

## 福島原発における津波対策研究会・報告書（命題2：事故回避可能性）

2015/9/30

失敗学会・吉岡律夫、飯野謙次、淵上正朗

### 1) はじめに

失敗学では、実際に起きてしまった事故の経緯・シナリオを究明するだけでは不十分で、防ぐ道(成功の道)があったのか等を広く検討することが残された者の使命だと教えている。

失敗学会では、福島原発事故に関連して、2014年2月以降に4回のフォーラムを開催し、それらを踏まえて、2015年4月と6月に有志による「福島原発における津波対策研究会」を開催した。その目的は下記の2点の解明である。

命題1：福島原発において、巨大地震に伴う巨大津波を予測できたか？

命題2：もし巨大津波が事前に予測されていたら、どのような対策をすれば事故を回避できたか？

この内、命題1については、既に政府事故調査報告書や国会事故調査報告書に記載があるが、更に広く検証し、研究会での審議を踏まえて、報告書を作成した[1]。また、2015年8月に、IAEA（国際原子力機関）が福島原発事故に関する調査報告書を発行し、その中で、津波に関する検証も示しており、上記報告書[1]を裏付ける内容であった（付録1）。

命題2については、原発専門家による研究があつてしかるべきだが、公開資料では見当たらない。失敗学会は原発専門家集団ではないので、本研究会の開催に当り、原子力学会のメーリングリストで呼びかけた所、十数名の原子力専門家と数名のジャーナリストなどの参加を得ることができた。本報告書は失敗学会有志が著者となっているが、上記の方々の協力でできたものであり、ここに感謝申し上げる次第である。

なお、命題2においては、実際の福島原発事故でなされた対応の是非については検討外としている。即ち、上記のように「事前に巨大津波が予測されていたら」という仮説の下に「防衛策があったかどうか」を検証することが目的である。

最初に、福島原発事故の直接原因を簡略化して以下に示す。地震、特に津波により、何か起きたかを確認するためである。

#### 福島原発事故の直接原因

- ①地震により、送電線断線や変電所故障等が生じ、外部電源を喪失した。
- ②地震発生後に津波が原発を襲い、地下の非常用ディーゼル発電機（DG）と配電盤が水没して使用できなくなった（付録2）。
- ③（仮にDGが水没しなくても）原子炉建屋外の燃料オイルタンクが流失し、更にDGの海水冷却系も損傷したので、DGを動かすことは出来なかった。つまり、全交流電源喪失（SBO：Station BlackOut）が起きた。
- ④一部の号機は蓄電池も水没し、直流電源も喪失した（付録2）。
- ⑤原子炉の熱を最終的に海に捨てるための海水系冷却設備も原子炉建屋外にあり、津波で破損したので（仮に外部電源またはDGのどちらかが作動できても）炉心を冷却できなかった。

つまり、津波によって、交流電源（AC電源）、直流電源（DC電源）、最終排熱系の3つが同時に喪失したことが直接原因である。

ところで、以下の対策案作成では、原則として、実際の福島原発事故から得られた情報を使わないこととしている。それは、今回の命題2が「3.11以前に、津波が来ると予測されていれば、原発専門家ならこういう対策を取るはずで、その対策により、福島原発事故のような炉心溶融事故を防げたか？」というものだからである。つまり、3.11以前に戻って考える必要がある。

ただし「対策案が有効であるか」という検証には、3.11 以降の情報も使用することとする。その理由は以下の通りである。

ここに示した対策案は、いわば仮説である。全ての科学は、実験または実事象観測によって実証され、初めて真実と確認される。しかし、地震や津波を実験することは不可能で、更に地震・津波の影響を原子炉で実験することも不可能であり、唯一の例外が今回の福島原発事故だからである。また、3.11 以降に得られた対策案に関する知見として、B5b（航空機テロ対策）の件を参照しているが、これについては 2 節で述べる。

さて、敷地高さを越える津波が来ると予測されれば、AC 電源、DC 電源、最終排熱系の 3 つが同時に喪失することは、原発専門家なら自明である（付録 3、付録 4）。従って、これら全てを津波から守れば良いが、最小限、何があれば福島原発事故（炉心溶融事故）を防げたのか、それは実行可能な対策であったのか、を以下に検討する。

なお、津波予測が 3.11 直前であれば、対策は間に合わない。命題 1（津波予測）報告書での検討から、この時間的余裕は 2～3 年と推測され、防潮堤のような大規模な対策は実行不可能であったと思われる。この点も今回の検討の拘束条件である。

以上から、今回の命題 2 の条件を纏めると、以下の通りである。

- |                                                                                                                                                                                                        |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <ul style="list-style-type: none"><li>① AC 電源、DC 電源、最終排熱系の 3 つを確保すること。</li><li>② 3.11 以前に戻って対策を考えること（福島原発事故情報を使わないこと）。</li><li>③ 対策は、2-3 年で実行可能であること。</li><li>④ これらの対策により、炉心溶融事故を防げることを示すこと。</li></ul> |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

## 2) 事故直後の対応（直流電源等の復帰までの時間的余裕）

地震発生後、直ちに原子炉は停止し、その後 1 時間で津波が来襲して[AC+DC 電源喪失]が発生した、と想定した。すなわち、原子炉停止後の 1 時間は通常の冷却系が作動すると想定した。

原子炉停止後、1 時間後の崩壊熱は福島第一 3 号機の場合、30MW で、蒸発水量は毎時 48 トン、2 時間後は 24MW で毎時 38 トン蒸発なので、合計 86 トンとなる。

一方、燃料上端から水面までの高さを 5m と仮定すると、燃料の上部にある水は 120m<sup>3</sup> で、286℃・70 気圧の水密度は 0.74 トン/m<sup>3</sup> なので、約 90 トンとなる。要するに、津波が来襲して[AC+DC 電源喪失]が発生してから 2 時間で燃料は水から露出する。図 1 に原子炉停止後の水位低下推移を示す。炉心露出後の数分後には燃料の温度は急上昇し、燃料被覆管が破損する。なお、更に燃料温度上昇は続き、1 時間程度でウランが溶融すると推測される。

従って、炉心溶融事故を防ぐには炉心を冷却しなければならないが、そのための安全系として、福島 2～5 号機の場合、RCIC (Reactor Core Isolation Cooling system: 原子炉隔離時冷却系) と HPCI (High Pressure Coolant Injection system: 高圧注水系) が設置されている。また、1 号機には RCIC がなく、IC (Isolation Condenser: 非常用復水器) がある。

上述のように [AC+DC 電源喪失] と分かってから、バッテリーを繋ぎ、RCIC または HPCI を手動で起動するのに 2 時間しかない。

なお、この間に蒸発した冷却水（蒸気）は、バネ式の安全弁の作動により、SC (Suppression Chamber: 圧力抑制プール) に放出されるので、次節で述べるように、安全系を作動させて冷却水を補給することになる。

ただし、直流バッテリーを RCIC や HPCI の弁に接続してそれを開けるといっても、その時、配電盤は浸水しているので単に接続したのではバッテリーをショートさせて使えなくなるだけである。配電盤への DC 接続を断ってから、弁に電圧を供給しなければならない。

なお、今回の検討で、ここが最も時間的に厳しいが、事前の機器準備と訓練により、国内の再稼動プラントは全てこの対応が可能と認定されているので、実行可能な案と考えられる。また、米国 B5b（航空機テロ対策）に対応済みのプラントは全てこの対応が可能と認定されていることから、実行可能な案と考えられる（付録 5）。

