ、限られた電源と冷却設備で原子炉の冷却を継続しなければならない過酷な状況に陥った。

以下で、電源機能に大きなダメージを受けた後の状況を中心に、各号機ごとの被害状況を述べる。

(4) 各号機の被害の進展

原子力発電所で全交流電源が喪失するなどの緊急事態が発生した場合には、原子炉の状況によって一概にはいえないものの、概ね、IC や RCIC 等の高圧冷却系で原子炉に注水して時間を稼ぎ、その間に低圧冷却系を準備し、SR 弁等で炉心の蒸気を逃がし、圧力を下げるとともに、電源などを復旧させ低圧冷却系注水を行い、冷温停止へ進めていくことになる。

福島第一原発においても各号機において、電源、冷却機能が失われる中、復旧作業が行われた。

ア 1号機の状況

(ア) 全電源喪失まで

前述のとおり、1号機では、3月11日14時46分の本件地震発生に伴い、原子炉が自動停止し、全外部電源が喪失したことに伴い、14時47分ころ非常用DGが自動起動した。また、1号機では、主蒸気隔離弁が閉じられたため、熱の捨て場を失った原子炉の圧力が高まり始め、それを検知したICが14時52分ころに自動起動した。スクラム後の炉心の冷却は順調に行われていた。

しかし、15時35頃の津波による浸水で、前述のとおり、非常用DG及びM/C、P/Cとも電源盤全てが水没し、交流電源及び直流電源も使用不能となった。

(イ) 全電源喪失後の状況

前述のとおり、ICは、それまで順調に機能していたが、全電源喪失と同時にフェールセーフ機能で自動的にバルブが閉まり、ICの機能がほとんど失われたとされる。そのため、ICは冷やされるべき原子炉の高温蒸気が復水器に循環しなくなり、冷却機能はほぼ失われてしまった。しかし、直流電源も喪失したことで同日15時50分ころまでに原子炉水位その他のパラメータを監視することができなくなっていたこと(同日16時42分ころ、原因は不明であるが、一時広域帯水位計が見える状態にはあったが)、フェールセーフ機能でICが停止するということがほとんど誰も気が付かなかったことから、その後、半日以上の間、原子炉への注水がほぼゼロという状態が続いた。このような状況から3月11日の18時46分ころから炉心が露出し始め、当日の深夜には炉心損傷に至っていた可能性が高い(以上、甲A4 31, 52ないし60頁)。

しかし、福島第一原発所長(以下、「所長」という。)がICの機能停止と事態の深刻さを認識したのは、同日23時50分ころになって、D/W圧力が異常に高いことが判明したことからだった。そこで、所長は、翌12日0時6分ころ、1号機のベントの準備を進めるように指示を出した。

ICに代わる冷却手段を用いるためには、SR弁を開いて压力容器内の圧力を低減し、ベントや消防車による注水(D/DFP)などが不可欠であったが、それらの事態は本件地震前は被告にとって想定外のことであった。そのため、事前の教育や訓練は全く行われておらず、作業に大幅に手間取り、炉心損傷及び压力容器や格納容器からの漏洩がさらに進行してしまった。3月12日午前4時ころにはようやく淡水注入が始まったが、注水量は不十分なものであり、さらに炉心損傷が進行した。

その後、同日 12 時 30 分ころようやくベント準備が完了し、14 時 30 分ころベントが実行された（以上、甲 A 4 31, 60 ないし 67 頁）。

しかし、すでに R/B 内に漏洩していた水素により、同日 15 時 36 分、1 号機の R/B が水素爆発を起こした。これは、長時間圧力容器内に注水されなされなかったことで、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、圧力容器から格納容器を通じて 1 号機 R/B 内に水素が漏洩していったと考えられている（甲 A 4 110 ないし 112 頁）



写真提供：福島中央テレビ

図2-26 1号機水素爆発（15秒後の映像）

イ 2号機の状況

（ア）全電源喪失前の状況

前述のとおり、平成 23 年 3 月 11 日の本件にともない、同日 14 時 47 分、炉心に全制御棒が挿入され原子炉は緊急停止（自動スクラム）した。そして、地震の影響で外部電源は供給されなくなったことにともない、非常用 DG が自動的に発動した（甲 A 2 79, 80 頁）。また、14 時 50 分ころ、原子炉への注水ポンプが停止したため、作業員は、RCIC を手動で起動した（甲 A 2 80 頁）。

しかし、15 時 27 分ころ及び 15 時 35 分ころの津波により、非常用海水系ポンプ設備が被水し、さらに、R/B、T/B 及びその周辺施設の多くが被水した。津波到達の時点で、2 号機でも、T/B 地下 1 階にあった非常用 DG (2A) が被水し、運用補助共用施設にあった非常用 DG (2B) は本体自体の被水を免れたものの、同施設地下の電気品室が浸水して非常用 DG 電源盤が被水し、15 時 41 分ころ全交流電源を喪失した。また、2 号機サービス建屋地下 1 階の HPCI 運転制御用の直流電源設備も被水し、全ての直流電源も喪失した（以上、甲 A 2 91 頁）。ただし、前述のとおり、非常用 P/C のうち、2 号機 C 系は、津波の被水を免れたことから、電源車からケーブルをつなぎこむ先として利用されることとなった。

（イ）全電源喪失後の状況

ただ、全電源喪失の直前の 15 時 39 分頃、作業員は、いったん停止していた RCIC を手動で起動した（甲 A 2 82, 94 頁）。その結果、RCIC が作動して注水を実施したため原子炉水位は高めに確保された。（甲 A 3 32 頁）また、S/C を冷却していた CCS 及び RHR は、津波の影響で海水ポンプが機能不全に陥り停止した（甲 A 2 94 頁）。

