

東海第二発電所

内部溢水への対応について(改訂版)

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

1. 溢水防護における安全対策の対応方針	3
2. 溢水防護対象設備の設定	5
3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	7
4. 溢水源の想定	9
5. 内部溢水対策における安全性の向上	10
6 - 1. 原子炉建屋における対策	12
・地震時溢水量の削減	
・漏えい検知器の追設	
・重要区画の水密化	
・使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策	
6 - 2. タービン建屋における対策	18
6 - 3. 海水ポンプエリアにおける対策	19
6 - 4. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水対策	21
7. 安全向上対策結果	22

補足説明資料 内部溢水への対応について

溢水の影響に対する防護設計方針

発電所内における機器の破損, 地震・降水等の自然現象(津波の流入を含む), 火災時の消火活動により生じる漏水等を保守的に設定し, 発生を想定する「溢水」とする。

安全上の重要度が高い系統設備等について, その重要度に応じて溢水に対する防護措置を講ずる。これらの対象設備を「溢水防護対象設備」とする。

溢水防護対象設備が没水等により安全機能を損なうおそれがある場合には, 以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより, 安全機能を損なわない設計とする。

【発生防止】 溢水源の対策

- ・溢水源となる設備等の補強工事や耐震工事により, 溢水量の低減又は溢水源の削減を図る設計とする。
- ・固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用し, 被水の影響が発生しない設計とする。

【早期検知】 検知器機能の追設

- ・床漏えい検知器を追設し, 溢水発生時に早期に検知できる設計とする。

【早期隔離】 インターロック等による自動隔離機能の追設

- ・漏えい検知システム等による早期検知, 隔離を行う設計とする。

【拡大防止】 溢水経路の止水対策, 個別機器毎の防護対策

- ・設備が設置される区画外からの溢水に対し, 壁, 扉, 堰等により溢水の流入を防止する。
- ・火災発生時に, 消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを「火災防護計画」に定める。
- ・溢水発生時の流下経路を限定し, 建屋最下層に滞留させ, 外部への拡大を防止する。
- ・溢水防護対象設備に対する止水・防水等の防護対策を行う。
 - 「没水対策」・溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し, 対象設備が没水しない対策を行う。
 - 「被水対策」・「JIS に規定された保護等級(IPコード)」4以上の防滴仕様機器に取替を行う。
 - 「蒸気対策」・蒸気曝露試験又は机上評価により, 蒸気環境への耐性を有する機器への取替を行う。
 - ・蒸気曝露試験等により安全機能を損なわないことを確認した, シールやパッキン等による防護措置を行う。

溢水の影響に対する防護対策

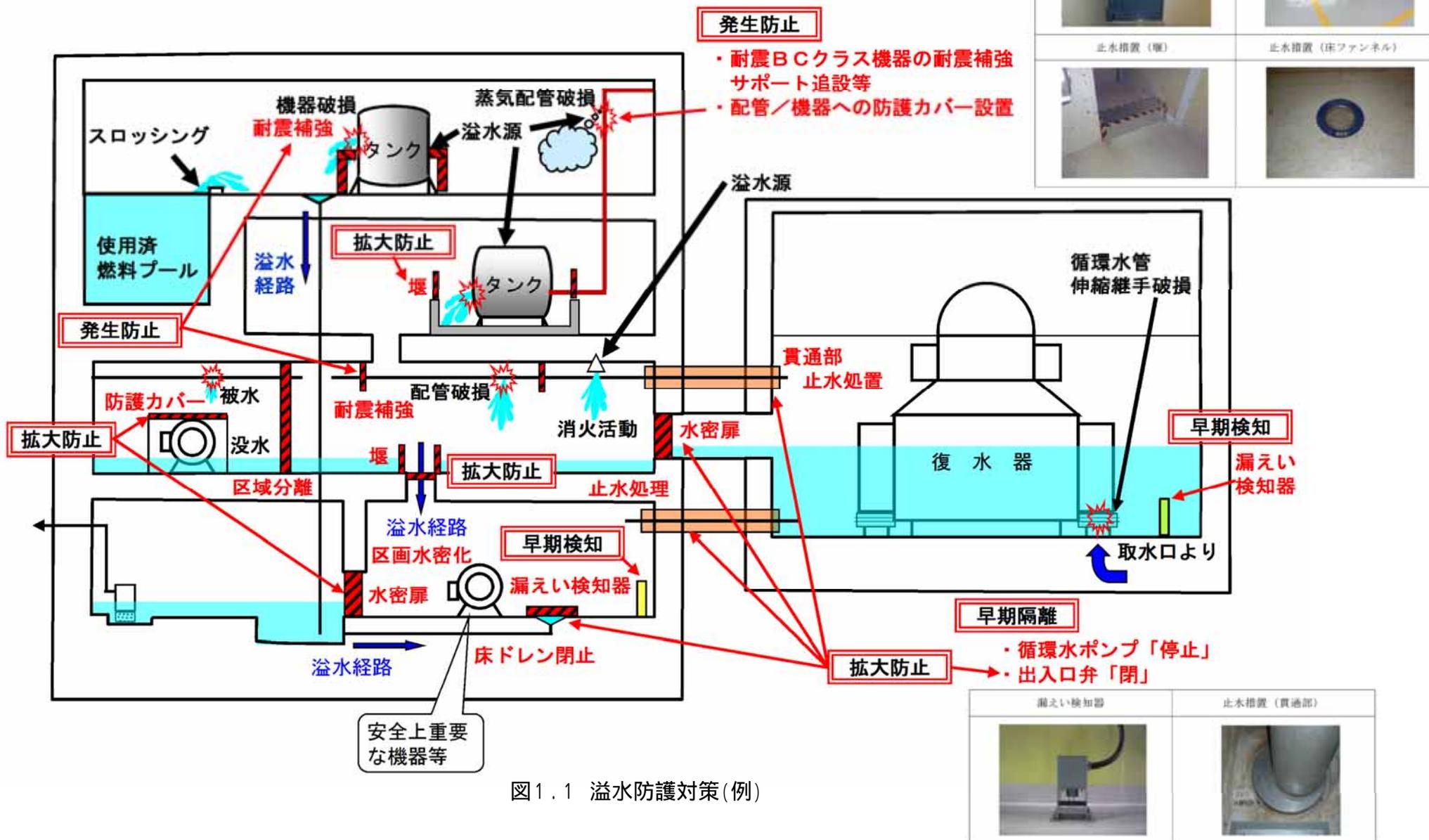


図1.1 溢水防護対策(例)

2. 溢水防護対象設備の設定

「溢水防護対象設備」を，新規制基準の要求より，以下のとおり設定する。

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

- ・「重要度分類審査指針」より，「止める」「冷やす」「閉じ込める」に必要な構造物，系統及び機器を抽出

使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

- ・燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系を抽出

防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定

- ・上記で抽出した系統，設備について，図2.1のフローに従い溢水影響評価の対象となる設備を抽出
- ・溢水影響評価の対象外とする考え方は表2.1のとおり。

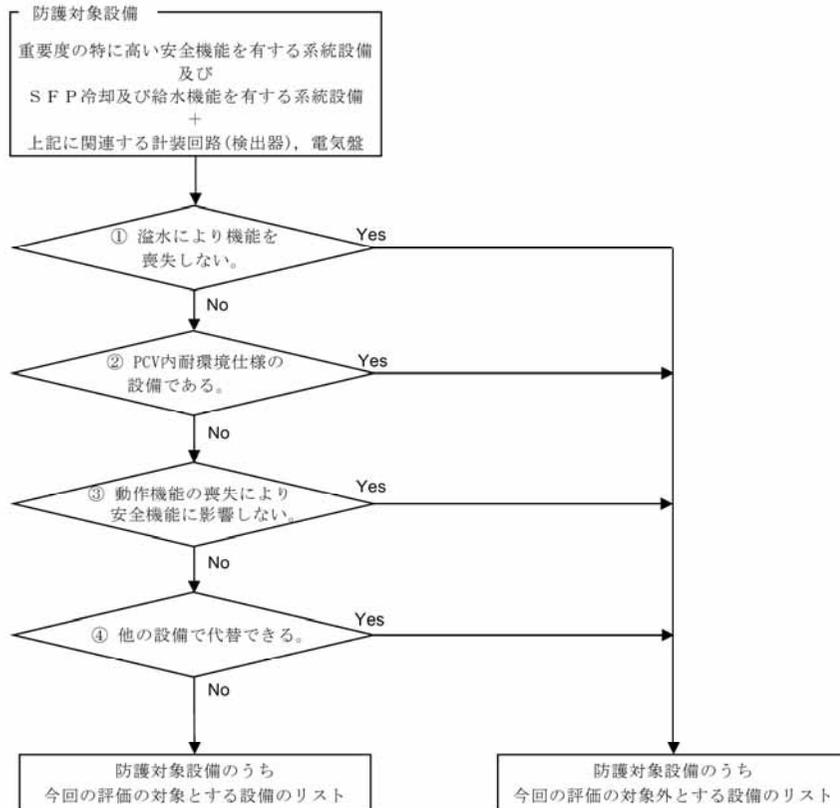


表2.1 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。
② PCV内耐環境仕様の設備である。	PCV内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。 ※	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

図2.1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

2. 溢水防護対象設備の設定

【溢水防護対象設備等の選定】

(1) 「発電用軽水炉型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類審査指針」)に基づき、発電用原子炉施設において溢水が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持するために必要な機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を抽出し、溢水による影響を考慮して、これらの機能に必要なポンプ、電動機、弁、計器等、およびこれらに関連する電源盤、制御盤等を抽出

◆ 原子炉の緊急停止機能や原子炉停止後の除熱機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能として、これらを達成するために必要な系統等を抽出

原子炉の安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能の抽出	安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を達成するための系統
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁機能) <small>:非常時に原子炉の圧力を下げるための安全弁</small>
原子炉停止後の除熱機能 他	自動減圧系 ¹ 、逃がし安全弁(手動逃がし機能) ² <small>1:原子炉水位低値等により逃がし安全弁を動作させ炉心の圧力を下げるための系統 2:逃がし安全弁を手動で動作させる機能</small>
	原子炉隔離時冷却系 <small>:原子炉で発生した蒸気を駆動源として原子炉に外から注水する系統</small>
	残留熱除去系(停止時冷却モード) <small>:原子炉から崩壊熱を除去し低温停止させるための系統</small>
	高圧炉心スプレイ系 他 <small>:事故時に外から原子炉に注水する系統(非常用炉心冷却系の一部)</small>
放射性物質の閉じ込め機能 他	原子炉格納容器
	非常用ガス処理系 他 <small>:事故時に原子炉建屋の負圧を維持し、放射性物質の拡散を防止する系統</small>

(2) 使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水機能を維持するために必要な機能・系統

◆ 使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な系統として残留熱除去系等を選定

使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能の抽出	使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能を達成するための系統
使用済燃料プールの冷却及び給水機能	燃料プール冷却浄化系
	残留熱除去系他

◆ 上記の防護対象設備が設置されている区域、区画を「評価エリア」として区分し、溢水影響評価を行い、多重化された系統が同時に機能を失うことなく、発電所の安全機能が維持できる設計であることを確認する。

◆ 地震時の評価については、同時に溢水防護対象機器の単一故障も想定して評価を実施する。

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

防護対象設備が設置され、浸水防護を行う建屋、区域等を耐津波設計において、「浸水防護区画」として設定し、基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。(内部溢水の評価においても、建屋外で発生する津波等の影響を防止する必要があることから同様の対策を実施する)

浸水防護区画を、以下の観点から「溢水防護区画」として区分する。

- ・溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路
- ・溢水防護対象設備が設置されている区画で、壁、堰、扉、階段等の段差又はそれらの組合せによって他の区画と分離され、溢水防護の観点から1つの単位と考えられる区画

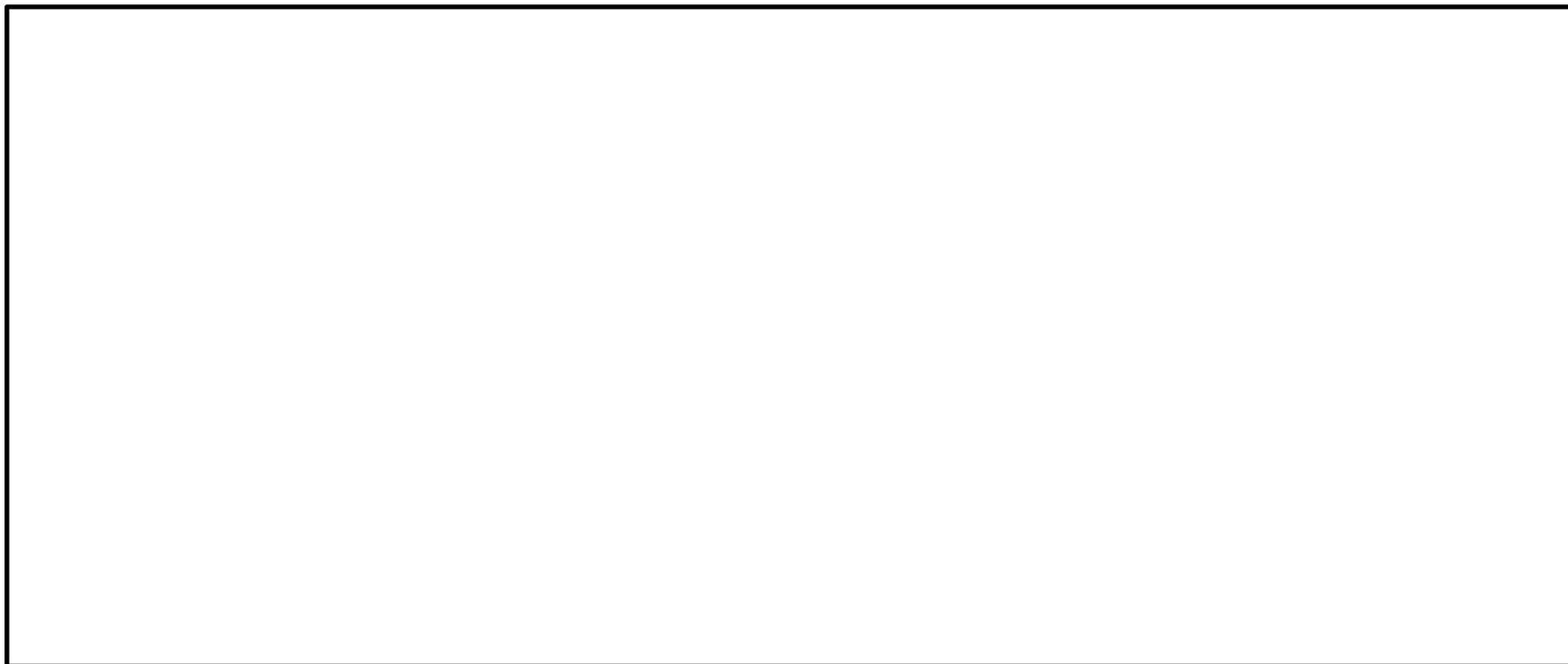


図3.1 区域・区画区分図 (原子炉建屋 地下2階)

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

- ・溢水評価を行うにあたり、以下のとおり「評価エリア」及び「溢水経路」を設定し、各エリア毎に溢水量 / 水位を算出する

各フロアを部屋等の区画及び堰等を考慮した単位で分割し、評価エリアとする(火災防護上の区域、区画も考慮)

評価エリア間の流入 / 流出経路を決定する

配管ルートや機器の配置等を確認し、 の流入 / 流出経路を考慮した溢水の発生源を評価エリア毎に決定する

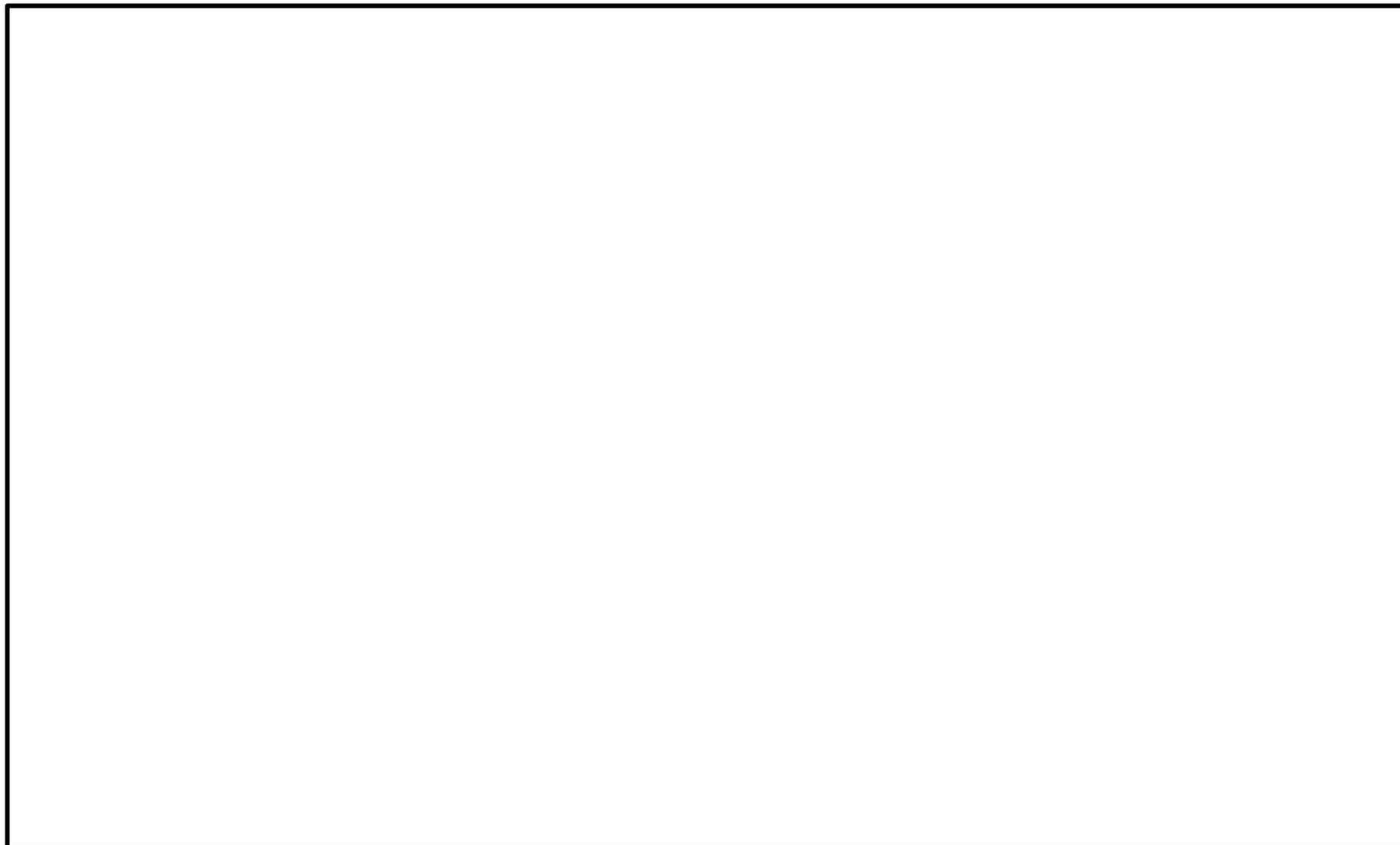


図3.2 溢水経路モデル図(対策後状況)
内部溢水-8

溢水源は、発生要因別に分類した以下の溢水を想定し、保守的な量にて評価を行う。

溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等(以下「想定破損」という。)により生じる溢水

- ・配管は、内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い高エネルギー配管、低エネルギー配管の2種類に分類し、溢水評価ガイド附属書Aの規定による評価から、許容応力の状態に応じた破損形状を想定
- ・破損は、単一故障として評価
- ・漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所との隔離までに必要な時間を乗じて設定
(溢水量は想定する系統により異なるが、最大約380m³)

発電所内で生じる異常事態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

- ・自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮。ただし、ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を想定しない。
- ・消火設備等からの単位時間当たりの放水量(130L/min:屋内)と放水時間(一律3時間、2箇所同時放水)から溢水量を設定。(溢水量は火災時に消火を想定する各区画で同じ46.8m³)

地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

- ・水、蒸気、油等を内包する系統のうち、基準地震動S_sによる地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B、Cクラスに属する系統を溢水源とし、内包する水の全量放出を想定
(原子炉棟内の全破損溢水量は約 520 m³ 耐震補強により約125m³に低減)
- ・地震による使用済燃料プール等のスロッシングについても地震時の溢水として想定。
(溢水量は、約89m³ (通常運転中)、約247m³ (定期事業者検査中))

その他の溢水

- ・地下水の流入、降水、屋外タンクの破損等に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水
- ・機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象も考慮。(上記以外の少量漏えいを想定)
- ・人的過誤による漏えいを考慮

【新規制基準を踏まえた対策】

安全性向上	項目	従来の方策	新規制対応	備考
溢水の発生防止	低耐震クラス配管等の耐震補強	非常用ディーゼル発電機室の消火系配管等の耐震補強を実施し、地震時の破損を防止	低耐震クラス機器、配管等の耐震補強により地震時の溢水を防止	強化
	配管の撤去	バッテリー室の水系配管を撤去し溢水源を除去	同左	
	水系消火設備以外の選定	-	中央制御室及び電気室等については、新たに設置する自動消火設備、固定式消火設備には、水系消火設備を採用しない	新規
溢水の検知	漏えい検知器の設置	安全系ポンプ室等に床漏えい検知器を設置	床漏えい検知器の追設（原子炉建屋内に約30箇所追加、既設と合わせ約50箇所）	強化
溢水の検知・隔離	循環水ポンプへのインターロック追設	-	インターロック設置による溢水発生時の循環水ポンプ停止及び隔離弁閉止による系統隔離により溢水の発生を低減	新規

【新規制基準を踏まえた対策】

安全性向上	項目	従来の方策	新規制対応	備考
溢水の拡大防止	貫通部の止水処置	重要区画の水密化のために、配管等貫通部等の止水処置と床ファンネルの閉止を実施	同左	
	開口部への堰の設置	階段部に止水堰を設置し、原子炉建屋地下の安全系ポンプ室への溢水流入を防止	同左	
	区画分離	-	建屋内の区画分離を実施 (火災防護対策の耐火隔壁を兼用)	新規
	重要区画の水密化	-	防護対象区画の水密化及び水密扉の設置と既設扉の補強	新規
	堰の追加設置・止水処置	-	溢水拡大防止堰の設置及び貫通部の止水処置	新規
	使用済燃料プールのスロッシング対策	-	燃料プール廻りの換気口を閉止すると共に、燃料プール廻りの排気ダクトを通常空調ダクトと切り離して閉止板を設置 スロッシング水のダクトを通じた拡大を防止	新規
	循環水系伸縮継手の交換	-	循環水伸縮継手を可撓継手へ交換し、地震時の溢水量を低減	新規

【地震時溢水量の削減】

地震時に破損が想定される設備について、耐震補強により破損させない対策を実施

地震時に原子炉棟内で発生する溢水量を削減 (約520m³ 約125m³)

- ・耐震B,Cクラス配管について基準地震動Ssによる耐震評価を行い、原子炉建屋内で破損を想定した場合に影響が大きい6系統については、耐震補強により地震時に溢水させない対策を行う。
- ・溢水量の削減を行うことで、地震時に発生する溢水を最地下階に溜めた場合でも安全機能を喪失しない対応が可能となる。

補強対策前の溢水量想定は約520³m (原子炉棟内の低耐震クラス設備の全溢水量)

No.	耐震補強する系統	機能	溢水量 (m ³)
1	原子炉補機冷却水系 (RCW系)	プラント運転補助	92
2	燃料プール冷却浄化系 (FPC系)	放射性物質の貯蔵	86
3	復水・純水移送系 (MUW系)	プラント運転補助	96
4	屋内消火系 (FP系)	緊急時対策上重要	6
5	原子炉冷却材浄化系 (CUW系)	原子炉冷却材の浄化	96
6	制御棒駆動系 (CRD系)	原子炉冷却材の補給	6
削減した溢水量			382

:スロッシングの増加分他を含む

【漏えい検知器の追設】

漏えい検知器を追加設置し、漏えい発生箇所の早期検知を図る。

- ・主な溢水の検知手段としては、床ドレンファンネルより建屋最下層に設置されているドレンサンプへの流入により漏えいを検知する方法、及び床漏えい検知器により検知する方法がある。
- ・溢水の発生をより早期に検知し、その後の隔離作業等を迅速に実施するために、床漏えい検知器の追設を行う。

