

原子力安全・保安院によるこれまでの検討

平成24年3月29日
原子力安全・保安院

目次

- 1. 事故の技術的知見に関する検討・・・・・・・・・・ P.2
- 2. 建築物・機器・構造に関する検討・・・・・・・・・・ P.33
- 3. 事故における経年劣化の影響に関する検討・・・・・・・・ P.39

1. 事故の技術的知見に関する検討

1. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の 技術的知見について(中間取りまとめ)

1. 目的

今般の事故の発生及び事象進展について現時点までに判明している事実関係进行分析し、それらを基に技術的課題を整理することを目的とした。

2. 検討の範囲

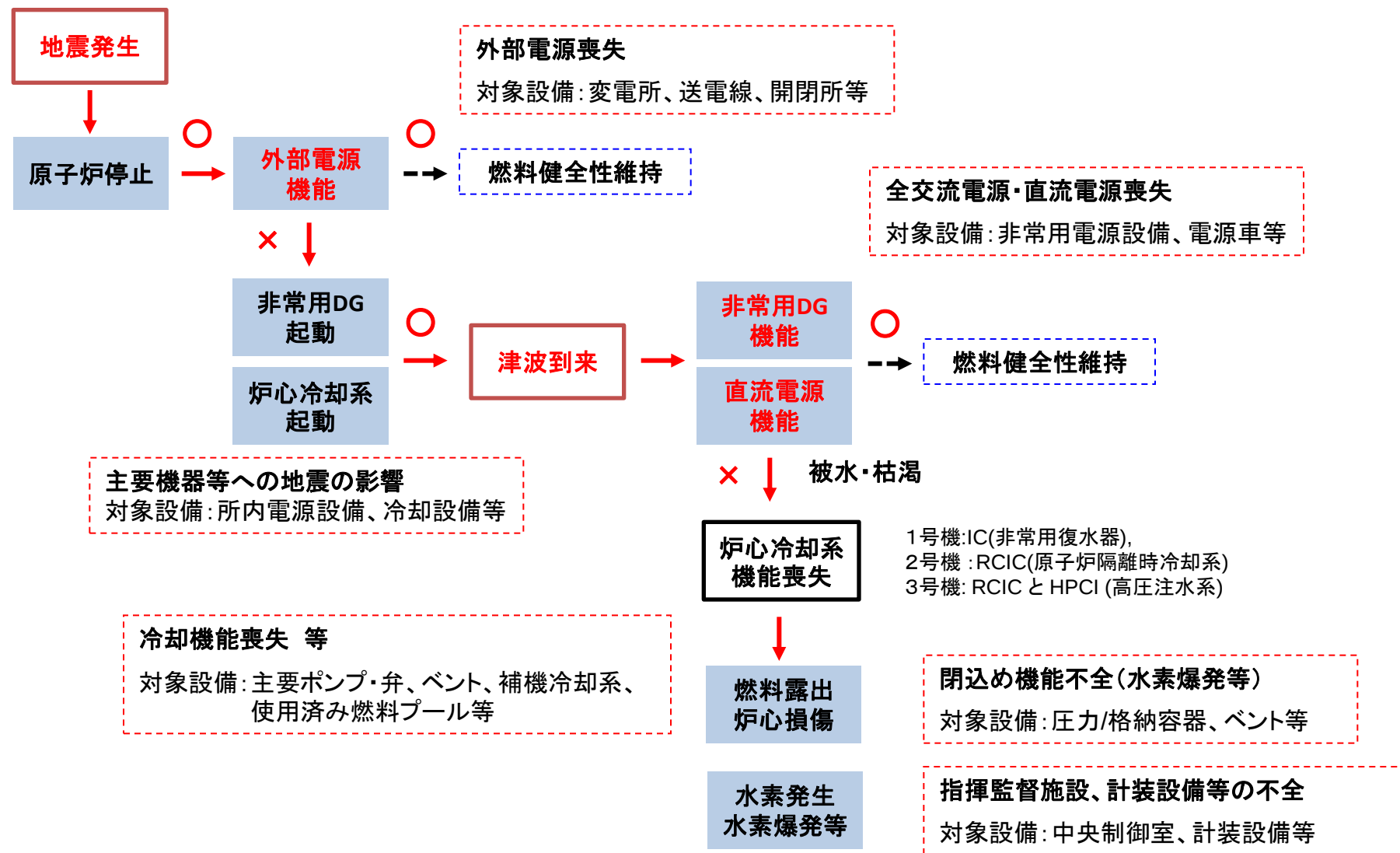
○事故発生及び事故進展に係る技術的知見の整理

- ・現時点までの知見に基づき、事故シーケンスの各段階における重要機器の動作状況及び事故対応資機材の不足・不具合(ハード要因)を整理

※必要に応じて、関連するソフト要因(緊急時の対応手順やマニュアル類等)についても補足。(必要に応じ追加調査項目を整理)

○上記の原因分析等を踏まえ、国内の他プラント等(福島第一 5・6号、福島第二、女川、東海第二)との比較を行いつつ、対策の方向性の整理。

3. 検討の経緯

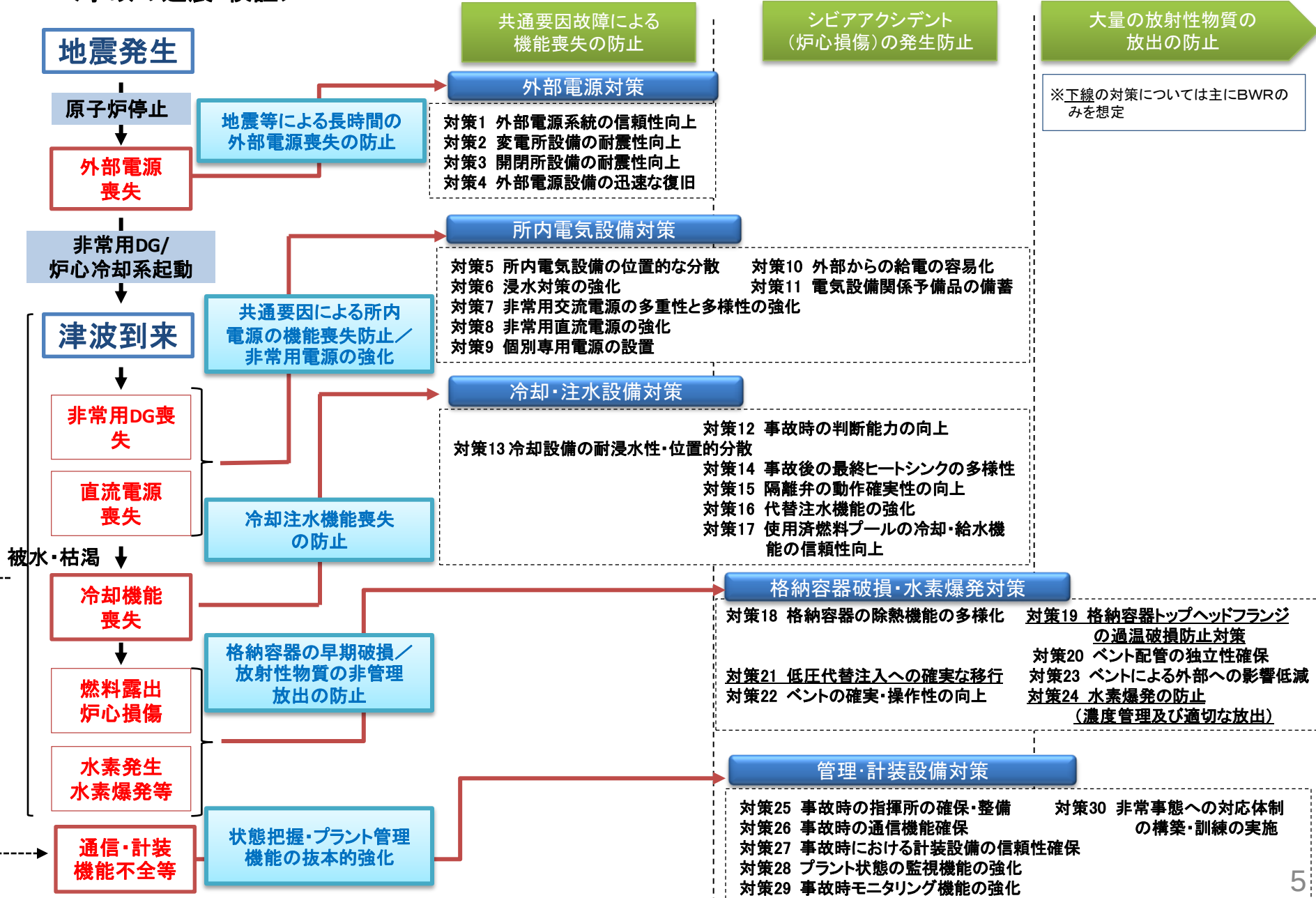


○意見聴取会形式にて計8回の検討を重ね、本年2月16日に中間とりまとめを実施。
本年度内に最終とりまとめを予定。

1-1. 事故のシーケンスから得られた技術的知見

<事故の進展・検証>

<対応の方向性>



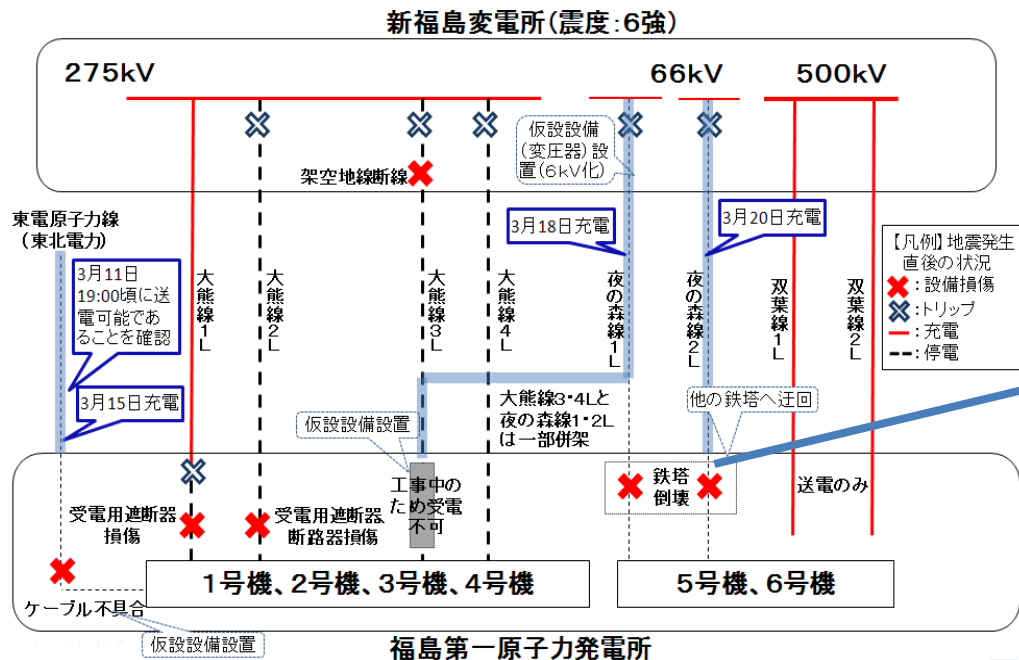
1-2. (1) 外部電源設備について (被害の状況)