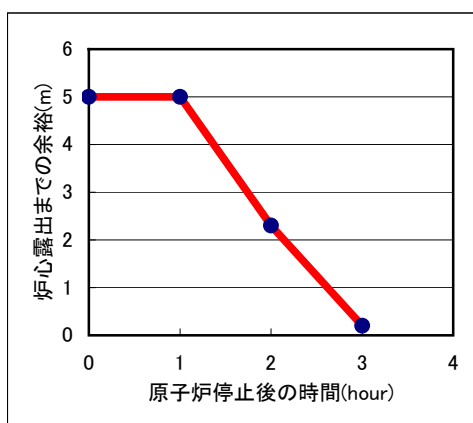


図 1. 炉心露出までの余裕（水位低下）の推移

### 3) 事故後の炉心冷却（福島 2～5 号機の例）

事故時に原子炉が隔離され、DC 電源が復帰して安全系の一部が作動して、炉心冷却に利用できる水が SC 水みの状態になると、炉心の崩壊熱によって、SC 水温は上昇する。それは、図 2 の様に、全体が閉じた系になるからである。なお、RCIC と HPCI は、原子炉蒸気で駆動するので、ポンプモーターは不要であるが、制御と弁操作には DC 電源を必要とする（図では省略）。

福島 3 号機を例に、SC 水量 3000 トンとし、原子炉停止後 1 時間は RHR（Residual Heat Removal System：残留熱除去系）が作動したと仮定し、その後に原子炉が隔離され、RCIC または HPCI によって、SC 水のみで冷却がなされた、と仮定する（SC 水の初期温度は 20℃と仮定）。なお、本稿では RCIC と HPCI は水密化されていると仮定する。

図 3 に計算結果を示すが、約 19 時間で 100℃に達する。実際には、その後、蒸発によって圧力が高くなり、飽和温度も上がるので、水温は 150℃程度になるが、以下の計算では保守的に 100℃が限界値とした。

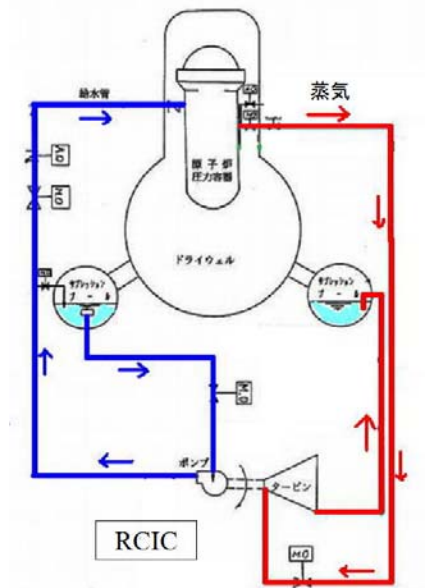


図 2. RCIC の模式図 (HPCI もほぼ同様)

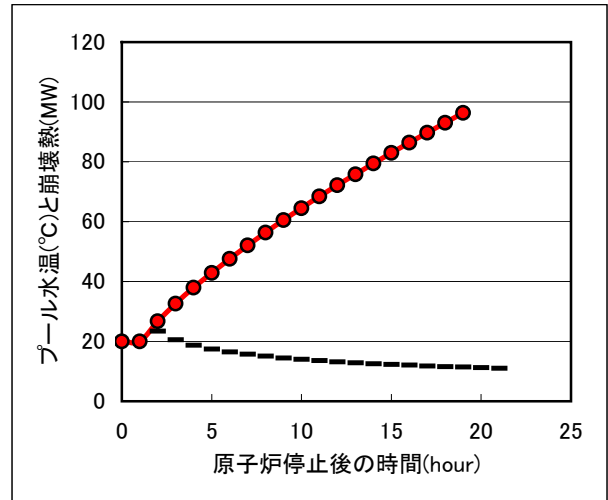


図 3. RCIC 作動後の SC 水温と崩壊熱の推移  
(原子炉停止時が時間ゼロ)

つまり、十数時間後には、SC 水温が飽和温度（1 気圧の下では 100°C）になり、もはや原子炉の蒸気を SC で凝縮できなくなり、SC 内と PCV(Primary Containment Vessel：格納容器)内に蒸気が充満し、最終的には PCV が破壊される。

このことを数値的に示すと下記の通りである。即ち、水は蒸気になると体積が増える。体積増加は、100°C の場合は 1700 倍、150°C の場合は 400 倍になるので、平均的に 1000 倍になると仮定する。この時の蒸気圧力は約 2 気圧（0.2MPa）で、蒸気温度は約 120°C である。

例えば、図 4 に示すように、福島 3 号機の場合、SC 気相部と DW（ドライウェル）との合計空間体積は約 8000m<sup>3</sup> なので、8 トン蒸発毎に 1 気圧上昇する。20 時間後の崩壊熱だと 1 時間で約 20 トン蒸発するので、一旦 SC 水の蒸発が始まると、図 5 のように、1-2 時間程度で PCV 設計圧力（約 4kg/cm<sup>2</sup>-g,[2]）に到達する。従って、前記 2 節の時間（約 2 時間）と合わせると、事故後（AC・DC 電源喪失後）の約 20 時間には何らかの対策を講じなければ、PCV が破壊されることになる。即ち、事故後の半日程度の内に交流電源と注水系の復帰が必要である。なお、これらが遅れる場合の手段については、8 節に示す。また、この時は、原子炉が隔離、つまり閉じた系になっているので、仮に注水ポンプが作動できたとしても、系から排水する仕組みが無いので、このことも考慮しなければならない（7 節に続く）。

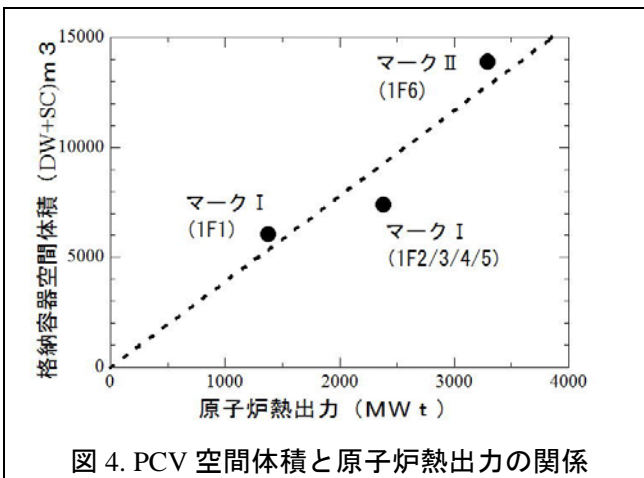


図 4. PCV 空間体積と原子炉熱出力の関係

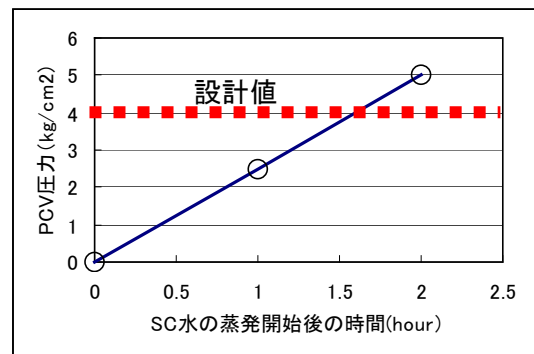


図 5. PCV 圧力上昇の推移

なお、付録 6 に上記計算の検証結果を示すが、プラントにより若干の差異がある。

#### 4) 事故後の炉心冷却（福島1号機の例）

前記3節は福島2～5号機の例だが、1号機にはRCICがなく、IC（Isolation Condenser：非常用復水器）が設置されている。つまり、ICとHPCIとが設置されている。この内、HPCIはDC電源のみで作動するので、前記3節の説明をHPCIと読みかえれば良い。ただし、ICには、循環ポンプがないが、弁はAC電源とDC電源の両方を必要とし、説明が複雑となるので、本節の最後に説明する。