原子炉建屋内の漏えい検知器設置数 54箇所

・既 設:21箇所

・新 設:33箇所

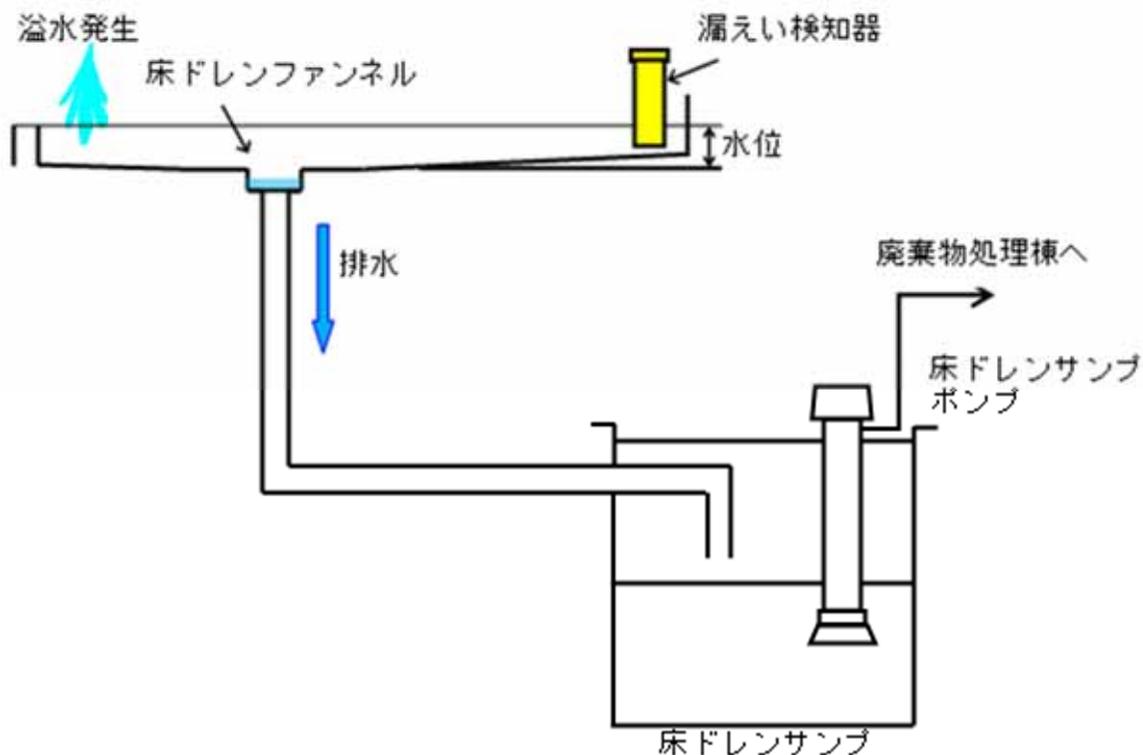


図6.1 溢水発生時の漏えい検知方法

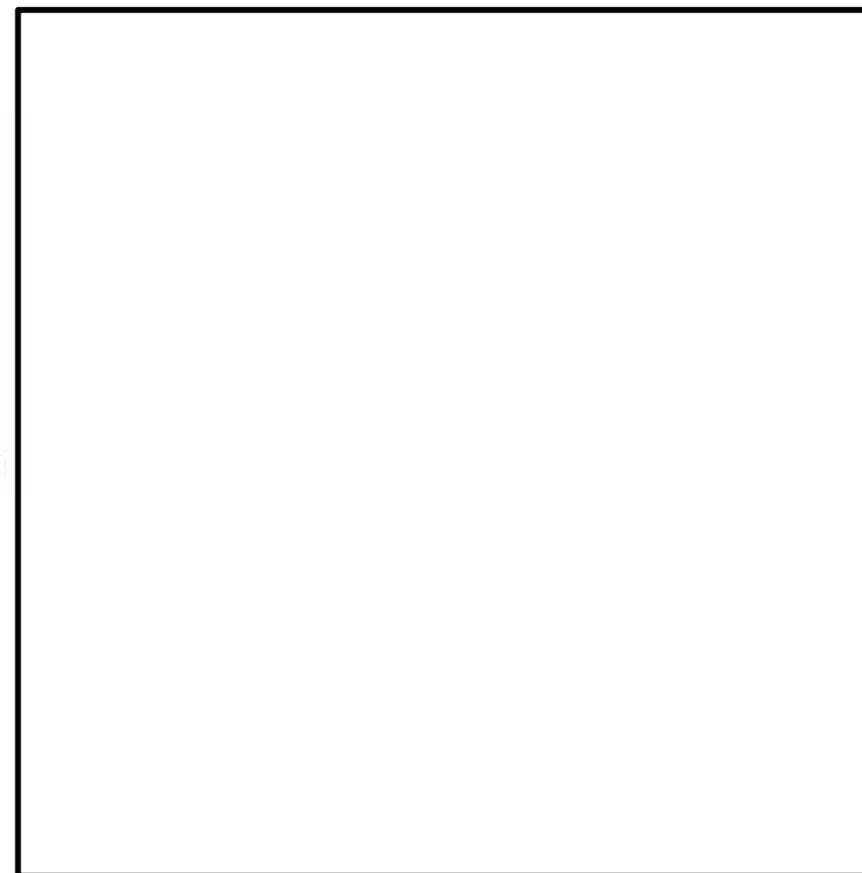


図6.2 漏えい検知器配置図

【重要区画の水密化】

水密扉の設置並びに既設扉の補強を実施し、重要な設備が設置されている区画の水密化を図る。

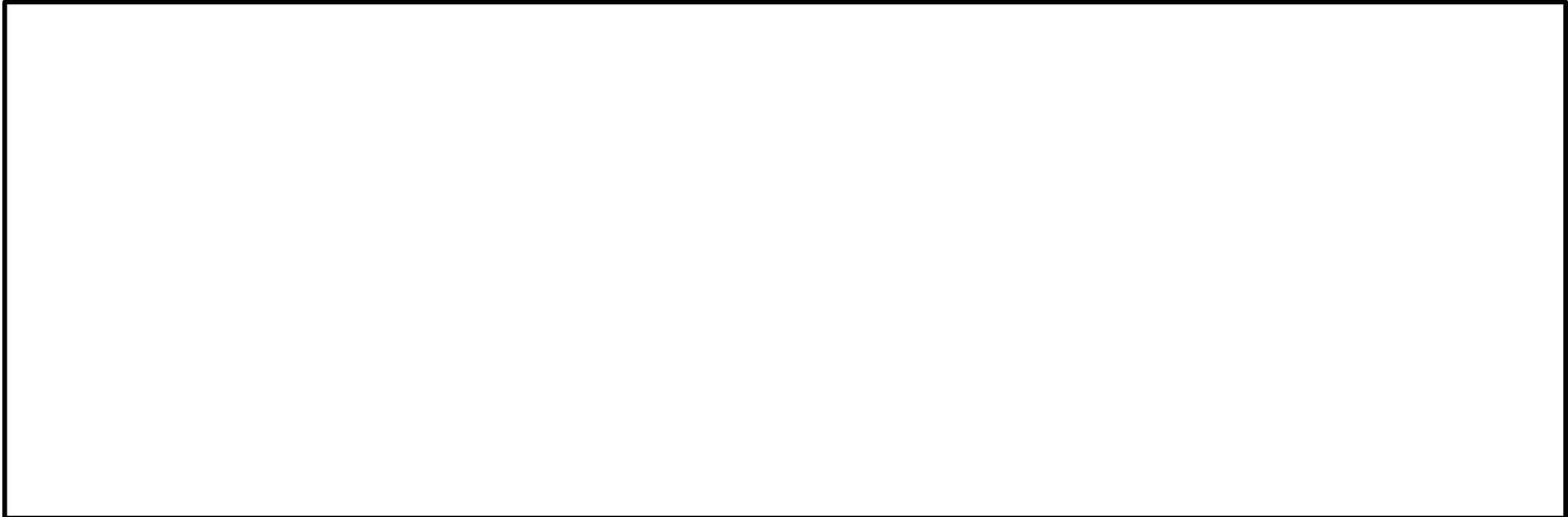


図6.3 原子炉建屋水密区画図

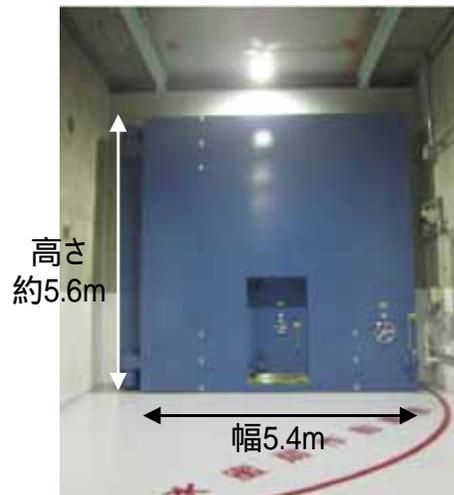
○ : 水密扉設置箇所
— : 区域分離壁

【重要区画】

重要な設備が設置されている建屋、区域を重要区画として、防水を目的とした壁及び水密扉にて区画、分離する。



厚さ約0.9m



高さ
約5.6m

幅5.4m

(原子炉建屋機器搬入口扉)
扉総重量約19ton(既設)

図6.4 水密扉設置状況

【重要区画の水密化】

地下水による影響評価

- ・ 溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に排水設備(サブドレン)を設置しており、地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失した場合は、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能。
- ・ 建屋地下部の配管等の貫通部における止水措置としては、敷地への津波浸水等も考慮した仕様とすることから、30m耐水圧相当の仕様とするため、地下水の上昇時においても影響はない。

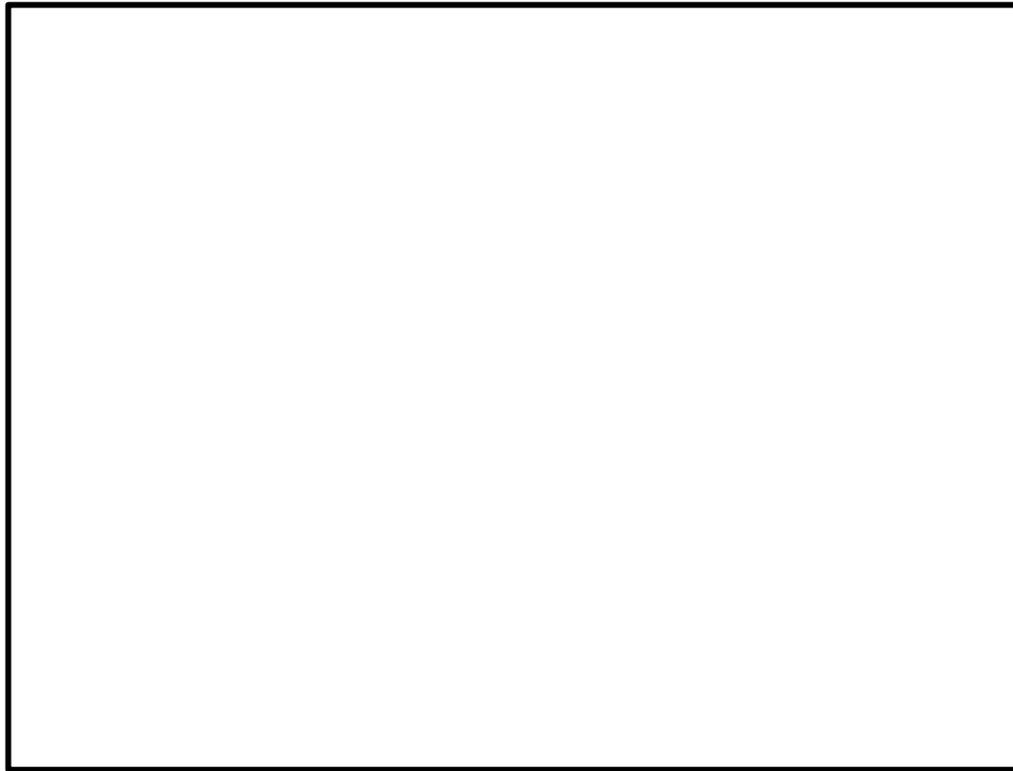


図6.5 サブドレン概要図

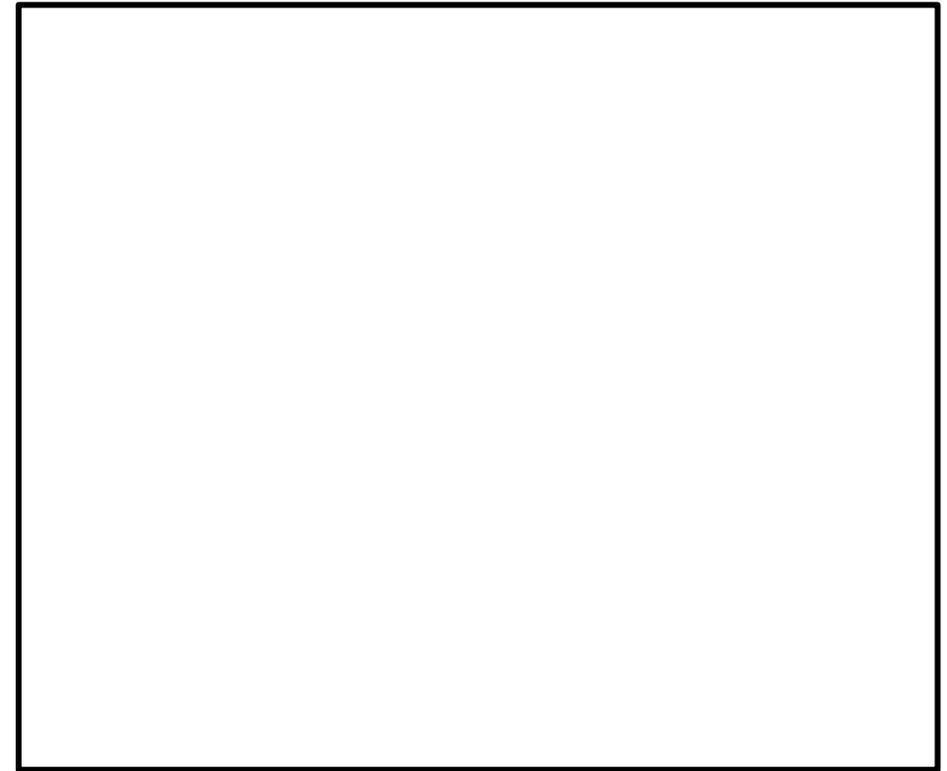


図6.6 貫通部止水対策(例)

【使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策】

使用済燃料プール溢水量の評価

- ・基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。

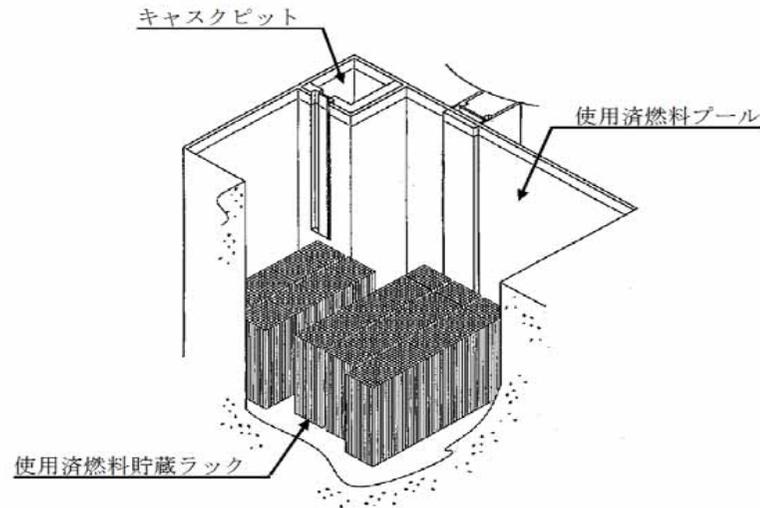


図6.7 使用済燃料プール概要図

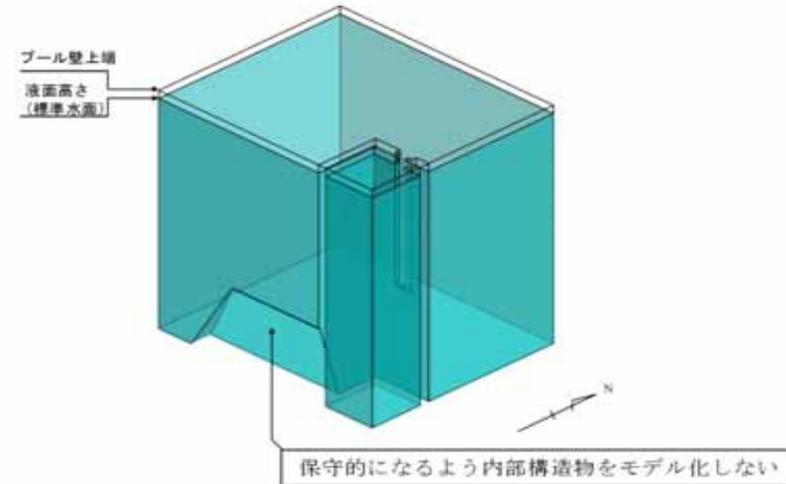


図6.8 使用済燃料プールのモデル概要図

使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

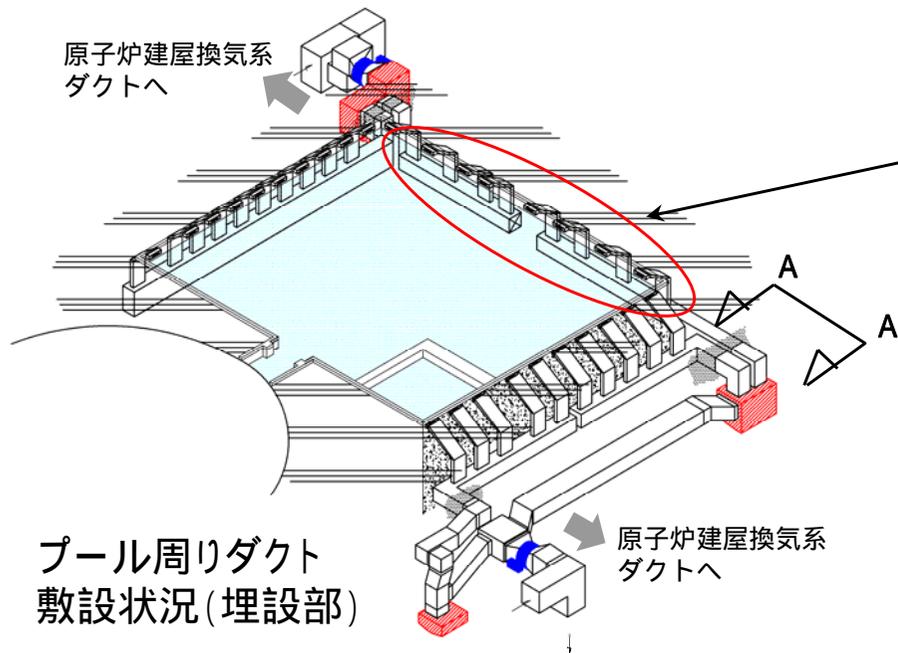
- ・使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されること及び冷却機能維持への影響はないことを確認

表6.1 使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位(m) 1	遮蔽に必要な水位(m) 2	循環に必要な水位(m) 3
10.75 (EL.45.495)	10.45 (EL.45.195)	11.337 (EL.46.082)

- 1 地震によるスロッシング水量分の水位低下を反映(全溢水量81.49m³で評価)
- 2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(1.0mSv / h)を満足する水位
- 3 スキマサージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位
一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はない。

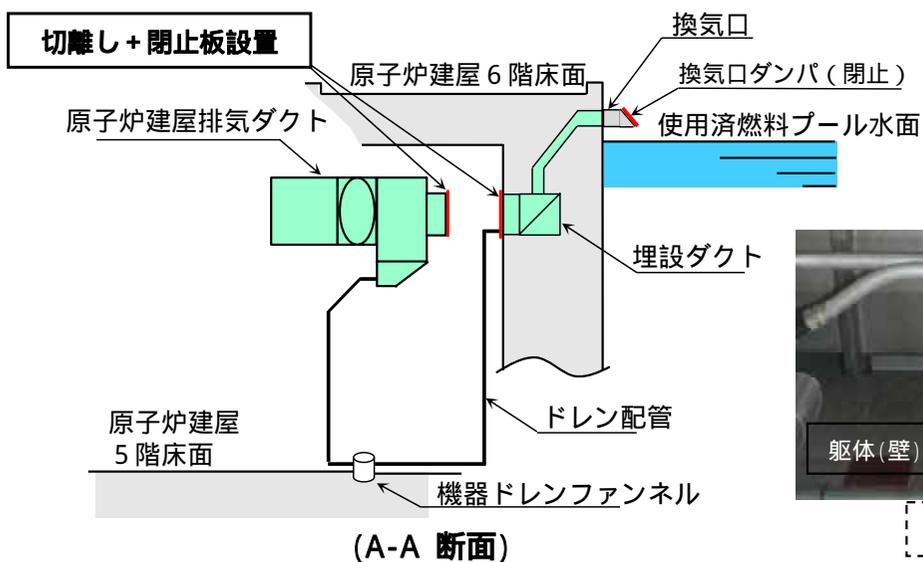
スロッシングに起因する使用済燃料プール水のダクト流入による下層階等への溢水影響を防止



【対策内容】

- ・プール側換気口の閉止
- ・空調ダクトから切離し
- ・埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置

図6.9 プール側ダクト換気口(現状)



下から見た状況

図6.10 閉止板設置箇所

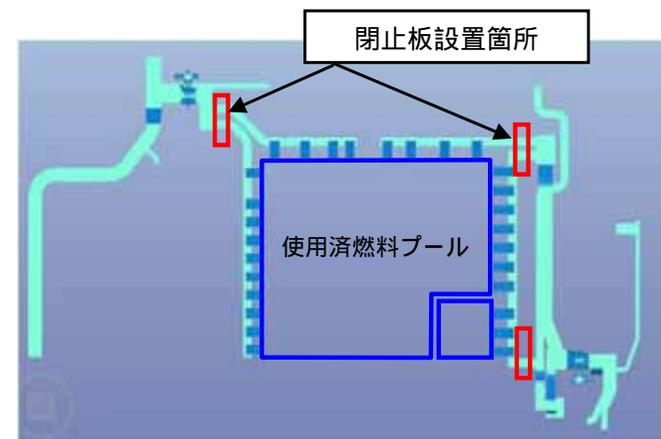


図6.11 ダクト敷設状況(平面図)

溢水影響評価

・タービン建屋における溢水については、循環水管の伸縮継手破損及び地震に起因する耐震B，Cクラス機器の破損を想定。循環水ポンプを停止，復水器出入口弁を閉止するまでの間に生じる溢水量と耐震B，Cクラス機器の保有水による溢水量を合算した水量が，タービン建屋空間部に滞留するものとして没水評価 を実施。

(漏洩検知器による循環水ポンプ停止と隔離弁閉インターロックを考慮)

<想定破損による没水影響評価結果>

・循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量11,287m³は，タービン建屋の最下層(E.L.-4.00m ~ E.L.-1.60m)の貯留可能容積2,784 m³より大きいことから，地下1階範囲は溢水により没水するが，代替設備への切替が可能のため，安全機能への影響はない。また，溢水量がタービン建屋の溢水を貯留できる空間容積を上回らないことから，タービン建屋内の地下部に滞留が可能であり，**原子炉建屋への溢水の流出はないことを確認**

表6.2 タービン建屋の溢水を貯留できる空間容積

タービン建屋階層	空間容積(m ³)
E.L. -4.00 ~ E.L. -1.60m	約 2,784
E.L. -1.60 ~ E.L. 5.50m	約 17,326
E.L. 5.50 ~ E.L. 8.20m	約 6,589
合計	約 26,699



図6.12 タービン建屋断面図

<地震起因による没水影響評価結果>

・循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量と耐震B，Cクラス機器の保有水量を合計した溢水量は，タービン建屋の貯留可能容積より小さいことから，タービン建屋内の地下部に貯留可能で，**原子炉建屋への流出がないことを確認**

20,910m³ (地震起因による溢水量) < 26,699m³ (タービン建屋地下部の貯留可能容積)

貫通部止水対策は，裕度を見込みT.P.+8.2mまで実施

想定破損による溢水影響評価

- ・循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水が、隣接する海水ポンプエリアの防護対象設備である**残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ等の設置エリアに流出しないことを確認**

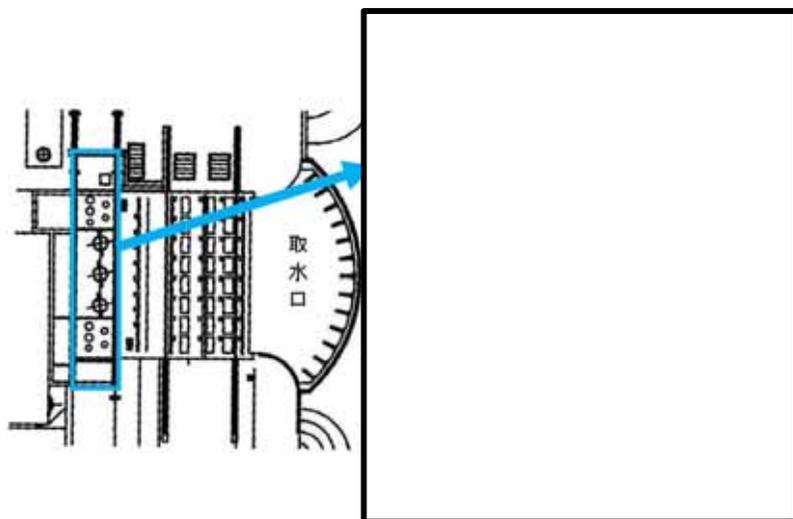


図6.13 海水ポンプエリア平面図

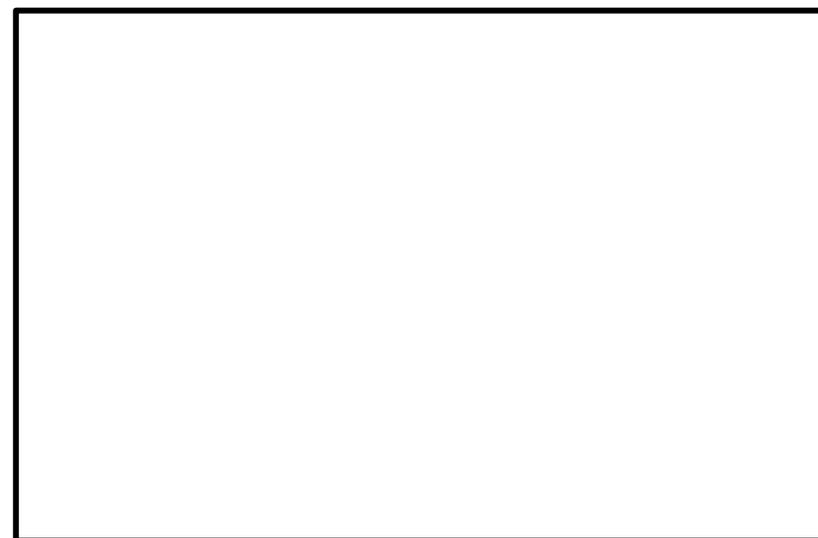


図6.14 海水ポンプエリア断面図

地震起因による溢水影響評価(伸縮継手の破損考慮)

- ・地震起因により溢水源となりうる機器のうち、破損の生じるおそれがある伸縮継手部を溢水源として評価。溢水量が、海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深は0.14mであり、**既設分離壁の高さを越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入しないことを確認**

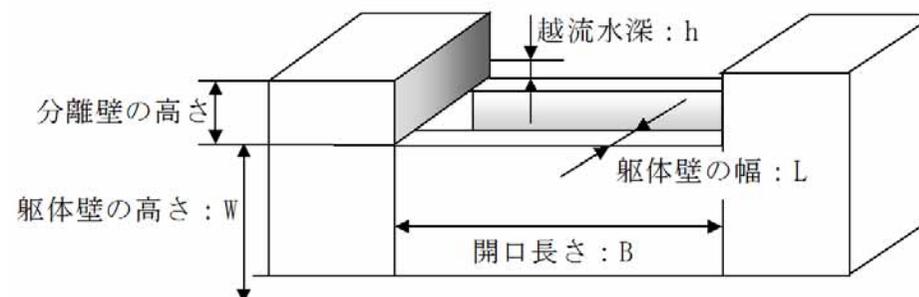
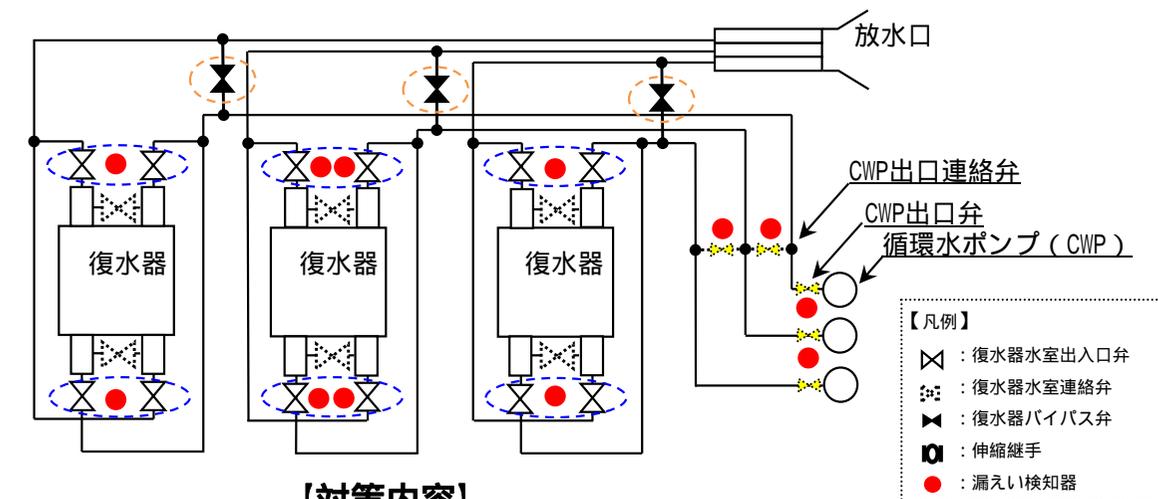


図6.15 海水ポンプエリアモデル図

浸水量の低減対策



【対策内容】

- ・循環水ポンプ出口のゴム伸縮継手を可撓継手に交換することで、継手の破損幅を80mmから7mmに削減し、地震時に発生するポンプエリアでの浸水量を約1/10に低減。
- ・伸縮継手部の溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともに復水器出入口弁及びポンプ出口弁を閉止するインターロックを設置することで、タービン建屋内に流入する溢水量を削減し、系外への漏れも防止する。