〈被害の状況〉

福島第一では、開閉所の遮断器及び断路器の損傷(1・2号機)、送電線路のトリップ(3・4号機)、近傍盛土の崩壊に伴う鉄塔倒壊(5・6号機)等により、全ての外部電源を喪失。

〈被害の原因〉

福島第一発電所の開閉所の電気設備が損傷した原因は、今回の地震動が開閉所設備に適用される民間規格の設計基準を超過したこと等であることが判明。また、近傍盛土の崩壊に伴い送電鉄塔が倒壊。



○外部からの受電系統7系統(うち1系統は工事停止中)のすべてから受電できない「外部電源喪失」状態となった。(ただし、津波襲来までは非常用ディーゼル発電機により電源は確保されている。)

1－2. (2) 外部電源設備について（対策；その1）

《要件1：原子力発電所の外部電源の信頼性向上》

【技術的知見】

福島第一発電所では、外部電源の喪失が復旧作業を困難にする一因となるなどシビアアクシデントの進展防止を阻害する要因の一つとなった。一方で外部電源を含む何らかの交流電源を利用することができた女川発電所、第二発電所及び東海第二発電所では、地震後の津波による被害を受けてもシビアアクシデントに至ることなく冷温停止に移行する等の緊急時対応を実施できた。

外部電源の信頼性については、地域全体の停電や山間部を通る送電線路の途絶などによる外部電源喪失のリスクがあるため、原子力発電所の安全確保を外部電源に過度に依存することは適当ではない。しかしながら、東北地方太平洋沖地震に際し、交流電源確保の成否が原子力発電所の安全確保の結果に大きな差異をもたらした。

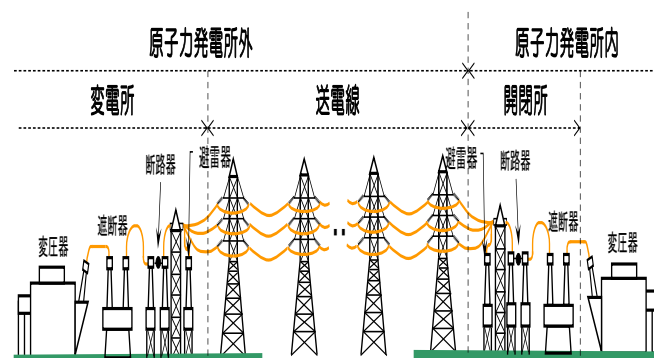
従って、シビアアクシデントのリスク低減及び事故後の復旧作業容易化のため、外部電源の信頼性を向上させることが必要。

変電所～発電所の外部電源イメージ図

《対策1》

外部電源系統の信頼性向上

- ▶ 少なくとも原子力発電所に直接繋がる変電所までを規制の視野に入れた上で、異なるルート（送電線及び変電所）からの給電を確保するなどにより、1つのルートを失っても当該発電所が外部電源喪失にならないよう外部電源系統の信頼性を高いものとすることが求められる。



《対策2》

変電所設備の耐震性向上

- ▶ 原子力発電所に直接接続される全送電線路の直近変電所引出口に施設される断路器について、今般の地震で損傷した新福島変電所の断路器と同型の断路器の構造改良並びに高強度がいし及びガス絶縁機器の採用を行うなどにより、耐震性を強化した断路器の回線を2回線以上確保することが求められる。



新福島変電所（震度：6強）.
東京電力HPより

1－2. (2) 外部電源設備について（対策；その2）

（要件2；原子力発電所の開閉所設備の信頼性向上）

【技術的知見】

原子力発電所内の開閉所の多様化されていない電気設備の損傷により外部電源が喪失したことを踏まえ、開閉所の設備の耐震性を向上する必要がある。福島第一発電所において一部の遮断器及び断路器が地震により損傷し、これが外部電源喪失の一因となった。

開閉所内の個々の送電設備は多重化されていないため、系統のどこかに損傷が発生すると外部電源喪失に繋がる可能性が高い。

《対策3》

開閉所設備の耐震性向上

- 開閉所の電気設備(遮断器、断路器等)の地震による機能喪失のリスクを低減させるため、耐震性の強化及び設備の多重化等を組み合わせるなどにより、耐震性を向上させることが求められる。
- がいし型遮断器(空気遮断器(ABB)等)については地震による機能喪失リスクを評価した上でタンク型遮断器(ガス絶縁開閉装置(GIS)等)等への設備の更新等を行うことが求められる。



275kV空気遮断器(ABB)
(出典)第1回電気設備地震対策WG資料



550kVガス絶縁開閉装置(GIS)
(出典)㈱日本パワーシステムズ HP

（要件3；外部電源の復旧の迅速化）

【技術的知見】

東北地方太平洋沖地震では、遮断器のトリップによる送電の停止が多数発生した他、変電所又は送電線の電気設備が損傷したため、例えば東海第二発電所など送電までに数日以上の時間を要したケースがあった。

従って、地震等により損傷した外部電源設備の復旧を迅速化することが必要である。

《対策4》

外部電源設備の迅速な復旧

- 外部電源設備の復旧に要する時間を短くするため、損傷した場合に復旧に時間を要する外部電源設備の予備、又はそれらを迅速に復旧する作業のための資機材の確保及び手順をまとめた事故対応マニュアルの整備等を準備しておくことが求められる。
- より早期に復旧作業に着手できるようにするため、電線路が長い場合には、損傷箇所を迅速に特定できる設備(フォルトロケータなどの事故点標定装置)を導入することが求められる。

1－3. (1) 所内電気設備について（被害の状況）

〈被害の状況〉

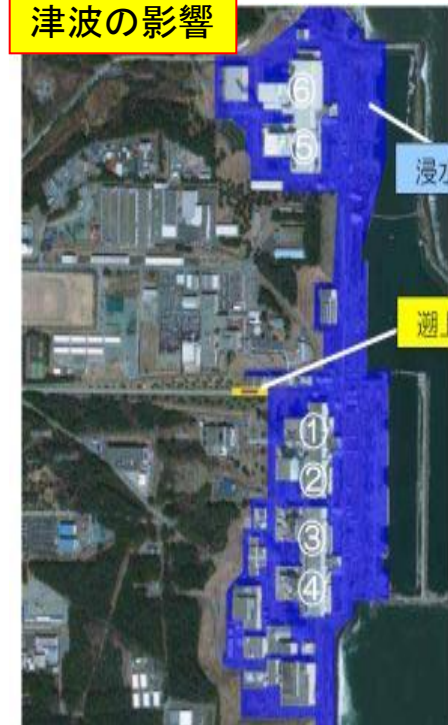
- 福島第一発電所では、海に近いタービン建屋(T/B)及びコントロール建屋(C/B)の地下階に設置されたほとんどの電気設備が被水・水没。
- 非常用ディーゼル発電機(D/G)は、その発電機本体が被水・水没で機能を喪失したほか、本体が被水・水没を免れても、起動・運転及び電力供給に必要な直流電源、海水ポンプ、送電ラインにある配電盤(M/C、P/C)などが被水・水没したことにより機能を喪失。

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
非常用ディーゼル発電機	×	×	×	×	×	△ 6A:R/B地下1階 6B:DG建屋1階 (使用可能) HPCS:R/B地下1階
高圧電源盤	×	×	×	×	×	△ R/B地下2階等
パワーセンター (注)	×	△	×	△	△	△ R/B地下2階等
直流電源 (バッテリー)	×	×	○	×	○	○
緊急炉心 冷却設備	△ 但し、ICI是要検討	△ (RCICは使用可能)	△ (RCICとHPCIは 使用可能)	—	—	—

×: 水没や被水等により使用不可 △: 一部使用不可 ○: 使用可能 T/B: タービン建屋 C/B: コントロール建屋 R/B: 原子炉建屋

(注) 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。

津波の影響



＜参考1-1＞



所内電気設備の被害状況(福島第一2号機の被害状況概要図)

<参考1-2>

- 注水系
- 冷却系
- 交流電源
- 直流電源
- 水没
- 被水
- 負荷
- ポンプ
- 使用可能
- 使用不可
- 単独では使用可能であるが、他設備の影響で使用不可
- D/G：非常用ディーゼル発電機
- M/C（高压配電盤）：所内高電圧回路に使用する動力電源盤
- P/C（パワーセンター）：所内低電圧回路に使用する動力電源盤
- MCC（モーターコントロールセンター）：小容量の所内低電圧回路に使用する動力電源盤
- D/C：直流電源

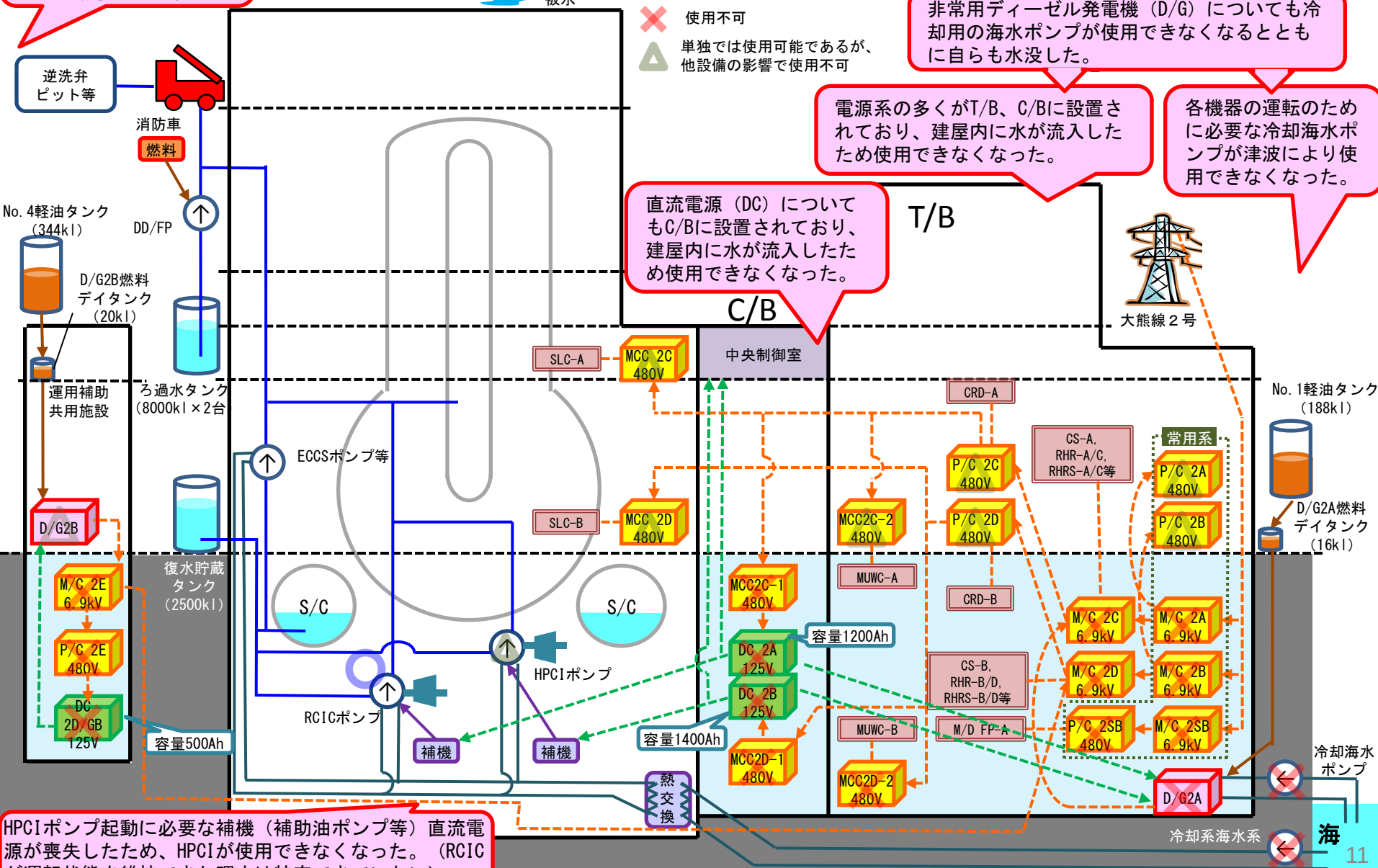
B系のD/Gについては空冷式で被水は免れたが、M/C、直流電源が水没したため、使用不可。