2 号機には、非常用 P/C が一部生き残っていたため、3 月 11 日夕方

ころ、T/B 南側に電源車を配置し、電源車を非常用 P/C の冷却系統に接続して電源復旧作業行うこととした（甲 A 2 162 頁）。また、同じころ、R/B 及び T/B 内に立ち入り、消火系から復水補給水系（MUWC 系（発電所の運転に必要な様々な水をポンプを利用して供給する系統））に接続する電動弁を手動で開けるなど、2 号機原子炉内に消火系から注水可能なラインを構成する作業を行った。そのためその後消防車を用いた消火系注水が可能となった（甲 A 2 128 頁）。

翌 12 日 0 時 6 分ころ、所長は、格納容器内の高圧化を防止するため、1 号機と併せて、格納容器ベントを実施する準備を進めるよう指示した（甲 A 2 144 頁）。

しかし、その後、同日 15 時 36 分頃、上記のとおり、1 号機 R/B で水素爆発が発生し、2 号機 T/B 南側から電源車に接続するために敷設していたケーブルが損傷した（甲 A 2 163 頁）。同日 17 時 30 分頃、所長は、R/B 内の線量が上昇する前に格納容器ベントラインを完成しておくよう指示し（甲 A 2 199 頁）、S/C ベント弁（AO 弁）の開操作が実施され、翌 13 日 11 時ころ、ラプチャーディスクを除き、格納容器ベントラインが完成した（甲 A 2 209 頁）。

他方、RCIC は、3 月 12 日 13 時ころから行われた確認作業によって、まだ作動していることが確認された。RCIC の水源は、同日 16 時 30 分ころまで復水貯蔵タンクを利用していたが、この水源の枯渇をおそれ、このころから水源を S/C に変更した（甲 A 4 94, 95 頁）。

3 月 13 日 12 時過ぎころ、所長は、2 号機の原子炉に海水注入する準備を進めるよう指示した。その後、消防車を配置してホースの敷設を実施し、同日夕方ころまでに 2 号機への海水注入ラインを完成させた（甲 A 2 193 頁）。

ところが、後述のとおり、翌 14 日 11 時 1 分頃、3 号機 R/B で水素爆発が発生した。そのため、2 号機の S/C ベント弁が閉となった。また、消防車の消防ポンプが作動停止し、消防ホースも破損して使用不能となった（甲 A 2 217 頁）。さらに、同日 12 時ころ以降には、RCIC の機能が低下し、同日 13 時 25 分、停止したと判断された（甲 A 4 96, 97 頁）。それにともない、原子炉水位の低下が顕著となった（甲 A 2 218, 228 ないし 229 頁）。同日 14 時 43 分頃、2 号機原子炉への注水ラインが完成したが、余震のため作業が中断し、16 時 30 分頃になってから消防車を起動した。その後、同日 19 時 3 分頃になってようやく注水可能な程度まで原子炉の減圧をすることができ、19 時 57 分頃、連続注水が可能となった（甲 A 2 219 頁）。その間の同日 18 時 22 分頃、圧力容器内の燃料棒が全部露出したと認識された（甲 A 2 222 頁）。

また、同日 16 時頃、S/C ベント弁の開操作を開始したが、同弁の開状態を維持することは出来なかった(甲 A2 218, 228 ないし 229 頁)。そのため、S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作も実施し、同日 21 時ころ、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインを完成させた(甲 A2 230 頁)。

2 号機については、格納容器ベントライン (S/C 側) は構成したにもかかわらず、D/W 圧力計が異常上昇したため、同日 23 時 35 分頃、所長は、D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作を行い、D/W ベントの実施を決定した(甲 A2 230, 231 頁)。翌 15 日 0 時過ぎころ、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントライン (D/W 側) が構成されたが、その後も顕著な圧力低下傾向は認められなかった。そのため、D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁の開状態は維持出来なかった、すなわちベントは失敗した。

その後、T/B 内に非常に高濃度の放射汚染水が蓄積されていたことからすると、格納容器のいずれかに、その閉じ込め機能を損なうような大きな損傷が生じていた可能性が高いとされている(甲 A2 234 頁)。その結果、大量の放射性物質の漏洩が生じた。

なお、2 号機は 1 号機、3 号機及び 4 号機と異なり、水素爆発は起こっていない。これは、3 月 12 日に起きた隣の 1 号機の R/B の水素爆発によって、2 号機の R/B のブローアウトパネルが脱落し、いわば窓が開いた状態となって、水素が充満することがなかったからと考えられている(甲 A4 112, 113 頁)。



図 2-53 2号機

ブローアウトパネルが脱落した後の窓から水蒸気が出ている。

2 号機が爆発しなかったのは、単なる幸運だったのである。

ウ 3 号機の状況

(ア) 全交流電源喪失までの状況

前述のとおり、3 号機も、他の 1 号機、2 号機、4 号機と同じく、3 月 11 日 14 時 46 分の地震発生とともに通常のスラム (原子炉緊急停止) 対応操作を開始した。4 分後の 14 時 48 分には、全ての外部電源が喪失し、主蒸気隔離弁が自動的に全て閉まり、非常用 DG が自動起動した。

作業員は、その後に未臨界を確認し、RCIC を手動で起動した。これにより、燃料の熱崩壊を除去し減圧するはずであった。

しかし、同日 15 時 25 分、原子炉水位が高くなり、RCIC が自動停止

した。そのため、原子炉圧力が高くなり、SR 弁の安全弁機能が働いて SR 弁が自動で開き、SR 弁から S/C の水温が上昇傾向になった（甲 A 2 83 頁）。ただ、当時大津波警報が出ていたことから、仮にポンプ起動後に津波が到達すれば、引き波の影響で水位が低下してポンプで水を吸い上げられず、ポンプが空回りして故障するおそれがあった。そこで、作業員は、1号機、2号機と異なりポンプを起動せず、様子を見ることにした（以上、甲 A 2 83 頁）。