ICは原子炉の蒸気を熱交換し、IC内の冷却水を沸騰・蒸発させて外部へ排出するものである。つまり、蒸発を利用するので、必要水量は少なくて済む。

原子炉停止後、津波来襲までの1時間はRHRが作動したと仮定し、津波来襲時に[AC+DC電源喪失]が発生し、ICが作動開始した、と想定した。

IC内の冷却水量は2系統で約200トンであり、IC作動後1時間で100℃に到達し、その後、蒸発を始めた、と仮定する。図6のように、原子炉停止後の約14時間目まで、ICは作動する。その後、HPCIが起動できれば、更に時間の余裕が生じるが、仮にICだけが利用可能だとしても、AC電源などの復帰には半日程度の余裕があり、2～5号機と同程度の時間余裕がある。

125V/250V直流バッテリーなどがあったとして、津波が来襲した直後に行なえた対応は図7の通りである。

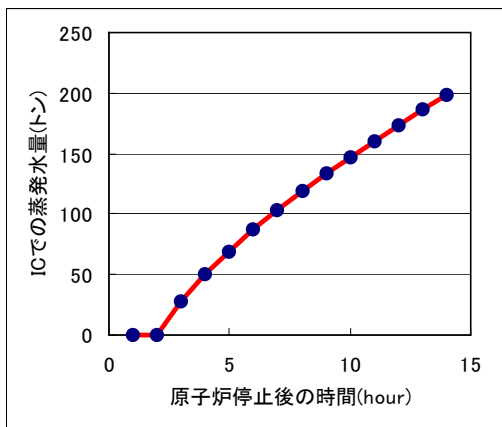


図6. IC保有水の蒸発量の推移  
(原子炉停止時が時間ゼロ)

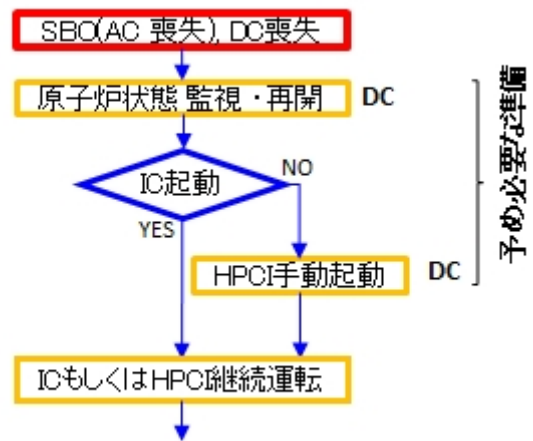


図7. 福島1号機の手順

福島1号機ICについて、これまでは電源喪失に伴いICの4つの弁が閉じたこと、つまり安全のための閉ロジック(Fail-Close)がいけなかったように書かれることが多かったが、この閉ロジックは原子炉から格納容器の外に配管がつながっているIC管に搭載された遮断弁のものであり、IC管からの漏れを検知するセンサーへの電源が喪失されたときにIC弁を4つとも閉じるようになっていた。つまり、プラントの電源喪失ではなく、重大な蒸気漏れを検知するためのセンサーへの電源喪失によるもので、その電源が落ちてIC管の漏れを検知できなくなったら、IC弁を閉じるのは当然の考え方である。

なお、2～5号機のRCICおよびHPCIはDC電源でその弁を開閉できるのでよいが、1号機ICは、PCV内のIC上流と下流にAC駆動弁が1つずつあり、それらの駆動にはAC480V電源が必要である。原子炉運転中のPCV内は窒素ガスで充填されており、SBO発生直後にそこに立ち入ることは実際的ではない。従って、1号機ICのPCV内2つの弁は、DC電源でPCV外から開閉操作ができるようにしておくか、あるいは、480V移動型発電機によるAC給電が可能ないように事前対策する必要がある。

## 5) 交流電源などの復帰（最短ケース）

図2に示したように、RCIC や HPCI が SC（圧力抑制プール）の水を利用して炉心を冷却している状態は、いわば閉じた体系であり、海水ポンプが浸水・破損していると、熱を格納容器から外部に逃がすことができず、崩壊熱が徐々に系全体の水を温めるため、いつまでも原子炉を冷やし続けることはできない。そこで、どうしても必要になるのが、福島第二原発が行なったように、冷却機能を残留熱除去系（RHR）に切り替え、最終的に海へ排熱することである。

事故後の半日の内に、交流電源と注水系が復帰したとし、更に海水系も復旧できれば、RHR を作動させ、冷温停止に移行できる。これが最短・最良のケースである。このケースを図8に示す。

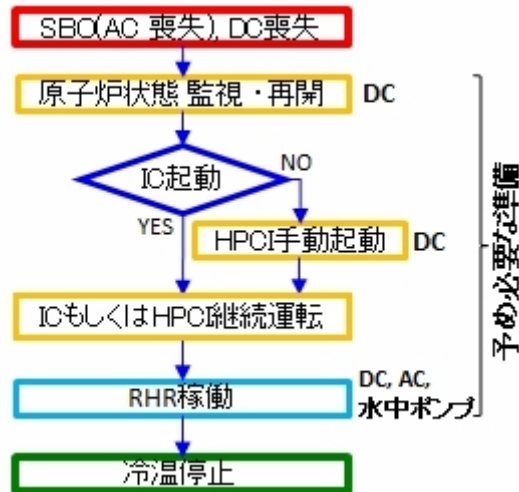


図8. 冷温停止に到達するための最短手順（福島1号機の例）

福島第一原発の1号機から5号機のRHRシステムは再循環系の再循環ポンプ上流から炉水を導き、熱交換器で冷却した後、再循環ポンプ下流と炉内に水を戻すRHRループと、その熱交換器に海水を循環させるRHRSループからなる(図9)。

RHRループそのものは地震・津波被害を受けない地上階以上にあり、機能損失はそのポンプ駆動用モーターへのAC電源喪失と考えられる。即ち、RHRSループは、海面から4mの高さなので、ポンプを駆動するモーターが冠水して機能損失すると想定される。従って、海水ポンプまたはモーターの冠水への対策が必要である。



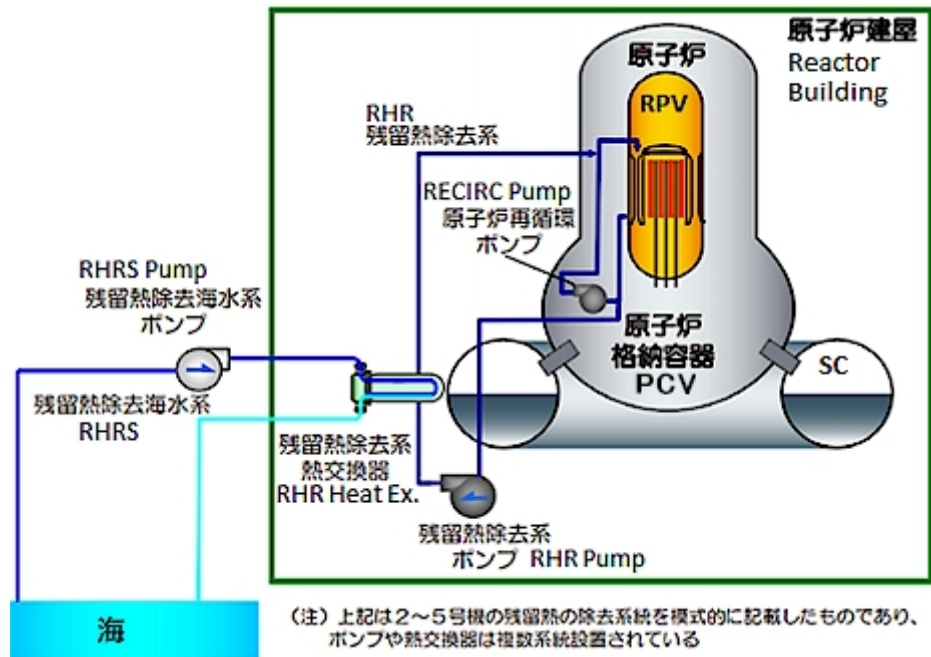


図9. 福島第一のRHR系（海水系を含めて2ループ）[3]