非常用ディーゼル発電機（D/G）についても冷却用の海水ポンプが使用できなくなるとともに自らも水没した。

電源系の多くがT/B、C/Bに設置されており、建屋内に水が流入したため使用できなくなった。

各機器の運転のために必要な冷却海水ポンプが津波により使用できなくなった。

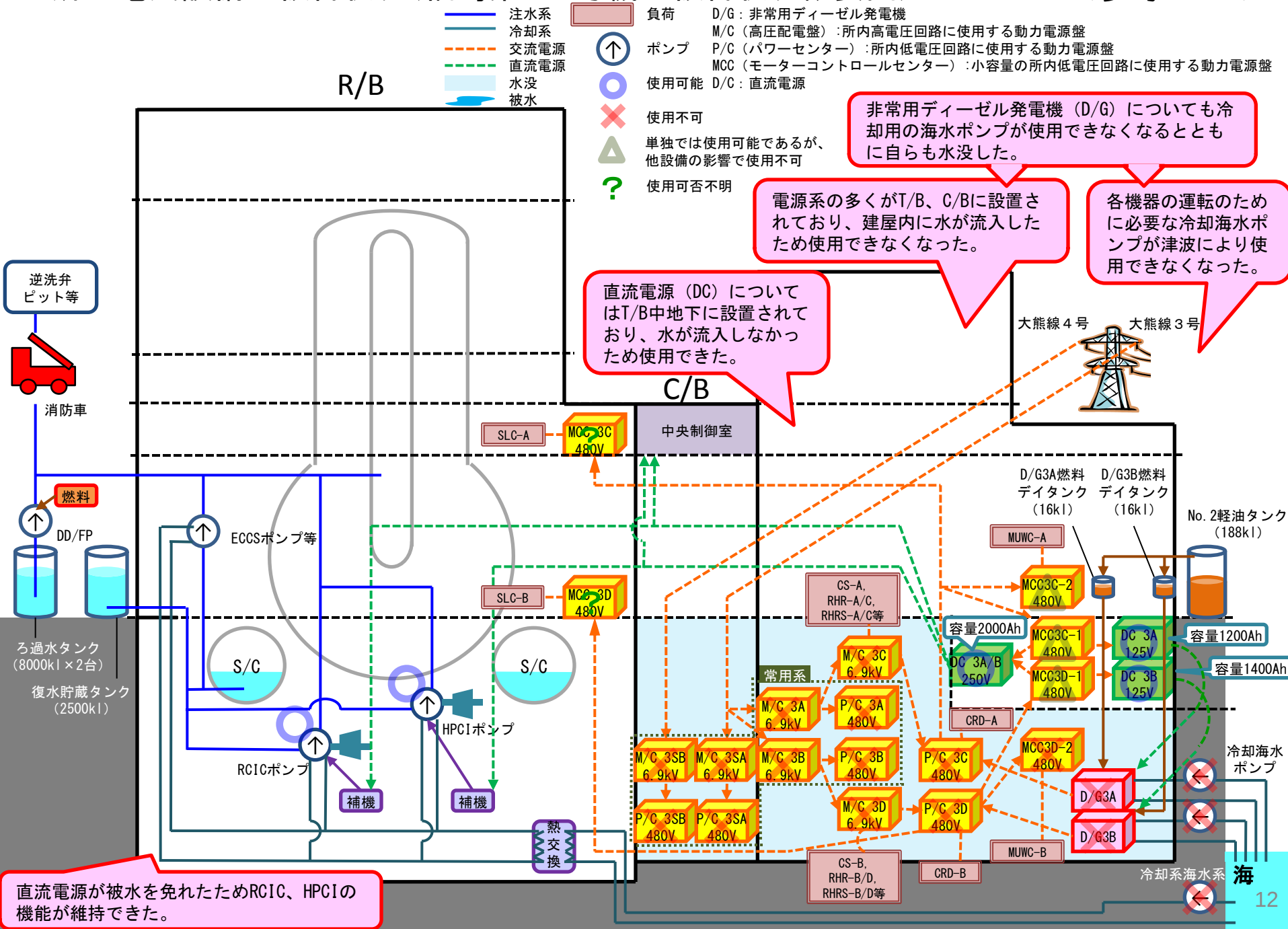
直流電源（DC）についてもC/Bに設置されており、建屋内に水が流入したため使用できなくなった。



HPCIポンプ起動に必要な補機（補助油ポンプ等）直流電源が喪失したため、HPCIが使用できなくなった。（RCICが運転状態を維持できた理由は特定できていない）

所内電気設備の被害状況(福島第一3号機の被害状況概要図)

<参考1-3>



1－3. (2) 所内電気設備について（対策；その1）

（要件4：所内電気設備の共通要因故障による機能喪失の防止）

【技術的知見】

海に近く海水が流入したタービン建屋やコントロール建屋の地下など低い階に設置されていた電気設備は、そのほとんどが被水等により機能が喪失した。また、同一建屋の同一階に設置されていた機器は、今回は津波による被水・水没という共通要因により、同時に機能を喪失した。更に、津波が共通要因故障を引き起こし、多重故障による1～4号機間を通じた電気設備の機能喪失が生じたため、代替機能を短時間で用意することができず復旧に長時間を要した。

従って、共通要因故障による機能喪失を防止することが極めて重要であり、非常用電気設備の十分な多様性と独立性を確保する必要がある。また、電気系統の各階層(M/C、P/C、MCC等)のいずれかでの単一の故障により、電気系統としての機能を喪失することを防止する必要がある。

《対策5》

所内電気設備の位置的な分散

➤ 所内電気設備が共通要因によって同時に機能を喪失することを防止するため、非常用の交流系及び直流系の電源及び配電盤を含め、電気設備一式の多重性を強化するとともに、配置場所について、位置的な分散(例えば、配置建屋、建屋内の位置(海側/陸側、高所/低所)の分散等)を確保することが求められる。



非常用発電機の高台設置の例
(中部電力HPより)

《対策6》

浸水対策の強化

➤ 想定津波高さに備えた防潮壁等の設置に加え、多重防護の観点から建屋の水密化、特に重要な非常用電気設備を地下階など浸水の可能性がある場所に設置している場合には部屋単位での水密化、更には浸水時に備えた排水機能の用意等により確実な耐浸水性を確保することが求められる。



水密扉の例(四国電力HPより)

1－3. (2) 所内電気設備について（対策；その2）

（要件5；非常用交流電源の強化）

【技術的知見】

非常用ディーゼル発電機(D/G)が津波により機能喪失に至ったため、非常用D/Gから電気の供給を受けるはずであった各種の安全設備が機能を失った。非常用D/Gは設備自体が被水・水没していなくとも、ディーゼル機関等の冷却系の一部である海水ポンプが津波により破損したと推定される。また、燃料供給、起動・制御に必要な直流電源、送電先の配源盤のいずれかが機能喪失すると使用できなくなった。

従って、上記の共通要因故障の防止に加え、更なる非常用交流電源の多重性と多様性の強化が必要である。

《対策7》

非常用交流電源の多重性と多様性の強化

- ▶ 非常用交流電源の多重性に関し、設備面のみならず運営面においても、点検保守による待機除外、それに加えて自然災害等による機能喪失や故障を考慮した、多重性の強化を図ることが適当。
- ▶ 本設非常用交流電源の多様性に関し、空冷及び水冷等による冷却方式の多様性を強化することにより共通要因による非常用交流電源の喪失を防ぐことが求められる。加えて、非常用交流電源全般について、外部電源の復旧期間を見込んだ十分な燃料を確保することが適当。



（要件6；非常用直流電源の強化）

【技術的知見】

今回の事故では、交流電源が喪失してから長期に亘り復旧させることができず、これに備えるべき非常用直流電源の蓄電容量が数時間と短かったため、冷却機能等を長時間維持することができなかった。

従って、蓄電池の大容量化を含めた抜本的な非常用直流電源の強化が必要である。

《対策8》

非常用直流電源の強化

- ▶ 電源車や別途の非常用発電機の設置を前提として、非常用直流電源の各系統において、蓄電池が枯渇する前の充電などにより長期間の機能維持を可能とすること。その上で、一系統の蓄電池の蓄電容量（注：独立した一システムの蓄電容量を含む）のみで負荷の切り離しを行わずに少なくとも8時間（事態の正確な把握、冷静な判断、作業の準備・実施に必要な時間）、さらに不必要な負荷の切り離しを実施した上で少なくとも24時間（注：電源車や別途の非常用発電機など外部からの給電に時間を要する事態を考慮）、プラントの特性に応じて必要な時間の稼働を可能とするよう蓄電容量を確保することが求められる。



1－3. (2) 所内電気設備について（対策；その3）

《対策9》

個別専用電源の設置

➤ 直流電源喪失により隔離弁の開閉状態、圧力容器・格納容器等の温度が確認できず正確な判断ができなかったことを踏まえ、シビアアクシデント時などにおいて特に重要な計装に専用（計装と作動が同一電源の場合を含む）の電源を、充電システムや蓄電池を既設及び代替電源とは別途用意するなどにより確保することが適当。

（要件7；事故時・事故後の対応・復旧の迅速化）

【技術的知見】

交流電源の復旧作業は、地震や津波、爆発等による劣悪な環境の中、P/Cや電源車等から仮設の配電盤やケーブル等を機器毎に敷設することになり、長時間を要した。

従って、全電源喪失時等の緊急事態において、別途用意されている電源車や発電機などの給電口への繋ぎ込みで即時に対応できることが基本であるが、その上で更に種々の困難な状況を想定し、マニュアルを整備するとともに、所内電源設備の復旧作業を迅速に行うための必要資機材の備蓄が必要である。

《対策10》

外部からの給電の容易化

➤ 電源喪失又はその可能性がある場合、電源車（交流、交流+整流装置）などのバックアップ設備による給電を確実かつ容易に行えるようにすることが必要。例えば、建屋外の給電口を規格化した上で2か所以上に分散させ、被水対策（塩水対策含む）を実施することが適当。この際、地落側負荷等の切り離しも容易にできる措置を講じる必要がある。

➤ 建屋外から給電が行えない場合など困難な状況を想定し、マニュアルを整備することが適当。

《対策11》

電気設備関係予備品の備蓄

➤ 様々な状況に対応できるM/C、P/C、ケーブルなど電気設備関係の予備品について、これらを保管する緊急用資機材倉庫等を確保し、備蓄しておくことや予備設備を設置しておくことが求められる。