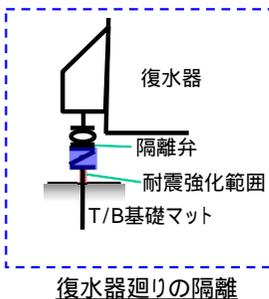


図6.16 循環水ポンプ出口管及び伸縮継手

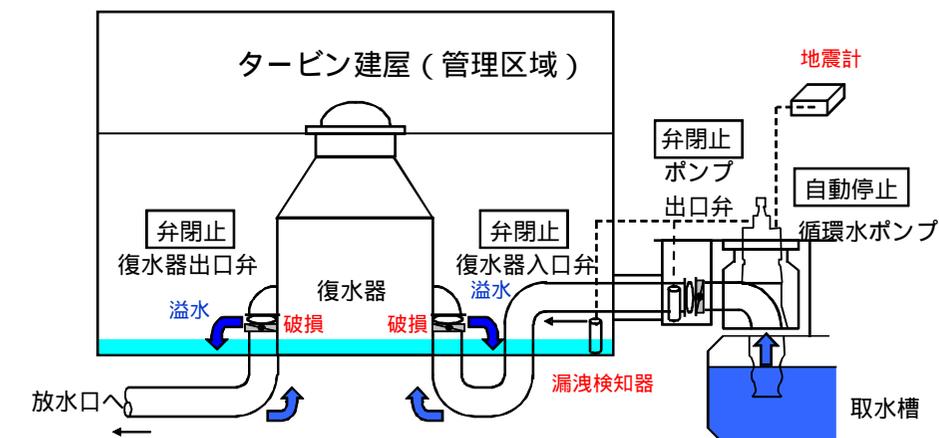


図6.17 対策概要図

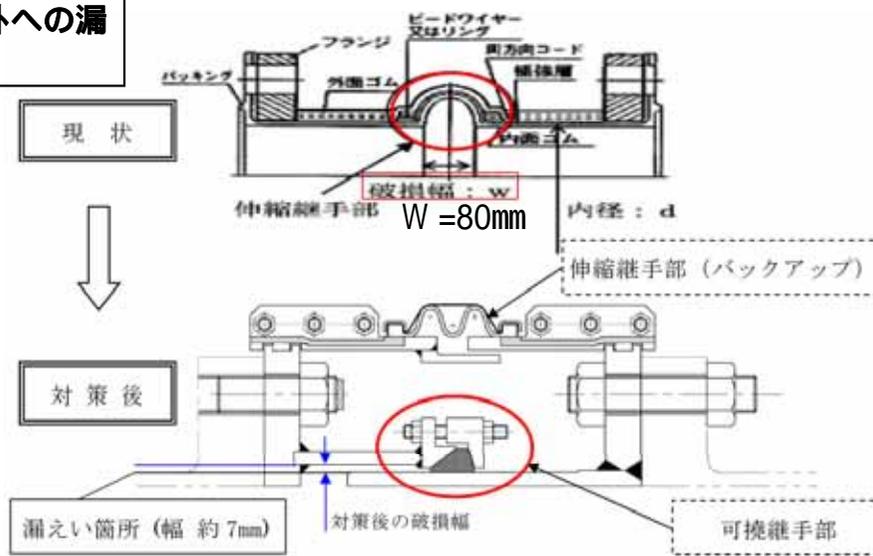


図6.18 循環水ポンプ出口伸縮継手対策概要

屋外タンクの溢水による影響評価

- ・発電所敷地近傍にある屋外タンク等の溢水が**重要な設備が設置されている建屋**，区画に与える影響を評価。
- ・評価した水位は，**重要区画への浸水水位に達しないことから影響なし。**

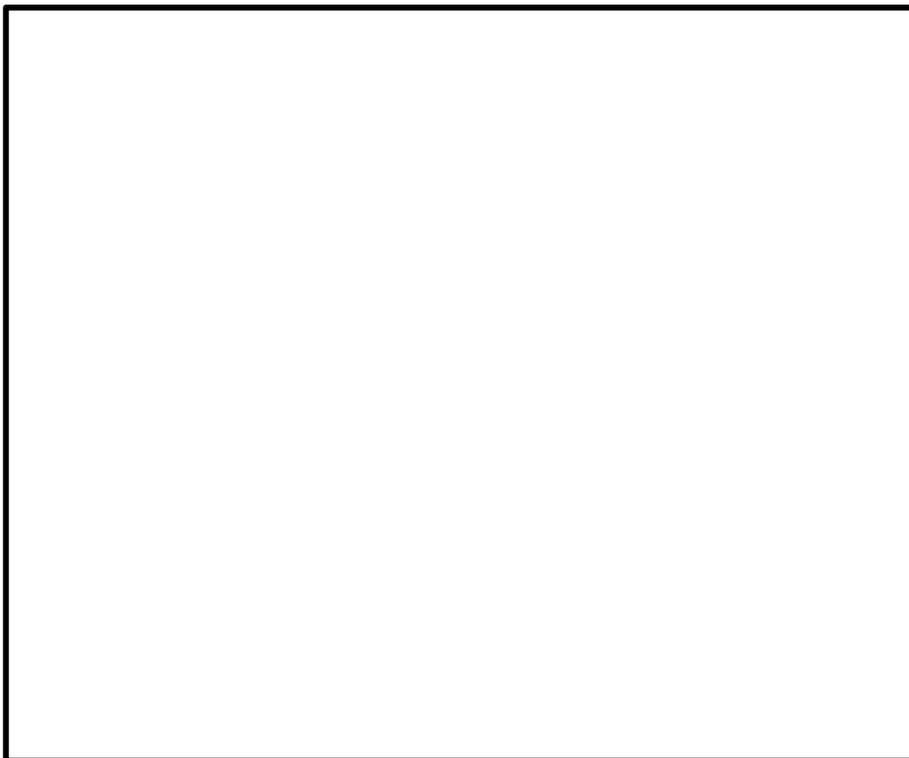


図6.19 屋外タンク等の配置図(各No.位置に配置)

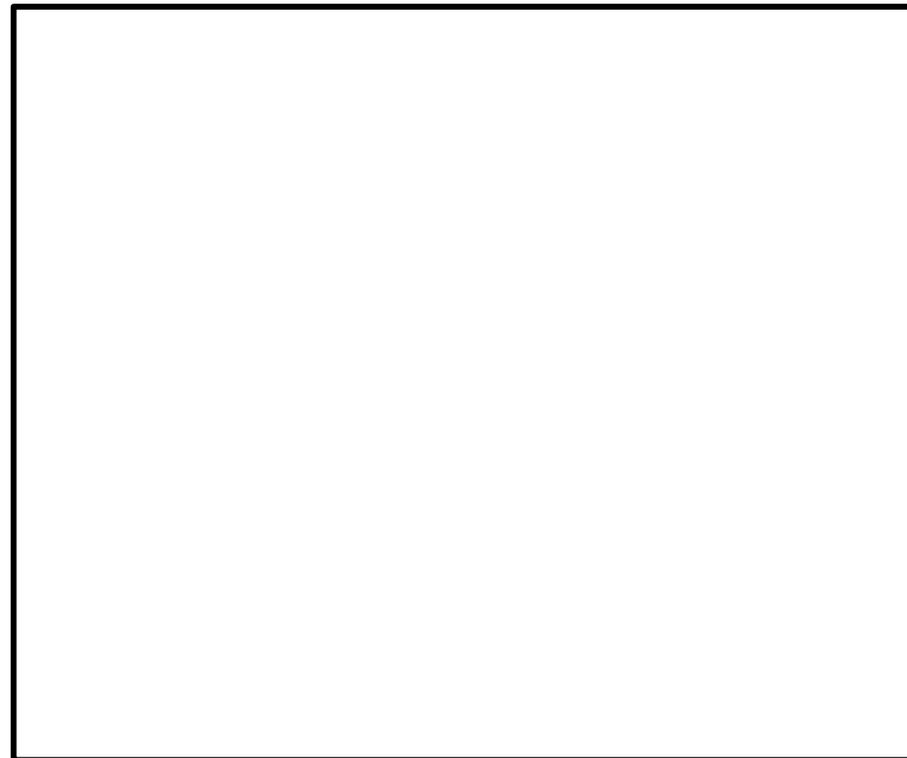


図6.20 東海第二発電所敷地のレベル図

表6.3 屋外タンク等による溢水影響評価結果(E.L.+8.0mエリア)

E. L. +8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2 ^{*1}	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2 ^{*1}				○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋	0.3 ^{*1}				○

※1 設置高さから敷地レベル E. L. +8.0m を引いた値 (設計床高さまでの高さ)

表6.4 屋外タンク等による溢水影響評価結果(E.L.+3.3mエリア)

E. L. +3.3m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	海水ポンプ室周り の滞留可能容積 (m ³)	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	約 4.0 ^{*2}	7,408	9,000	2.4	○

※2 既設分離壁の上端から設置高さを引いた値

溢水対策のまとめ

原子炉建屋での対策

- ・ 溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等にて溢水防護区画への流入防止対策を行う
- ・ 多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水等により機能が損なわれない別区画に設置するため、区画間の流入を防止する対策や溢水発生区画からの拡大を防止する
- ・ 地震時に想定される機器の破損等による溢水については、耐震補強等により溢水量を削減する

タービン建屋での対策

- ・ 機器の破損等による溢水を想定した場合でも、建屋地下部に漏えい水を滞留させることが可能であり、外部への漏えいを防止する

海水ポンプエリアでの対策

- ・ 溢水影響の大きい循環水配管の破損に対し、インターロックによる早期隔離対策を実施する
- ・ 多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水等により機能が損なわれない別区画に設置するため、区画間の流入を防止する対策や溢水発生区画からの拡大を防止する

建屋及び区画外からの溢水対策

- ・ 発電所敷地内にある屋外タンク等の破損、降水、地下水の上昇による溢水についても、壁、扉、堰等にて重要な設備が設置された建屋・区画への流入防止対策を行う

これら溢水対策を実施することで、地震時に想定する機器の破損等による溢水だけでなく、自然災害や火災発生時、保守的に想定した機器の破損により生じる溢水に対しても、プラントの安全機能を維持するとともに、発生した溢水を外部に漏えいさせないこととする。

補足説明資料 内部溢水への対応について

補足説明資料 目次

1. 規制の概要	25
2. 安全機能の多重性又は多様性及び独立性確保と溢水対策の考え方	26
3. 溢水の想定と評価の保守性	32
4. 東北地方太平洋沖地震による使用済燃料プールスロッシング発生と冷却状況	36
5. 使用済燃料プールのスロッシング周期及び発電所で想定する地震動の影響	37
6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策	53
7. 溢水対策設備の運用方法, 点検計画, 健全性確認	59

< 第9条 >

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

基準及びガイド要求に従い、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないことを以下のように確認している。

重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料プールの冷却及びプールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出

発電用原子力施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動又は使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水量を基準に従い算出

発生する溢水量に加え単一故障を仮定しても防護すべき対象設備の機能(安全保護機能等)が喪失しないことを確認

(1) 安全機能の多重性又は多様性及び独立性の確保

原子炉の安全確保に際して、**原子炉の高温及び冷温停止(原子炉の安全停止等)**を達成・維持するため要求される機能として、「**バウンダリの健全性**」、「**止める**」及び「**冷やす**」と、これらに「**関連する電源供給や計測制御**」の機能が**必要であり、それぞれの機能を確保するために必要となる系統について、多重性又は多様性及び独立性を確保して設置する。**

仮に、**多重化等を施した系統の1つが使用できない状態であっても、残りの系統により要求されている機能を確保可能とする。**

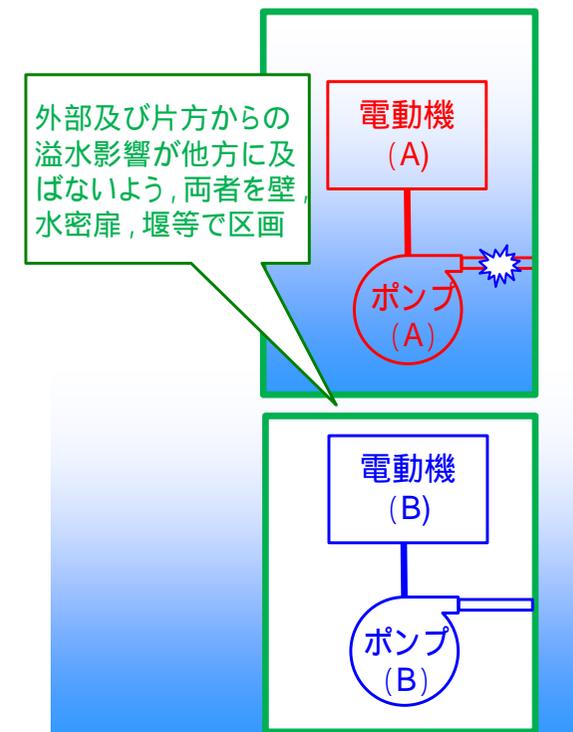
(2) 安全機能の考え方を踏まえた溢水防護対策 < 別紙参照 >

(1)の安全機能確保の考え方を踏まえた溢水防護対策として、**溢水防護対象設備**を定め、それぞれに**溢水防護区画**を設定し、溢水が生じた場合でも**原子炉の安全停止等を確保できるようにする。**

・**特定の区画で溢水が発生し、当該系統・設備の機能喪失を想定しても、多重化された系統が同時に機能喪失しないように溢水防護の観点から対策***を施すことで、**原子炉の安全停止等に必要なもう片方の系統機能を維持可能とする。**

・上記の防護対象として使用済燃料プールの冷却・給水機能も対象

* 溢水防護区画(壁, 水密扉, 堰の設置), 防滴仕様・蒸気耐性機器への取替, 等



同じ機能を有する
2系統のポンプ・電動機の
溢水防護対策イメージ

(3) 溢水防護対象設備と溢水防護区画の設定

溢水防護区画(壁, 堰, 扉, 階段等の段差又はそれらの組合せ)により他の区画と分離し, 溢水により多重化された溢水防護対象設備の機能が喪失しても, もう片方の系統機能を維持可能とする。

溢水防護区画は, 多重化・多様化した系統・設備毎にそれぞれ設定。具体的な対策は以下参照

安全機能と溢水防護区画の対応(原子炉建屋地下2階)

機能	主な溢水防護区画	系統
電源供給機能	非常用ディーゼル発電設備(2C) 非常用ディーゼル発電設備(2D) 高圧炉心スプレイ系(HPCS) ディーゼル発電設備	3
	6.9kV電源盤(2C) - 6.9kV電源盤(2D)(他階設置) 6.9kV電源盤(HPCS)	3
原子炉注水機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B) 残留熱除去系ポンプ(C)	6
除熱機能	残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)	2

1. は防護対象区域境界線を示す。
2. は溢水防護区域の区画番号を示す。
3. は管理上の区画番号を示す。

2. 安全機能の多重性又は多様性及び独立性確保と溢水対策の考え方 (3 / 3)



(4) 溢水評価における安全機能の確保の判定

溢水影響評価では溢水防護区画毎に溢水防護対象設備の没水等による機能喪失の有無を判定し、最終的に原子炉の安全停止等の達成に必要な安全機能が確保されていることを確認した。

安全機能の判定は、原子炉の停止、注水、除熱等の機能毎に設定した以下の判定基準を用いる。

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	*1		*1				*1						*1		*1			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	- (系)	- (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	A系 (系)	- (系)	B系 (系)	B系 (系)	C系 (系)	- (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)	
系列の判定	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*	*2	*2	*2
安全機能の維持	機能維持 HCU() and HCU()		機能維持 {HCU() and HCU()} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV() or ADS(A) or ADS(B)		
機能維持 2区分以上																		

評価対象	原子炉施設								使用済燃料プール						中央制御室					
安全機能	冷温停止機能		閉じ込め機能				監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能					
機能判定	*1		*1				*1		*1				*1		*1					
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (系)	B系 (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系	B系	A系 (系)	B系 (系)	-	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	
系列の判定	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS() or PCIS()		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)			
機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																				

*1: *2の判定結果より、最終的に機能判定がすべて になることを確認する。

*2: 各区画の溢水影響を評価し、系列毎に 又は×を判定する。

注: A系, B系の両系列は、設備本体、電源系・制御系等がすべて独立しており、またそれぞれに施した溢水対策により、仮に溢水により片系が機能喪失しても、他方の系の機能に影響を与えない。

「溢水防護対象設備」を以下のとおり設定する。

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

- ・「重要度分類審査指針」より、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に必要な構造物、系統及び機器を抽出

使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

- ・燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系を抽出

防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定

- ・上記で抽出した系統、設備について、図のフローに従い溢水影響評価の対象となる設備を抽出
- ・溢水影響評価の対象外とする考え方は表のとおり。

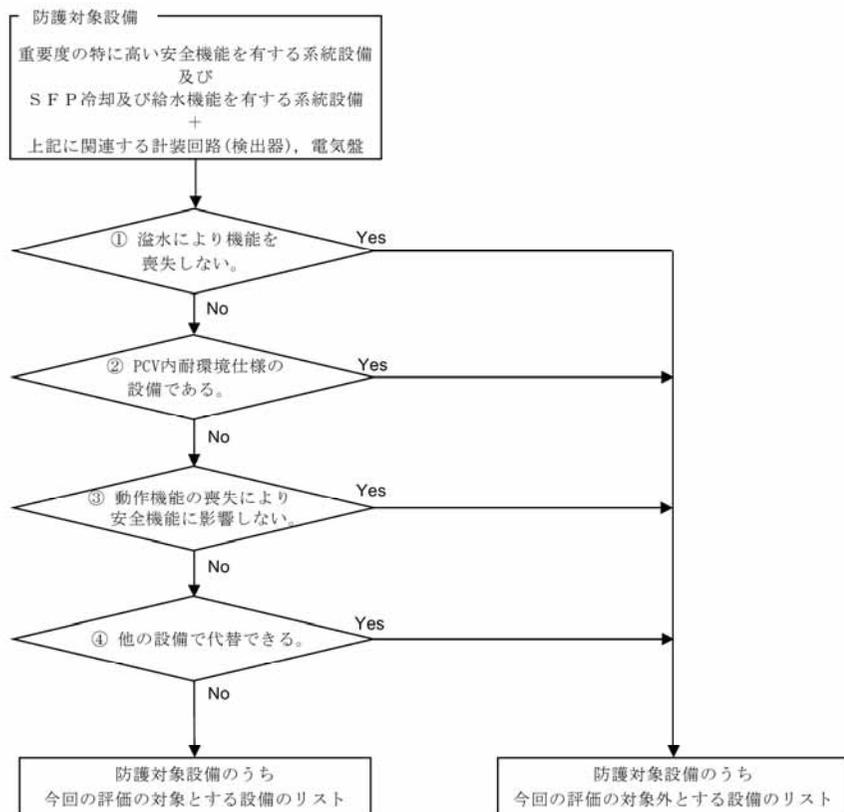


表 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器、熱交換器、ろ過脱塩器、フィルタ、安全弁、逆止弁、配管等の静的機器は、構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから、溢水により機能喪失はしない。
② PCV内耐環境仕様の設備である。	PCV内設備のうち、温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は、溢水により機能喪失しない。 なお、対象設備が耐環境仕様であることの確認は、メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は、機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は、機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセーフ設計となっている機器であっても、電磁弁、空気作動弁については、溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

図 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

< 別紙 > 溢水防護対象設備と溢水防護区画等の設定 (2 / 3)

* 本文「2. 溢水防護対象設備の設定」再掲 

【溢水防護対象設備等の選定】

(1) 「発電用軽水炉型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類審査指針」) に基づき、発電用原子炉施設において溢水が発生した場合に、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持するために必要な機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を抽出し、溢水による影響を考慮して、これらの機能に必要なポンプ、電動機、弁、計器等、およびこれらに関連する電源盤、制御盤等を抽出

◆ 原子炉の緊急停止機能や原子炉停止後の除熱機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能として、これらを達成するために必要な系統等を抽出

原子炉の安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能の抽出	安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を達成するための系統
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁機能) <small>: 非常時に原子炉の圧力を下げるための安全弁</small>
原子炉停止後の除熱機能 他	自動減圧系 ¹ 、逃がし安全弁(手動逃がし機能) ² <small>1: 原子炉水位低信号等により逃がし安全弁を動作させ炉心の圧力を下げるための系統 2: 逃がし安全弁を手動で動作させる機能</small>
	原子炉隔離時冷却系 <small>: 原子炉で発生した蒸気を駆動源として原子炉に外から注水する系統</small>
	残留熱除去系(停止時冷却モード) <small>: 原子炉から崩壊熱を除去し冷温停止させるための系統</small>
	高圧炉心スプレイ系 他 <small>: 事故時に外から原子炉に注水する系統(非常用炉心冷却系の一部)</small>
放射性物質の閉じ込め機能 他	原子炉格納容器
	非常用ガス処理系 他 <small>: 事故時に原子炉建屋の負圧を維持し、放射性物質の拡散を防止する系統</small>

(2) 使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水機能を維持するために必要な機能・系統

◆ 使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な系統として残留熱除去系等を選定

使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能の抽出	使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能を達成するための系統
使用済燃料プールの冷却及び給水機能	燃料プール冷却浄化系
	残留熱除去系他

◆ 上記の防護対象設備が設置されている区域、区画を「評価エリア」として区分し、溢水影響評価を行い、多重化された系統が同時に機能を失うことなく、発電所の安全機能が維持できる設計であることを確認する。

◆ 地震時の評価については、同時に溢水防護対象機器の単一故障も想定して評価を実施する。

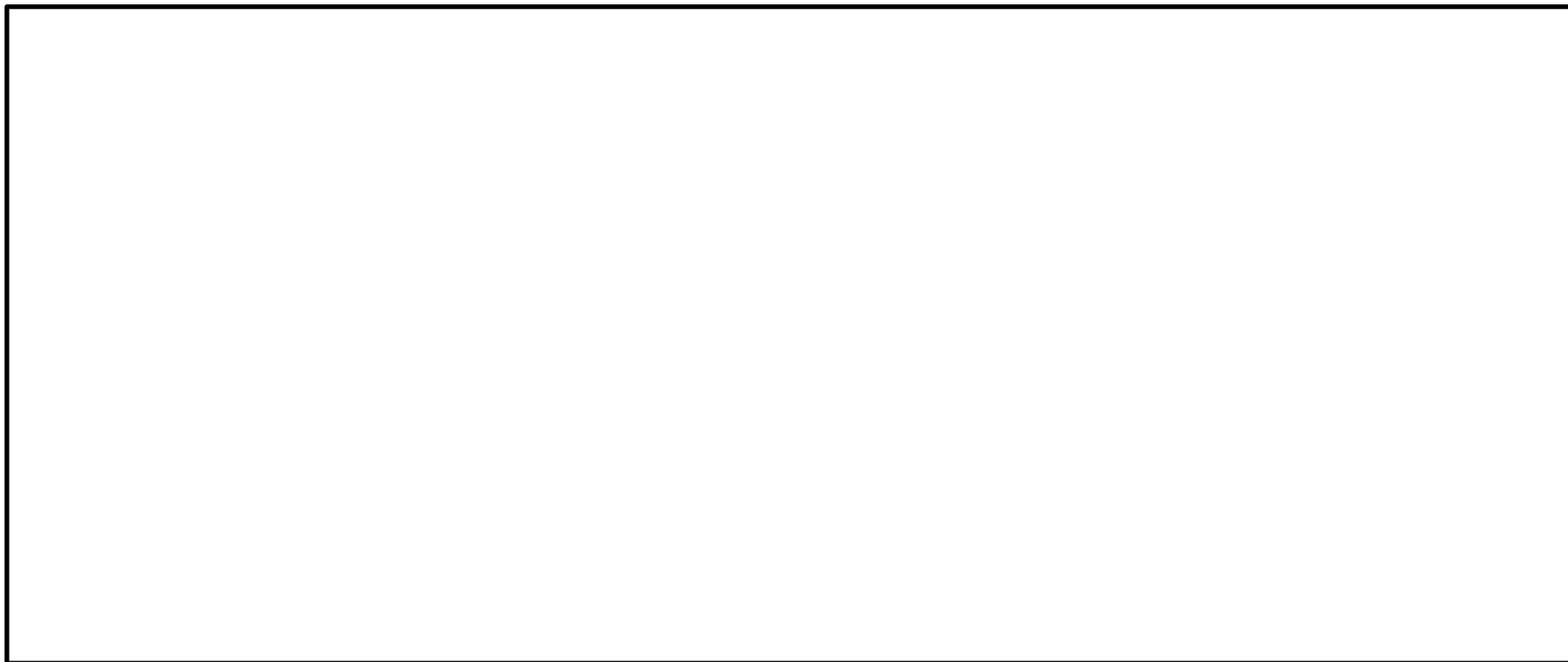
< 別紙 > 溢水防護対象設備と溢水防護区画等の設定 (3 / 3)

* 本文「2. 溢水防護対象設備の設定」再掲 

防護対象設備が設置され、浸水防護を行う建屋、区域等を耐津波設計において、「浸水防護区画」として設定し、基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。(内部溢水の評価においても、建屋外で発生する津波等の影響を防止する必要があることから同様の対策を実施する)

浸水防護区画を、以下の観点から「溢水防護区画」として区分する。

- ・ 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路
- ・ 溢水防護対象設備が設置されている区画で、壁、堰、扉、階段等の段差又はそれらの組合せによって他の区画と分離され、溢水防護の観点から1つの単位と考えられる区画



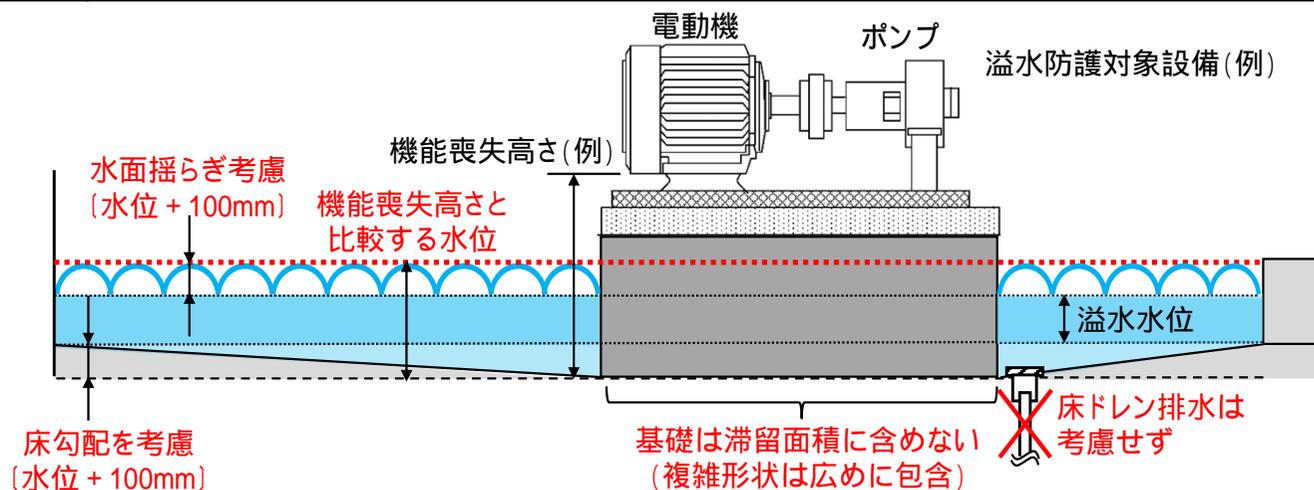
区域・区画区分図 (原子炉建屋 地下2階)

内部溢水-31

3. 溢水の想定と評価の保守性 (1 / 2)

溢水の想定及び評価では、機器の偶発的な破損に伴う溢水，地震等の自然現象に伴う溢水，火災時消火活動等，種々の起因事象による溢水を想定し，溢水評価にて溢水発生時の実現象を十分包含するよう，溢水源，滞留面積，溢水水位等をそれぞれ保守的に扱っている。＜別紙参照＞

項目	溢水想定・評価における主な保守性
想定破損による溢水(溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水)	
溢水源	・溢水源となる系統の保有水量は1.1倍とする。
滞留面積	・溢水した水位の算出に用いる床の滞留面積には，機器の基礎等の占有面積は含めない。 ・評価で用いる床の滞留面積は0.7倍とする。
溢水水位	・床ドレンによる排水が期待できる場合でも，当該区画の溢水評価上は排水を考慮しない。 (一方で，上層階からの流入の可能性のある場合は流入水を考慮する。) ・床勾配を考慮して最も高い場所を起点とする考えから，溢水水位を一律100mm上昇(下図参照) ・水面の揺らぎを考慮し，溢水水位を一律100mm上昇(下図参照) (溢水の流入状態や溢水源からの距離，人のアクセス等による一時的な水位変動)