以上より高圧電源車(各原子炉 RHR ループと RHRS ループに配電できるのに必要な台数)と、RHRS ループの予備モーター、あるいはその RHRS ループモーターが大きすぎて、交換が实际的でないなら 1F5 号機で使用した仮設電源と水中ポンプ[4, p.64]を用意してあれば、RHR 機能は 10 時間程度で回復できると思われる。この場合、高圧電源車は不要で水中ポンプを駆動できる移動式発電機で十分と思われる。

上記の検討から、以下の地震・津波対策を用意しておけば、福島原発事故は回避できたとと思われる。通常、原子炉での改造工事は、安全審査が必要なら 5 年程度を要するものの、今回の対策には安全審査は不要と考えられ、殆どは運転中の対策工事も可能であり、1～2年で完了できると考えられる。

- ①十分な容量と個数の 125V バッテリーと 250V バッテリー (★)
  - ②高圧電源車
  - ③水中ポンプ(RHRS 代替用)
  - ④交流電源喪失(SBO)、直流電源喪失、海水ポンプモーター喪失を想定した訓練
  - ⑤RCIC と HPCI の水密化 (部屋の水密化または電気系統の水密化)
- (★: 250V バッテリーは 2~5 号機の RCIC 用電動弁と HPCI 用電動弁に必要[5])

ただし、津波来襲により、海水系は損傷していると予測され、また、海岸付近の瓦礫散乱により、海水系の復旧は、もう少し時間がかかる可能性もあるので、ここでは次のステップとして、まずは交流電源の復旧を考える。

## 6) 交流電源などの復帰 (ベントしない場合)

前記 3 節に示したように、PCV 内の蒸気を凝縮できれば、ベントをせずに、PCV 内の圧力は抑えられる。その対策が PCV スプレーである。

図 10 に示すように、100℃の蒸気を水 (100℃の水) に戻す熱量 (凝縮潜熱) は、100℃の水を蒸発させる熱量 (蒸発潜熱) と同一値で、0℃の水を 100℃にする顕熱の約 5 倍である。つまり、100℃・1 トン

の蒸気を凝縮して水に戻すには、5 トンの冷たい水（0℃の水）が必要、ということである。  
 （なお、ここでは、蒸気温度を 120℃と想定し、水は 20℃から 120℃までの顕熱とする）

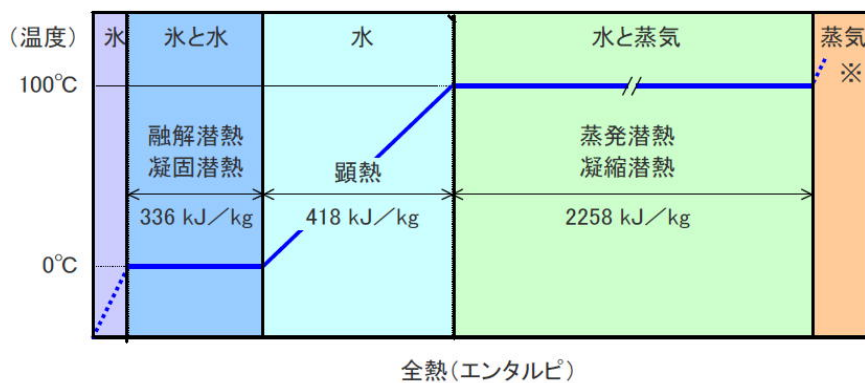


図 10. 水と蒸気の温度変化 [6]

20 時間後の崩壊熱だと 1 時間で約 20 トン蒸発するので、これを水に戻すには毎時約 100 トンのスプレー水が必要となる。図 11 にその後の推移を示すが、水さえあれば、かなりの時間余裕があるように見えるが、実際にはそうではない。

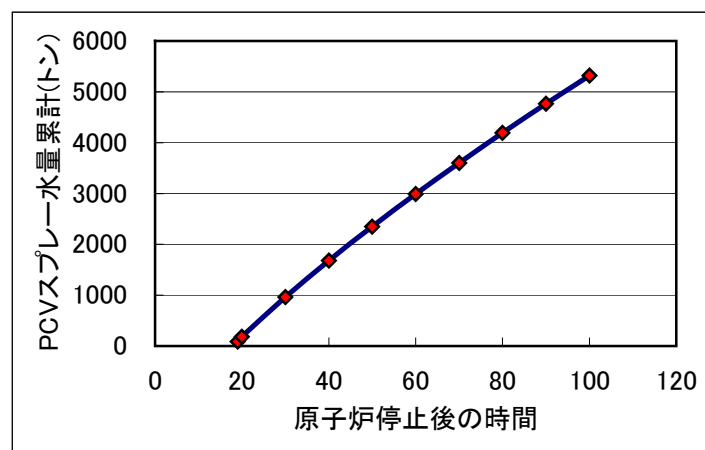


図 11. PCV スプレーの累計水量

即ち、ここで課題が 2 つある。1 番目はベントをしないので「系から溢れた水はどこへいくか？」であるが、SC 気相部および DW に溜まっていく。所が、1F3 の気相部の体積は約 8000m<sup>3</sup> なので、図 12 のように、事故後の 3 日目には、気相部の半分が冠水することになり、更に PCV 圧力を高めてしまうので、PCV スプレーは 1-2 日が限界である。なお、PCV スプレー用のポンプは交流電源を必要とする。



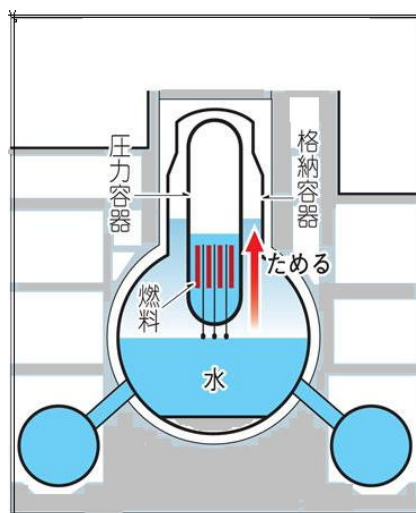


図 12. PCV の冠水 [7]

2 番目の課題は、SC 水が飽和温度になっていて使えないので「冷たい水をどこから持ってくるか？」であるが、復水貯蔵タンクや純水タンク（または濾過水タンク）が利用できる。ただし、これらの水をスプレーするポンプ（MUWC：Make-Up Water System Condensate：復水補給水系）は AC 電源を必要とするが、PCV 内は低圧なので、逃し安全弁（Safety and Relief Valve：SR 弁）開放による炉心減圧は必須ではない（はずであるが、福島第二の例では各号機とも実施した）。

なお、SR 弁を開いて、炉心を減圧した後に、直接に炉心注水できれば、熱量的には上記の PCV スプレーと等価である。実際、今回の津波来襲時に、福島第二・4 号機では、DW スプレーも実施したが、MUWC 系を使用して、復水貯蔵タンクから炉心に 2 日間程度、注水し、その後、RHR を起動して冷温停止できた[7]。この場合、原子炉から溢れた水は、SC 経由で PCV を冠水したと考えられる。