➤ 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため、可搬型の照明設備を用意するなど復旧作業環境の確保を行うとともに、既存設備及び事故時用の資機材等に関する情報やマニュアルが即時に利用できるよう普段から準備し訓練を行うことが求められる。

➤ 訓練に加え、普段から保守点検活動を自ら行って部品交換などの実務経験を積むことが求められる。



屋外給電口
（四国電力HPより）

1－4. (2) 冷却設備について（対策；その1）

（要件8：初期対応における的確な判断）

【技術的知見】

福島第一1号機では中央制御室での監視・操作機能が喪失し、また現場が照明を失うなど劣悪な環境にあったため、状況把握に時間を要し、ICの状況確認・対応操作などを早期に行うことができなかった。PCV圧力の確認ができるようになった時点では既に最高使用圧力の1.5倍を超える状況に至っており、炉心状態の把握の遅れが操作の遅れに直結した。

また、整備されている手順は、全電源喪失などの状況を想定したものではなく、現場での作業を前提としていなかったことから高線量下の現場で作業を行う際にも装備の準備等で時間を要するなど運転員の負荷も大きかったと考えられる。

従って、全電源喪失時など対応時間に余裕のない状態、特に崩壊熱の大きい初期などにおいて、的確な判断を行えるハードとソフトが必要である。

《対策12》

事故時の判断能力の向上

- 炉心損傷を防ぐための炉心冷却等を最優先すべき状況の判断基準を予め明確化しておくことが適当。
- 前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)などができる手順を整備することが適当。
- この判断を可能とするために、ハード(電源、計装系、状況を確認に行くための装備(線量計、マスク等))と、ソフト(その際の操作を明記したマニュアルや関連機器の設計図書等)を整備することが適当。
- 緊急時対策所等において事故時の条件下でも確実にプラント状況を把握できるよう通信設備を含めた関係施設の整備・改善も重要。

（要件9：冷却設備の共通要因故障による機能喪失の防止）

【技術的知見】

津波により、注水設備等のポンプ本体には被害がほとんどなかったものの、電源や、補機冷却系の海水ポンプが機能喪失するなどにより原子炉冷却系の多くが機能喪失した。

一方で残留熱除去系の復旧ができた第一発電所5・6号機、第二発電所1・2・4号機においては、一時的に圧力抑制機能が喪失したプラントもあったものの、最終的には冷温停止に移行することができた。

従って、共通要因故障による機能喪失を防止することが極めて重要であり、冷却機能の維持には、注水設備だけではなく、水源、補機、残留熱除去系、最終ヒートシンク等の関連機器を含めた冷却設備全体の多様性及び独立性を確保する必要がある。

《対策13》

冷却設備の耐浸水性・位置的分散

- 冷却設備(原子炉注水設備、原子炉減圧設備等)に関連する設備・機器を水没・被水させないため、これらが設置されている建屋、ポンプ室等については水密化、排水設備の設置・配備などにより確実な耐浸水性を確保することが求められる。
- 代替設備を含めて、浸水などの共通要因によって機能を完全に喪失することがないよう、各設備の位置的分散等を図ること。



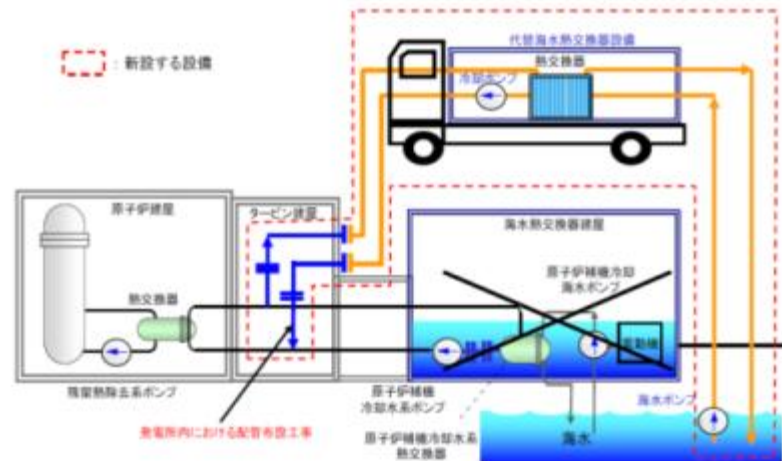
水密扉の例(四国電力HPより)

1－4. (2) 冷却設備について (対策：その2)

《対策14》

事故後の最終ヒートシンクの多様性

▶事故時の安全対策上重要な補機の冷却及び残留熱の除去に関して、海水ポンプなどが共通要因によって機能を完全に喪失することがないよう、防潮壁やスクリーンなどにより、RHRS、RHRC等の最終ヒートシンクを確保するための海水冷却・固定式機器の津波への耐性を強化することが適当。
▶また、可搬型代替RHRSの導入や空冷機器の設置などによる最終ヒートシンクの多重性及び多様性を確保することが適当。



出典：東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所プレス発表資料(平成23年9月22日)

(要件10;注水機能の強化)

【技術的知見】

冷却系統のうち蒸気を抽出するIC、HPCI、RCICにおいて、放射性物質の閉じ込めの観点から当該系統での漏えいの可能性を検知した場合、蒸気を抽出する系統の隔離弁が閉止するものがある。これらの隔離弁は駆動用電源等を喪失すると作動させることができず、有効なシビアアクシデント対策を講ずるのに大きな障害となることがある。

従って、シビアアクシデント時に迅速に注水できるよう、隔離弁の動作確実性を向上させるとともに、代替注水機能を強化する必要がある。

《対策15》

隔離弁・SRVの動作確実性の向上

- ▶隔離弁の駆動源が喪失していても、原子炉冷却が必要な時には強制的に確実に動作させることができるメカニズム(外部から個別に電動弁に給電するなど)を導入することが求められる。
- ▶個別に操作する場合にあっても、事故時に迅速かつ安全かつ確実に当該操作ができるよう、アクセスが容易な場所で簡易にできるよう対策することが求められる。

《対策16》

代替注水機能の強化

- ▶代替注水設備の駆動源は、蒸気駆動、ディーゼル駆動等とすることが求められる。
- ▶代替注水設備は、地震時やシビアアクシデント時の環境にも耐えられるものとし、水源についても多重性・多様性を持たせることが求められる。
- ▶注水までの時間を短縮し、確実な注水実施を可能とするため、原子炉の減圧を確実に実施できるようにすることはもちろんのこと、できるだけ吐出圧力の高い(例えば、1MPa以上)ポンプや建屋外の注水口を整備し、注水手順を定め日常的に訓練することが求められる。
- ▶消火系のように別目的の設備を原子炉冷却に使用する場合には、通常のライン構成から原子炉注水ラインに簡易に切り替えられるように設備面及び運用面で改善するとともにバックアップポンプを用意しておくことが求められる。

1－4. (2) 冷却設備について（対策；その3）

（要件11：使用済燃料貯蔵における異常時の除熱性能の確保）

【技術的知見】

各号機の使用済燃料プールでは、電源喪失、水素爆発による冷却浄化系配管の損傷等により冷却・水補給機能が喪失し、また、海水系も津波により機能喪失した結果、水冷による冷却機能は容易に復旧できなかった。一方で、空冷であった共用プールは電源回復とともに冷却が可能となり、また、乾式貯蔵キャスクは冷却に問題は生じなかった。1・3・4号機では建屋上部から冷却水を補給することができたものの、高所への継続的な注水手段の確保には時間がかかった。使用済燃料プールの冷却については、原子炉に比べると時間余裕はあるものの、貯蔵している燃料に含まれる放射性物質の総量が炉心よりも多くなることもあり、また原子炉のような閉じ込め機能がないことから、冷却機能を喪失し、貯蔵していた燃料が損傷した場合には環境に与える影響がより大きくなる可能性を有している。従って、使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上が必要である。

《対策17》

使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上

➤使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上のため、機能の多重性及び多様性を確保することが適当。また、その際、貯蔵している燃料の崩壊熱等を踏まえ、冷却対応が必要となるまでの猶予期間が十分確保できるように、冷却水量の確保、貯蔵の分散化、空冷設備の設置、乾式貯蔵の採用などについて検討することが求められる。



4号機のSFP水中の状態



1-5. (1) 閉込機能に関する設備について (被害の状況 1)

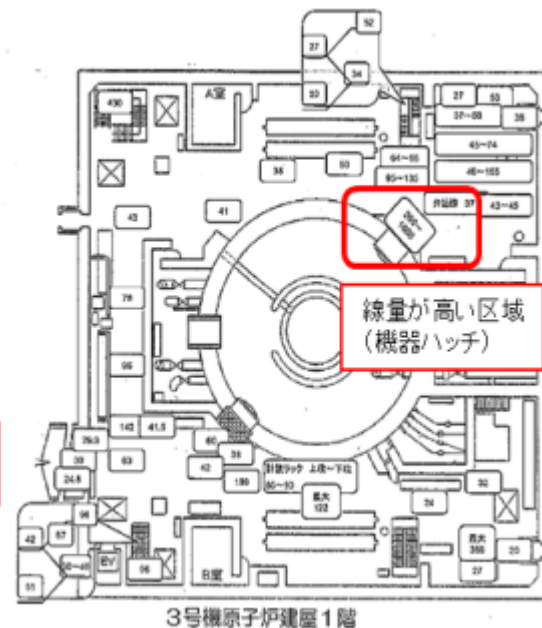
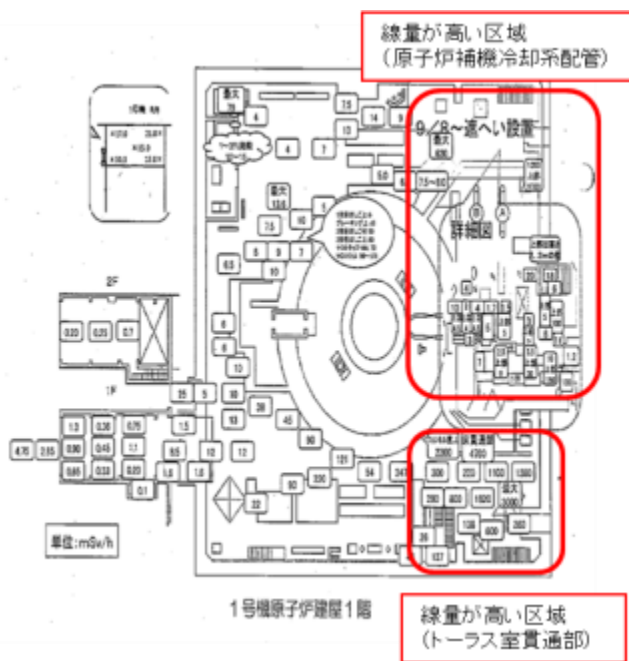
〈被害の状況〉

＜格納容器の破損等による放射性物質の漏えい＞

○福島第一発電所1-3号機においては、格納容器(PCV)ベント操作を行う前に、格納容器からの漏えいが生じた可能性が高い。漏えいが生じた可能性のある具体的な箇所としては、トップフランジ、格納容器貫通部、機器ハッチ等が挙げられる。

○漏えいのメカニズムとしては、過圧のみによる破損の可能性は考えにくい。過圧に加えて、トップフランジ、格納容器貫通部、機器ハッチ等に使用されている有機シール材(シリコンゴム、エポキシ樹脂等)が圧力容器からの熱輻射等による高温(250℃以上)下において劣化して漏えいが生じた可能性が高い。

(線量測定結果(局所: 原子炉補機冷却系、貫通部、機器ハッチ))