没水による機能喪失
評価条件イメージ

項目	溢水想定・評価における主な保守性
消火による溢水(発電所内の火災等の異常事態の拡大防止のため設置される系統からの放水による溢水)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> ・消火設備からの放水の想定として2箇所同時に3時間の連続放水(屋内;合計放水量約47m³)を仮定しており、消防法上で要求される消火継続時間(20分間)に比べ長めの見積もりをしている。
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> ・「想定破損による溢水」と同様の保守性を考慮している。
地震による溢水(地震に起因する機器の破損等により生じる溢水)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震B,Cクラスで基準地震動S_sの地震力に対する耐震性が確認されていない系統を溢水源とし、内包する水の全量放出を仮定。この系統の保有水量は1.1倍とする。
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> ・「想定破損による溢水」と同様の保守性を考慮している。
その他の溢水(地下水の流入,降水,屋外タンクの破損,機器の誤作動や人的過誤による漏えい等)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> 【地下水の流入,降水】 <ul style="list-style-type: none"> ・建屋の止水措置により,地下水は浸水防護区画に浸水しない。 ・想定する降水(雨水)強度は127.5mm/hであり構内排水路で排水可能 【機器誤作動による漏えい】 <ul style="list-style-type: none"> ・前頁表「想定破損による溢水」の溢水量で包含される。 【人的過誤による漏えい】 <ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検知システムによる早期検知・隔離対応が可能
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> 【屋外タンクの破損の評価】 <ul style="list-style-type: none"> ・滞留面積として,敷地高さの低いエリアへの流出を考慮しない。 ・水位評価として,構内排水路への流入や地中への浸透は考慮しない。

溢水源は、発生要因別に分類した以下の溢水を想定し、保守的な量にて評価を行う。

溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等(以下「想定破損」という。)により生じる溢水

- ・配管は、内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い高エネルギー配管、低エネルギー配管の2種類に分類し、溢水評価ガイド附属書Aの規定による評価から、許容応力の状態に応じた破損形状を想定
- ・破損は、単一故障として評価
- ・漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所との隔離までに必要な時間を乗じて設定
(溢水量は想定する系統により異なるが、最大約380m³)

発電所内で生じる異常事態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

- ・自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮。ただし、ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を想定しない。
- ・消火設備等からの単位時間当たりの放水量(130L/min:屋内)と放水時間(一律3時間、2箇所同時放水)から溢水量を設定。(溢水量は火災時に消火を想定する各区画で同じ46.8m³)

地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

- ・水、蒸気、油等を内包する系統のうち、基準地震動S_sによる地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B、Cクラスに属する系統を溢水源とし、内包する水の全量放出を想定
(原子炉棟内の全破損溢水量は約 520 m³ 耐震補強により約125m³に低減)
- ・地震による使用済燃料プール等のスロッシングについても地震時の溢水として想定。
(溢水量は、約89m³ (通常運転中)、約247m³ (定期事業者検査中))

その他の溢水

- ・地下水の流入、降水、屋外タンクの破損等に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水
- ・機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象も考慮。(上記以外の少量漏えいを想定)
- ・人的過誤による漏えいを考慮

没水の影響に対する評価及び対策方針(機能喪失高さの設定)

- 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)が最も低い設備を選定し、機能喪失高さと溢水水位を比較し水位が上回らない設計とする。その際、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮した裕度を確保した設計とする。また、溢水源となる系統の保有水量の算定にあたっては、10%の裕度を確保する。
- 水位の算出に用いる床の滞留面積は、機器等の占有面積を除外し、更に30%の裕度を考慮して算出する。

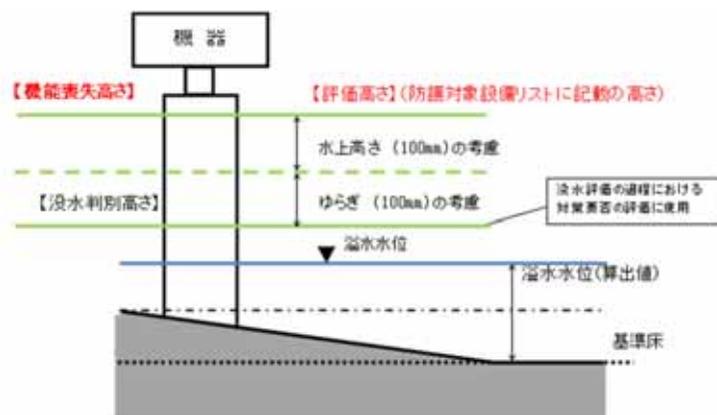


図1 内部溢水評価に用いる高さの関連図
(評価高さを機能喪失高さとする場合)

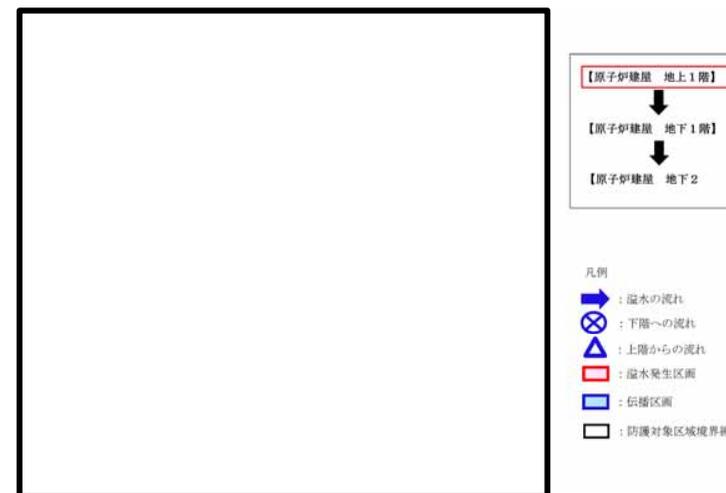


図2 溢水伝播経路概略図(例)

被水の影響に対する評価及び対策方針

- 溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水、及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により有害な影響を生じないように、保護構造を有する設計とする。
- 実機での被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等により、被水防護措置を実施
「JIS C 0920電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級

蒸気の影響に対する評価及び対策方針

- 防護対象設備の仕様(温度、湿度およびその継続時間等)と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較し、想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件(温度、湿度及び圧力)を超えない対策を行う。

4. 東北地方太平洋沖地震による使用済燃料プールのスロッシング発生と冷却状況



東北地方太平洋沖地震発生以降の使用済燃料プール(以下「SFP」という。)の燃料体の冷却状況(2011/3/11～)

- ・地震によるSFPプール水スロッシング(揺動)による溢水発生, プール水位は通常水位より20cm低下(約25m³相当)^{*1}
- ・外部の水源(復水貯蔵タンク)からSFPに水張りを行い, プール水位の回復
- ・外部電源喪失で停止した燃料プール冷却浄化系を起動して, プール水の冷却再開^{*2}
- ・SFPの水張り, 冷却用の設備の電源は, 非常用ディーゼル発電機(2C又は2D)からの給電で確保
- ・以上の対応により, SFPの安定的な冷却を継続

^{*1} 「使用済燃料プール水位高/低」警報発報。この水位低下時も燃料頂部より約7mの水位が確保され, 燃料冠水や放射線遮蔽への影響はなし。原子炉建屋6階のSFP周りでスロッシングによる溢水が生じたが, 溢水は床ドレンファンネル等を流下し下階タンク等に収集され, 原子炉の安全停止に影響を与えるような事象は生じていない。

^{*2} プール水温度: 冷却停止前27℃ 冷却再開時29℃

平成23年3月11日14時46分
東北地方太平洋沖地震発生

SFPプール水の溢水発生
「SFP水位高/低」警報発報

(3月11日14:48)

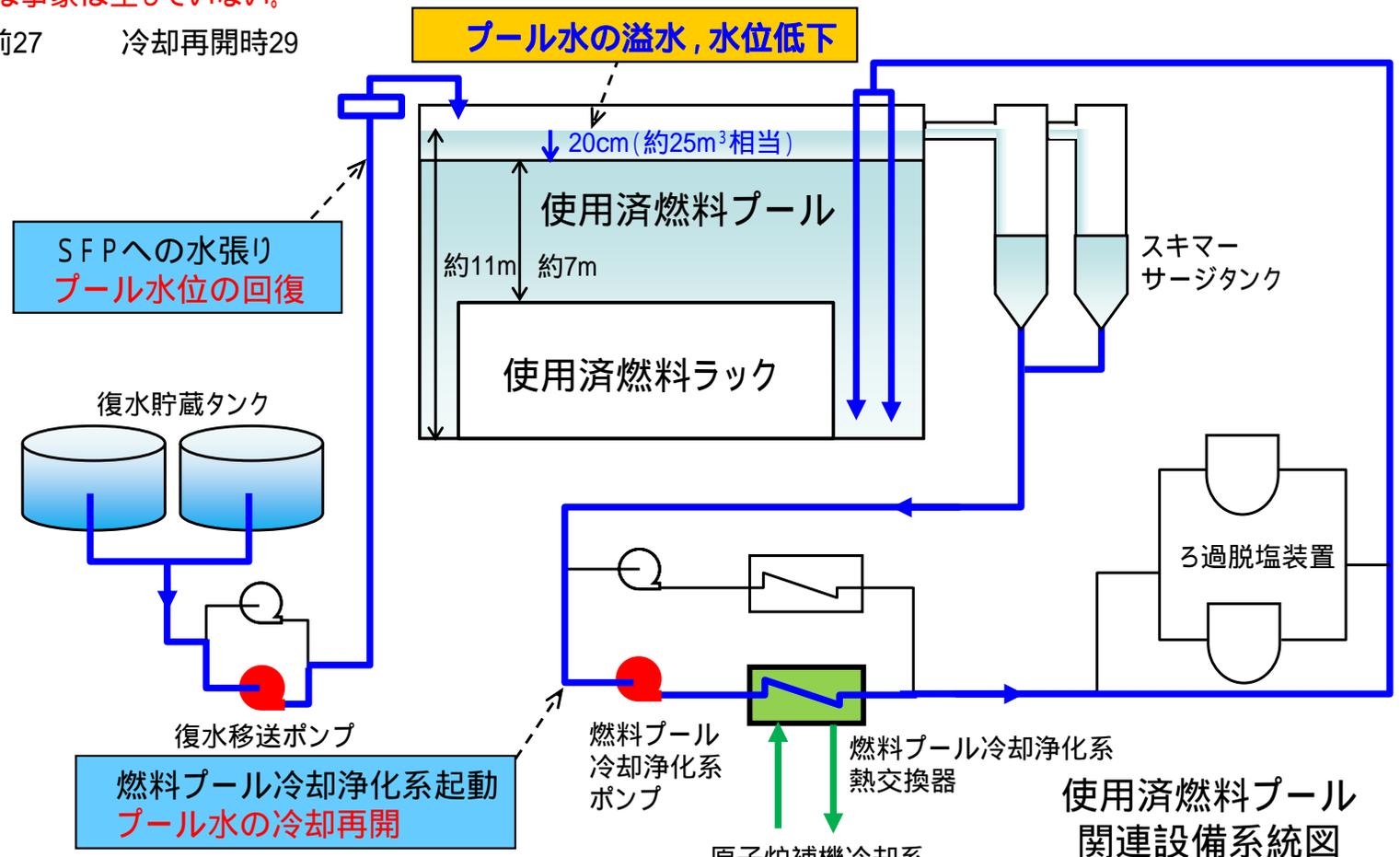
復水貯蔵タンクよりSFPへの水張り, プール水位の回復

(3月11日18:51～22:13)

燃料プール冷却浄化系の起動によるプール水の冷却再開

(3月12日18:14)

SFPの安定的な冷却継続



(1) 使用済燃料プールのスロッシングの特性

・一般に**矩形水槽のスロッシングの固有振動数は下式**のとおり。

$$f_n = \frac{1}{2\pi} \cdot \sqrt{\frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot g}{L} \cdot \tanh \left\{ \frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot H}{L} \right\}}$$

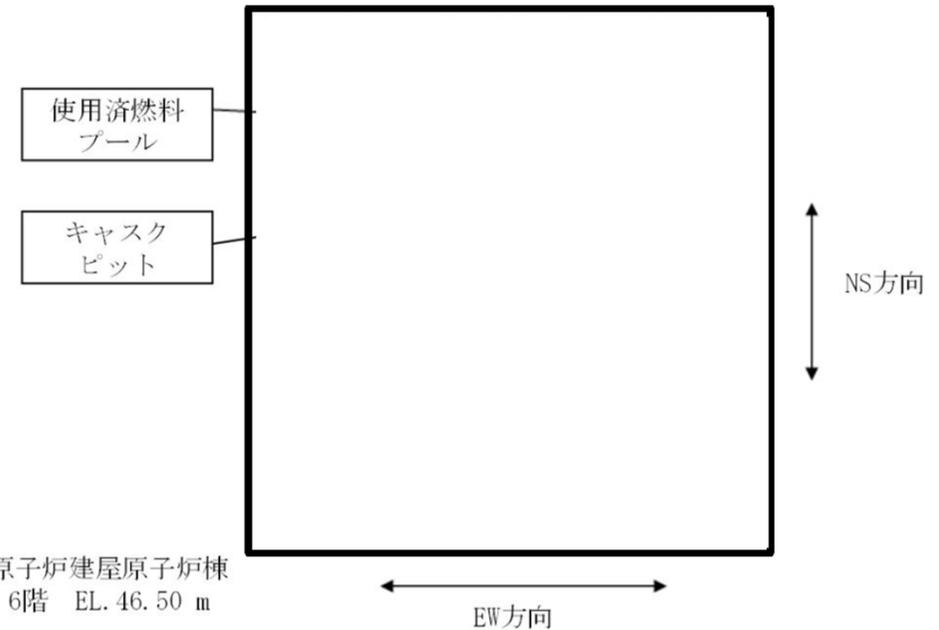
f_n : n次の固有振動数 (Hz)
 g : 重力加速度 (9.8m/s²)
 L : プールの幅 (m)
 H : プールの深さ (m)

出典: 藤田勝久: タンクのスロッシング(その: 2矩形)タンク), 三菱振動マニュアル, 1976.7

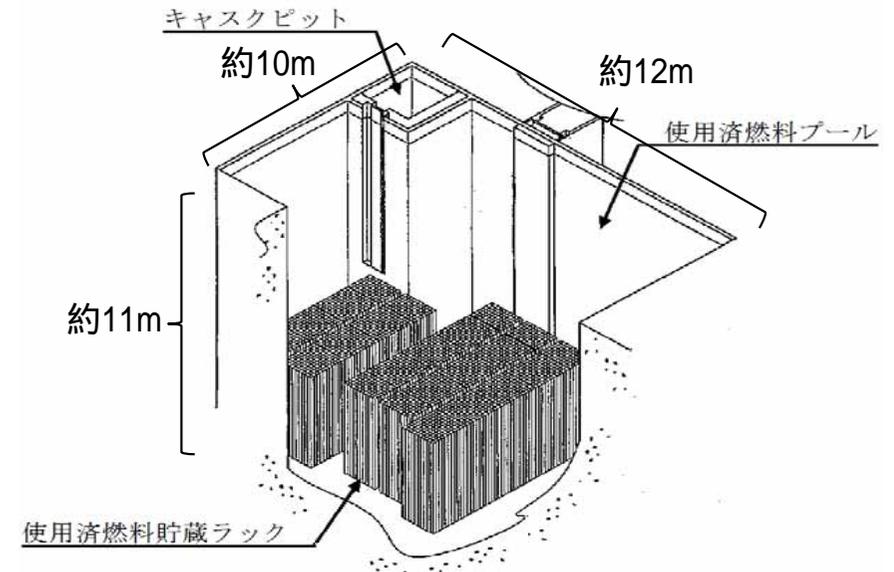
・東海第二発電所の使用済燃料プールは矩形水槽に該当する。使用済燃料プールの仕様より上式を用いてスロッシングの固有振動数・固有周期を求めると、以下のとおりとなる。

プール大きさ	プール水深	固有振動数 / 固有周期*	
		1次	2次
約12m × 約10m	約11m	約0.25Hz / 約3.9秒	約0.44Hz / 約2.3秒

* 代表長さとしてプール長尺側(12m)で算出



原子炉建屋原子炉棟
6階 EL. 46.50 m

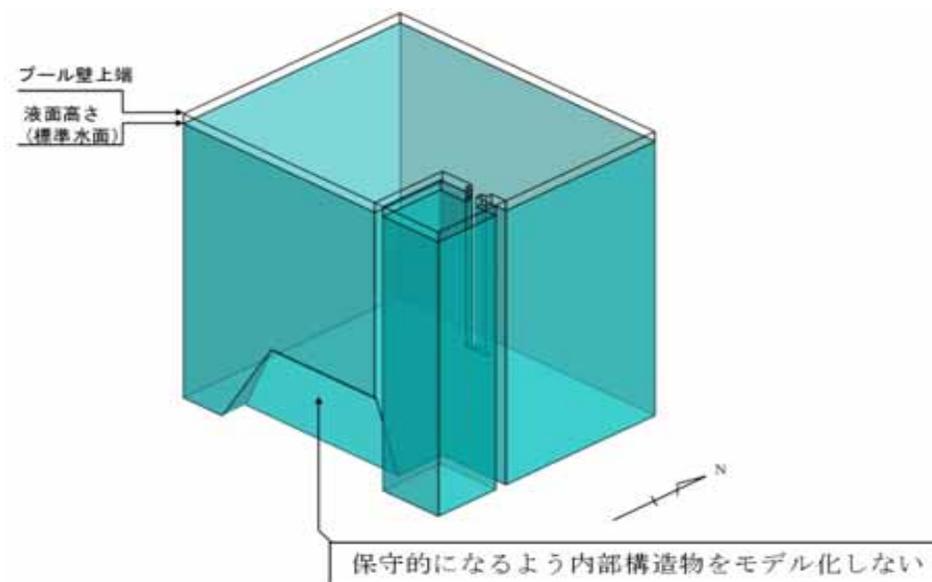


東海第二発電所 使用済燃料プール概要図

(2) 基準地震動による使用済燃料プールのスロッシング評価 < 別紙参照 >

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、汎用熱流体解析コードSTAR-CDを用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、基準地震動 S_s による時々刻々の応答加速度を入力してプール水のスロッシングによる溢水量を3次元流動解析で評価している。
- ・基準地震動 S_s は東海第二発電所で起こり得る種々の地震を包含するよう8波を想定しているが、それぞれ周期や継続時間等の特性が異なり、スロッシングに最も影響する地震波を特定することは難しいため、すべての地震波のプールの応答加速度を用いてスロッシング評価を行った。
- ・各地震波による評価の結果、 S_s -13で最もスロッシングによる溢水量が多くなる結果(約 81m^3)が得られた。この結果に基づき地震による溢水の影響評価を実施している。

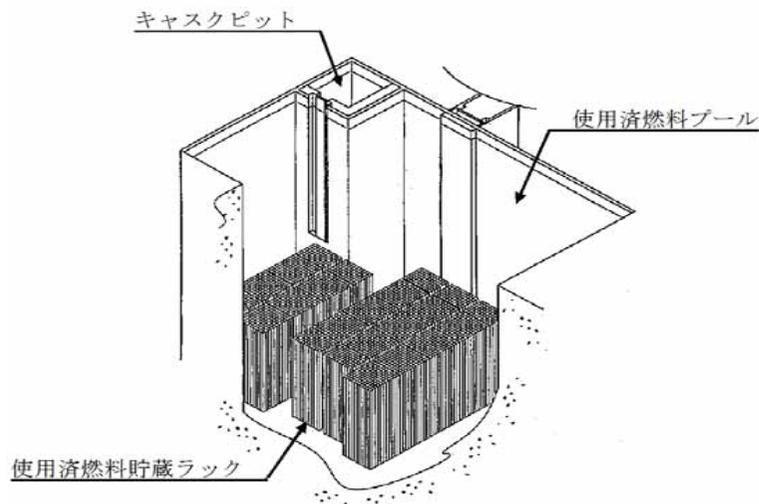
ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシングによる 溢水量(m^3)	地震による溢水 評価上の扱い
ケース1			<p>最も溢水量が多い ケース4の81.49m^3 に基づき、これに保 守性を考慮して1.1 倍した89.64m^3を地 震による溢水評価 に用いる。</p>
ケース2			
ケース3			
ケース4			
ケース5			
ケース6			
ケース7			
ケース8			



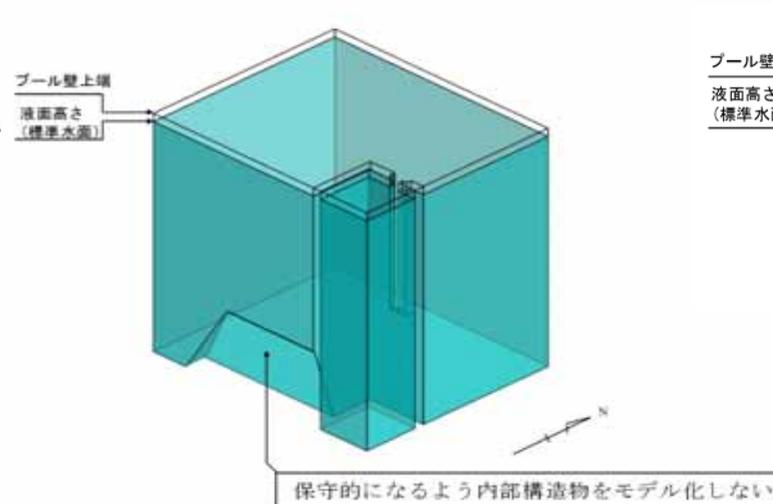
使用済燃料プールのモデル概要図

使用済燃料プール溢水量の評価

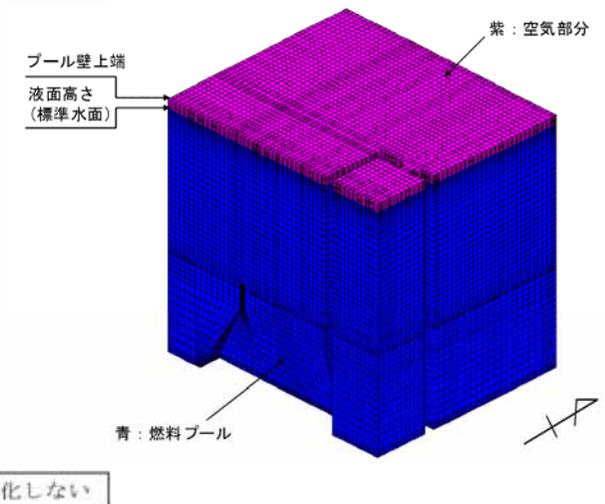
・基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。



使用済燃料プール概要図



使用済燃料プールのモデル概要図



解析モデルメッシュ概要図

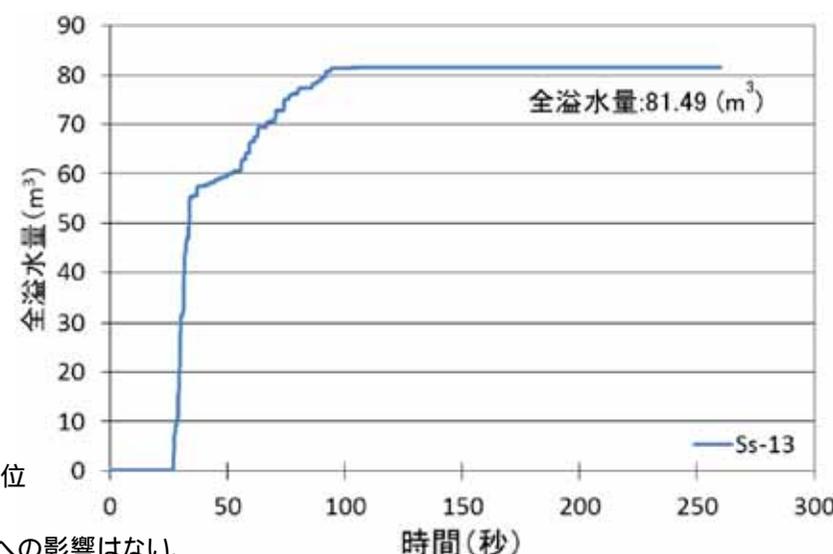
使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

・基準地震動 S_s によるスロッシングに伴う水位低下時も、**使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されること及び冷却機能維持への影響はないことを確認**

使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位(m) 1	遮蔽に必要な水位(m) 2	循環に必要な水位(m) 3
10.75 (EL.45.495)	10.45 (EL.45.195)	11.337 (EL.46.082)

- 地震によるスロッシング水量分の水位低下を反映(全溢水量 81.49m^3 で評価)
- 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(1.0mSv/h)を満足する水位
- スキマサージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位
一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はない。



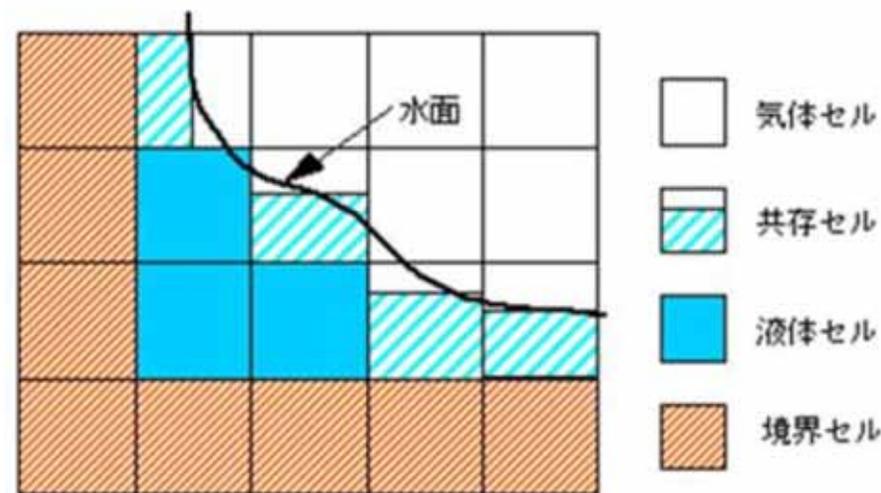
時間ごとの溢水量の変化(ケース4)

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (1 / 3)

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、汎用熱流体解析コードSTAR-CDを用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、3次元流動解析によりスロッシング量を評価している。汎用熱流体解析コードSTAR-CDの概要を以下に示す。
- ・STAR-CDは、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco社製の汎用熱流体解析コードである。VOF法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。「原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4601-2008」において、VOF法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

VOF法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。ある計算セルが液体(水)で満たされていればVOF=1, 気体(空気)で満たされていればVOF=0 である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じたVOF 値(0 < VOF < 1)が設定される。右図に計算セルの例を示す。



計算セルの例

以下にVOF法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとにVOF値に関する輸送方程式を解き、気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (2 / 3)

・以下の検証を実施し、本解析コード(STAR-CD)によるスロッシング評価への適用性を確認している。

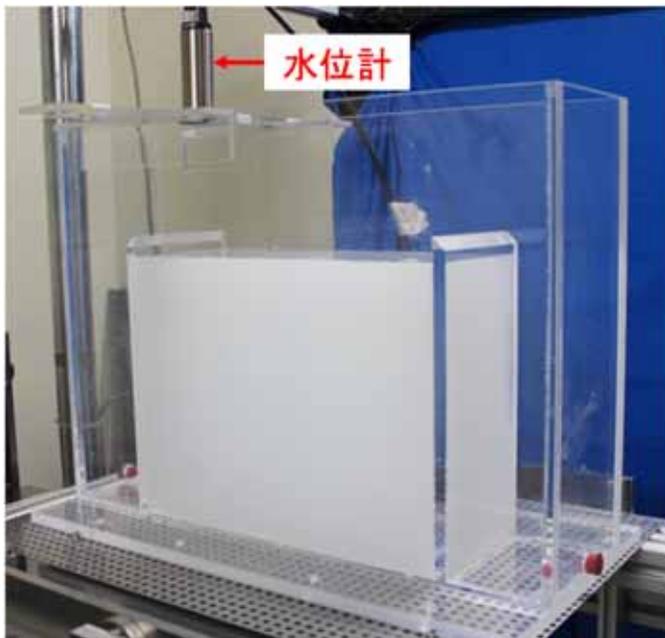
矩形容器を用いた振動試験及び解析を行い、試験と解析で波高及び溢水量がよく一致していることを確認