同日、15時27分ころ及び15時35分ころに到達した津波により、冷却用海水ポンプ、M/Cなどして非常用ディーゼル機2機が停止し、全交流電源を喪失した（甲 A 2 95 頁）。

(イ) 全交流電源喪失後の経緯

交流電源は全て失われたが、P/CがT/B中地下階にあったことから被水を免れ、他号機と異なり直流電源は生き残った。それゆえ、原子炉圧力や原子炉水位など主要なパラメータを計測機器で確認することが出来たため、パラメータの監視を行えた。このとき、RCIC及びHPCIが起動可能であることを確認した（甲 A 2 95 頁）。

3月11日16時3分にRCICを手動で起動し、制御盤上の計測機器によって吐出圧力や回転数を確認しながら運転状況を監視した（甲 A 2 164 頁、甲 A 1 169 頁）。もっとも、RCICやHPCIのみでは冷温停止に至ることは困難であり、これらが起動している間に他の代替注水を検討実施する必要があった（甲 A 2 95 頁）。

ところが、翌12日11時36分、RCICが何らかの原因で停止し、再起動を試みるも失敗した（甲 A 2 164 頁）。

同日12時35分、圧力容器内の水位低下を検知してHPCIが自動起動した（甲 A 2 171 頁）。ただ、HPCIは、定格965トン/hという大きな注水能力を持っている。このため、短時間の運転で原子炉水位は急上昇し、HPCIはすぐに自動停止してしまう。そうすると、たびたび起動と停止を繰り返すことになり、その結果、バッテリーは短時間で消耗してしまうことになる。その点に懸念した運転員は、HPCIから吐出される水の一部が復水貯蔵タンクに戻される回路を構成した。ただ、この方法は、通常とは異なるHPCIの運転方法であったため、HPCIの故障が懸念された（甲 A 4 78 頁）。

同日17時30分ころ、所長よりベント準備の指示がなされた。これは、1号機でのベントの実施までに長い時間を要したことから、原子炉建屋の放射線量が上がる前に準備する必要があったためとされる（甲 A 4 78, 79 頁）。

3月13日2時42分、HPCIを手動で停止した。これは、上記のとおり、

HPCI に通常と異なる運転を続けさせると故障の危険があったこと、SR弁を開けて減圧を行えば、代替手段であるD/DFPによる低圧注水が可能と考えられたからである(甲A4 79頁)。しかし、減圧のために、制御盤上の遠隔手動操作にて、SR弁の開操作を行った(甲A2 171頁)がうまくいかなかった。そこで、3時35分にHPCIの再起動を試みるが、バッテリーの残量不足のためか失敗した(甲A2 174頁, 182ないし185頁)。HPCIで一時は冷却されつつあった圧力容器は、HPCIの停止に伴い、圧力が急上昇し、低圧の注水手段であるD/DFPでは吐出圧力が足りず、原子炉への注水は物理的に不可能となってしまった(甲A4 80頁)。

圧力容器内に注水ができなくなったことにより、3月13日4時15分ころ、圧力容器内の水位が燃料頂部に到達し、炉心の露出が始まったと考えられている(甲A1 148頁)。

しかし、作業員がベントの作業を続けたことで、3月13日8時41分によろやくベントラインの準備が完成した。そして、同日9時20分ころ、S/Cベントがなされた。それにともない、9時25分ころには消防車による淡水注入が開始された(甲A4 82ないし84頁)。ただ、12時20分に水源切れにより注水が一旦停止するも、13時12分に海水の注水が開始された(甲A2 192頁, 甲A1 148頁, 甲A4 83頁)。

前述のとおり、3号機においては、遅くとも3月13日2時42分ころ以降、HPCIの注水機能が喪失し、約6時間以上にもわたって代替注水がなされず、その間炉心損傷が進行するとともに、それ以降も断続的かつ不十分な代替注水しかなされなかったことで、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、圧力容器から格納容器を通じて3号機R/B内に水素が漏洩していったと考えられている(甲A3 70頁)。

当時、1号機R/Bは既に水素ガス爆発を起こしていたため(3月12日)、3号機R/Bにおいても同様の水素ガス爆発が起こることが懸念されていた。そこで、水素ガス爆発を防ぐために種々の方策を検討していたが(甲A2 214頁)、有効な対策を打ち出せないまま、3月14日11時1分、水素爆発に至った(甲A2 217頁, 甲A3 69頁)。



写真提供: 福島中央テレビ

図2-40 3号機水素爆発(10秒後)

エ 4号機の状況

(ア) 全交流電源喪失までの状況

前述のとおり、3月11日の本件地震発生当時、4号機は定期検査中であり、全燃料は炉心から取り出され、R/B内の使用済燃料プールに貯蔵されていた（甲A2 83頁）。同日14時46分、地震発生により外部電源が喪失したため、非常用DG（4B（4号機B系統のこと）以下、同様）が自動起動し、高圧配電盤の非常用母線の電源が回復した（甲A2 83頁）。

しかし、同日15時35分の津波第2波により、T/B地下1階にあった非常用DG（4A）は被水し、運用補助共用施設にあった非常用DG（4B）は本体自体の被水を免れたものの、同施設地下の電気品室が浸水して、非常用DGが被水し、15時38分に全交流電源が喪失した（甲A2 95頁）。それにより、交流電源を必要とする使用済燃料プール水温等の計測機器を確認できなくなった（甲A2 95頁）。