以上から、ベントを実施しない場合は、高圧電源復帰後、PCV スプレーで対応できる期間、あるいは、SR 弁を開いて炉心減圧後に炉心スプレーで注水できる期間は、1-2 日が限界である（事故後、2~3 日目まで）。即ち、この時点までに RHR を復旧しなければならない。

### 7) 交流電源などの復帰（ベントする場合）（3 節の続き）

事故後の約半日後の時点では、既に SC 水は飽和しており、炉心からの蒸気は、もはや SC では凝縮できないので、PCV に出て行き、PCV 圧力が高くなり、いずれ設計限界圧力に達するので、何らかの対策が必要である。また、前記 3 節の最後に述べたように、原子炉が隔離された状態で外部から注水するには、系から排水する仕組みが必要で、この仕組みが PCV からのベントである。

ここまでの過程では燃料は大きく破損しないと考えられ、ベントによる放射能拡散は余りないと期待できるので、SC からのウェットベントでも、DW からのドライベントでも、結果は同じである。

ベント後の SC 水の蒸発量を図 13 に示すが、この蒸発量は、原子炉内の冷却水の蒸発量と等しい。SC 水量の 2/3 の 2000 トンが炉心の冷却に利用できるとすると、本図の計算のように、1 週間程度の時間的余裕がある。その間に RHR を復旧させ、冷温停止に移行することになる。

なお、その後、復水貯蔵タンク等の水を利用するなどすれば、原理的には更に炉心冷却を続けることも可能であるが、RHR 復旧には 1 週間程度を見込めば十分と思われる。

炉心へ注水するシステムとしては幾つかの選択肢がある。即ち、減圧成功後に、炉心スプレーと復水補給水系、または（ディーゼル駆動消火ポンプ（DDFP）や消防車で注水する案があり、1 週間以上は炉心の冷却が可能と考えられる。ただし、燃料が破損すると、放射能拡散というリスクがある。

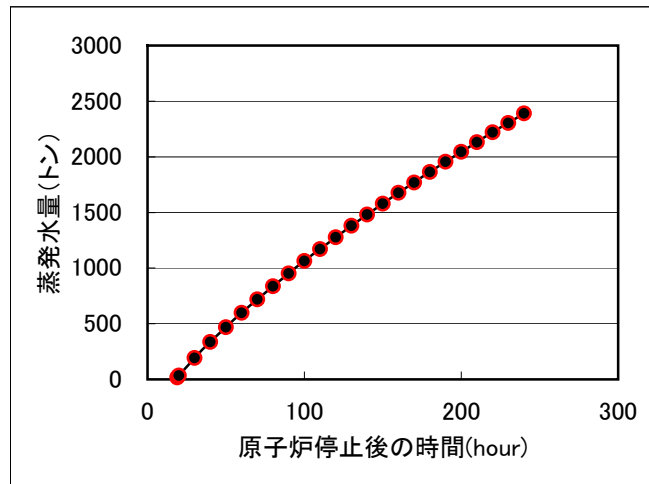


図 13. ベント後の SC 水の蒸発量の時間推移

### 8) 交流電源などの復帰が遅れる場合 (3 節の続き)

前記 3 節で述べたように、交流電源と関連安全系の復帰は、津波来襲後の半日程度の間に行われなければならない。事前に高圧電源車を準備すれば、この程度の時間で可能と考えられるが、これらが遅れた場合は、以下の手順が考えられる。

即ち、まず SR 弁を開いて炉心減圧を計ると共に、ベントを実施する。その後、交流電源を必要としない DDFP や消防車で注水することにより、1 週間以上は炉心冷却が可能である。その間に交流電源と関連の安全系を復旧させ、更に RHR を復旧させ、冷温停止に移行することになる。

### 9) まとめ

1) 直流電源復帰と、RCIC などの安全系起動は、2 時間以内でなければならない。

2) 直流電源のみで作動する RCIC または HPCI で、炉心の蒸気を SC で凝縮し、炉心冷却できるのは半日程度までである。即ち、高圧電源復帰と、これを使用する安全系の起動は半日以内でなければならない。

3) 最短ケースとして、高圧電源復帰と安全系起動が成功した半日以内の時点で、更に RHR (海水系) も復旧していれば、冷温停止できる。RHR の復旧に更に時間がかかる場合は、2 ケースに分かれる。

4) ベントをしない場合は、高圧電源復帰後、PCV スプレー、または、SR 弁を開いて炉心減圧後に炉心スプレー (MUWC 系) で注水することになるが、いずれ PCV が冠水するので、これらが実行できる期間は 1-2 日が限界であり、それまでに RHR を復旧させなければならない。

5) ベントをした場合は、ベントで蒸気を排出することができる。即ち、まず SR 弁を開いて炉心減圧を計ると共に、ベントを実施する。その後、炉心スプレー (MUWC 系) または DDFP (ディーゼル駆動消火ポンプ) や消防車で注水することにより、1 週間以上は炉心の冷却が可能である。その間に RHR を復旧させ、冷温停止に移行することになる。

6) 上記 2 項の高圧電源復帰と安全系の起動が遅れる場合は、ベントを実行し、DDFP や消防車で注水すれば 1 週間以上は耐えられるので、その間に RHR を復旧させ、冷温停止に移行することになる。

7) RCIC および HPCI 等は被水しても (水をかぶっても) 作動する可能性が高いが、水密化が必要と考えられる。

以上のまとめを図 14 に示す。直流電源の復帰がクリティカル・パスであるが、それ以降は、幾つかの選択肢があり、時間的にも余裕がある。

なお、本稿では、これらの対応策により、過酷事故（炉心溶融事故）を防ぐことを目的としている。従って、長期の炉心冷却の場合も純水を利用することが望ましいが、河川水などを利用した場合は、燃料被覆管が破損する可能性があり、希ガスなどがベントにより原発外へ広く拡散するというリスクがある。しかし、これらは人体には吸収されず、大気に拡散するので、被曝は限定される。

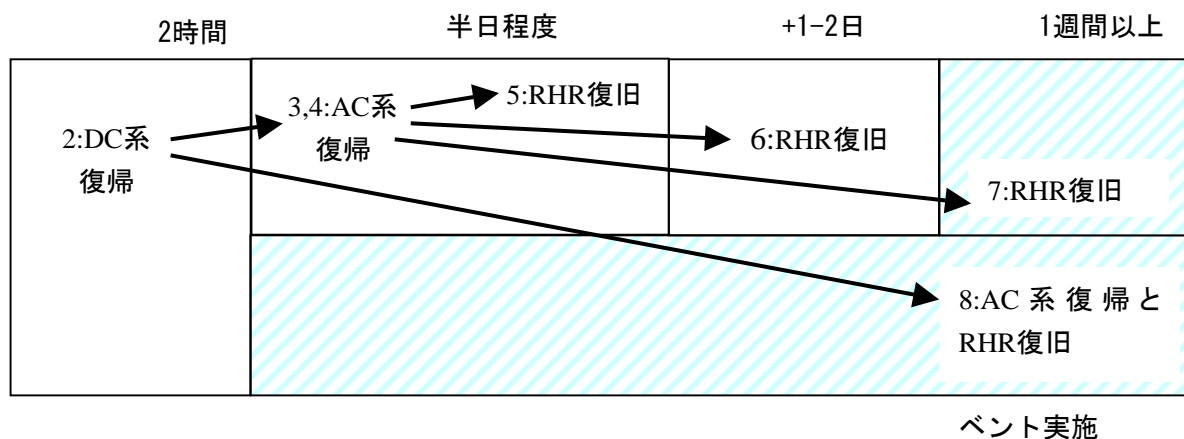


図 14. 事故後の対応手順案（数字は本文の節番号）

従って、以下の地震・津波対策を用意しておけば、福島原発事故は回避できたと思われる。また、今回の対策には安全審査は不要で、殆どは運転中の対策工事も可能であり、1～2年で完了できると考えられる。