出典: 日本原子力学会 2017年秋の大会 使用済燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証

(1) 振動試験

使用済燃料プールを模擬した試験体を加振し、水位計にて時刻歴波高を計測

- ・入力波 : 正弦波加振
- ・測定項目 : 液面水位, 台上の加速度



試験体

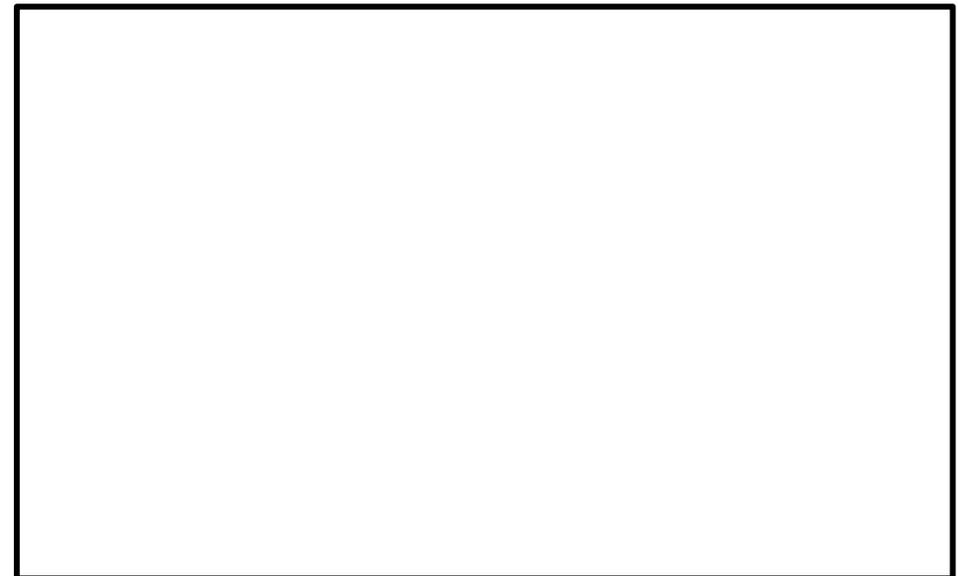
(2) 試験と解析の比較

試験と解析の時刻歴波高及び溢水量の比較

解析結果と試験結果はよく一致していることを確認

試験と解析の溢水量の結果

試験	212.4(cm ³)
解析	222.7(cm ³)



試験と解析の時刻歴波高の結果

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (3 / 3)

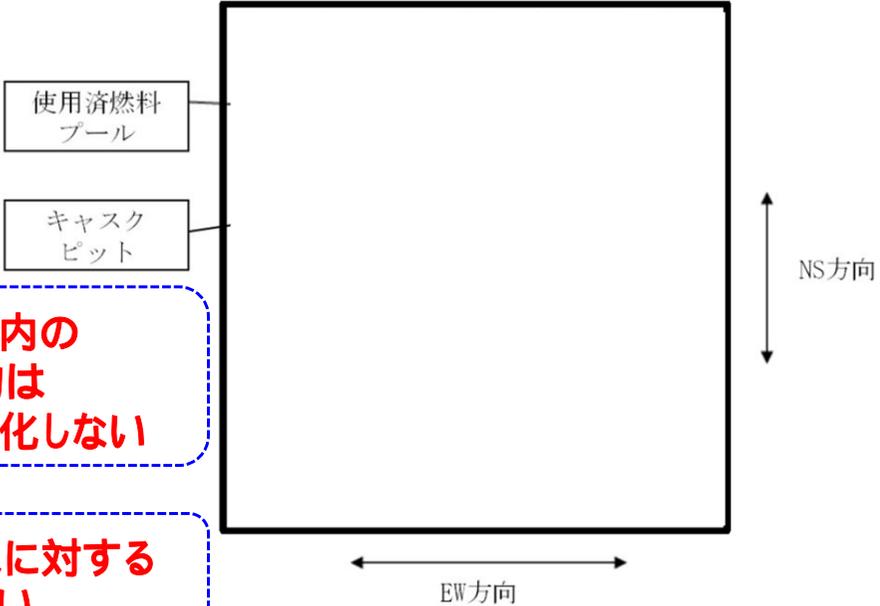
- ・ 3次元流動解析を用いた基準地震動S_s発生時のスロッシングに伴う使用済燃料プール溢水量の評価においては、以下の保守的な扱いをすることで、地震発生時の実現象を包含し、多めの溢水量を与えるよう扱っている。
- ・ 現在、使用済燃料プール周りに設置しているフェンス、金属板等による溢水に対する抵抗物は考慮しない。
- ・ プールからあふれ出た溢水は原子炉建屋床面へ無限遠に流れるものとし、プール周囲の原子炉建屋壁面等からの反射によりプールに戻る水は考慮しない。
- ・ プール内には使用済燃料ラック等があるが、プール内の構造物はスロッシングの抑制効果があるため、保守的にモデル化しない。
- ・ 解析で得られた溢水量を1.1倍(+10%増し)して以降の溢水影響評価に用いる。



溢水したプール水はプールに戻らない扱い

プール内の構造物はモデル化しない

プール周辺の溢水に対する抵抗物は考慮しない



新たに策定した基準地震動S_s-32(震源を特定せず策定する地震動)による溢水量の見通し

- ・ 現行の基準地震動S_sによる溢水量及び使用済燃料プールが有する固有周期における加速度値を表に整理した。
- ・ 表より、スロッシングの溢水量が多いS_s-12, 13及び14は固有周期位置における加速度が大きい結果を示しており、スロッシングの溢水量は固有周期位置の加速度の大きさに依存することが分かる。
- ・ 基準地震動として新たに策定したS_s-32の使用済燃料プール固有周期位置における加速度は151cm/s²であり、溢水量の最大値を与えるS_s-13の加速度310cm/s²の約半分に留まるため、**S_s-32のスロッシングによる溢水量は現行S_sによる溢水量を超えることはない**と考える。< 参考図参照 >

基準地震動による溢水量及び固有周期位置加速度

ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシング 溢水量(m ³)	固有周期位置に おける加速度* (cm/s ²)
ケース1			236
ケース2			145
ケース3			298
ケース4			310
ケース5			295
ケース6			77
ケース7			103
ケース8			72
新策定	S _s -32	-	151

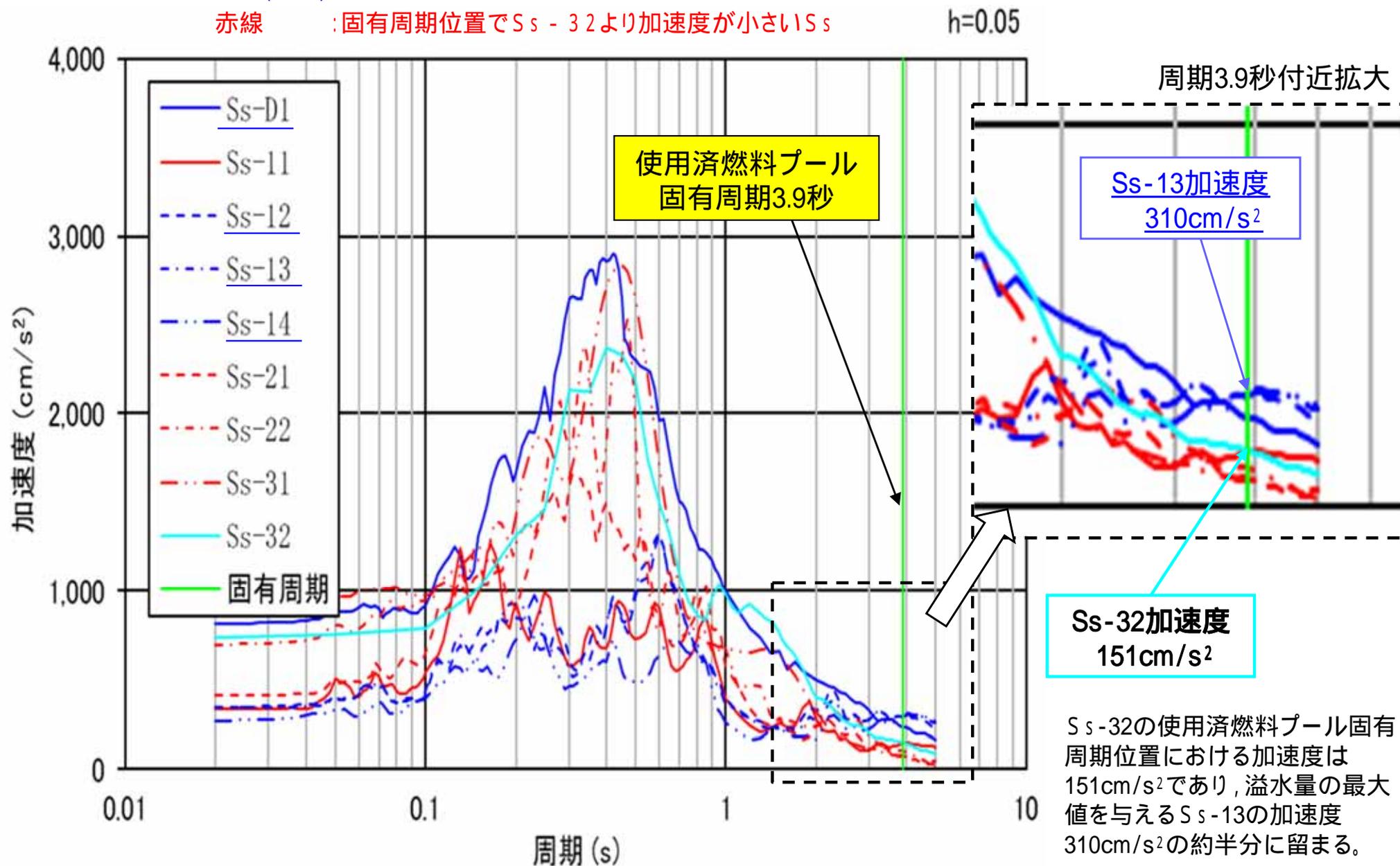
* 使用済燃料プール長尺方向の固有周期3.9秒における床応答スペクトル(EW方向:減衰定数5%)の読み取り値

<別紙> 使用済燃料プールのスロッシング評価



青線(下線): 固有周期位置で $S_s - 32$ より加速度が大きい S_s

赤線 : 固有周期位置で $S_s - 32$ より加速度が小さい S_s



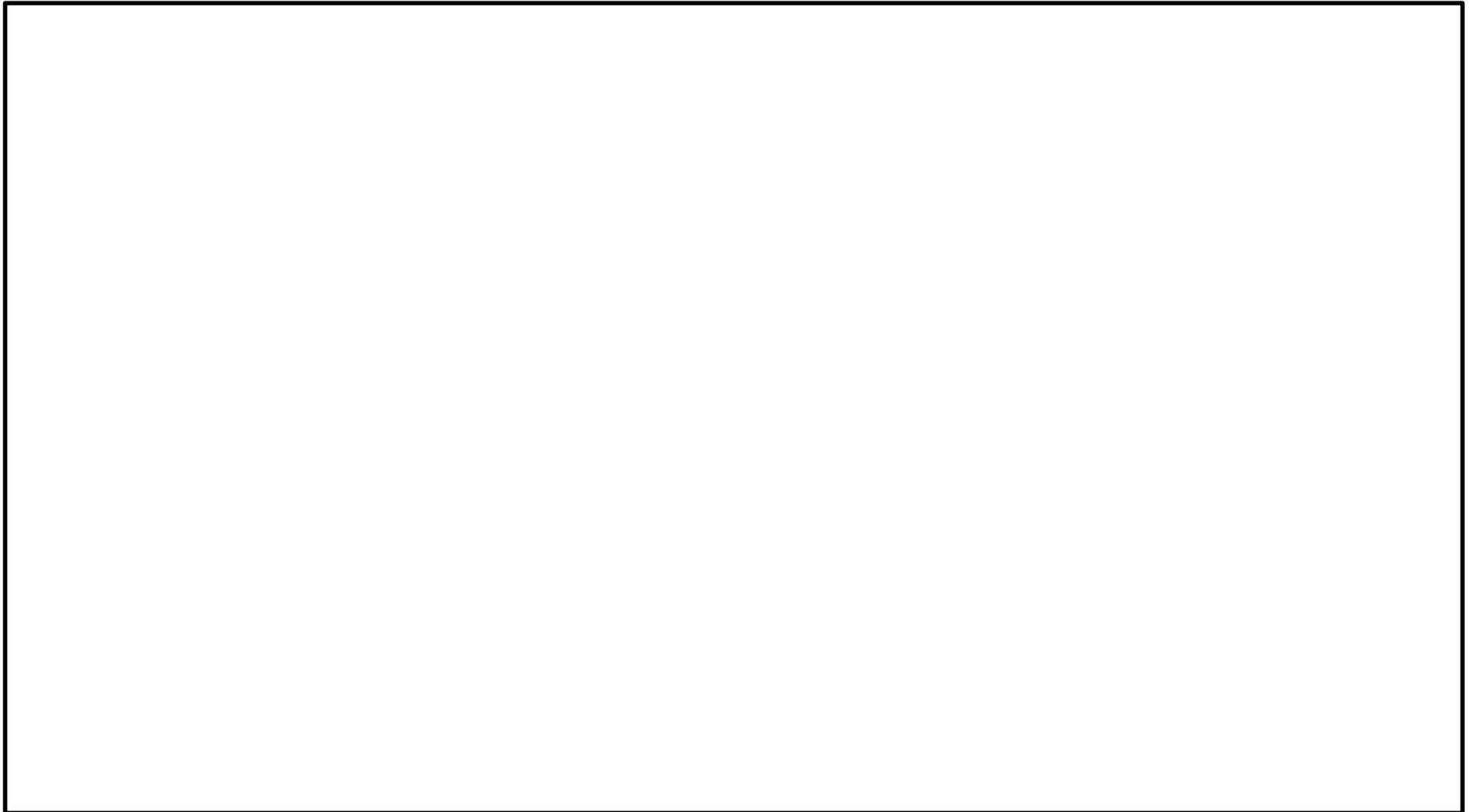
使用済燃料プールのスロッシング評価 (1 / 8)

S_s -D1による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (2 / 8)

S_s -11による応答加速度

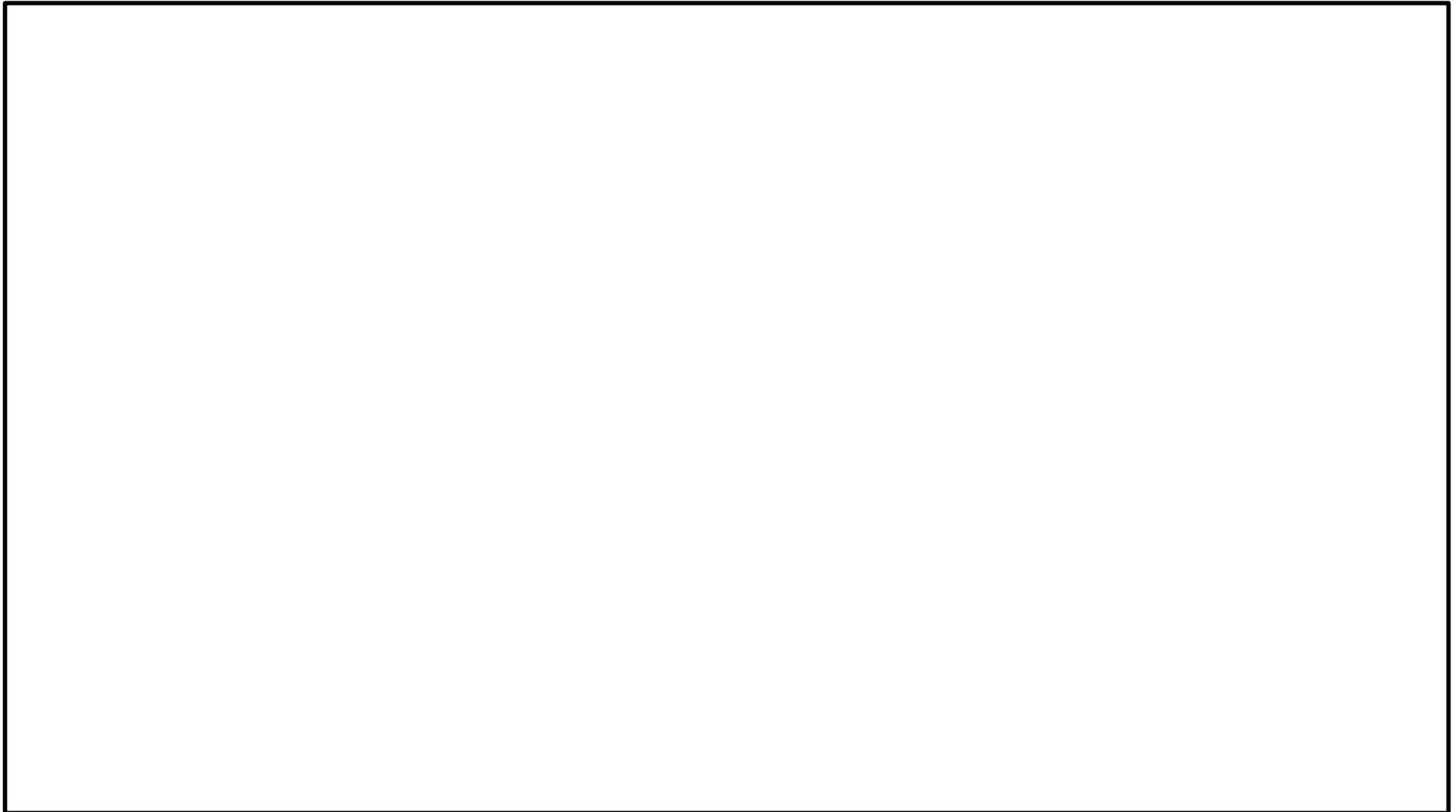


使用済燃料プールのスロッシング評価 (3 / 8)

S_s -12による応答加速度

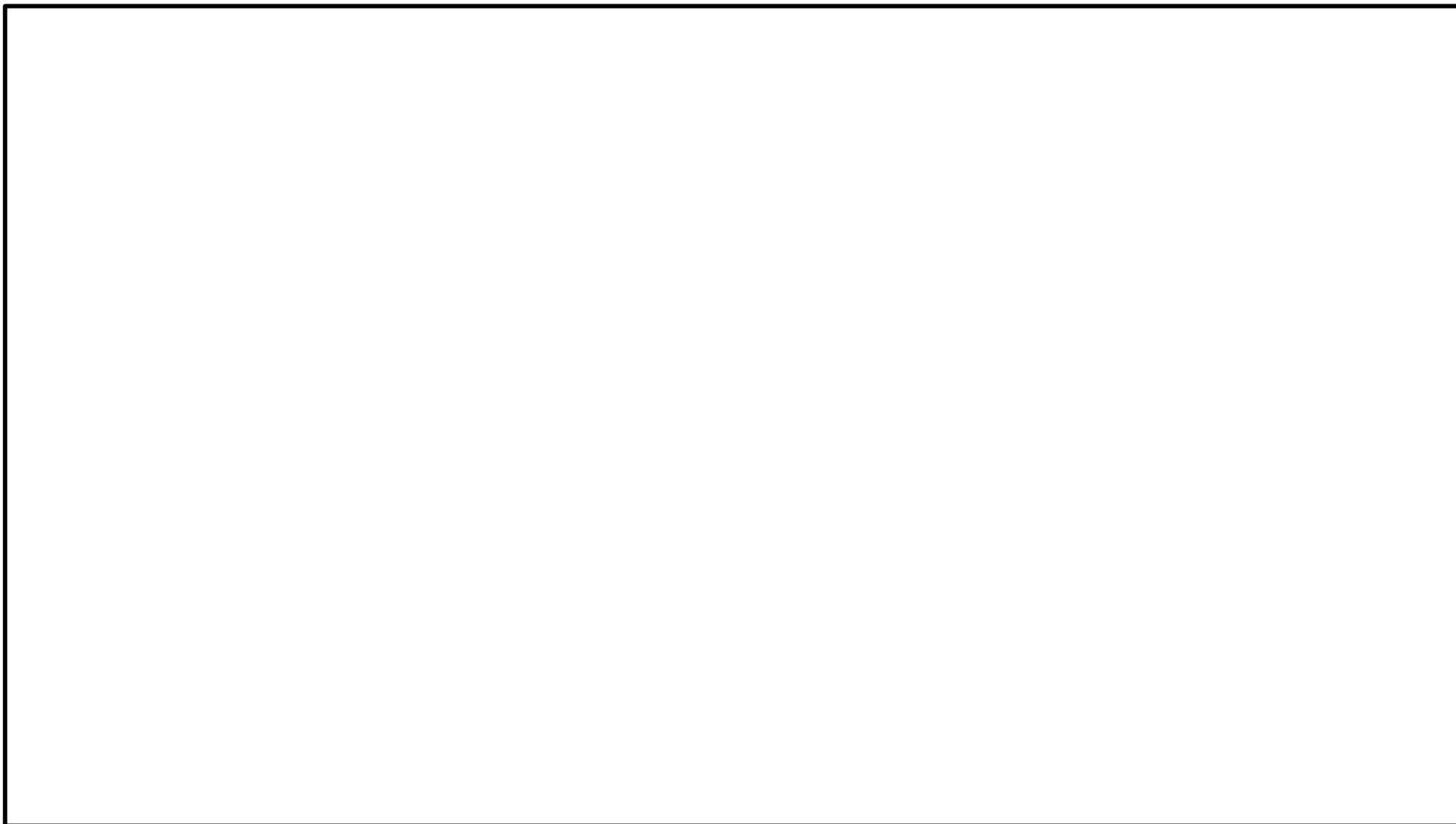
使用済燃料プールのスロッシング評価 (4 / 8)

S_s -13による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (5 / 8)

S_s -14による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (6 / 8)

S_s -21による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (7 / 8)

S_s-22による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (8 / 8)

S_s -31による応答加速度

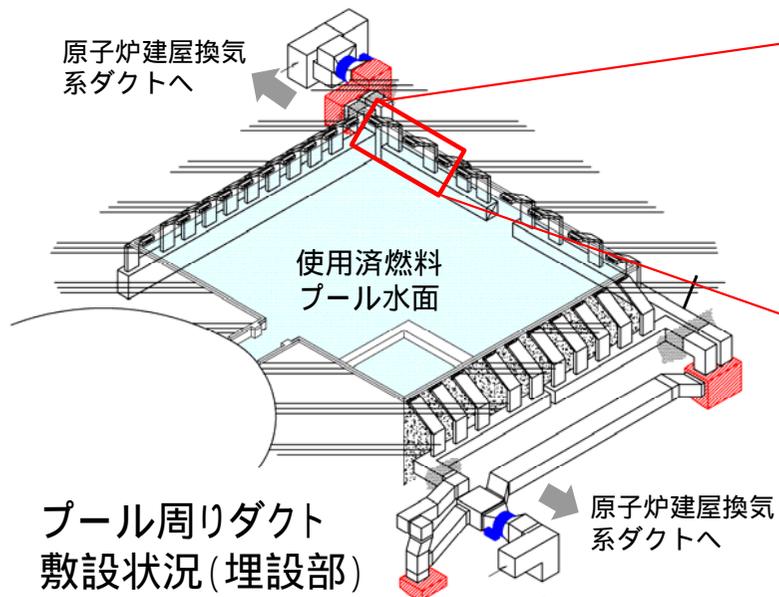


6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策 (1 / 2)

(1) 通常運転中のプラント状態の溢水対策

使用済燃料プールからのスロッシングによる溢水に対して、以下の対策を実施する。

使用済燃料プール壁面上部の空調ダクトへの流入防止対策 < 別紙1参照 >



* 空調ダクト換気口の対策

- ・対策前: 通常開でスロッシング時には波圧で蓋が閉止する機構
- ・対策後: 閉止板により完全閉止

【対策内容】

- ・使用済燃料プール側の換気口を完全閉止
- ・原子炉建屋換気系への空調ダクト接続部を切離し、埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置

原子炉建屋6階から下層階への流下対策* < 別紙2参照 >

- ・原子炉建屋東側区画に通じる開口部等に堰を設置
- ・原子炉建屋東側区画に通じる床ドレンファンネル閉止
- ・溢水は新設する排水開口より西側区画に流下

* 溢水を原子炉建屋の東側の区画に流下させない対策

原子炉建屋6階の使用済燃料プールのスロッシングによる溢水は、対策を実施しない場合、各所の床ドレンファンネル・配管、階段、床開口部等を経由して下階に流下し、最終的に建屋最下層の地下2階に滞留する。地下2階は東側の区画が比較的狭隘であり、溢水水位が高くなるため、上層階から東側区画への流下を抑制する。

排水開口より西側区画に流下



東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

- ➡: 溢水経路
- : 溢水評価において期待する流下経路
- : 下階へ
- : 堰

6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策 (2 / 2)

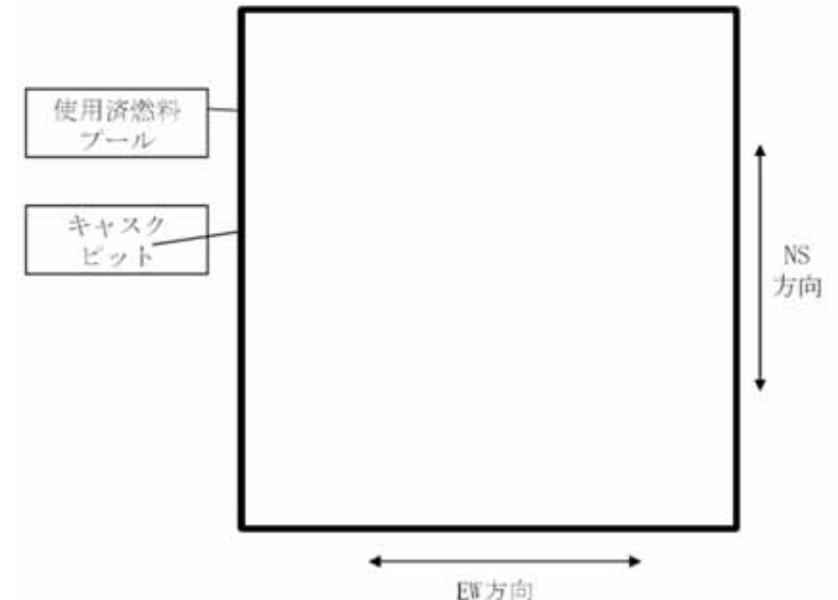
(2) 定期事業者検査中のプラント状態の対策 < 別紙3,4参照 >

- ・定期事業者検査中には、原子炉運転中と比べて原子炉建屋6階により多くの水プールが構成される時期がある。具体的には、原子炉圧力容器蓋の開放、圧力容器内部のドライヤ・セパレータの取り出し、燃料の取替等に際しては、**原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールに水張りを行う。**
- ・このため使用済燃料プールに加え原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールが水で満たされた状態でモデル化し、スロッシングの溢水量を3次元流動解析で評価した。
- ・評価の結果、これらのスロッシングによる溢水量は合計で**約247m³**となり、**原子炉運転中のスロッシング溢水量(約81m³)**と比べて大幅に増加することを確認した。
- ・これより、原子炉建屋6階から下層階の溢水影響がより厳しくなることから、**原子炉運転中の対策に加えて定期事業者検査中の溢水対策***を以下のとおりとした

- ・原子炉建屋**西側区画**に通じる床 dren ファンネル閉止
- ・原子炉建屋**西側区画**に通じる排水開口(2箇所)閉止
- ・上記対策で溢水を6階から流下させず各プールに戻す

* 溢水を下層階に流下させない対策

下層階へ溢水影響を及ぼさないよう、原子炉建屋6階から下層階への溢水伝播をすべて防止する。6階に滞留した溢水は、ほぼ全量が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ流下して戻るため、原子炉建屋6階に滞留し続けることはない。