(イ) 全交流電源喪失後の経緯と対応

a 水素爆発

損傷が生じた時点における映像や目撃供述等は存在しないものの、衝撃音が聞こえた時間や現場の状況等から、3月15日6時から6時12分ころにかけてのころ、4号機R/B4階で爆発が生じたと考えられている（甲A3 73頁）。

爆発の原因となるものは、4号機R/B内には見当たらないので、原因として、3号機の炉心損傷が進行して発生した水素がSGTS（非常用ガス処理系）配管を通じて4号機原子炉建屋へ流れ込んだ可能性が考えられる（甲A3 76頁）。着火要因については依然として不明なところが多いが、金属摩擦によって生じたものと考えられている（甲A3 76ないし80頁）。

b その後の使用済燃料プールの水量

もともと、3月15日午後、使用済燃料プールの水量が確保され、燃料が露出していないことが、偵察用ヘリコプターからの目視及び撮影写真から確認された（甲A2 236頁）。これは、原子炉ウェル内の水が使用済燃料プールに流れ込んだためである。構造上、4号機の原子炉ウェルと使用済燃料プールはプールゲートで仕切られていた。そして、4号機の冷却機能が喪われたことから使用済燃料プールの水位が蒸発により低下したため、原子炉ウェル（原子炉压力容器の上蓋の真上にある縦穴で、使用済燃料プールと隣り合っている。普段は原子炉ウェル

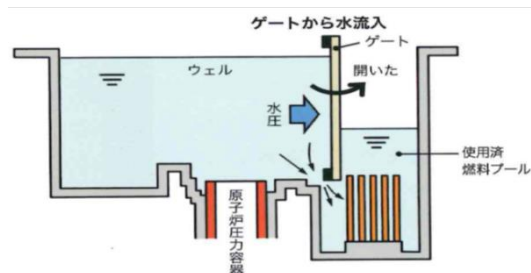


図2-55 4号機SFPの状況
幸運にもゲートが開き、隣のウェルからSFPに水が流入した。

には水はないが、4号機は一昨年11月30日に11カ月弱の予定で定期点検に入り、東電によると、同年12月3日、原子炉のふたを開けた上で、ウェルに水を満たしたという。)側の水位の方が高い状況になり、その結果、幸運にも原子炉ウェル側から使用済燃料プールに等水位となるまで水が流れ込むことになったことによるものである(甲A2 236頁)。

その後、3月16日9時38分ころ、R/B3階にて火災が発生したことが確認されたが、同日11時ころ鎮火したことが確認されている(甲A7 64頁)。

3月20日以降は、使用済燃料プールへ、注水が断続的に行われ、冷却を継続した(甲A7 64頁)。

オ 5号機、6号機の状況

(ア) 津波到達までの状況

前述のとおり、本件地震発生当時、5号機及び6号機は、定期検査のため燃料を入れた状態で原子炉を停止させ、冷温停止した状態であった(甲A3 89頁)。

3月11日14時46分、本件地震発生により、5号機、6号機とも外部電源が喪失し、非常用DGが起動した(甲A3 90頁)。

(イ) 津波到達後の状況

a 津波到達直後の状況

前述のとおり、3月11日15時35分の津波第2波により、5号機の非常用DGは機能を喪失し、全交流電喪失となった。それに伴い、交流電源により作動する5号機の原子炉水位計、原子炉水温計、SFP水温計等の監視機器を確認することができなくなった。他方、5号機の直流電源は、被水を免れ、交流電源が供給されなくなったことに伴い、非常用バッテリーからの給電に切り替わっていた。これにより、直流電源により作動する原子炉圧力系及び原子炉水位計(狭帯域)等の監視機器を確認することができた。(以上、甲A3 91頁)

6号機においては、非常用DG(6A)が機能を喪失し、交流電源(A系)が供給されなくなったことに伴い、直流電源(A系)は、非常用バッテリーからの給電に切り替わった。一方、空冷式であった非常用DG(6B)が、津波による影響を受けずに作動し続けたことから、交流電源(B系)は確保されていた。このため中央制御室の6号機側の照明は確保され、6号機の原子炉水位計及び原子炉圧力系等の各種監視機器(A系の一部及びB系)を確認することができた。(以上、甲A3 91頁)

b 対応

3月12日6時6分ころ、5号機の圧力容器頂部の弁を開操作して減圧した後、圧力容器頂部を開状態のまま維持し、原子炉圧力等を継続的に監視した（甲A3 97頁）。

6号機の交流電源は確保されていたため、仮設ケーブルを敷設することにより、6号機から5号機へ3月12日8時13分ころ、電源融通を行うことができた（甲A3 99頁）。その結果、5号機及び6号機の中央制御室において各種監視機器が確認でき、また、原子炉圧力の減圧、原子炉への注水といったプラント制御に必要な操作を行うことができた（甲A3 99頁）。

その結果、5号機については、3月20日14時30分ころ、6号機については、同日19時27分ころ、いずれも原子炉が冷温停止状態に移行した（甲A7 66頁）。

カ 小 括

以上のとおり、停止中であり、主要な建屋が1号機ないし4号機に比べて高い位置に設置されていた5号機、6号機は、非常用DG及び電源盤が一部生き残ったため、過酷事故に至らなかった。

運転中であった1号機ないし3号機も、本件地震から津波による被水までの間は、外部電源は失われたものの、緊急停止（スクラム）、非常用DGによる冷却系の作動も問題なかった。