- ①十分な容量と個数の 125V バッテリーと 250V バッテリー
- ②高圧電源車
- ③水中ポンプ(RHRS 代替用)
- ④交流電源喪失(SBO)、直流電源喪失、海水ポンプモーター喪失を想定した訓練
- ⑤RCIC と HPCI の水密化

上述のように、IC (RCIC)、HPCI による高圧冷却が限界まで来たとき、何らかの理由で RHR 稼働の緊急対応までに時間がかかる場合も想定しなければならない。この場合は SR 弁を開いて減圧後、外部からディーゼル駆動消火ポンプ(DDFP)や消防車で注水、または格納容器スプレー(CCS)使用やベント実施で時間を稼ぐことが考えられる。考えられる延命手段をフロー図に書き込むと図 15 のようになる。この外部注水による冷却は、水源がある限り何日でも継続できる。これより、確実に冷温停止に到達するにはさらに、以下の準備が必要である。

- ⑥1号機については、IC の PCV 内交流駆動弁用の可搬式交流発電機、または PCV 外から直流電源で開閉するための改造
- ⑦ベント用 AO 弁駆動用圧縮空気が無くなった時のための小型コンプレッサー
- ⑧消防車

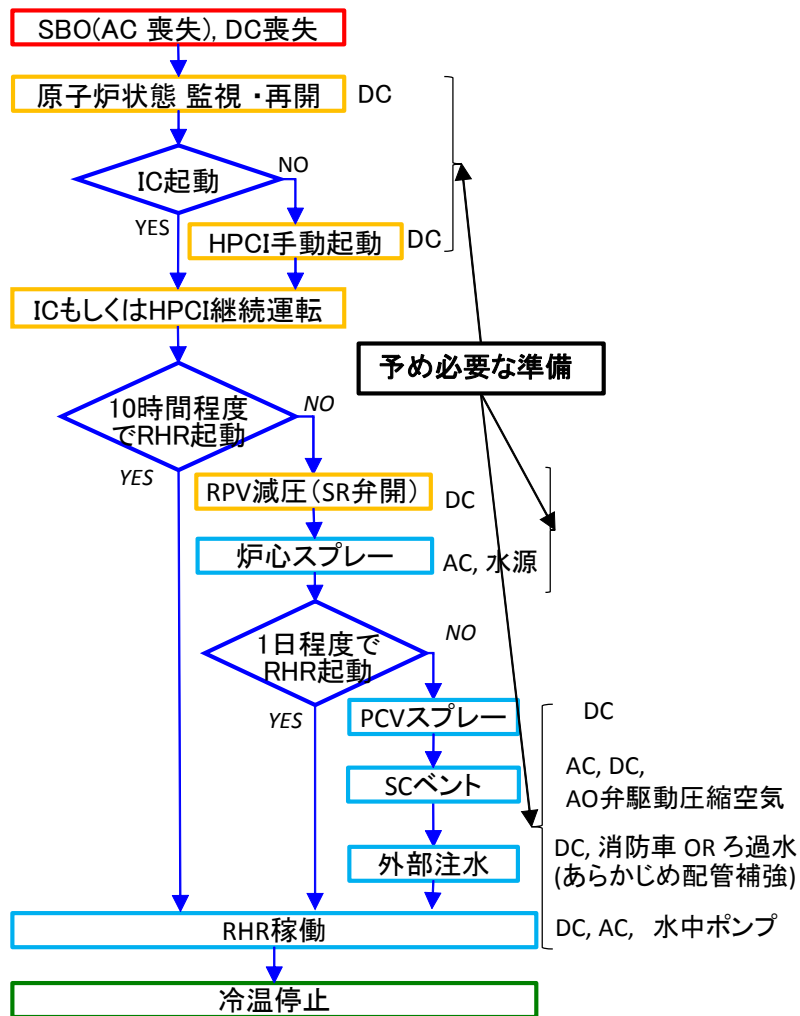


図 15. 確実に冷温停止に到達するための準備と手順 (福島 1 号機の例)

その外、共用プール建屋 1 階の DG 本体は無事だったが、共用プール建屋地下の直流電源と配電盤とが水没し、DG が使用できなかった。従って、これらの部屋の水密化をしておけば、DG は空冷式だったので、1/2/3/4 号機とも (原子炉側の受電状況にもよるが) 一定の AC/DC 電力を供給できた可能性がある。

どこまで備えるかは、地震、津波、SBO、直流電源喪失後対応の成功確率等を計算する必要がある。また、この対応は福島第一発電所に限定された考察であり、現在再稼働を待っている他の原発でも、これだけの準備をすれば大丈夫というものでもない。他の原発では今回の福島事故に学び、津波に対する防護壁を準備して終わるのではなく、どんな防護壁であれ、それを乗り越えて津波がやってきたときに対応できる準備があるかどうか、評価することが必要であろう。

**本文での引用文献：**

- [1] 吉岡律夫、淵上正朗、飯野謙次「福島原発における津波対策研究会・中間報告書 (命題 1：津波予測)」2015 年 7 月
- [2] General Electric, “Boiling Water Reactor GE BWR/4 Technology Advanced Manual Chapter 6.0”  
PCV 設計圧は Table 6.5-1 に「Mark1:5psig、Mark2:45psig」とあるので、Mark1 の値を採用した」

- [3] RHR ループ構成図の出典：東京電力「東日本大震災における 原子力発電所の影響と現在の状況について」([http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/outline/pdf/f12np-gaiyou\\_1.pdf](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/outline/pdf/f12np-gaiyou_1.pdf))
- [4] 東京電力「福島原子力事故調査報告書(中間報告)」2011年12月2日。  
[http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11\\_j/images/111202c.pdf](http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/111202c.pdf)
- [5] 東京電力「3号機 RCIC の停止原因について」2015年5月20日
- [6] 水と蒸気の温度変化。出典：<http://www.ohnishi.co.jp/pdf/varioustopics/9.pdf>
- [7] PCV 冠水の図。出典：2011年4月27日、共同通信社記事。
- [8] 原子力安全委員会「福島第二のヒートシンク復旧までに要した時間、復旧までに実施したこと」、2011年/12月13日。

### 付録 1) 福島事故に関する IAEA の報告書

福島事故に関する IAEA の報告書[A01]が公開されたので、津波の箇所（第 2 分冊）だけ、下記に要約を示す。

- ①福島第一原発の建設時の津波予測は、過去に起きた津波をベースとする、という思想に基づき、1960 年のチリ地震（M9.5）の約 3m であった。
- ②その後、見直されたが、2002 年に 5.7m、2009 年に 6.1m になっただけである。
- ③その後、東電は 2008-2009 年に津波予測の試算を実施し、文部科学省・地震調査研究推進本部の見解を基に、サイト南側で 15.7m と予測した。
- ④更に、貞観津波に関する佐竹論文を基に、サイト南側で 10m と予測した。津波の遡上を入れれば、これより上がるはずであった。
- ⑤過去に起きた地震・津波のみをベースにする日本の 2006 年までの評価方式は国際基準（★）に違反していた。

（★：IAEA「Safety Guides. Earthquakes and Associated Topics in Relation to. Nuclear Power Plant Siting」IAEA Safetyseries. No.50-SG-S、1979 年）

- ⑥過去最大の地震を考えるのが国際慣行だった。太平洋では、チリ地震（1960 年、M9.5）と、アラスカ地震（1964 年、M9.2）とがあったのだから、この程度の巨大地震を想定すべきであった。
- ⑦過去が不確かな以上、安全側の立場に立って、上記③～⑥のいずれかがなされれば、2011 年の津波高さは予測できたはずである。
- ⑧規制当局も強く指導すべきであった。