東海第二発電所 定期事業者検査中に有り得る使用済燃料プール等の状態概要図

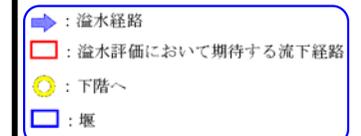
西側区画に通じる床 dren ファンネルを閉止し流下を防止

排水開口を閉止し流下を防止

東側区画に通じる床 dren ファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

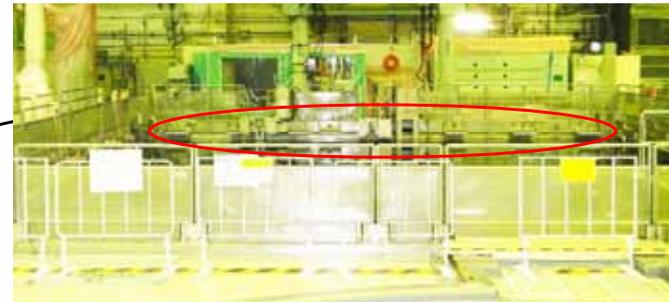
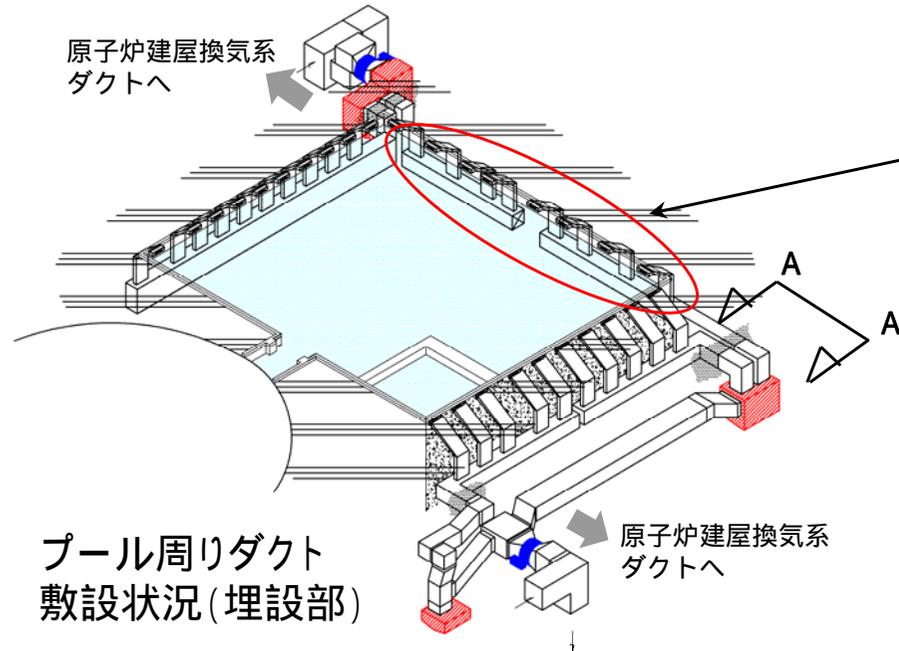


<別紙1> 使用済燃料プールのスロッシングに対する空調ダクトの対策

* 本文「6-1. 原子炉建屋における対策」再掲



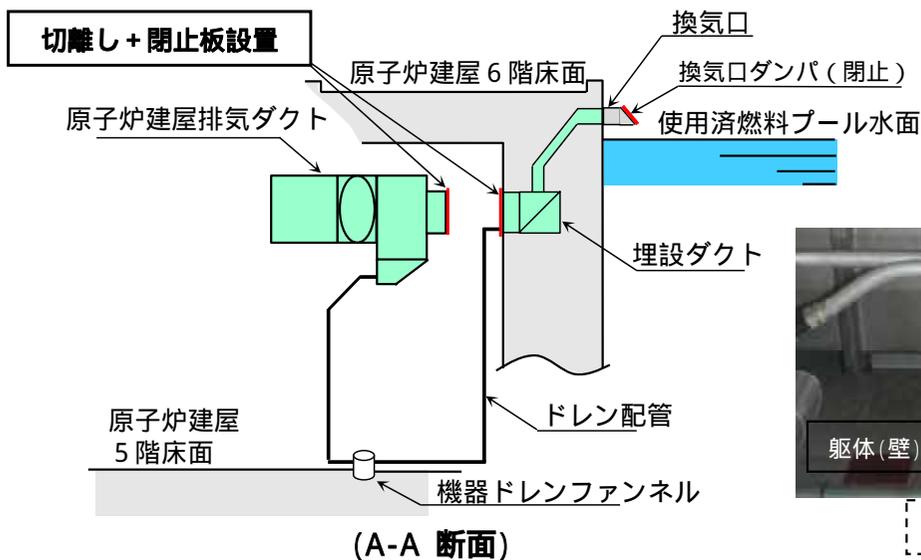
スロッシングに起因する使用済燃料プール水のダクト流入による下層階等への溢水影響を防止



プール側ダクト換気口(現状)

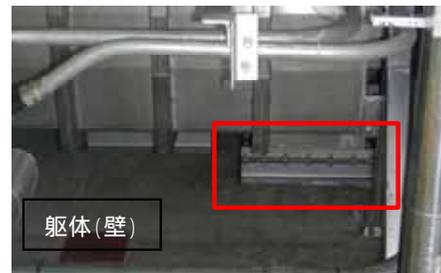
【対策内容】

- ・プール側換気口の閉止
- ・空調ダクトから切離し
埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置



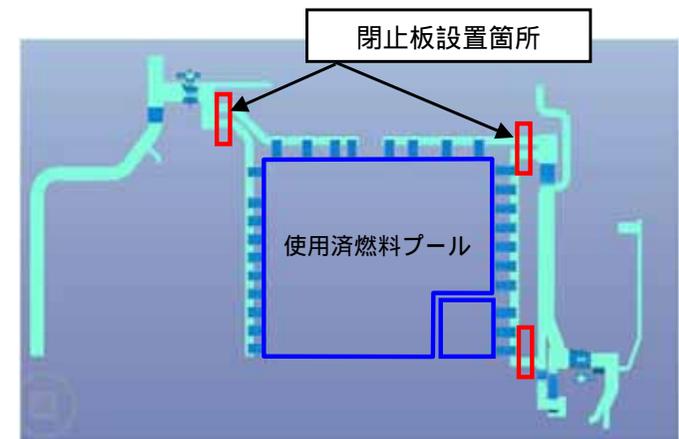
(A-A 断面)

閉止板設置箇所



躯体(壁)

下から見た状況



ダクト敷設状況(平面図)

スロッシングによる原子炉建屋6階から下層階への溢水の流下対策(通常運転中)*

- ・原子炉建屋東側区画に通じる開口部等に堰を設置する。
- ・原子炉建屋東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・溢水は6階西側の新設する排水開口より西側区画に流下させる。

*** 溢水を原子炉建屋の東側の区画に流下させない対策**

原子炉建屋6階の使用済燃料プールのスロッシングによる溢水は、対策を実施しない場合、各所の床ドレンファンネル・配管、階段、床開口部等を経由して下階に流下し、最終的に建屋最下層の地下2階に滞留する。地下2階は東側の区画が比較的狭隘であり、溢水水位が高くなるため、上層階から東側区画への流下量を抑制する。

排水開口より西側区画に流下



東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

- ➡ : 溢水経路
- : 溢水評価において期待する流下経路
- : 下階へ
- : 堰

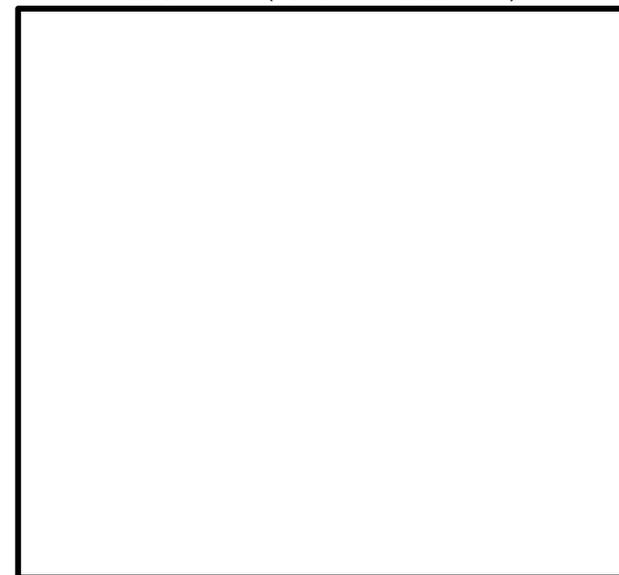
溢水経路(原子炉建屋6階)

地震による溢水
 ・溢水量 : 123.26m³
 ・溢水水位 : 0.64m
 (6階対策実施後)



溢水経路(原子炉建屋地下2階西側区画)

地震による溢水
 ・溢水量 : 0.5m³
 ・溢水水位 : 0.01m
 (6階対策実施後)

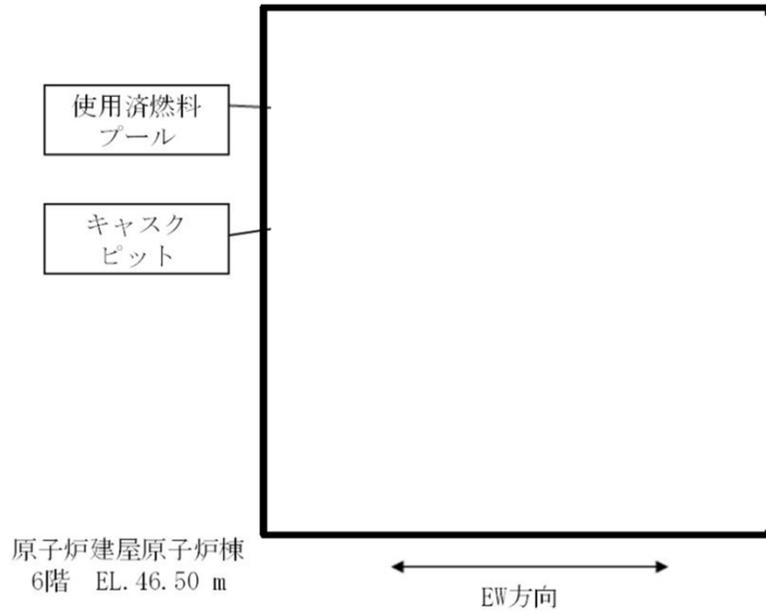


溢水経路(原子炉建屋地下2階東側区画)

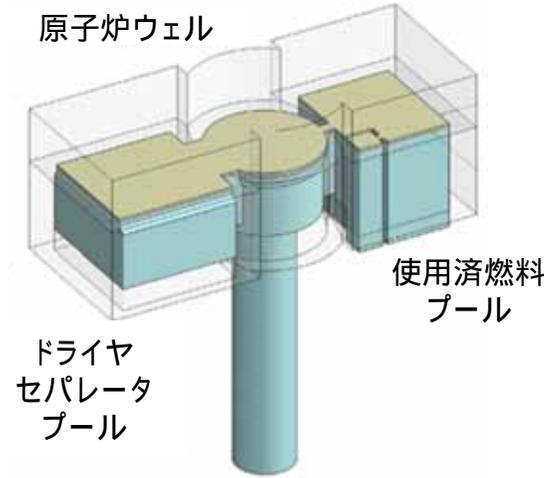
- 凡例
- ➡ : 溢水の流れ
 - ⊗ : 下階への流れ
 - ▲ : 上階からの流れ
 - : 溢水発生区画
 - : 伝播区画
 - : 防護対象区域境界線

定期事業者検査中の使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の評価

定期事業者検査中において、基準地震動 S_s によるスロッシングに伴う使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの溢水量を求め、流下により下層階の溢水防護対象設備の安全機能を損なわないよう対策を行う。

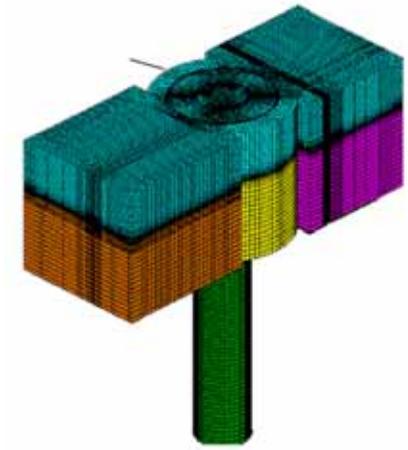


使用済燃料プール等概要図

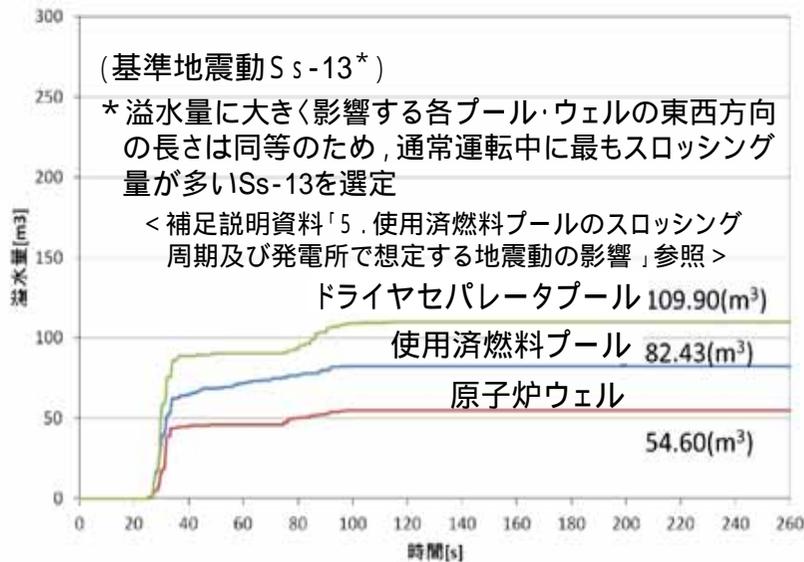


保守的になるよう内部構造物をモデル化しない

使用済燃料プール等のモデル概要図

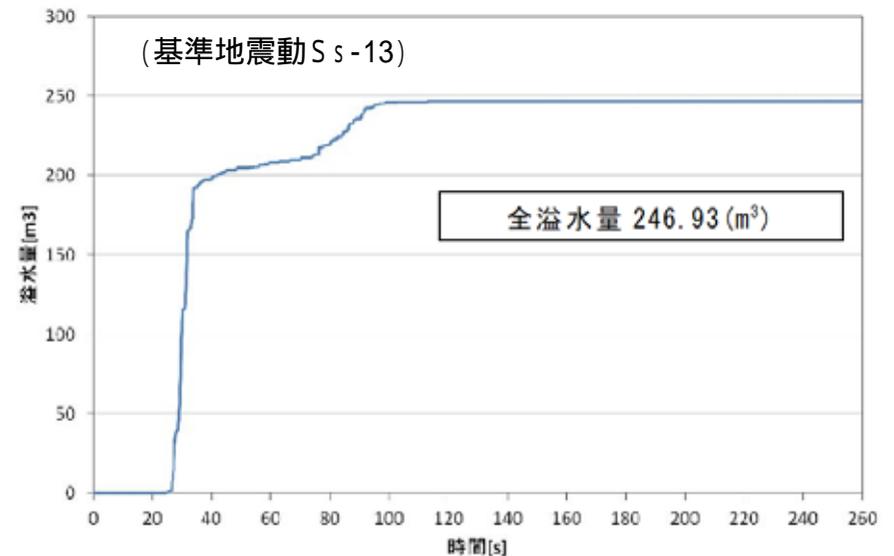


解析モデルメッシュ概要図



時間ごとの溢水量の変化(各プール)

内部溢水-57



時間ごとの溢水量の変化(合計)

スロッシングによる原子炉建屋6階から下層階への溢水の流下対策(定期事業者検査中)*

- ・原子炉建屋西側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・原子炉建屋西側区画に通じる排水開口(2箇所)を閉止する。
- ・上記の対策より溢水を6階から流下させず各プールに戻す。

* 溢水を下層階に流下させない対策

下層階へ溢水影響を及ぼさないよう、原子炉建屋6階から下層階への溢水伝播をすべて防止する。6階に滞留した溢水は、全量が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ流下して戻るため、原子炉建屋6階に滞留し続けることはない。

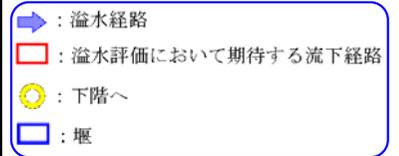
西側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

排水開口を閉止し流下を防止

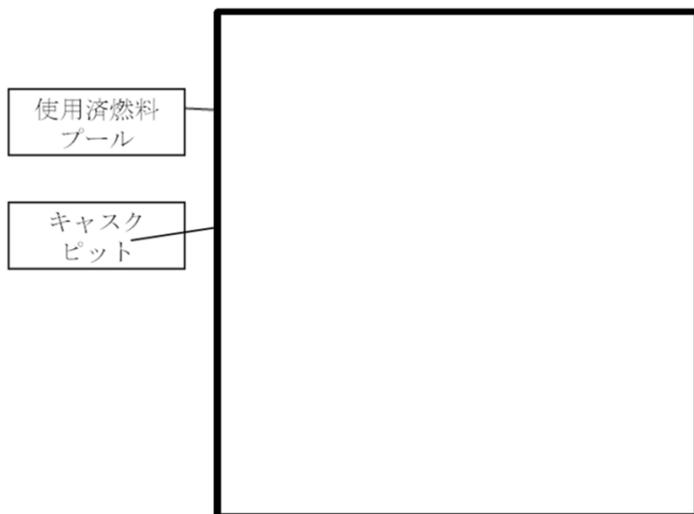
東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止



溢水経路概要(原子炉建屋6階)

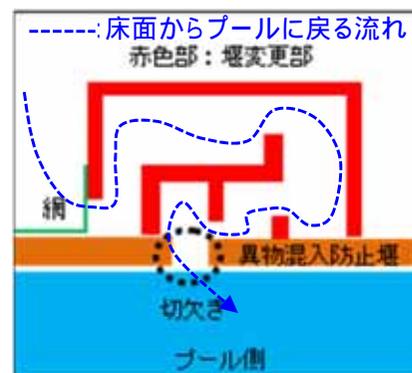


原子炉建屋6階の各プールの堰の高さ

異物混入防止堰有り(高さ10cm)

異物混入防止堰なし(床面からウェルに落水)

異物混入防止堰有り(高さ10cm)



異物混入防止堰の切欠き部処理(平面図)

- ・使用済燃料プールとドライヤセパレータプールには、床との境に10cm高さの縁石(異物混入防止堰)がある。
- ・床面の水位が10cm以下に低下しても溢水をプールにより戻り易くするため、異物混入防止堰に切欠きを設け、迷路構造と網を設置する。

7. 溢水対策設備の運用方法, 点検計画, 健全性確認



(1) 溢水対策設備の運用方法, 点検計画等

< 別紙参照 >

- ・6. に示したとおり, 使用済燃料プールのスロッシングに対する溢水対策設備は, 発電所の通常運転中又は定期事業者検査中の状態に応じて溢水対策を一部切り替える必要があるため, これらの運用方法を保安規定に定め, 詳細を社内規程に記載して管理・運用していく。

溢水対策設備	通常運転中	定期事業者検査中	運用方法の説明
溢水拡大防止堰 (エレベータ等用)	設置	設置	プラントの状態に関わらず常時設置
溢水拡大防止堰 (大物機器搬入口側)	設置 / 取外し	設置	使用済燃料輸送容器, 使用済燃料乾式貯蔵容器等を原子炉建屋6階に搬出入する際に干渉するため, 通常運転中に一時的に取外し
残留熱除去系熱交換器 ハッチ止水板	*	*	* 殆どの期間はハッチを閉止して水密性を確保しているが, 熱交換器の補修作業等によるハッチ開放時(10年に1回程度)に限り, ハッチ周囲に止水板を設置
床ドレンファンネル(主に西側) 排水開口	開運用	閉止運用	・通常運転中 : 開放し, 溢水の下階への排水を許容 ・定期事業者検査中 : 閉止し, 溢水の下階への排水を防止
床ドレンファンネル(主に東側) (常時閉止)	閉止	閉止	プラントの状態に関わらず常時閉止。閉止板・モルタル等により完全閉止

(2) 床ドレンファンネル及び床ドレン配管の健全性確認

< 別紙参照 >

- ・内部溢水評価では, 流入した区画の床ドレン配管からの排水に期待せず溢水水位を評価しており, その条件でも原子炉の高温停止及び低温停止の達成が可能になるよう対処している。 * 補足説明資料「3. 溢水の想定と評価の保守性」参照
- ・上記の評価上の取り扱いに関わらず, 開口部の閉止を行わず排水を考慮する床ドレンファンネル及びドレン配管については, 保安規定等で点検計画を定め, 年1回の通水試験を行い, 健全性の確認を行っていく。
- ・また, 内部溢水事象静定後のプラント復旧作業に際しては, これらの床ドレン配管に閉塞が生じて溢水が滞留している場合も想定して, 排水ポンプ・仮設ホース等を配備して排水処理が行えるよう対応していく。

使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策を図1に示す。

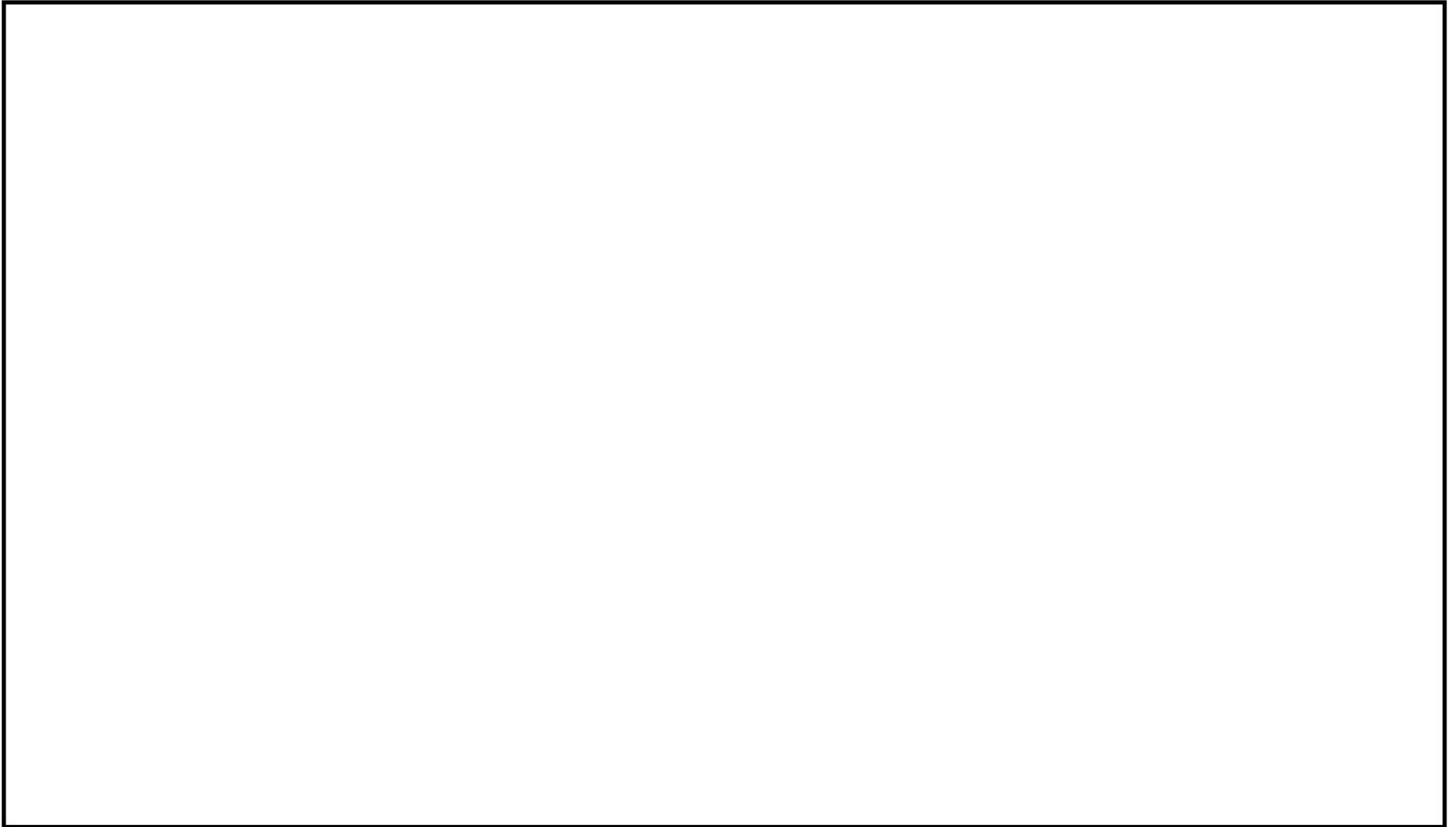


図1 原子炉建屋6階での溢水対策

< 別紙 > 溢水対策の運用方法, 点検計画, 健全性確認



使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策の運用を以下に示す。

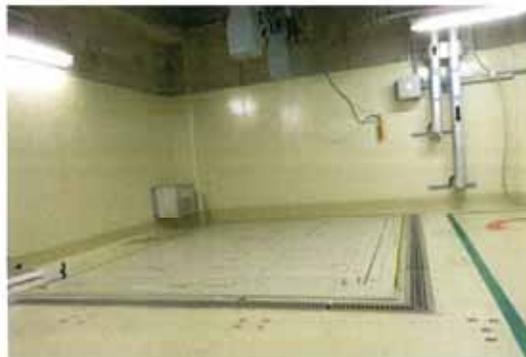
	① 溢水拡大防止堰 (緑色)	② RHR熱交換器ハッチ 止水板(青色)	③ 溢水拡大防止堰 (赤色)	床ファンネル及び排水開口	
				●床ファンネル ○:排水開口	●床ファンネル
保安規定 及び 社内規程	・通常運転時, 定期事業者 検査時ともに常時設置とす るため, 設置・取り外しに 関する運用はなし。	・ハッチ開放時(1回/10年程 度)に設置し, ハッチ閉止後 に取り外す運用とする。	・通常運転中のキャスク搬出入 時に鋼板部の設置・取り外し を行う運用とする。 ・定期事業者検査時には, 確 実に常時設置する運用とする。	・通常運転中は閉止し ない運用とする。 ・定期事業者検査中は 閉止する運用とする。	・通常運転中及び定期 事業者検査中ともに常 時閉止措置を行うため, 運用はなし。
運用 概念図	<p>通常運転時及び 定期事業者検査時</p>	<p>ハッチ閉止時</p> <p>コーキング処理</p> <p>ハッチ開放時</p>	<p>通常運用状態</p> <p>ドライキャスク搬出入時</p> <p>キャスク</p>	<p>通常運転中</p> <p>閉止板取付用ボルト穴</p> <p>定期事業者検査中</p> <p>以下のうち施工性を考 慮し, 実施可能な閉止 措置を行う。</p>	<p>以下の閉止板, モルタル, 閉止キャップ等のう ち, 施工性を考慮し, 実 施可能な閉止措置を行 う。</p> <p>閉止板 モルタル</p> <p>床</p> <p>閉止 キャップ</p> <p>溶接処理</p> <p>閉止プラグ</p> <p>接続配管移設</p>

➤ 堰(止水板)の施工について(図2)

構造強度: 堰のボルト取付位置(メス側)は躯体側に固定されることから, 運用による設置時のボルト間の寸法と耐震/強度計算書の評価モデルが同様となり, 基準地震動 S_s に対しても構造強度を確保することは可能であるため, 本施工方法を保安規定に定める。*

止水性能: 鋼板部同士の接合部はゴムパッキンにて止水性を確保する構造であり, モックアップ試験にて止水性を確認した締め代寸法を管理することを保安規定に定める。鋼板部と躯体との接合部はシーリング処理にて止水性を確保する構造であり, モックアップにて確認したシーリング処理の厚さ・脚長を管理することを保安規定に定める。*

* 堰及び止水板の設置時には, 外観点検, ボルトの締め付け力, ゴムパッキンの締め代寸法, シーリング処理の厚さ・脚長等を管理することで, 地震を想定した止水性能を確保できる。



設置前状況



支柱レールの取付状況例



堰設置状況

図2 堰(止水板)の設置例

➤ 床ファンネル及び排水開口について

(1) 保守管理

- ・排水を考慮する床ドレン配管については，点検計画を定め，年1回の通水試験を行い健全性の確認*を行う。

(2) 逆流防止装置の設置及び管理

- ・堰や壁等で区画され溢水発生時に開口部等からの排水を期待しない浸水防護区画の床ドレンファンネルについては，排水ラインの詰まり等から他区画のドレン水の逆流により浸水するおそれがあるため，床ドレンファンネルに逆流防止装置を設ける。なお，当該装置については，点検計画を定め保守管理を行う。