しかし、本件地震にともなう津波の遡上により、外部電源のみならず内部電源も次々失われていった。それによって、炉心の冷却ができずに被害が進行していった。そして、より事態を深刻にさせたのが、隣接する原発同士が水素爆発や水素の大量発生によって、お互いに被害を連鎖させていったことである。すなわち、1号機では、3月11日18時46分ころから早くも炉心損傷が始まり、水素が大量発生するにいたり、翌12日の15時36分に水素爆発を起こした。さらに、この1号機の水素爆発で、2号機で交流電源の復旧のために作業していた電源車が損傷し、給電ができなくなってしまった。加えて、2号機より前にRCICとHPCIが停止してしまった3号機で、3月14日11時1分ころ水素爆発が発生した。その爆発によって2号機で注水準備中だった消防車が損傷してしまった。こうして、隣接する1号機と3号機の度重なる爆発のために、2号機の対処は遅れ、冷却が停止して14日17時過ぎには燃料棒が露出し、その後炉心損傷が進んでいった。さらには、3号機で大量発生した水素は、隣の4号機まで流入し（推定）、翌15日午前6時過ぎに水素爆発を起こしてしまったのである。

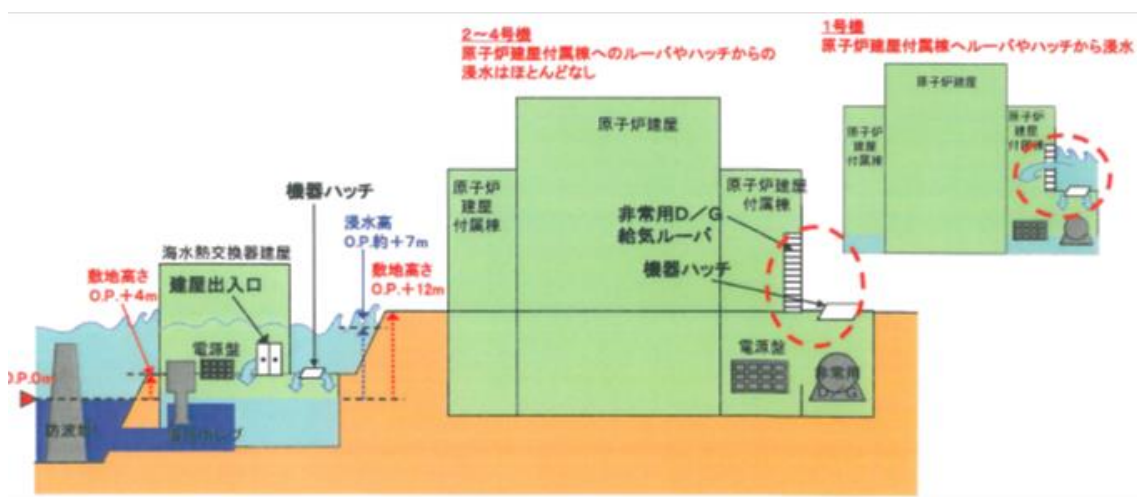
7 福島第二原子力発電所との比較

福島第一原発が過酷事故に陥った原因について、さらに明確にするため、過酷事故に至らなかった福島第二原子力発電所の本件地震後の状況についても述べる。

福島第二原子力発電所（以下、「福島第二原発」という。）は、福島第一原発から南へ約12キロメートル離れた楡葉町と富岡町にまたがって設置されている。1982（昭和57）年に1号機、1984（昭和59）年に2号機、1985（昭和60）年に3号機、1987（昭和62）年に4号機がそれぞれ稼働した。原子炉は、福島第一原発と同じBWRであるが、格納容器にはマークII型（2～4号機はマークII改良型）が採用されている。本件地震発生時、1号機ないし4号機全て運転中だった（甲A7 47頁）。

敷地の海側エリアはO.P.+4メートルであり、T/B、R/B等が存在する主要建屋エリアは、O.P.+12メートルだった（甲A7 48頁）。

本件地震による津波の浸水高は主要建屋の海側面エリアで6.5～7メートルを記録し、5.2メートルとしていた設計値を約1.3～1.8メートル上回った。来襲した津波より、主要建屋エリアの海拔のほうが高かったため、直接の信託被害が出たのは海拔4メートルの場所にある海水系施設等だった。ただ、主要建屋エリア南の道路では津波が集中的に遡上して12.0～14.5メートルの高さに達し、海水がT/Bの裏側まで回りこんで周辺が浸水した（甲A7 47頁）。



(1) 本件地震発生直後

福島第二原発も、地震後の原子炉の緊急停止（スクラム）は、無事に行われ、大きな問題は生じなかった。

また、福島第二原発の外部電源は、4回線あったが、「富岡線1号」と呼ばれる1回線がかろうじて確保できたおかげで、1～4号機ともに、常用電源・非常用電源への給電が維持できた（甲A1 171頁、甲A7 71頁）。

(2) 津波到達後

ア 1号機, 2号機について

津波が集中的に遡上した福島第二原発1号機, 2号機では, 非常用DGの12基中9基, 所内配電系設備(M/C: 36面中2面, P/C: 36面中8面), が使用不能となった(甲A1 172頁)。

また, 非常用DGそのものが被水したほか, その発電機を冷却するためのポンプが海側の低い土地にあったために起動できなくなり, 結局6台全ての非常用DGが使用不能となった。

それらに加え, 循環水ポンプが停止したことにより, 復水器が使えなくなったため, 主蒸気隔離弁を閉じたうえで, SR弁を開いて压力容器で発生した蒸気をS/Cに逃がし, 压力容器の圧力を低下させた。しかし, 熱の捨て場のないS/Cに蒸気が流れ込んだ結果, S/Cのみならず, 次第にD/W内の圧力も上昇していった。