結論において「東電は 15m の津波が来る可能性を認識しており、その対策をしなかった」と述べており、この見解を、日本を含め世界 40 カ国の専門家が認定したことになる。  
なお、IAEA 報告書には、具体的な津波対策は提示されていない。

### 付録 2) 非常用ディーゼル発電機 (DG) と蓄電池の設置場所 [A02]

DG 設置場所：(6 号機 1 階の空冷式 DG 以外は全滅。なお、5/6 号機は定検中で、消費電力が少なかったため、DG1 台で電力共有できた)

1 号機	タービン建屋地下 1 階に 2 台
2 号機	タービン建屋地下 1 階に 1 台、共用プール建屋 1 階に 1 台(空冷★)
3 号機	タービン建屋地下 1 階に 2 台
4 号機	タービン建屋地下 1 階に 1 台、共用プール建屋 1 階に 1 台(空冷★)
5 号機	タービン建屋地下 1 階に 2 台
6 号機	原子炉建屋地下 1 階に 2 台、D/G 建屋 1 階に 1 台(空冷)

★：DG 本体は無事だったが、共用プール建屋地下の直流電源と配電盤の水没で使用できなかった。従って、これらの部屋の水密化をしておけば、DG は空冷式だったので、1/2/3/4 号機とも（原子炉側の受電状況にもよるが）一定の AC/DC 電力を供給できた可能性がある。

直流電源(蓄電池)は、地下階に設置していた 1・2・4 号機は水没したが、中地下階に設置していた 3・5・6 号機では被水・水没を免れた。



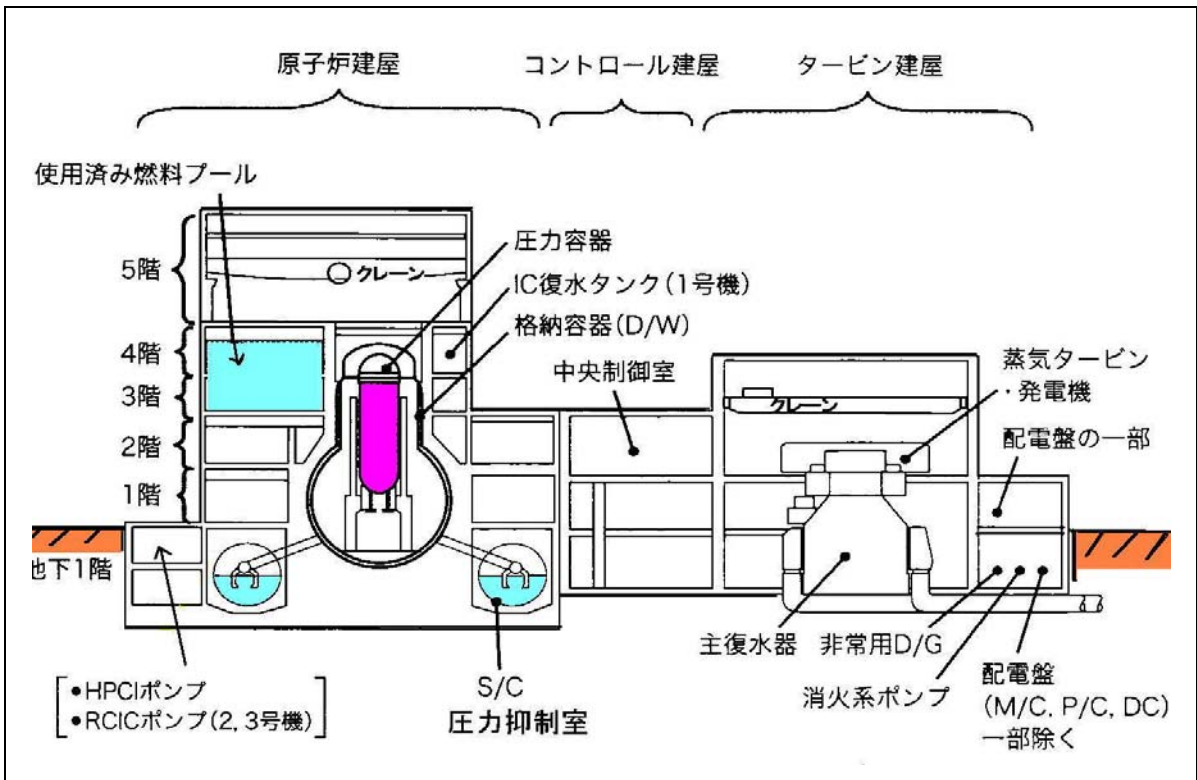


図 A1、福島原発の立面図 ([A03]を一部訂正)

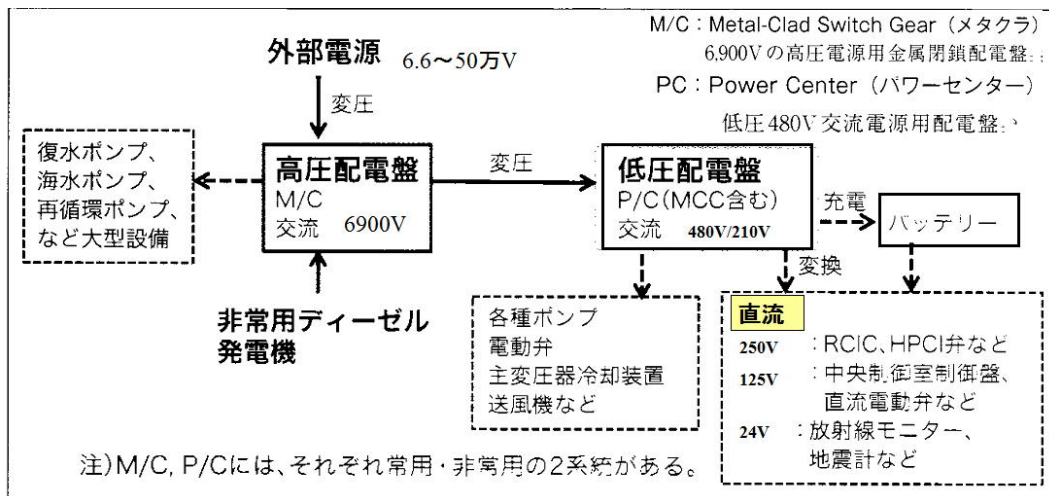


図 A2、福島原発の電源構成図[A03]

**付録3) 津波来襲時の原発状況予測**

経産省傘下の原子力安全基盤機構が、原発に津波が来襲した場合の状況を予測した研究結果を2008年に公開しており「全電源喪失で炉心冷却が出来ないと、炉心が熔融し、大量の放射能が流出する」との結果を示していた[A04]。

具体的には、下記7項目が起きると予測し、福島原発事故では、⑦番を除く全てが起きた。

①取水塔/海水ポンプの損傷	⑤原子炉建屋への海水浸入
②屋外設置の起動変圧器の損傷	⑥タービン建屋への海水浸入
③軽油タンク等の非常用DG 燃料供給設備等の損傷	⑦引き波時のリスク
④全交流電源喪失の発生	

また、全電源喪失が起きた場合の対策も検討し、2009年に公開していた[A05]。

#### 付録4) 溢水勉強会における海水ポンプの議論

東電資料[A06]によれば「2004年のスマトラ沖津波によるインド原発での海水ポンプ浸水等を踏まえ、2006年に溢水勉強会が開催され、同年に保安院から『・・・非常用海水ポンプは機能喪失し炉心損傷となるため・・・具体的な対策を対応して欲しい』との要望を電事連が受けた」とある。つまり、海水ポンプが停止すれば、原子炉からの最終的な排熱が不可能になり、いずれ炉心溶融事故に至ることは関係者には自明であった。