* ドレン配管の定期的な健全性確認

タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから，管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については，定期的に健全性を確認するため，通水確認することを点検計画に反映している。また，その排水状況により修繕を行う。

(3) 閉止板の施工について(図3, 図4)

構造強度: 取付ボルトの設置位置(メス側)は躯体側に固定されることから, 運用による設置時のボルト間の寸法と耐震性及び強度の評価モデルと同様となり, 構造強度を確保することは可能であるため, 本施工方法を保安規定に定める。*

止水性能: 鋼板部同士の接合部はゴムパッキンにて止水性を確保する構造であり, モックアップ試験にて止水性を確認した締め代寸法を管理することを保安規定に定める。*

* 閉止板の設置時には, 外観点検, ボルトの締め付け力, ゴムパッキンの締め代寸法等を管理することで, 地震を想定した止水性能を確保できる。

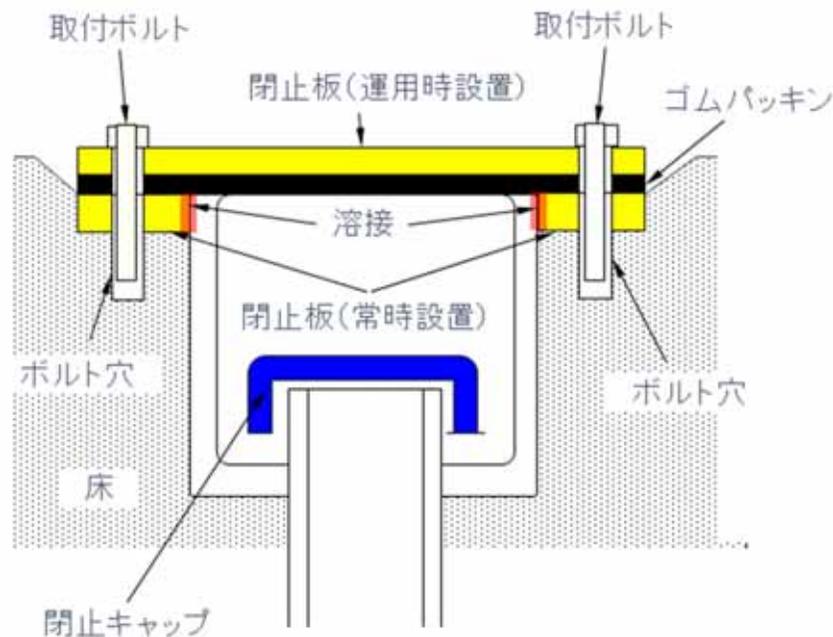


図3 閉止板の概要

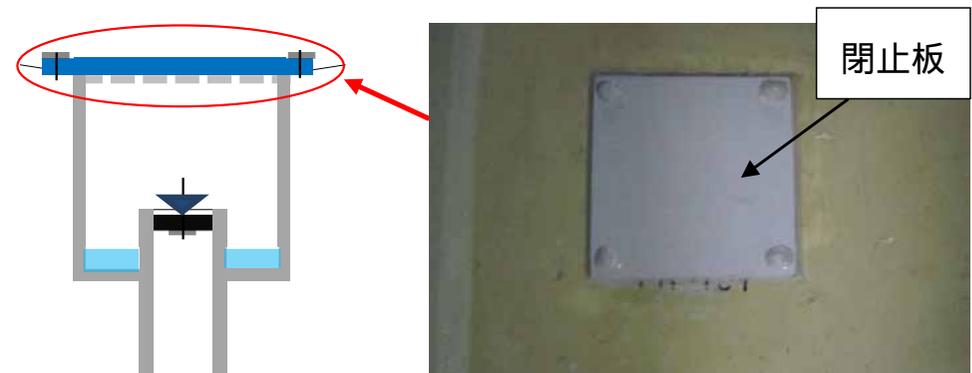


図4 床ファンネルへの閉止例

➤ その他

(1) 溢水の滞留に対する措置について

- ・原子炉棟6階において、溢水の滞留に対する措置として、プール廻りには異物混入防止を目的とした縁石(高さ約0.10m)を設置している(図5)。滞留する水位が0.10 m以下となった場合においても、溢水が各プールへ戻りやすくするよう、使用済燃料プール及びドライヤセパレータープール廻りの縁石の一部に切欠きを設置している。(図6)
- ・切欠きについては、従来の異物混入防止を考慮するだけでなく、スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために迷路構造とし、また流入部には異物混入防止の網を設置する。
- ・上記の措置に加えて、原子炉建屋6階エリアは、社内規程に従い特定異物混入防止管理区域として管理し、持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理、機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理を行い、これに加えてスロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理を行い、溢水時のプール等への物品の流入を抑制していく。



図5 使用済燃料プール及びドライヤセパレータープール縁石位置

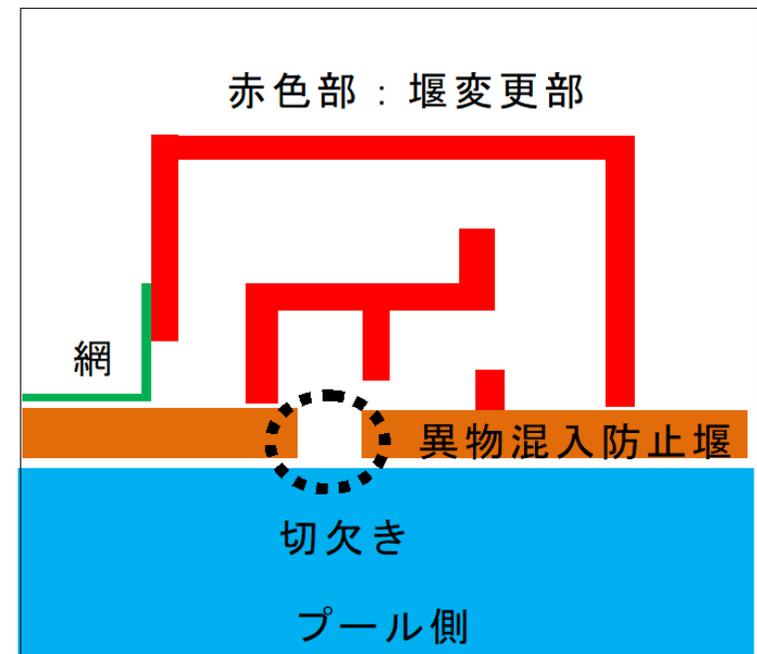


図6 切り欠き概要(平面図)

(2) 排水ライン閉塞時における排水処理について

- ・原子炉棟6階において, 排水開口及びプール廻りの縁石の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し, 滞留水が発生する場合は, 排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には, ドレンラインや排水受け先の廃棄物処理系設備の復旧, 若しくは健全性の確認後, 各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し, 健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について図7に示す。
- ・溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合, 水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが, 各浄化系統を復旧することで, 設備等への大きな影響はないと考える。なお, 異物の有無を確認するため燃料や炉内の点検を実施する。

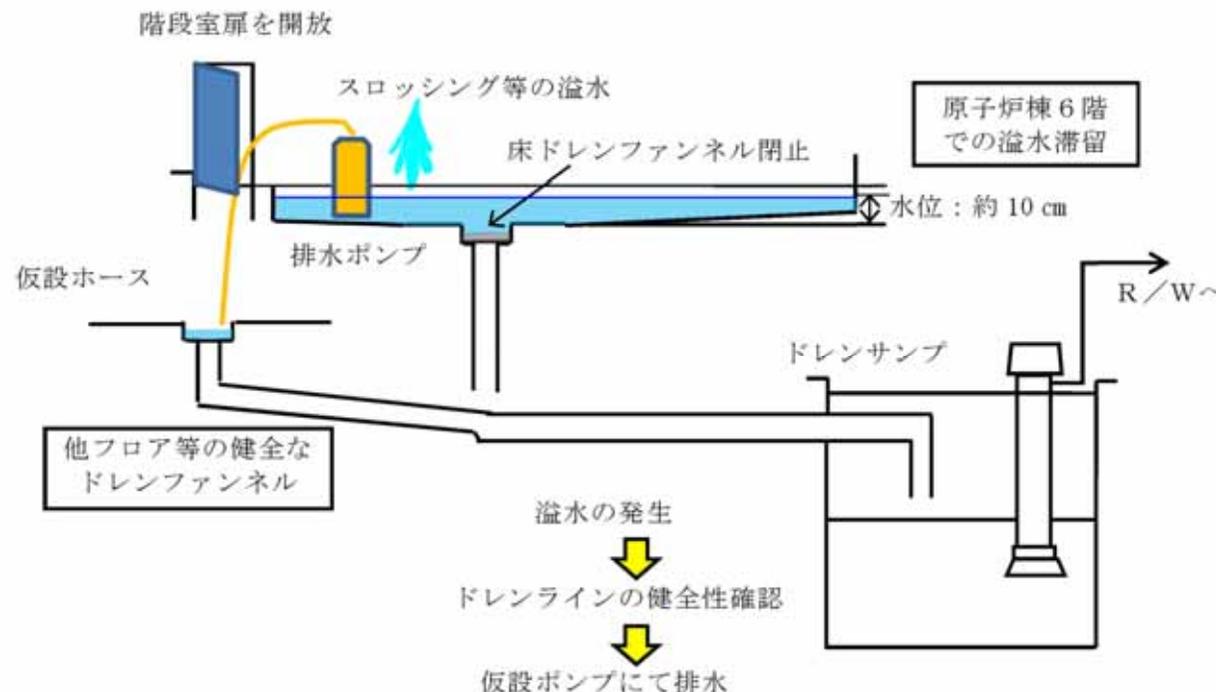


図7 排水作業概要

東海第二発電所

電源設備への対応について(改訂版)

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

1. 電源設備に関する基本方針	3
2. 電源設備の概要	5
3. 電源設備の主要な変更	7
① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)	8
② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)	11
③ 直流電源設備の増強	14
④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化)	15
⑤ 耐震性の向上(電線路間水平距離の確保)	16
4. まとめ・結論	17

補足説明資料 電源設備への対応について

1. 電源設備に関する基本方針

<福島第一原子力発電所の事故の推移と教訓(電源確保に関して)>

- ① 地震による送電系統損傷により外部電源からの受電が喪失したが、発電所内の非常用ディーゼル発電機が設計どおりに作動し、事故当初は所内の交流電源*1、直流電源*2とも供給可能だった。
- ② その後の想定を超える津波襲来により、非常用ディーゼル発電機の海水ポンプ*3の浸水等によりディーゼル発電機が機能喪失して交流電源が喪失、さらに、建屋への津波浸水により蓄電池や配電盤も冠水し機能喪失して直流電源も喪失、シビアアクシデント(炉心損傷・放射性物質放出等)に至った。
- ③ 地震津波の被害、配電盤損傷等により、電源の回復にも時間を要し、被害拡大の抑制が遅れた。

- *1 交流電源 : 主にポンプモータの駆動等に用いる電源
- *2 直流電源 : 主にプラントの状態監視・制御に用いる電源
- *3 海水ポンプ: 非常用ディーゼル発電機を冷却するためのポンプ



電源確保に関する事故の教訓

事故の大きな要因は、

必要な電源が確保されなかったこと。

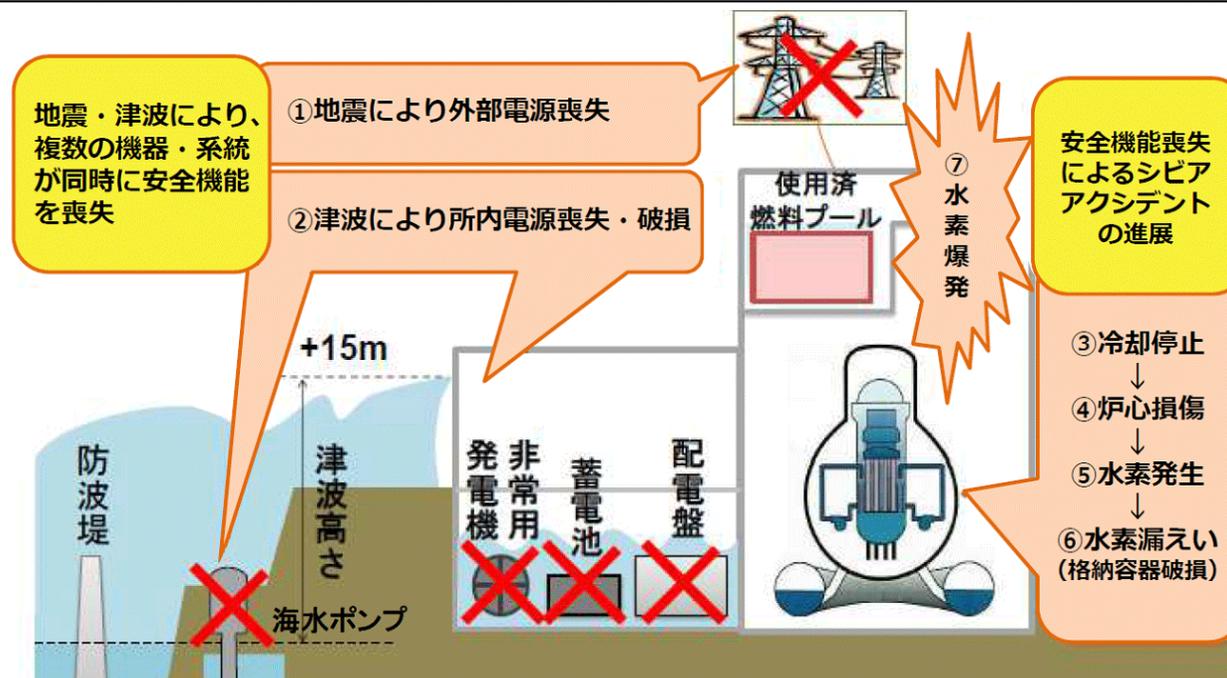
◆外部事象による共通原因故障に係る脆弱性を克服する観点から電源の多様性が図られていなかったこと。

◆交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇し、全注水機能及び監視機能を喪失したこと。

◆外部電源の回復に要する時間の目標が明確でなかったこと。

◆配電盤等の設備が冠水等の厳しい環境に耐えられるものになっていなかったこと。

- 福島第一原発事故では地震や津波により、複数の機器・系統が同時に安全機能を喪失
- さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった



1. 電源設備に関する基本方針



＜福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた電源設備に係る主な基本方針＞

電源確保に関する事故の教訓

◆電源の**多様性**が図られていなかった。

非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合を想定し、**常設代替高圧電源装置**、**可搬型代替低圧電源車等**を設置することにより、**電源を多様化する**。

◆**交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した**。

代替交流電源の復旧まで電源(直流)の供給を行えるよう、**蓄電池の容量を増加する**。

◆外部電源の回復に要する**時間**の目標が明確でなかった。

外部事象(地震・津波等)等による**7日間の外部電源喪失を仮定**しても、非常用ディーゼル発電機等の運転を続けるための燃料を確保する。[要求の明確化]

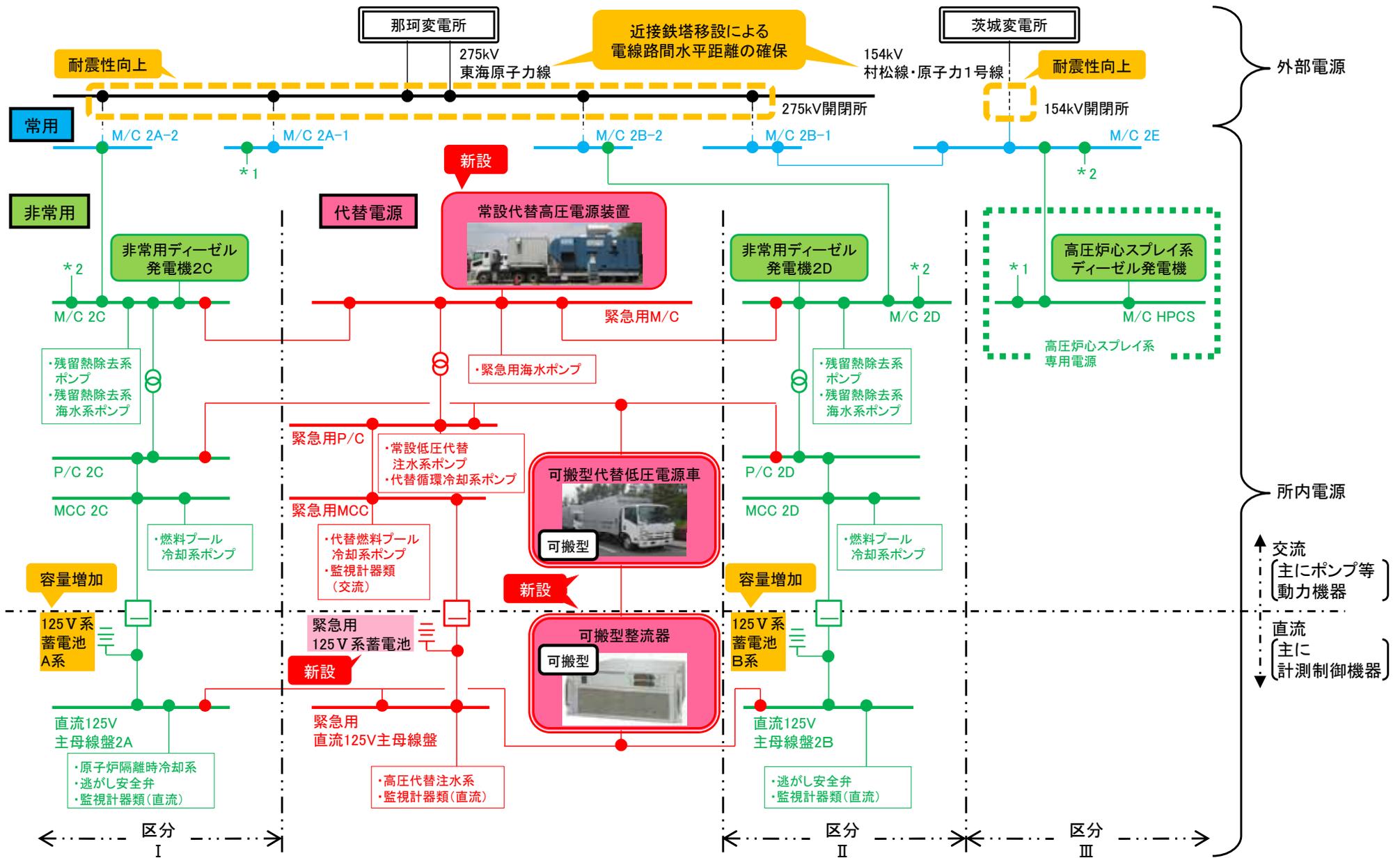
◆冠水等の**厳しい環境**に耐えられるものになっていなかった。

津波による浸水等の溢水対策については、第7回「内部溢水」にて説明済。

外部電源を受電する**開閉所設備は、耐震性の高い機器とする**。

近接している鉄塔を倒壊範囲外へ移設し、**電線路間の水平距離を確保する**。

2. 電源設備の概要



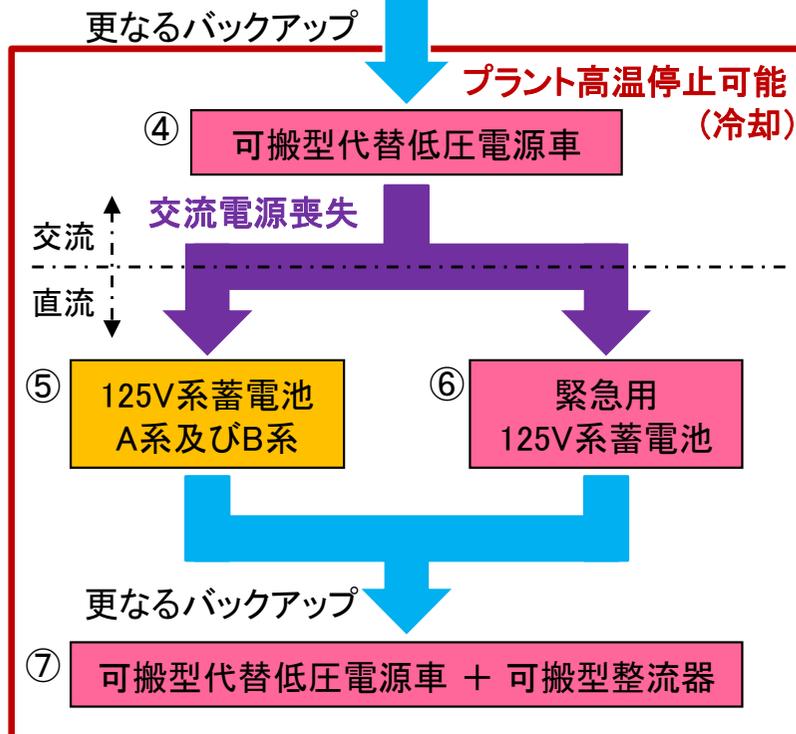
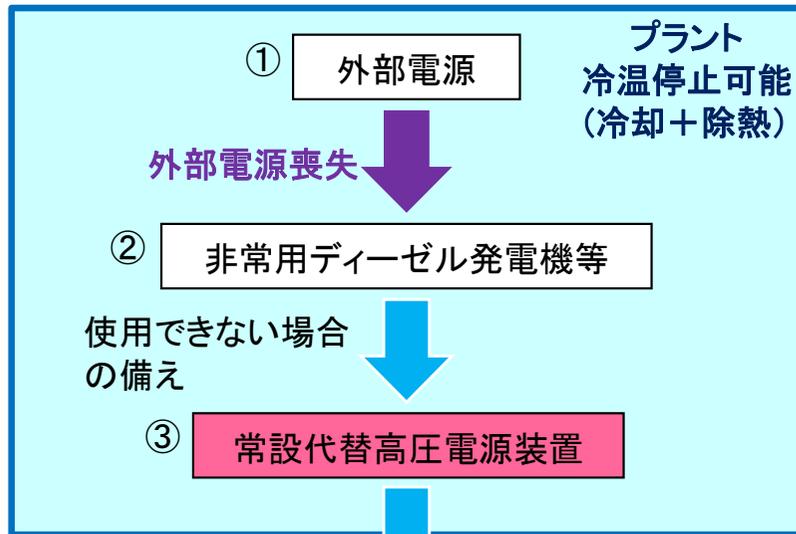
※M/C(マルチクワット開閉装置), P/C(パワーセンタ), MCC(モータコントロールセンタ)とは、発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤のこと。

黄色 : 既設強化
 ピンク : 新規設置

2. 電源設備の概要



給電対象負荷一覧



機能	系統	冷温停止(冷却+除熱)			高温停止(冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	—	※3	※3
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	—	※4	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	—	※3	※3
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	—	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

注: ○は電源設備から該当する系統を動作させる電力を供給可能なことを示す。

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPIは、使用済燃料プール(Spent Fuel Pool)の略

※3: 可搬型注水設備(ポンプ車等)により、炉心冷却等を実施 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

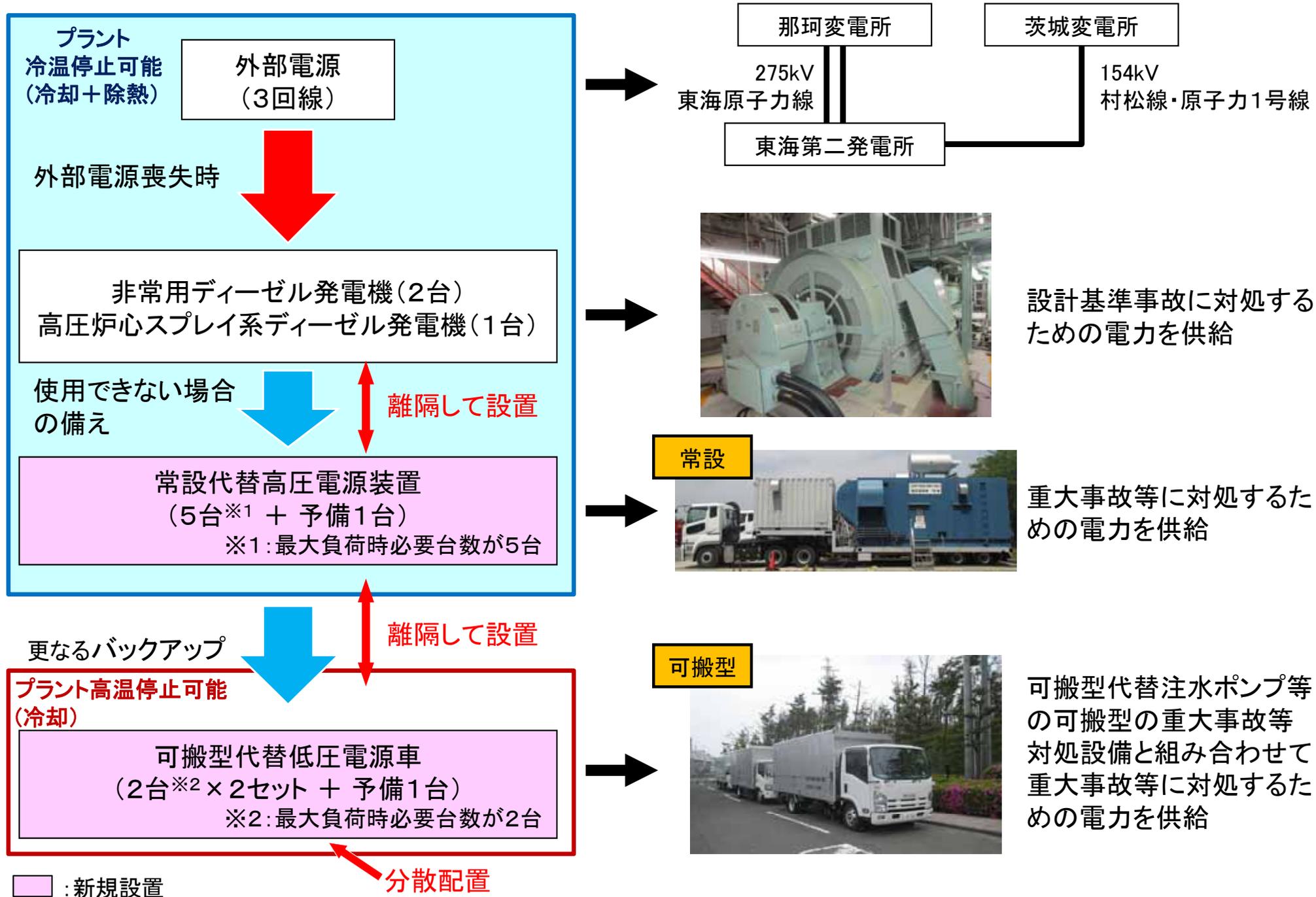
■ : 既設強化 ■ : 新規設置

3. 電源設備の主要な変更



安全性向上 の考え方	項目	従来の方策	新規制対応	備考
<u>電源の 多様化</u>	代替電源 (交流)の 確保	重大事故等対 応用の代替電 源なし。	① 常設代替交流電源設備として 常設代替高圧電源装置 を設 置。可搬型代替交流電源設備として 可搬型代替低圧電源車 を配備	新規
	代替電源 (直流)の 確保	重大事故等対 応用の代替電 源なし。	② 負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源(直流)の供給 を行うことが可能な 緊急用125V系蓄電池 を設置。 また、24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に 電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電 源設備として 可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器 を配備	新規
<u>交流電源 復帰までの 直流電源の 確保</u>	直流電源設 備の増強	125V系蓄電池 A系及びB系が、 8時間電源(直 流)を供給	③ 125V系蓄電池A系及びB系は 、負荷切り離しを行わずに8時 間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計 24時間にわたり電源の供給を行うことを可能とするため、 容 量を増加 。(24時間後には交流電源の復旧が期待できるた め、安全性が向上)	強化
<u>耐環境性の 向上</u>	耐震性の 向上	外部電源を受 電する開閉所 設備は、気中開 閉所	④ 外部電源を受電する開閉所設備を、 耐震性の高いガス絶縁 開閉装置 とする。	強化
		鉄塔基礎は安 定した場所に設 置	⑤ 電線路の近接箇所である275kV東海原子力線No2鉄塔－ 154kV原子力1号線 No5 鉄塔間について、 154kV原子力1号 線 No5鉄塔を倒壊範囲外へ移設 し、電線路間の水平距離を 確保する。	強化