1号機では, 津波襲来から2時間後の3月11日17時35分に警報が発せられた。これを受けて, 非常用炉心冷却系(ECCS 原子炉冷却材が炉心から喪失した場合, 直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全系システム。)ポンプの自動起動信号が発せられたが, その肝心のポンプが使用できなかったため, 別の方策をとることを余儀なくされた。格納容器には, 水素による爆発を防止するため, 水素と酸素を再結合させて容器内の水素の濃度を下げる可燃性ガス濃度制御系(FCS)というシステムがある。この冷却水排水ラインを使って, 冷却水をS/Cに注水するとともに, D/W等の冷却を実施した。こうした作業と並行して, 応急の仮設ケーブルを敷設し, 外部電源から受電されている電気を使って, RHRや非常用DGの冷却系などを復旧させた。そして, 3月14日未明には, RHRの起動を開始し, 冷温停止状態に移行した。

2号機でも, D/W内の圧力が上昇し, 津波襲来から3時間半後の3月11日18時50分に, 1号機と同様の警報が発せられた。その後の対応は, 1号機とほぼ同時か数時間遅れで, 同様に実施されていき, 冷温停止状態に移行できた。(以上, 甲A7 71頁)

このように, 福島第二原発1号機, 2号機のケースでは, 非常の発電機が津波ですべて使用不能になっても, 外部電源が1回線あったことから, いくつかの冷却システムを活用して原子炉の冷却をすることができた(以上, 甲A7 71頁)。

イ 3号機, 4号機について

福島第二原発3号機, 4号機においては, 津波による被災後も, 非常用

DGが3号機では2台、4号機では1台が機能した。3号機、4号機ともに非常用DGの本体は、全て使用可能な状態にあったが、3号機は、3台の発電機のうち1台が、発電機を冷却するためのポンプが起動できず、発電機能を喪失した。

3号機では、原子炉内の減圧のため、SR弁を開いて蒸気をS/Cに逃す作業を続けられた。その後、やはりD/W内の圧力が上昇し、津波襲来から約4時間半後の3月11日19時46分に警報が発せられた。このため、RHRが起動し、S/Cの冷却と、圧力容器内への注水とを切り替えるなどして対処した。その結果、3月12日の12時15分には、いち早く冷温停止状態に移行した。

4号機では、津波によって、海水ポンプ用モーターが起動できなかったため、3月12日未明までは3号機と同様の対処をしていたが、それと並行して、使用不能となった冷却系の電源復旧を図るため、3号機の非常用DGから仮設ケーブルを引っ張ってきたり、柏崎刈羽原発から代替モーターを陸送、設置するなどの応急作業が行われた。同月14日になって、それらの準備が整い、本格的な注水・冷却を実施して同月15日朝に冷温停止に至った(以上、甲A7 73頁)。

(3) 小 括

上記のとおり、福島第一原発は、海側エリアがO.P.+4メートル、1号機ないし4号機の主要建屋エリアがO.P.+10メートル、5号機と6号機の主要建屋エリアがO.P.+13メートルだった。他方、福島第二原発は、海側エリアがO.P.+4メートル、主要建屋エリアがO.P.+12メートルだった。これに対する津波の高さが福島第一原発では想定値を5.4～9.4メートルも超え、最も海拔の高い5号機と6号機の主要建屋エリアまですべて浸水した。浸水状況は、停止中の5号機、6号機より、運転中の1号機ないし3号機のほうが敷地が低かったためひどく、その後の被害を拡大する原因にもなった。

福島第二原発では想定値を概ね1.3～1.8メートル上回るにとどまり、直接の浸水被害が出たのは、ほとんど海側エリアだけだった。津波が集中的に遡上した主要建屋エリア南の道路面からの浸水はあったものの、限定的だった。それゆえ、福島第二原発では、福島第一原発に比べ、下の表のとおり、冷却設備及び電源設備への被害も限定的であったため、冷温停止に向けた対策が可能だったことから過酷事故は免れたのである。

		福島第一原発												福島第二原発							
		1号機		2号機		3号機		4号機		5号機		6号機		1号機		2号機		3号機		4号機	
		電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否	電源盤	使用可否
非常用 ディーゼル 発電機(D/G)	1A	×		2A	×	3A	×	4A	×	5A	×	6A	×	1A	×	2A	×	3A	×	4A	×
	1B	×		2B(空冷)	×	3B	×	4B(空冷)	×	5B	×	6B(空冷)	○	1B	×	2B	×	3B	○	4B	×
高圧電源盤(M/C)	非常用	1C	×	2C	×	3C	×	4C	×	5C	×	6C	○	1C	×	2C	○	3C	○	4C	○
		1D	×	2D	×	3D	×	4D	×	5D	×	6D	○	1D	○	2D	○	3D	○	4D	○
				2E	×			4E	×			HPCS	○	1H	×	2H	×	3H	○	4H	○
	常用	1A	×	2A	×	3A	×	4A	×	5A	×	6A-1	×	1A-1	○	2A-1	○	3A-1	○	4A-1	○
		1B	×	2B	×	3B	×	4B	×	5B	×	6A-2	×	1A-2	○	2A-2	○	3A-2	○	4A-2	○
		1S	×	2SA	×	3SA	×			5SA-1	×	6B-1	×	1B-1	○	2B-1	○	3B-1	○	4B-1	○
				2SB	×	3SB	×			5SB-1	×	6B-2	×	1B-2	○	2B-2	○	3B-2	○	4B-2	○
										5SA-2	×			1SA-1	○			3SA-1	○		
										5SB-2	×			1SA-2	○			3SA-2	○		
低圧動力用電源盤(P/C)	非常用	1C	×	2C	○	3C	×	4C	—	5C	×	6C	○	1C-1	×	2C-1	○	3C-1	○	4C-1	○
		1D	×	2D	○	3D	×	4D	○	5D	×	6D	○	1C-2	×	2C-2	×	3C-2	×	4C-2	×
	常用	1A	×	2A	○	3A	×	4A	—	5A	×	6A-1	×	1D-1	○	2D-1	○	3D-1	○	4D-1	○
		1B	×	2A-1	×			4B	○	5A-1	○	6A-2	×	1D-2	×	2D-2	×	3D-2	○	4D-2	×
				2B	○	3B	×			5B	×	6B-1	×	1A-1	○	2A-1	○	3A-1	○	4A-1	○
		1S	×							5B-1	○	6B-2	×	1A-2	○	2A-2	○	3A-2	○	4A-2	○
								5SA	×			1B-1	○	2B-1	○	3B-1	○	4B-1	○		
								5SB	×			1B-2	○	2B-2	○	3B-2	○	4B-2	○		
直流電源 (バッテリー)	1A	×	2A	×	3A	○	4A	×	5A	○	6A	○	1SA	○			3SA	○			
	1B	×	2B	×	3B	○	4B	×	5B	○	6B	○	1SB	○			3SB	○			
外部電源	全6回路が地震で喪失												4回路中3回路が地震で喪失(富岡線1号のみ健全)								