単位: mSv/h

○各号機とも各階で比べると、局所的には高い線量が測定されている箇所が存在する。

○2号機では、原子炉建屋1階の格納容器貫通部表面、3号機では、原子炉建屋1階機器ハッチ周辺である。

○1号機では、原子炉建屋1階のトラス室貫通部付近に加えて、原子炉補機冷却系(RCW)の配管付近の線量が高いが、これは2階のRCW熱交換器が設置されている付近も高いことから配管内の放射線物質の寄与が大きいと考えられる。

1－5. (1) 閉込機能に関する設備について (被害の状況 2)

〈被害の状況〉

〈ベントによる建屋への水素の逆流〉

○4号機については、3号機で発生した水素が4号機の非常用ガス処理系(SGTS)・建屋換気系に流入し、水素爆発を起こしたと考えられる。

〈ベント操作の実際の流れと問題点〉

○完全電源喪失と最終ヒートシンク(第一発電所の場合は海水による冷却系)の機能喪失により、PCVからの除熱機能としてはPCVベントのみが実施可能なものであった。しかしながら、ベント弁操作において、電源喪失により照明が無くなったこと、事故により現場環境が悪化したこと、圧縮空気の系統での漏えいが原因と思われるボンベ内圧縮空気の枯渇などにより円滑に作業を行うことが困難であった。

○2号機において水素爆発が発生しなかった理由としては、1号機の水素爆発の影響により、偶然ブローアウトパネルが解放され、滞留していた水素が建屋外に放出され、水素爆発を免れたものと推測されている。

○解析の結果、ブローアウトパネル相当の放出口(Φ5m)を仮定した場合には、各階の水素濃度が爆轟条件である15%を下回ることから、ブローアウトパネルの開放により、水素爆発が回避された可能性がある。



1号機(23.3.12撮影)



2号機(23.3.20撮影)



3号機(23.3.16撮影)



4号機(23.3.15撮影)

ブローアウトパネルが開放

(出典)東京電力HP資料、東京電力
福島原子力事故調査に加筆

1－5. (2) 閉込機能に関する設備について（対策；その1）

（要件12：格納容器の過圧・過温破損防止）

【技術的知見】

福島第一発電所1～3号機においては、格納容器(PCV)ベント操作を行う前に、PCVからの漏えいが生じた可能性が高い。漏えいが生じた可能性のある箇所としては、トップフランジ、格納容器貫通部、機器ハッチ等が考えられる。漏えいのメカニズムについては、過去の安全研究成果によれば過圧のみによる破損の可能性は考え難く、過圧に加えて、トップフランジ、格納容器貫通部、機器ハッチ等を使用されている有機シール材(シリコンゴム、エポキシ樹脂等)が熱輻射等による高温(250℃以上)下において劣化して漏えいが生じた可能性が高い。従って、PCVの過圧と過温を防止する必要がある。

《対策18》

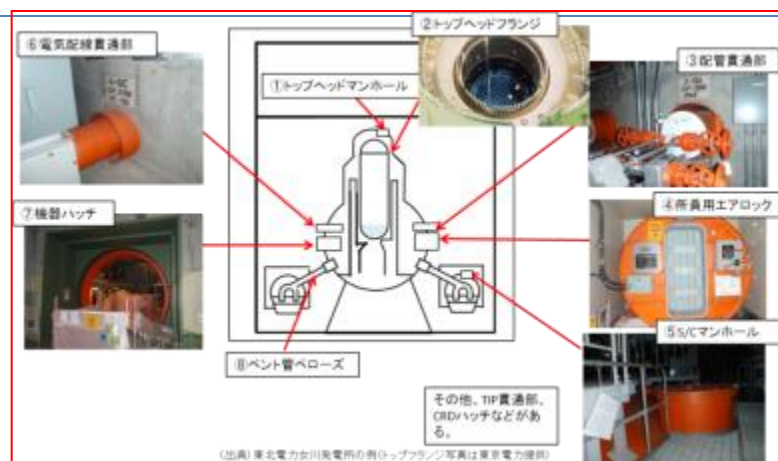
格納容器の除熱機能の多様化

➢代替電源などの設置をした上でも、全交流電源喪失の場合に備え、PCVの過圧と過温を防止するため、交流電源に頼らないPCVスプレイ及びRHR等による除熱機能を追加確保することが求められる。また、今回の事故で津波により取水ポンプ等が損壊したことも考慮すれば、海水冷却以外又は津波により同時に損壊しない位置的な分散を確保できる格納容器代替除熱機能などによる格納容器除熱機能の多様性を確保することが求められる。

《対策19》

格納容器トップヘッドフランジの過温破損防止対策

➢BWRマークI型格納容器のように、PCVトップヘッドフランジが圧力容器に近く熱輻射の影響を受けやすいにもかかわらずPCVスプレイの効果が期待しがたい場合などには、PCVトップヘッドフランジなどの過温破損対策を検討することが必要。その一つの方法としてトップヘッドの外部からの冷却が考えられるが、過温の程度の評価、本対策によるマイナスの効果が無いかどうかあるいは、他の対策の可能性を個別のプラント毎に検討し、措置することが求められる。



1-5. (2) 閉込機能に関する設備について（対策；その2）

（要件13；着実なベント操作の実施による低圧注水への移行）

【技術的知見】

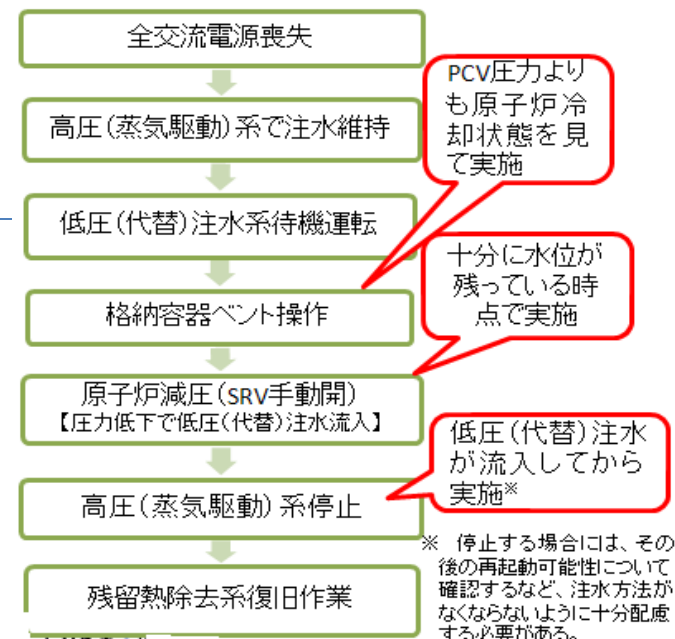
ベントには、格納容器内の蒸気や非凝縮性ガス等を外部に排出し除熱と減圧を行う機能が期待されている。ベント弁操作において、電源喪失により照明が無くなったこと、事故により現場環境が悪化したこと、圧縮空気の系統での漏えいによるポンプの枯渇などにより作業が困難となった。特に、3号機では、HPCIを停止させた後、代替低圧注水(D/D-FP:ディーゼル駆動消火水ポンプを用いた注水)への移行を行うため、主蒸気逃し安全弁(SRV)の開操作を行ったものの動作しなかったため、原子炉圧力が上昇し、代替低圧注水(D/D-FP)の吐出圧では注水ができず、水位が低下し炉心の露出に至った。なお、海外では、フィルタベントを前提として早期にベントによる減圧を行うこととしている例、ラプチャーディスクをPCV設計圧力以下で作動させる設計としている例がある。

従って、ベントの実施及び代替低圧注水への移行をできるだけ早期に確実に実行することが必要である。なお、ベントの実施時期とラプチャーディスクを含めたベントシステムの考え方を適切なシビアアクシデント対策の実施という観点から見直す必要がある。

《対策20》

低圧代替注水への確実な移行

➢ 低圧代替注水への移行を確実に行うためには、「代替注水待機」、「PCVベント実施」、「SRV開」、「注水開始」、「HPCI等停止」というような手順などにより基本的な手順を明確化することが求められる。
また、完全電源喪失など幅広い状況に対応してマニュアルを整備することが求められる。



低圧注水への移行に係る手順

1－5. (2) 閉込機能に関する設備について（対策；その3）

《対策21》

ベントの確実性・操作性の向上

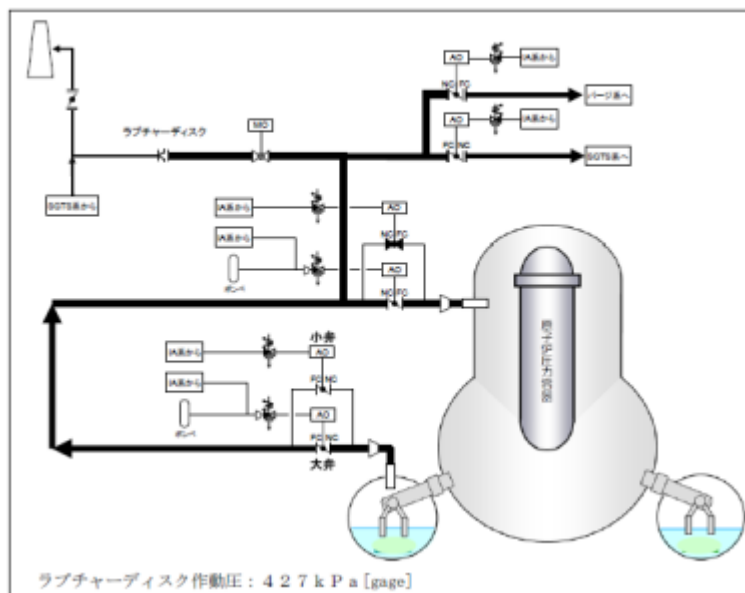
- ベントの確実性を向上させるため、ベント設備の多重性及び耐震性を向上させることが適当。また、コンプレッサー・バッテリーの配備や手動開を可能とするような設備対応などにより、確実にベント弁の開操作を実施できることが必要。
- 事象進展に応じて早期のベントを機動的に実施する観点から、ラプチャーディスクの弁付きバイパスラインについて検討することが求められる。ベント操作が必要な事故では、ベント弁が設置されているR/B地下は放射線量率が高い状況になっている可能性があることから、そうした状況下におけるベント弁の操作性を向上させるため、R/B外からの操作が可能とするなどにより弁の設置位置や操作場所を再検討することが求められる。

《対策22》

ベントによる外部環境への影響の低減

- ウェットウエル(W/W)ベントにより放射性物質がある程度放出されたことは否定できない。また、PCVIに外部から注水を続ければW/Wは水没しD/Wベントに依存せざるを得ない状況が考えられる。このため、D/Wベントは当然のことながら、W/Wベントにも放射性物質除去(フィルタ)効果のある設備を付けることが適当。その際、フィルタでの水蒸気の凝縮により水素爆発を起こさない工夫を行うことが求められる。

3号機 PCVベント図（3月11日地震発生前）



1-5. (2) 閉込機能に関する設備について (対策; その4)

(要件14; ベントによる建屋の水素逆流防止)

【技術的知見】

4号機については、3号機で発生した水素が4号機のSGTS・建屋換気系に流入し、水素爆発を起こしたと考えられる。流入の原因は、3号機と4号機が排気筒を共用しているにも関わらず、3号機のベント操作時に4号機側のSGTS出口弁を隔離する手順となっておらず、実際に隔離操作が実施されていなかったこと、及び4号機のみ逆流防止ダンパが設置されていなかったことが考えられる。