また、多くの非常用 DG（ディーゼル発電機）は海水で冷却されており、海水冷却が出来ない場合は DG も稼働不可能になり、さらに地震時には外部電源も使用不可能になる可能性が高く、SBO（Station BlackOut：全交流電源喪失事故）になる。実際、福島原発事故では、変電所と原発受電設備が地震で機能を喪失し、外部電源も喪失した。

#### 付録5：B5b（航空機テロ対策）の件

2001年9月11日に米国で航空機テロが発生したことを受けて、2002年に、米国・原子力規制委員会（NRC）は原発テロへ対応するよう行政命令を出した。B5bとは、この命令の要求事項をさしている[A07]。B5b自体は、2015年現在も非公開である。しかし、この命令を受けて、米国の全電力事業者は対策案を提出し、その内容が3.11以降に開示された[A08]。B5bは[AC+DC電源喪失]を想定した要求なので、この要求を満たす解答が分かるが、本稿で検討した津波対策とほぼ同等である。ただし、B5bは原子炉建屋への航空機衝突を想定しており、海水系の損傷は想定していない模様だが、本稿での検討によれば、海水系の復旧には最長で1週間程度の余裕がある。

BWRの対策：

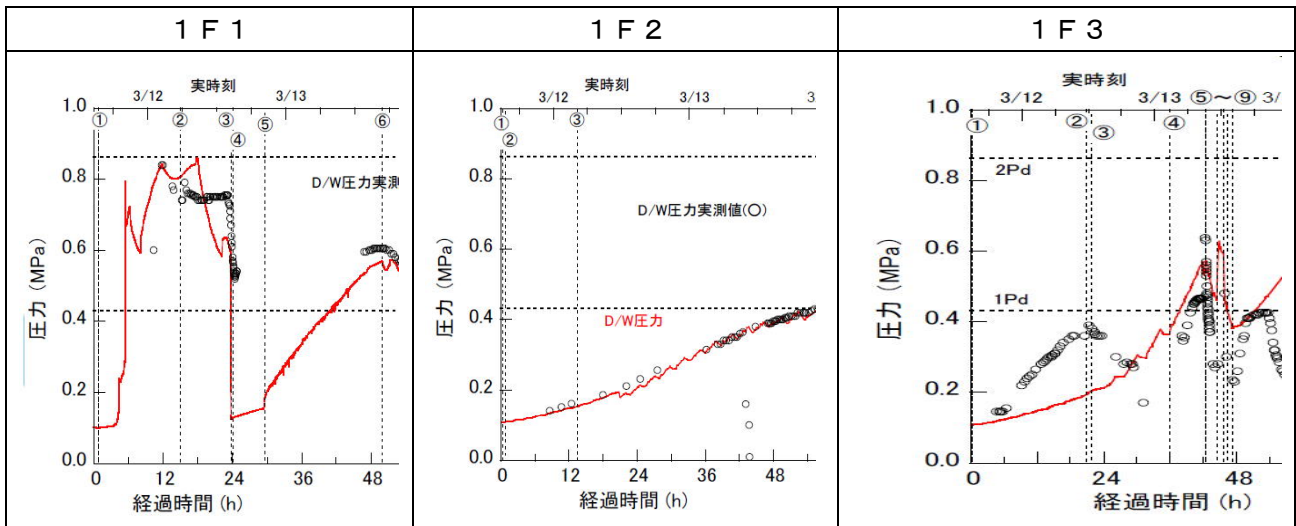
①RCICまたはICのAC/DC電源無しでの手動操作化	⑥復水貯蔵タンクCSTへの水補給
②RPV減圧のためのDC電源準備	⑦制御棒駆動系水量の最大化
③移動式ポンプによる注水のためのDC電源準備	⑧原子炉水浄化系RWCUの隔離手順
④給水と凝縮の利用	⑨格納容器ベントの手動操作化
⑤復水器ホットウェルへの水補給	⑩ドライウェルへの注水移動式スプレー

#### 付録6) 温度計算の検証

前記3節の単純な計算からすると、PCV圧力は18時間までは上昇しないはずである。しかし、実際の事故時のPCVドライウェル（DW）圧力データは下記の通りである[A09]。

特に福島3号機は事故後6時間の時点で圧力が上昇し始めている。また、実線（赤線）は、保安院の解析値と思われるが、これらのデータからすると、SCに吹き込まれた原子炉からの蒸気は、SC水で完全に凝縮するのではなく、一部分はSCの気相部に抜けて、PCV圧力を上昇させたと推測される（見直した計算結果を次頁に示す）。

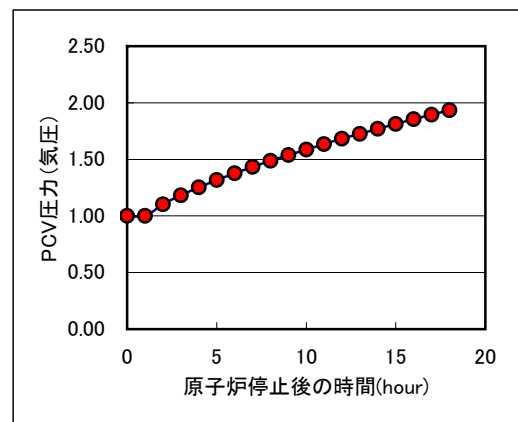
一方、福島2号機は、48時間目にやっと設計圧（0.4Mpa）に達しているが、この理由は、SC外側のトラス室に津波による海水が進入し、SCからの除熱に寄与したため、と推測されている[A11]。



一般に、SCでの凝縮効果は99.9%とされているので、蒸気の0.1%がSCの気相部に抜けて、PCV圧力を上昇させた、と仮定する。

そうすると、右図のように、19時間で+1気圧、上昇する結果となり、上記の福島3号機の解析結果(赤線)と合致する。

なお、実測値は解析値よりも更に急激に増加しているが、SC内での温度不均一があるため、と推測されている[A10]。



**付録における引用文献：**

[A01] IAEA 「The Fukushima Daiichi Accident, Technical Volume 2, Safety Assessment」 2015年8月  
<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/10962/The-Fukushima-Daiichi-Accident>

[A02] 出典：中部電力資料「東北地方太平洋沖地震を踏まえた浜岡原子力発電所の対応について」2011年4月6日。

[A03] 淵上正朗,笠原直人,畑村洋太郎「福島原発で何が起こったか」日刊工業新聞社、2012年。

[A04] 原子力安全基盤機構「地震に係る確率論的安全評価手法の改良」JNES/SAE08-006、2008年  
<http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000010427.pdf>

[A05] 原子力安全基盤機構「改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討」、JNES/SAE09-022、2009年  
<https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000010529.pdf>

[A06] 東京電力「溢水勉強会とそれを踏まえた対応状況等について」及び「東京電力からのお知らせ」(いずれも2012年5月16日)

[A07] US-NRC 「Order for Interim Safeguards and Security Compensatory Measures」 2002年2月25日(非公開)

[A08] NEI(Nuclear Energy Institute) 「NEI 06-12, Revision 2, B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline (B5b 対応指針)」 2006年12月発行。

[A09] 原子力安全保安院、2011年6月6日資料

[A10] 原子力安全基盤機構「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」JNES-2012。2012年。

[A11] 東電資料,2012 年 <http://www2.yukawa.kyoto-u.ac.jp/~soken.editorial/sokendenshi/vol13/nbp2012/8-8-P2-KM-S.pdf>