※直流電源のH系については、記載を割愛した。
 ① 福島第一原発のM/C、P/C電源盤、福島第二原発のP/C電源盤の機能喪失については、推定による
 ○---機能喪失 ●---給電元が喪失のため受電不可 ◐---電源盤・冷却系の喪失のために起動不可

8 全体のまとめ

以上より、過酷事故が発生した福島第一原発 1 号機ないし 4 号機と過酷事故が起こることなく冷温停止に至った同 5 号機、6 号機及び福島第二原発 1 号機ないし 4 号機の違いは、本件地震とそれともなう津波によって全交流電源喪失に至り、冷却機能が失われたかどうかによる。

すなわち、福島第二原発では、外部電源が一系統残ったことのほか、多くの M/C、P/C も水没しなかったために、必要な冷却設備を稼働させることができた。これは、福島第二原発に遡上した津波の高さが福島第一原発よりもやや低かったこともさることながら、非常用電源設備、冷却設備が福島第一原発のそれに比べて高所に設置されていた (O.P.+12 メートル) ことで、被水の程度が限定的になったためである。

同様に、主要な建屋が福島第一原発 1 号機ないし 4 号機に比べて高い位置に設置されていた 5 号機、6 号機 (O.P.+13 メートル) も、冷却設備と非常用 DG 及び電源盤が一部生き残ったため、過酷事故に至らなかった。

これに対し、福島第一原発 1 号機ないし 4 号機は、その他の機に比べて低い位置に主要な建屋が設置され (O.P.+10 メートル)、かつほとんどの非常用電源設備、冷却設備が建屋の地下 1 階等低層階に設置されていたのみならず、防波堤も津波最高水位を O.P.+6.1 メートルの想定で設置され、内部電源設備、冷却設備に関する水密化もはかられていなかった。このようなことから、O.P.+10 メートルを超えた本件地震に伴う津波によって、ほとんどの非常用電源設備がほぼ壊滅状態になり、残された冷却設備も十分に機能を果たせない状

況となり，対処もしきれず，結局，核燃料損傷と格納容器の損傷にともなう外部への大量の放射性物質の漏洩，水素爆発による大量の放射性物質の飛散等という本件過酷事故が発生したのである。

以 上

用語集

AO弁：Air Operated Valve／空気作動弁

圧縮空気によって作動する弁。

CCS：Containment Cooling Spray System／格納容器冷却系

冷却剤喪失事故により，原子炉格納容器内の圧力，温度が上昇した場合，圧力，温度上昇を抑制するために格納容器内に冷却水をスプレーする装置。（福島第一原発1号機のみ）に設置）。アクシデントマネジメント上の代替注水手段の1つ。

CS：Core Spray System／炉心スプレー系

非常用炉心冷却系（ECCS）の一つで，冷却材喪失事故時，燃料の過熱による燃料及び被覆管の破損を防止するため，炉心上部より冷却水をスプレーし冷却する装置。この装置は，福島第一原発の1号機～5号機に設置されている。

D/D FP：Diesel Driven Fire Pump／ディーゼル駆動消火ポンプ

消化系に設置されたポンプ。消化系の圧力の低下時，電動機駆動消火ポンプが運転できないときに自動起動する。

FCS：Flammability Control System／可燃性ガス濃度制御系

冷却材喪失事故時，燃料の温度が高くなり被覆管と水が反応して可燃性ガス（水素）が発生し，原子炉格納容器内に溜まる。

水素はある濃度以上で酸素（空気）と反応すると爆発的な燃焼を起こすため水素ガス濃度を安全な濃度以下になるよう処理する装置。

FP：Fire Protection System：消化系ライン

発電所内の消化系統。通常の消火栓の他，油火災のための炭酸ガス消化系等がある。

アクシデントマネジメント上では原子炉への注水に利用できる。

HPCI：High Pressure Coolant Injection System／高压注水系

非常用炉心冷却系（ECCS）の内の一つで，配管等の破断が比較的小さく，原子炉圧力が急激には下がらないような事故時，蒸気タービン駆動の高圧ポンプで，原子炉に冷却水を注入することのできる装置。

ポンプの流量（＝能力）はRCICに比べて約10倍と大きい，SHC，RHR

(約1800 m³/h, 福島第一2～5号機の場合)に比べると小さい。福島第一原発の1号機～5号機に設置されている。

HPCS : High Pressure Core Spray System / 高圧炉心スプレイ系

非常用炉心冷却系の一つで、原子炉圧力が急激に下がらないような事故時、独立した電源(ディーゼル発電機)を持ち電動機駆動の高圧ポンプにより炉心にスプレイし冷却を行う装置。