その他の号機について、少なくとも3号機についてはSGTS出口弁の隔離操作が実施されていなかったこと、また3号機SGTSフィルタの線量率が入口側と出口側で大きく変化しておらず明確な方向性が見られないことから、建屋側への一方向的な逆流はないものの、逆流そのものは否定し難いと考えられる。

従って、ベント実施時に建屋への水素の逆流を防止することが必要である。

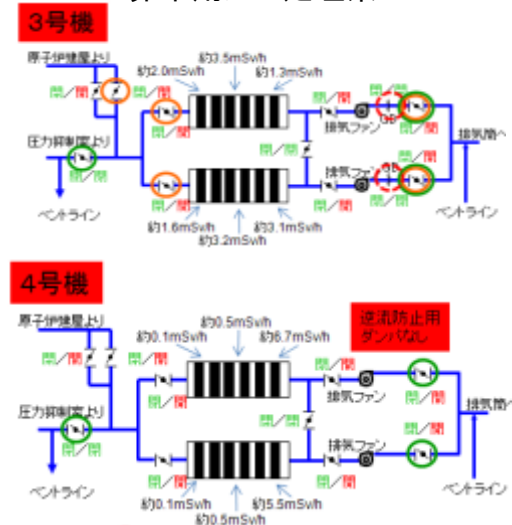
《対策23》

ベントの配管の独立性確保

➤ベントを実施した際に、PCV内に滞留していた水素がSGTSや他号機のベント配管を逆流してR/B内に流入することがないように、ベント配管をSGTSから独立させるとともに、号機間でベントの排気筒を共有しないことなどによりベント配管の独立性を確保することが求められる。

➤号機間でベントの配管系統が繋がるようなことは禁止する。今後、その他の設備についても号機間共有の考え方を整理する必要がある。

非常用ガス処理系



格納容器ベントでの建屋側への逆流の可能性(3号機⇒4号機)



○:現場調査で全開を確認されているもの ○:ベントの際の隔離弁 ○:逆流防止用ダンパ

出典: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9日、9月28日一部訂正、東京電力(株))に加筆

1－5．（２）閉込機能に関する設備について（対策；その５）

（要件15;水素爆発の防止）

【技術的知見】

JNESによる解析の結果によれば、R/B最上階にブローアウトパネル相当の放出口(φ5m)を仮定した場合には、各階の水素濃度が爆轟条件である15%を下回る。さらに、1階に2m²の開口部を追加すると、より厳しい水素漏えい率(100kg/h)を想定したとしても、各階の水素濃度は4%を下回る結果となった。

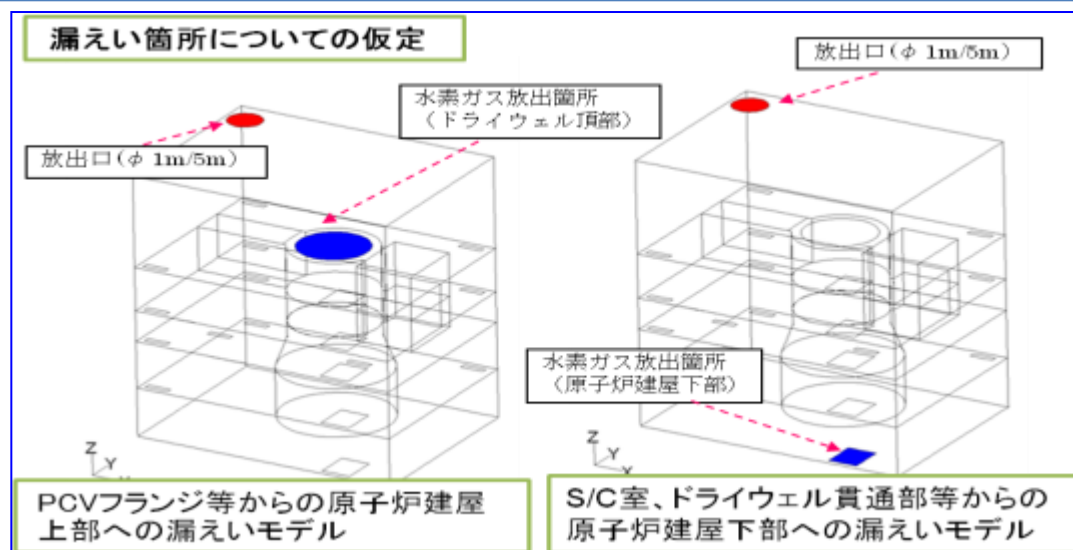
従って、水素爆発防止の観点からは、最上階に放出口及び1階に開口部を設けることが有効と考えられる。

しかしながら、ブローアウトパネルの開放は放射性物質を含んだ建屋内の気体が直接放出されることを意味するため、放射性物質の放出を抑制する機能をもった水素排出設備又は再結合装置等を整備することを前提とした上で、対応の方向性について検討すべきである。

《対策24》

水素爆発の防止(濃度管理及び適切な放出)

- 水素爆発を防止するためには、前述のPCVの健全性を維持するための対策により水素の管理された放出を図ることが求められる。加えて、建屋側に漏えいた水素については、非常用ガス処理系の活用や水素再結合装置等の処理装置の設置などにより、放射性物質の放出を抑制しつつ水素濃度を管理することが求められる。
- 建屋から水素を排出する必要がある場合には、プラント毎に定量的な評価を行った上で十分な大きさの開口部を設けるとともに、防爆仕様の換気装置及び放射性物質除去機能を持った装置などにより、水素爆発の防止及び放射性物質の放出抑制を行った上での排出とすることが求められる。この際には、水素濃度検出装置の設置などにより、R/B内の状況を正確に把握することが求められる。



(出典：JNES資料)

1－6. (1) 指揮・計装制御設備及び非常事態への対応体制について（被害状況）

〈被害の状況〉

- 通信設備の殆どが電源喪失等により使用できなくなったため、中央制御室と現場との連絡に支障が生じ、通常は短時間で済む作業に多大な時間を要した。中央操作室等の作業環境についても、事象の進展に伴い放射性物質が流入し、事故時対応に支障が生じた。
- 津波による電源喪失によりプラント状態を把握する計器が使用できず、持ち込んだバッテリーを接続して測定を行わざるを得なかったため、監視機能は限定的になった。また、後からの校正結果によれば、原子炉水位などは基準水位が変動し適切な値が示されなかったものと考えられる。

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
計装設備	原子炉圧力容器温度計	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。		津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。	定検停止中で全燃料を使用済燃料プールに取り出し中のため監視不要。	定検停止中であり、格納容器関係は監視不要。 復旧操作を行う上で必要な炉内水位・圧力は直流電源で監視可能。（バッテリーは6号機からの電源融通で維持できた。）	非常用電源が確保されたため監視可能。
	格納容器内温度計			直流電源枯渇により監視不可。			
	事故時炉内水位計	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー、発電機等を用いて復旧。	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー等を用いて復旧。	直流電源枯渇により監視不可。その後バッテリーを用いて復旧。			
	事故時炉内圧力計						
	格納容器圧力計						
	格納容器雰囲気モニタ（CAMS）			津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可。その後バッテリー等を用いて復旧。			
	エリアモニタ	津波による電源（非常用交流）喪失により監視不可					
モニタリングポスト	複数の常用電源に接続した無停電電源装置から給電していたが、津波により中央制御室等での監視不可。モニタリングカーによる測定実施。						

出典：福島原子力事故調査報告書（中間報告）（平成23年12月2日、東京電力（株））
その他聞き取り情報等を含む

1－6. (2) 指揮・計装制御設備及び非常事態への対応体制について（対策；その1）

（要件16；指揮・通信設備の信頼性向上）

【技術的知見】

通信設備のほとんどが電源喪失等により使用できなくなり、中央制御室と現場との連絡に大きな支障を生じたため、本来であれば迅速な対応が必要とされる事故時において、復旧作業等に多大な時間を要することとなった。また、事故時におけるプラント状態把握のための緊急時対応情報システムについても、それ自身は免震重要棟に設置されていたため損傷は免れたが、1・2号機では津波の影響でプロセス計算機が機能喪失し、3号機等ではパケット回線での伝送が不安定な状態にあったため、結果として活用することができなかった。また、こうした通信機能を活用するための前提となる中央操作室等の作業環境についても、事象の進展に伴い放射性物質が流入し、事故時対応に支障が生じた。

第一発電所1～3号機において、全交流電源喪失、冷却機能喪失、閉込機能喪失の各段階で、事故時対応の遅延や作業環境の悪さにより適時の対策を講じることができず、事象の進展をくい止められなかった状況が多々見られる。事故事象の進展には、直接的には、電源設備、冷却設備、閉込設備等の設備・機器の不全が影響しているが、その背景には指揮・通信設備が十分に機能しなかったことの影響も大きいと考えられる。

従って、自然災害及び事故等の非常時においても通信機能を確保するとともに、こうした通信機能を活用するための前提となる中央操作室や事故時の指揮所が十分に機能を発揮できるよう環境を整備する必要がある。

《対策25》

事故時の指揮所の確保・整備

➤地震等の自然災害などによっても機能喪失しない緊急時の指揮所を確保・整備することが求められる。その際、必要人員の収容スペース、事故時においても中央操作室や指揮所が十分に機能を発揮できる必要な電源の確保、放射性物質の流入防止（換気空調系機器の機能確保）、カメラ等による周辺状況の監視機能及び通信機能の確保を担保することが求められる。

《対策26》

事故時の通信機能確保

➤通信設備の信頼性を向上させるため、非常時における電源の確保を着実に実施するとともに、地震や津波といった非常時を想定した上でも、主要通信基地等の機能維持が可能となるよう耐震性を考慮した機器の設置や浸水対策を行うことが求められる。

➤緊急時対策所や関係機関での対応を迅速かつ適切に行うため、伝送系を含めて緊急時対応情報システムやテレビ会議システム等の設置を進めるとともに、事故時における機能確保を図ることが求められる。

1－6. (2) 指揮・計装制御設備及び非常事態への対応体制について（対策；その2）

（要件17：計装設備の信頼性向上について）

【技術的知見】

津波による電源喪失によりプラント状態を把握する計器が使用できず、持ち込んだバッテリーを接続して測定を行わざるを得なかったため、監視機能は限定的になった。後からの校正結果によれば、原子炉水位などは基準水位が変動し適切な値が示されなかったものと考えられる。更に、PCV内が高温、高圧の水蒸気雰囲気となり、測定できない計器が出るとともに、測定された指示値にもばらつきが見られた。さらに、計器の点検等はR/Bに入る必要があり、高線量作業になるなど困難であった。なお、校正条件と測定時の環境の相違から、補正が必要な計器もあった。従って、事故時においても計装設備の信頼性を確保しプラントの状況を正確に把握することが必要。また、施設外の状況を確認する上で重要な役割をもっているモニタリングポストは、複数の常用電源に接続した無停電電源装置から給電していたが、津波により中央制御室等での監視ができなくなり、使用できなくなった。電源復旧後も、周囲の汚染によりバックグラウンドが高くなり、原子炉からの放出の影響に対する監視が難しくなった。

従って、全交流電源喪失などにおいても、外部への放射性物質の放出を的確に把握するため、事故時にモニタリング機能が喪失することがないように措置する必要がある。

《対策27》

事故時における計装設備の信頼性確保

➤電源の確保に加えて、計装専用の蓄電池、予備計測器の設置や予備品の確保を行うことが求められる。また、事故時に的確に使用できるように、補正等が必要なものについての情報整理を行い、確実に運用可能とすることが求められる。

《対策28》

プラント状態の監視機能の強化

➤更なる円滑な状況把握のためのPCV内も含めた監視カメラの活用や、炉心損傷時にもプラント状態を確実に把握できるよう、計器仕様の範囲を拡大するための研究開発を進めることが求められる。

《対策29》

事故時モニタリング機能の強化

➤発電所敷地境界等のモニタリングポストについては、排気筒以外からの放射性物質の放出の可能性に対応するため、非常用電源からの供給や専用電源の設置などにより、モニタリング機能が維持されるように手当することが求められる。

➤モニタリングポスト周囲が汚染しても正確なモニタリグを可能とするよう対応を検討しておくことが求められる。



モニタリングポストの例
出典：東京電力HPより

1－6. (2) 指揮・計装制御設備及び非常事態への対応体制について（対策；その3）

（要件18；非常事態への対応整備）

【技術的知見】

今回の事故においては、事故状況下において必要となる設備について、予備品の確保や使用時の状況を想定した事前の操作訓練等が必ずしも十分とは言えず、また被害を被った設備の復旧作業に必要な人材を迅速に招集するなど、事故対応時の体制も事前に適切に構築されていなかった。

そのため、シビアアクシデントへの対応も含めて、あらゆる状況を想定した上で、事前に必要なマニュアルや情報の整備、人員配置等の体制の構築、設備系統に熟知し適切な運転操作等を担保する訓練の実施等を適切に実施することが必要。

《対策30》

非常事態への対応体制の構築・訓練の実施

- 非常事態時においても事態対応に必要な機器が確実に動作するようポンプ等の適切な予備品を確保するとともに各地域の気象条件等を考慮した設備対応や夜間対応を想定した照明機器等の配備を行うことが求められる。
- シビアアクシデントへの対応も含めて、あらゆる状況を想定した上で、幅広い事態に対応したマニュアル、設計図面等の必要な情報の整備、関連資料の保管、緊急時に必要となる人員の確保・招集体制等を構築することや夜間や悪天候下等も含めた事故時対応訓練を行うことが求められる。
- 日常の保守等を通じてプラント及び予備品等に熟知しておくことが求められる。

1－7. 地震による設備・機器等への影響

<地震応答解析による設備・機器等への影響>

- 耐震Sクラスの機器・配管が今回の地震により受けた影響について、現場の確認が可能な5号機で代表して地震応答解析により検討したところ、これらの設備は、一部の配管本体及び配管サポートを除き、評価基準値を満足しており、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。
- 評価基準値を上回った5号機の一部の配管本体及び配管サポートについては、目視による調査を行い、有意な損傷がないことを確認したことから安全機能を保持できる状態にあったと類推した。ただし、今後、今回の地震による解析を実施し、詳細評価を行う。

<プラント状況からみた設備・機器等への影響評価>

- 各号機のプラントパラメータの挙動等を総体的に見れば、「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的な安全機能を損なうような被害があったことを示す情報は得られていない。ただし、耐震クラスの低いタンク、配管等に地震の影響によるものと考えられる歪みや破損が確認されている。

<これまでの調査・分析を踏まえた地震影響に関する考察>

- 安全上重要な機能を有する主要な設備のうち地震後に機能していたものは、今回の地震により機能に影響するような損傷は生じていないと考えられる。また、地震応答解析結果や現地調査結果からは、主要な耐震安全上重要な7設備については、安全機能を保持できる状態にあったと推定できる。
- 一方で、今回の地震の影響により微少漏えいが生じるような損傷が安全上重要な機能を有する主要な設備に生じたかどうかについては、現時点で確かなことは言えない。

1－8．まとめ

- 事故の発生及び進展に関する分析を踏まえ、現時点で分かる限りの技術的知見を教訓として抽出し、それに対応する対策の提案を中間的に取りまとめた。
- 対策の中には、今回のような地震・津波が襲来しても炉心損傷に至る事故の発生及び進展を防止するため、既に事業者に指示し実行に移されている「緊急安全対策」が含まれる。具体的には、所内の非常用電源設備や代替注水設備の強化・多様化、ベントの操作性の向上、非常時の対応体制の充実などである。
- また、これらの信頼性を更に向上させる対策のほか、炉心損傷に至る事故が仮に発生したとしても、大量の放射性物質の放出を防止するための対策として、ベントによる外部への影響を低減する対策 や水素爆発防止対策などが含まれる。
- 原子力安全・保安院としては、更に技術的知見を広く収集し、本中間取りまとめの内容の充実を図っていく予定である。また、これまでの原子力安全規制に欠けていた点や反省すべき点を踏まえ、特にシビアアクシデント対策の強化に取り組んでいく。

2. 建築物・機器・構造に関する検討

2. 平成23年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について(中間取りまとめ)

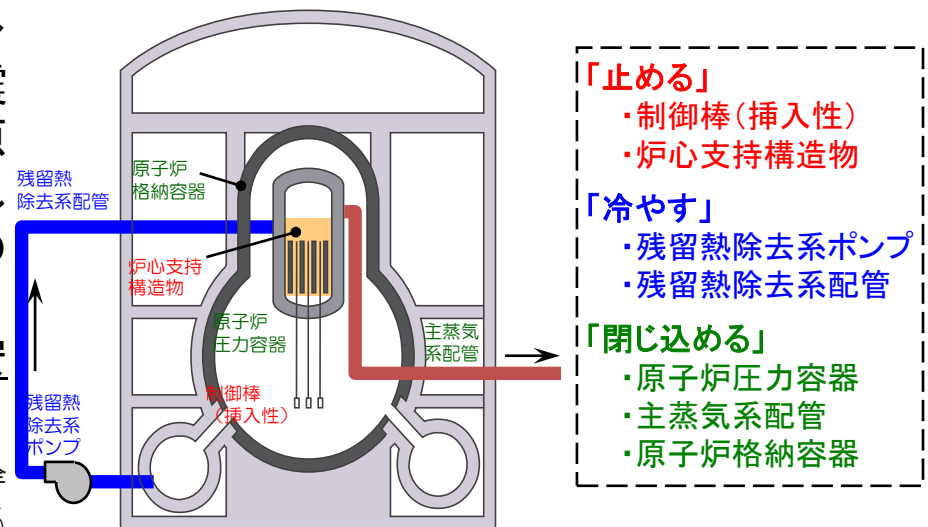
1. 目的

- 今回の地震による福島第一及び福島第二の耐震安全上重要な施設・機器への影響について、地震時及び地震直後の安全機能が保持できる状態にあったのかについて調査。
- 水素爆発や火災等により、外壁等が損傷している福島第一の原子炉建屋について、今後、発生する可能性のある地震に対して、耐震性を有しているかについて調査。

2. 今回の地震による福島第一及び福島第二の影響・評価

- 福島第一(1～6号機)及び福島第二(1～4号機)については、主要7施設※を、耐震バックチェック中間報告と同様に選定し、原子炉建屋及びタービン建屋とともに評価したところ、今回の地震から求まる設備等の計算値(応力等)は、評価基準値(許容値)を下回っており、地震時及び地震直後の安全機能は保持できる状態にあったと推定。

※安全性の観点から原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有するもので、①原子炉圧力容器、②主蒸気系配管、③原子炉格納容器、④残留熱除去系配管、⑤残留熱除去系ポンプ、⑥炉心支持構造物及び⑦制御棒(挿入性)のこと。

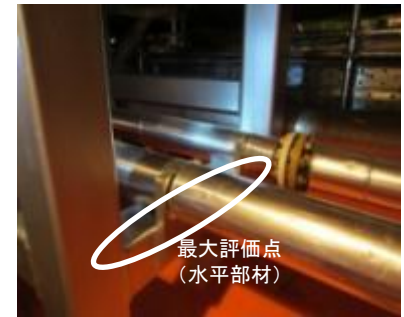
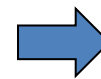


○福島第一1号機の非常用復水器系配管や福島第一3号機の高圧注水系配管等、今回の事故発生当初から地震により被害等が生じていたのではないかと指摘を受けた設備についても、地震応答解析を実施した結果、計算値は評価基準値を下回っており、地震時及び地震直後の安全機能を保持できる状態にあったと推定。

○主要7施設等以外の耐震Sクラスの施設については、基準地震動 S_s を上回る地震動が観測された福島第一(2, 3, 5号機)の中から、水素爆発や放射能汚染等の影響がなく、地震による損傷状況を現場で確認することが可能な福島第一(5号機)を選定して評価。

→評価の結果、一部の配管本体及び配管サポートを除き、安全機能を保持できる状態にあったと推定。

一部の配管本体及び配管サポートの計算値は、評価基準値を上回ったため、当院は、当該箇所の現地調査を実施。調査の結果、有意な損傷が無いことを確認し、安全機能を保持できる状態にあったと類推。今後、詳細な評価を実施。



地震動解析評価の結果、基準値を上回っているが、保安院による現地調査の結果、有意な損傷は無いことを確認した。(写真: 配管サポート)

→現場確認が困難な福島第一(1～4号機)は、プラントパラメータ等の分析によると、基本的な安全機能を損なうような損傷等の情報は得られていないが、更にデータを補充する観点から、今後、地震応答解析により、今回の地震による影響を評価する。

○福島第一5号機と同様に、福島第一6号機及び福島第二(1～4号機)は、今後とも冷温停止機能を維持する必要があることから、今後、基準地震動 S_s 又は今回の地震による影響を評価し、その結果を踏まえ、必要に応じ耐震補強を求める。

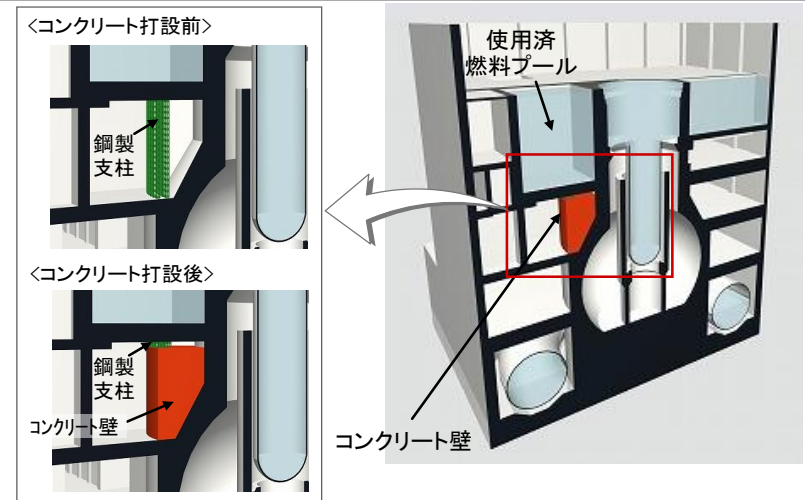
3. 今後、発生する可能性のある地震に対する原子炉建屋の耐震安全性

○損傷を受けた福島第一（1～6号機）の原子炉建屋について、基準地震動 S_s （今後発生する可能性のある地震）を用いた解析評価を実施。（損傷状況を安全側に考慮した解析）