福島第一原発の6号機に設置されている。

IC : Isolation Condenser / 非常用復水器

原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を導いて水に戻し、炉内の圧力を下げるための装置(福島第一原発1号機のみ)に設置。

M/C : Metal-Clad Switch Gear / 金属閉鎖配電盤 (メタクラ)

所内高電圧回路に使用される動力用電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。構成は、常用、共通、非常用の3つの系統からなっている。

MO弁 : Motor Operated Valve / 電動駆動弁

系統の論理回路等からの電気信号を受けて、弁駆動部を電動機によって動かし開閉する弁。

MUWC : Make-Up Water System (Condensate) / 復水補給水系

発電所の運転に必要なさまざまな水(水源は、復水貯蔵タンク、基本的には原子炉等で使われた水を浄化したもので、若干の放射能を含むがその濃度は低い)を、ポンプ(復水移送ポンプ)を利用して供給する系統。

非常用ではないが、アクシデントマネジメント上では原子炉への注水に利用できる。ポンプの流量はRCICより小さい(約70 m³/h)。

P/C : Power Center / パワーセンター

所内低電圧回路に使用される動力電源盤で、気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。構成は、常用、共通、非常用の3つから成っている。

原子炉格納容器 / PCV : Primary Containment Vessel

鋼鉄製の容器で、原子炉圧力容器をはじめ、主要な原子炉施設を収納している。冷却材喪失事故等が生じた場合、放射性物質を閉じ込め発電所敷地周辺へ

の放射能の漏れを制限する設備で、水のないドライウエル（D/W）と圧力抑制プール（ウェットウエル S/C）で構成されている。

R/B : Reader Building / 原子炉建屋

原子炉一時格納容器及び原子炉補助施設を収納する建屋で、事故時に一時格納容器から放射性物質が漏れても建屋外に出さないよう建屋内部を負圧に維持している。別名原子炉二次格納容器ともいう。

RCIC : Reader Core Isolation Cooling System / 原子炉隔離時冷却系

通常運転中何らかの原因で主蒸気隔離弁（MSIV）の閉等により主復水器が使用できなくなった場合、残留熱除去系（RHR）と連携運転*し、原子炉の蒸気でタービン駆動ポンプを回して冷却水を原子炉に注水し、燃料の崩壊熱を除去し減圧する。また、給水系の故障時などに、非常用注水ポンプとして使用し、原子炉の水位を維持する。

RCIC ポンプの流量は、HPIC の約 1 / 10 程度の約 9.6 m³/h（福島第一 2～5 号機の場合）で、さほど大きくない。

RHR : Residual Heat Removal System / 残留熱除去系

原子炉を停止した後、ポンプや熱交換機を利用して冷却材の冷却（燃料の崩壊熱の除去）や非常時に冷却水を注入して炉水を維持する系統（非常用炉心冷却系 ECCS のひとつ）で、原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有している。ポンプ流量・熱交換機ともに能力が高く、以下のような運転方法（モード）を有する。

- i 原子炉停止時冷却モード
- ii サプレッションチャンバー（S/C）冷却モード
- iii 低圧注水モード・格納容器スプレイモード

などがある。

原子炉圧力容器 / RPV : Reactor Pressure Vessel

燃料集合体、制御棒、その他の炉内構造物を内蔵し、燃料の核反応により蒸気を発生させる容器。

サービス建屋 / S/B : Service Building

発電所の運営に必要な中央操作室、保安管理室、チェックポイント等のある建屋。

圧力制御室 / S/C : Suppression Chamber (Suppression Pool)

沸騰水型炉（BWR）だけにある装置で、常時約3,000m³（福島第一原発2号機～5号機の場合）の冷却水を保有しており、冷却材喪失事故時に、炉水や蒸気が放出されその結果格納容器内圧力が上昇するが炉水や蒸気をベント管等により圧力抑制プールへ導いて冷却し格納容器内の圧力を低下させる設備。また、非常用炉心冷却系（ECCS）の水源としても利用している。

SHC : Shut Down Cooling System / 原子炉停止時冷却系

原子炉を停止した後、ポンプと熱交換機を利用して冷却材（炉水）を冷却し、崩壊熱を除去するための設備。原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有し、ポンプ流量・熱交換機能力ともに高い。

福島第一原発1号機のみ専用系統の設備（SHCには熱交換器はないが別系統で海水に熱を捨てる）が設置されている。

（福島第一原発1号機以外の他号機は、RHR系に本冷却機能「原子炉停止時冷却モード」を有している）

SR弁 : Safety Relief Valve / 逃がし安全弁

原子炉圧力が異常上昇した場合、圧力容器保護のため、自動あるいは中央操作室で手動により蒸気を圧力抑制プールに逃す弁（逃した蒸気は圧力抑制プール水で冷やされ凝縮する）で、他に非常用炉心冷却系（ECCS）の自動減圧装置としての機能も持っている。

TAF : Top of Active Fuel / 有効燃料頂部

燃料域水位計の0点。燃料集合体のうちペレットが存在する一番上部をいう。

T/B : Turbine Building / タービン建屋

主タービン、発電機、主復水器、原子炉給水ポンプ及びタービン補機等を収納する建屋。

格納容器ベント

格納容器の圧力の異常上昇を防止し、格納容器を保護するため、放射性物質を含む格納容器内の気体（ほとんどが窒素）を一部外部に放出し、圧力を降下させる措置。

D/WとS/Cの2つのベントラインがあり、それぞれのラインにAO弁の大弁、小弁がある。2つのラインの合流後にMO弁とラプチャーディスクがあり、その先は排気筒に繋がっている。