→ 耐震壁のせん断ひずみは、鉄筋コンクリートの終局限界に対応するせん断ひずみに対して余裕があり、耐震安全上重要な設備に波及的影響を及ぼすおそれはないと推定。

○建屋上部が複雑に損傷している福島第一3、4号機は、3次元の詳細モデルにより使用済み燃料プールを中心とした局部評価を実施。解析には、爆発、火災及びプール水温の温度上昇による床や壁の剛性低下を考慮。

→ 解析の結果、計算値は評価基準値を下回る。また、4号機は、今回の地震発生時は、炉心の燃料集合体が全て使用済み燃料プールに保管されていた状態であったため、使用済み燃料プール底部の補強工事が実施され、応力が2割程度低減されることを確認。



福島第一原子力発電所 使用済み燃料プール底部の補強工事（概要）

検討対象	鋼製支柱 取り付け前 （概略値）	鋼製支柱 取り付け後 （概略値）	評価基準値
コンクリートひずみ	0.6×10^{-3}	0.3×10^{-3}	3.0×10^{-3}
鉄筋ひずみ	0.5×10^{-3}	0.4×10^{-3}	5.0×10^{-3}
面外せん断力	800 N/mm	644 N/mm	1150 N/mm

今回の地震により被害等が生じていたのではないかと指摘を受けた設備

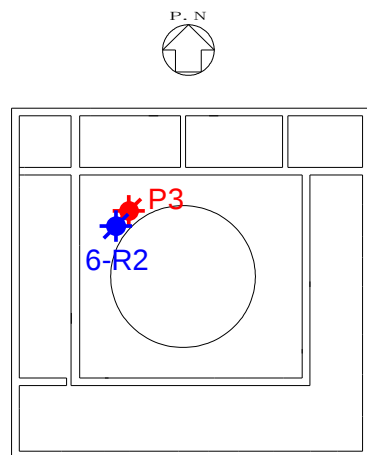
プラント名	設 備 名	①地震応答解析結果 (MPa)	②評価基準値 (MPa) ※1	裕 度 (②／①) ※2
福島第一1号機	原子炉再循環系配管	160	262	1.63 ※2
	非常用復水器系配管	106	414	3.90
	ベント管	75	411	5.48
	ダウンカマ	120	346	2.88
	リングヘッダ	122	432	3.54
福島第一2号機	ベント管	91	418	4.59 ※2
	ダウンカマ	12	236	19.66 ※2
	リングヘッダ	181	288	1.59
	炉心スプレイ系配管	200	364	1.82
福島第一3号機	高圧注水系配管	113	335	2.96

※1 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当

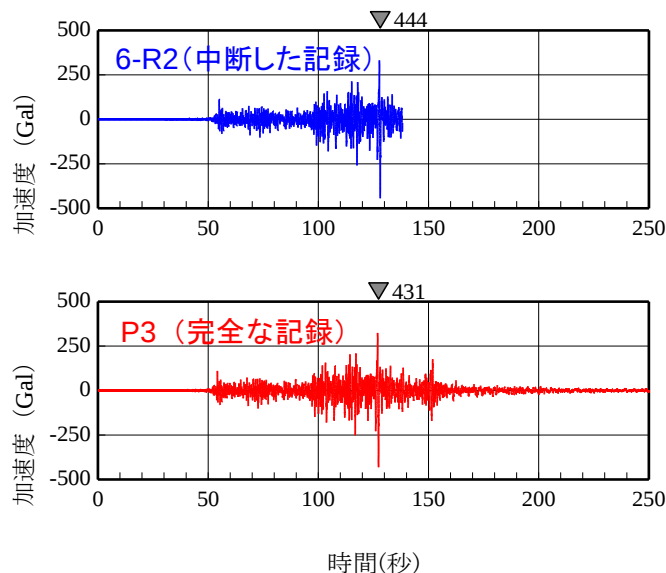
※2 裕度が最も小さい箇所の解析結果を記載

【地震観測記録の一時中断による影響】

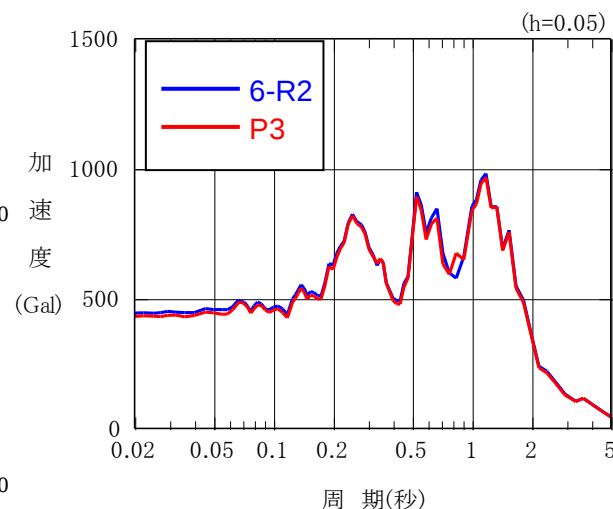
- 今回、福島第一では、53箇所の地震計のうち29箇所で、福島第二では、43箇所の地震計の全てで地震観測記録が得られているが、地震計の不具合により、福島第一では7箇所、福島第二では、11箇所の観測点において130秒～150秒程度で観測記録が中断していた。
- 中断した観測記録を地震応答解析の入力地震動とする妥当性について、中断した観測記録と完全な観測記録の床応答スペクトルの比較により影響を評価。
- 福島第一6号機原子炉建屋基礎版上では、近接する2つの観測点において、中断した記録(6R-2)と完全な記録(P3)の両方が取得されている。
- 中断した記録(6R-2)と完全な記録(P3)の最大加速度値及び床応答スペクトルを比較すると顕著な差はないことから、中断記録を入力地震動とすることは妥当であると評価。
- なお、疲労の影響も評価し、入力地震動による影響は、僅かであることを確認。



福島第一原子力発電所
6号機原子炉建屋
地下2階（基礎版上）
地震観測点配置図



加速度時刻歴波形（EW方向）



加速度応答スペクトル（EW方向）

3. 事故における経年劣化の影響に関する検討

3. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における 経年劣化の影響について(取りまとめ)

1. 目的

東京電力福島第一原子力発電所は、運転開始から1号機は約40年、2号機及び3号機は30年以上が経過しており、設備の経年劣化が事故の発生又は拡大に影響したのではないかと懸念が惹起されている。

原子力安全規制当局として、こうした課題等に対応していくため、経年劣化が福島第一事故の発生・拡大に影響を及ぼしたか検討を実施。

2. 検討の範囲

○検討対象

炉心損傷に至った福島第一1号機、2号機、3号機。

○検討の範囲

地震発生時、地震発生直後から事故が進展し、高温高圧になる等設計上で考慮している条件を超えるまでの間。

○検討の進め方

現時点においては、1～3号機の現場の線量が高く、設備の状況を確認することが困難であるため、これまでの高経年化対策の情報と知見から、保守的に運転開始後60年までの経年劣化の影響を考慮して、安全上重要な設備が地震により機能を失うような影響があったか評価を実施。

3. 検討結果

①経年劣化事象毎の評価

- ・ 1～3号機について、これまでに実施した高経年化技術評価において、安全上重要な全ての機器を対象に、運転開始後60年までの経年劣化を考慮し、旧指針による基準地震動S2を用いた耐震安全性を評価済み。
- ・ この評価の中で、評価結果が最も厳しい設備・部位を抽出し、旧指針による基準地震動S2に代えて今回の地震動を入力して再評価を実施。
- ・ その結果、経年劣化を考慮しても許容値に対する裕度への影響は、十分小さいことを確認。

②耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価

- ・ 「止める・冷やす・閉じ込める」の耐震安全上重要な主要設備について、今回の地震動を用いて劣化を考慮しない設計条件で解析を行い、安全機能を保持できる状態にあったと評価。
- ・ 念のため、この解析に保守的に運転開始後60年までの経年劣化の影響を考慮して評価を実施。
- ・ その結果、経年劣化を考慮しても許容値に対する裕度への影響は、十分小さいことを確認。

4. まとめ

- ・ 現時点で得られている知見に基づく評価の結果、安全上重要な機器について今回の地震動によって機能を失うような経年劣化の影響があったとは考え難く、地震発生から事故が進展し設計上で考慮している条件を超えるまでの間は、経年劣化事象が、福島第一事故の発生・拡大の要因となったとは考え難い。
- ・ ただし、現時点においては、現場における設備の確認を行うことが困難であるため、今後、現地確認が実施される等により、新たな知見が得られた場合には、追加的な検討も必要。

低サイクル疲労割れに関する評価例

・低サイクル疲労割れとは・・・

温度・圧力の変化及び地震動によって、大きな繰返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

低サイクル疲労割れの評価結果(高経年化技術評価値)

	評価対象	60年の供用を仮定した疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数(S_2 地震動)	合計(許容値1以下)
1号機	原子炉再循環系ポンプ出口弁(弁箱)	0.824	0.000	0.824
2号機	原子炉圧力容器給水ノズル	0.434	0.010	0.444
3号機	原子炉格納容器給水ライン貫通部ベローズ	0.611	0.020	0.631

1号機主蒸気系配管の低サイクル疲労評価結果

評価対象	60年の供用を仮定した疲れ累積係数	地震を考慮した解析値		
		地震動による疲れ累積係数		合計(許容値1以下)
主蒸気系配管	0.064※1	S_2 地震動	0.252※2	0.316
		S_s 地震動	0.269※2	0.333
		今回地震動	0.264※3	0.328

※1: 通常運転時の疲れ累積係数は運転60年目の過渡回数を想定

※2: 地震荷重による等価繰返し回数を保守的に100回と設定して実施した解析値

※3: 今回の地震動を用いて実施した解析値(実際の等価繰返し回数は12回程度と見積もられているが、保守的に100回と設定)

- ・過去の高経年化評価書の評価値(S_2 地震動による疲れ累積係数)は十分小さい。
- ・1号機の主蒸気系配管の低サイクル疲労について、今回の地震動を用いて評価を行った結果は、右表のとおり、 S_2 地震動、 S_s 地震動による結果とほぼ同等であり、今回の地震においても許容値を超えず、裕度への影響は十分小さい。

1号機における低サイクル疲労割れの評価(抽出例)

評価部位	区分	60年の供用を仮定した疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数 (S2地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉再循環ポンプ出口弁	クラス I	0.824※	0.000	0.824
原子炉容器給水ノズル	クラス I	0.456※	0.002	0.458
配管 (給水系)	クラス I	0.389※	0.068	0.457
主蒸気隔離弁	クラス I	0.411	0.000	0.411
配管 (主蒸気系)	クラス I	0.064※	0.252	0.316
配管 (原子炉再循環系)	クラス I	0.022※	0.000	0.022

※ 環境を考慮

過去に実施した高経年化技術評価で最も裕度が小さいものを抽出

耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価の例

基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

	評価対象	地震荷重	せん断応力[MPa]		許容応力 [MPa]
			腐食なし	腐食あり	
1号機	原子炉停止時冷却系冷却ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	8	9	127
2号機	残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	34	36	202
3号機	残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	23	24	202

- PLM評価書と同様に60年間の腐食量(0.3 mm)を考慮した断面積の減少率(6.0%)を乗ずることにより当該基礎ボルトの腐食に対する評価を実施
- 60年間の腐食量を考慮したせん断応力は、許容応力に対して、十分な裕度があることを確認

高経年化技術評価・対策の実施の流れ