3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)



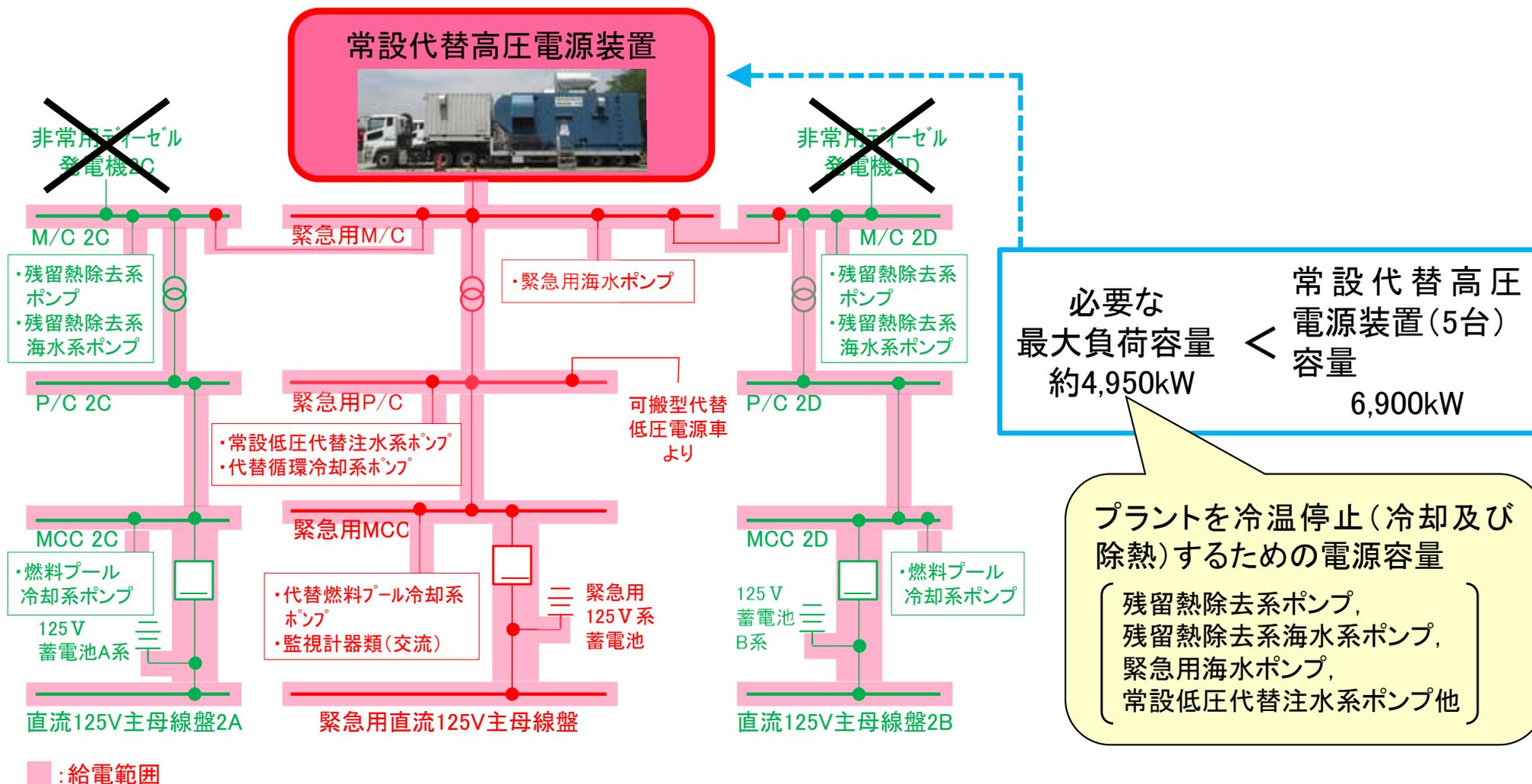
3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)

多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…**常設代替高圧電源装置**
- ・ 可搬型代替交流電源設備…可搬型代替低圧電源車



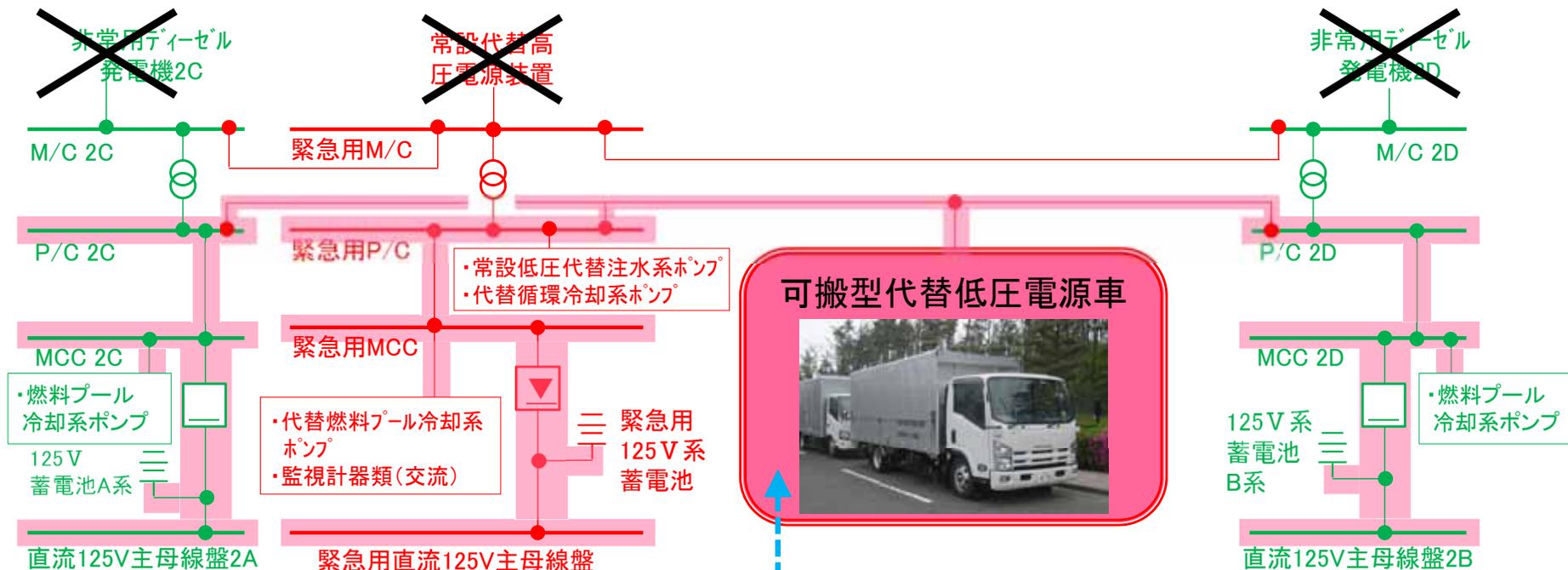
3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)

多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替交流電源設備…**可搬型代替低圧電源車**



給電範囲

原子炉への低圧注水、
使用済燃料プールの冷却及び
直流負荷のための電源容量

〔 常設低圧代替注水系ポンプ、
代替燃料プール冷却系ポンプ、
125V充電器盤、監視計器類他 〕

必要な最大負荷容量 約680kW < 可搬型代替低圧電源車(2台)容量 800kW

可搬型代替低圧電源車は、以下の負荷が含まれていないため、常設代替高圧電源装置と比べて容量が小さい。

- ・ 除熱機能に関する負荷(除熱はフィルタベント設備にて対応)

3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から
交流電源供給不可

125V系蓄電池
A系及びB系

緊急用
125V系蓄電池

125V系蓄電池A系及びB系は、
負荷切り離しを行わずに8時間、
その後、必要な負荷以外を切
り離して残り16時間の**合計24
時間にわたり電源(直流)の供
給が可能**

24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器



+



24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)の
供給が可能。

↑ 常設

↓ 可搬型

 : 既設強化

 : 新規設置

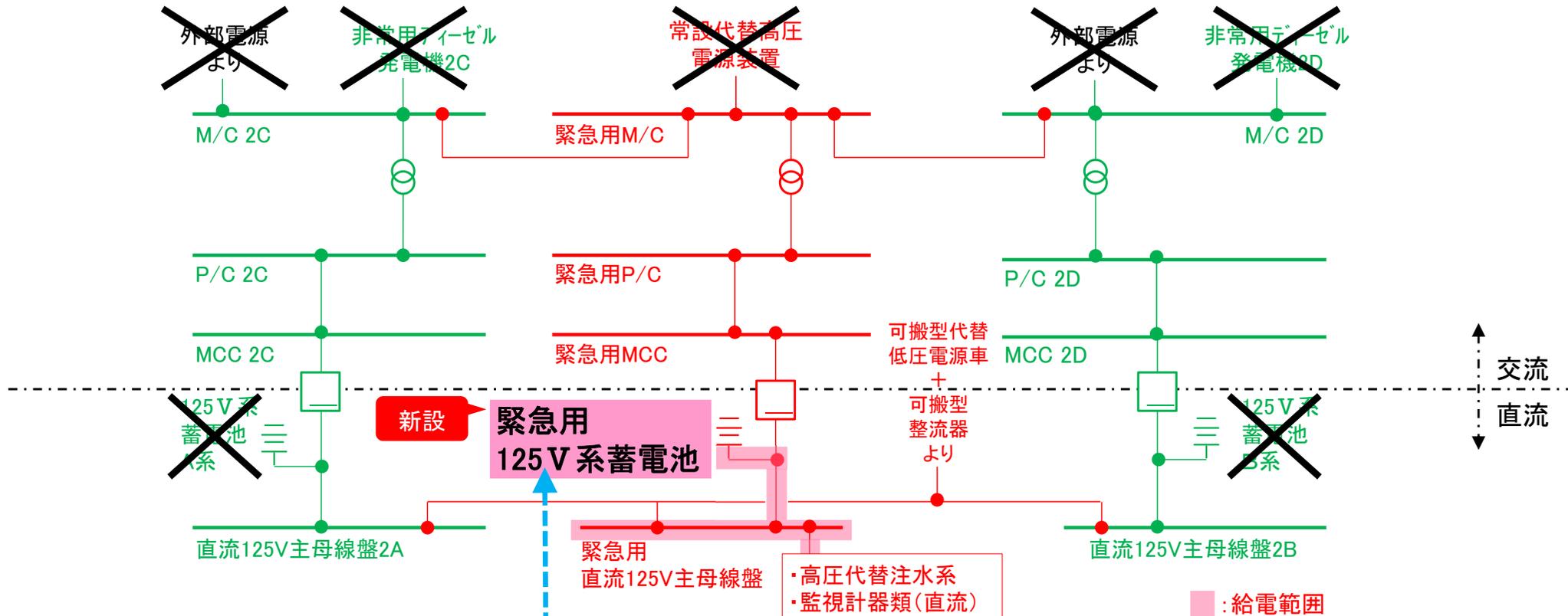
3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

交流電源喪失



代替直流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替直流電源設備… **緊急用125V系蓄電池**
- ・ 可搬型代替直流電源設備
…可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器



重大事故等時に使用する代替注水及び監視計器(直流)のための電源容量(高圧代替注水系, 監視計器類 他)

必要な最大負荷容量 < 緊急用125V系蓄電池容量
約5,530Ah < 6,000Ah

3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

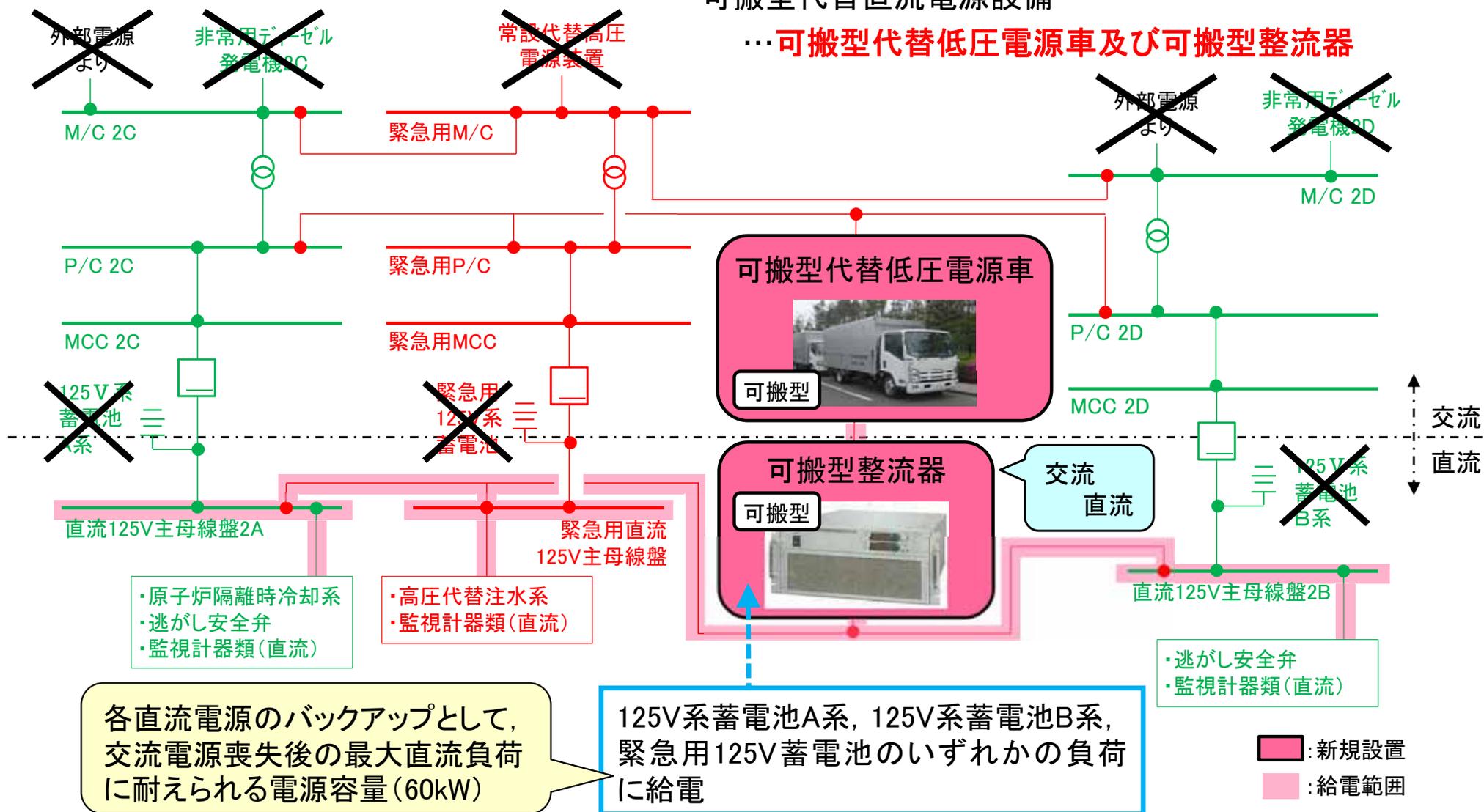
交流電源喪失



代替直流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替直流電源設備… 緊急用125V系蓄電池
- ・ 可搬型代替直流電源設備

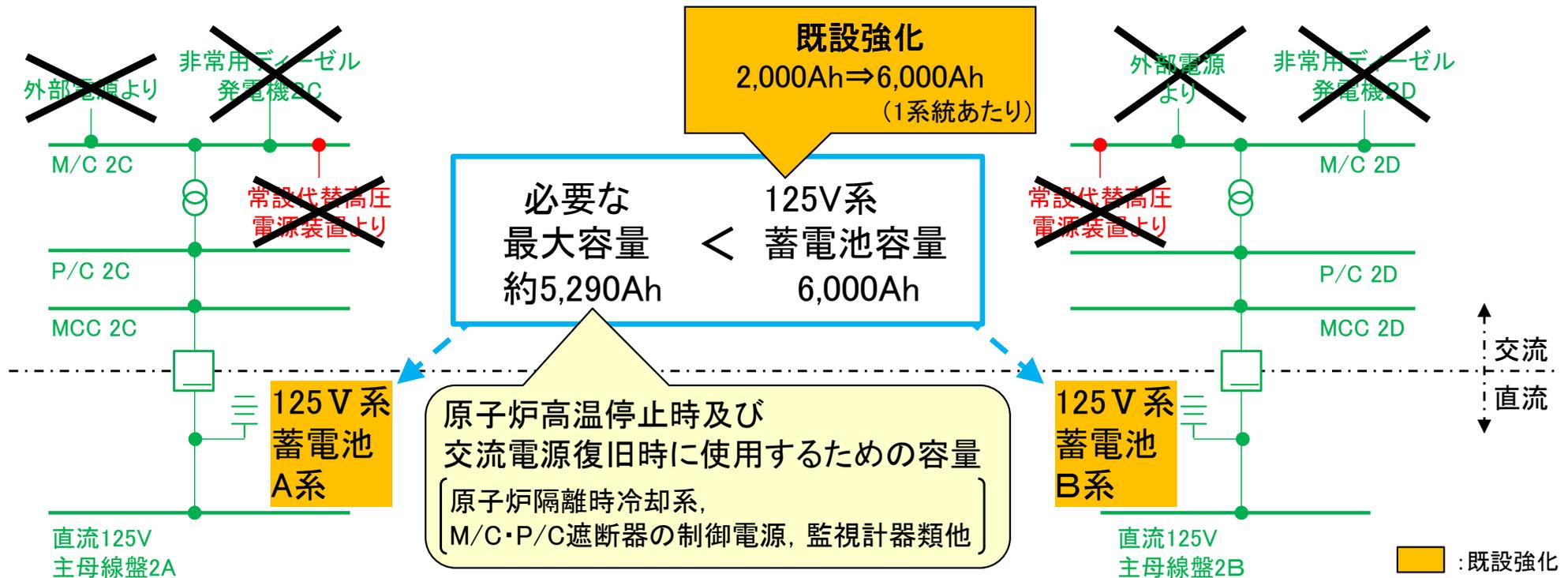
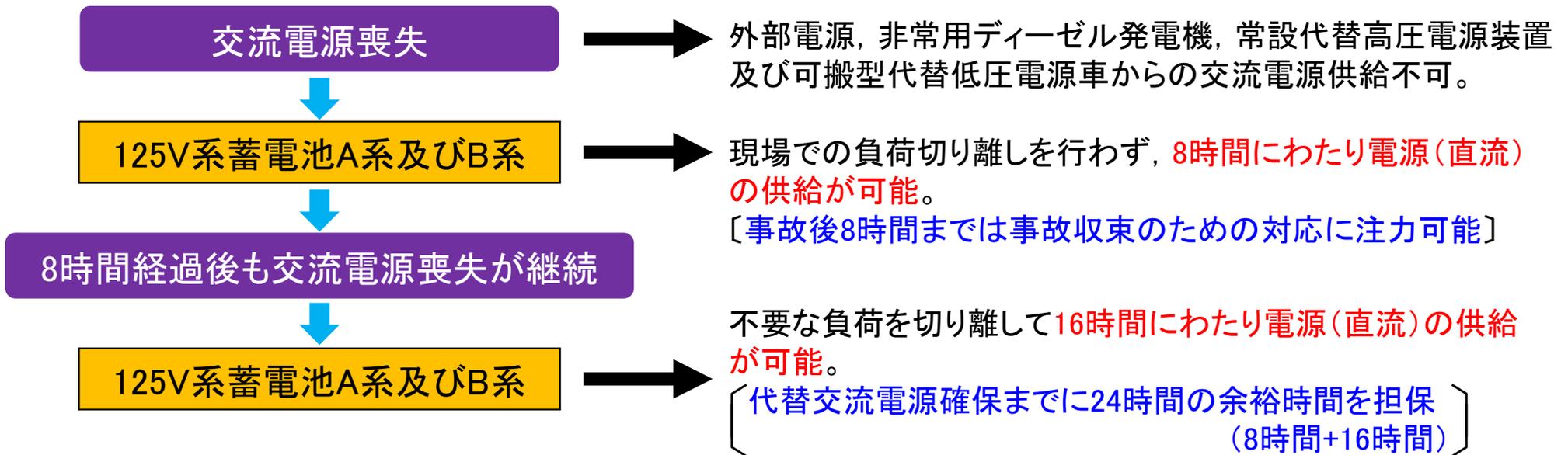
…可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器



各直流電源のバックアップとして、交流電源喪失後の最大直流負荷に耐えられる電源容量(60kW)

125V系蓄電池A系, 125V系蓄電池B系, 緊急用125V蓄電池のいずれかの負荷に給電

3. ③ 直流電源設備の増強



3. ④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化)

外部電源を受電する開閉所設備を
気中開閉所機器から**ガス絶縁開閉装置**
とする。



- ガス絶縁開閉装置は、構造上、
気中開閉所機器よりも重心が
低い**ため耐震性が高い**。
- **コンパクトな配置が可能であり、
メンテナンス性も良い**。



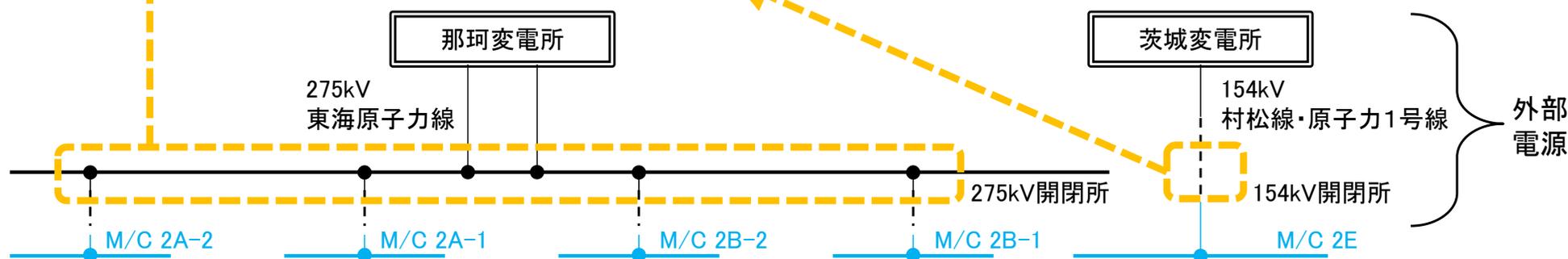
気中開閉所



気中開閉所



ガス絶縁開閉装置(イメージ)

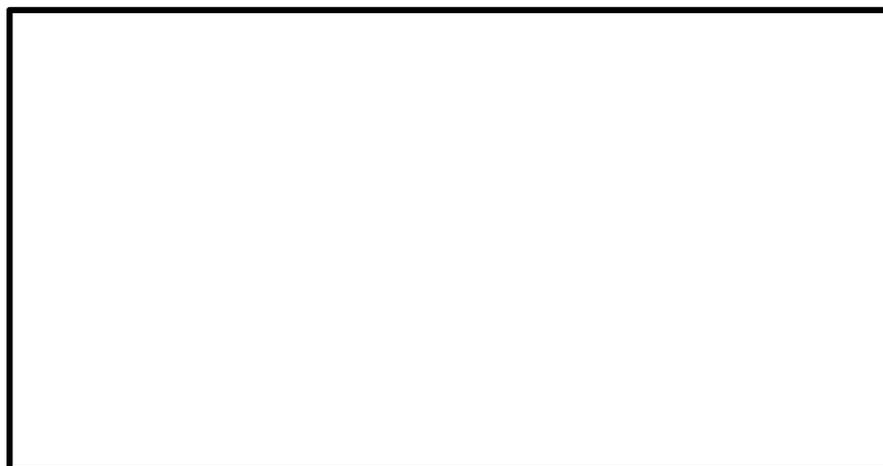


3. ⑤ 耐震性の向上(電線路間水平距離の確保)

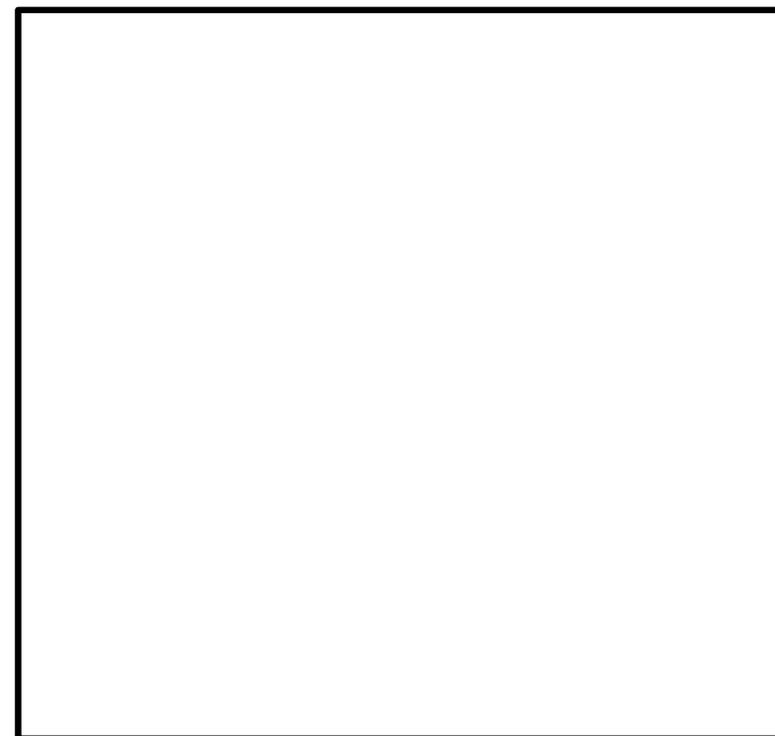
電線路の近接箇所である275kV東海原子力線 No2鉄塔－154kV原子力1号線 No5 鉄塔間について、154kV原子力1号線 No5鉄塔を275kV東海原子力線 No2鉄塔の倒壊範囲外へ移設



仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない電線路間の水平距離を確保する。



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置

- ◆常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車等の新設により電源が多様化され，外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合においても，プラントの停止・冷却に関わる安全確保が可能。
- ◆蓄電池容量を増加することにより，代替交流電源確保までの十分な時間を確保し，安全性を向上。
- ◆外部電源を受電する開閉所設備を耐震性の高いガス絶縁開閉装置とすること及び近接している鉄塔を倒壊範囲外へ移設し，電線路間の水平距離を確保することにより，外部電源の信頼性が向上。

補足説明資料 電源設備への対応について

補足説明資料 目次

1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)	20
2. 電源設備の共通要因等への対応について	32
3. 原子力発電所の施設の保全に関する実施方針と代替電源設備の扱い	49
4. 可搬型代替低圧電源車及び電源ケーブル接続口の扱い	53
5. 交流電源及び直流電源喪失時の対応	54
6. 代替電源設備の負荷容量及び燃料確保について	62
7. 常設代替高圧電源装置の竜巻飛来物の影響とセキュリティ上の対応について	76
8. 外部電源系統の地震による影響評価及び耐震性向上の対策	78
9. 高エネルギーアーク損傷(HEAF)と発生抑制対策について	86

1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)(1/2)



安全性向上の考え方	項目	従来の対策	新規制対応	備考
—	電力系統への連系	・275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。	同 左	別紙1
—	電線路の独立	・275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に、154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に接続する。	同 左	
—	電線路の物理的分離	・東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。	同 左	
—	非常用電源設備の設置	・非常用電源設備として非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及び蓄電池は非常用(非常用)を設ける設計とする。	同 左	別紙2
—	異常の検知及び拡大の防止	・発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を限定できる設計とする。	同 左	別紙3
<u>外部電源の確保</u>	電力の供給停止の防止	・外部電源を受電する開閉所設備は気中開閉所である。	・外部電源を受電する開閉所設備を耐震性の高いガス絶縁開閉装置とする。	(強化)*

* 本文「3. ④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化)」参照

1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上) (2/2)

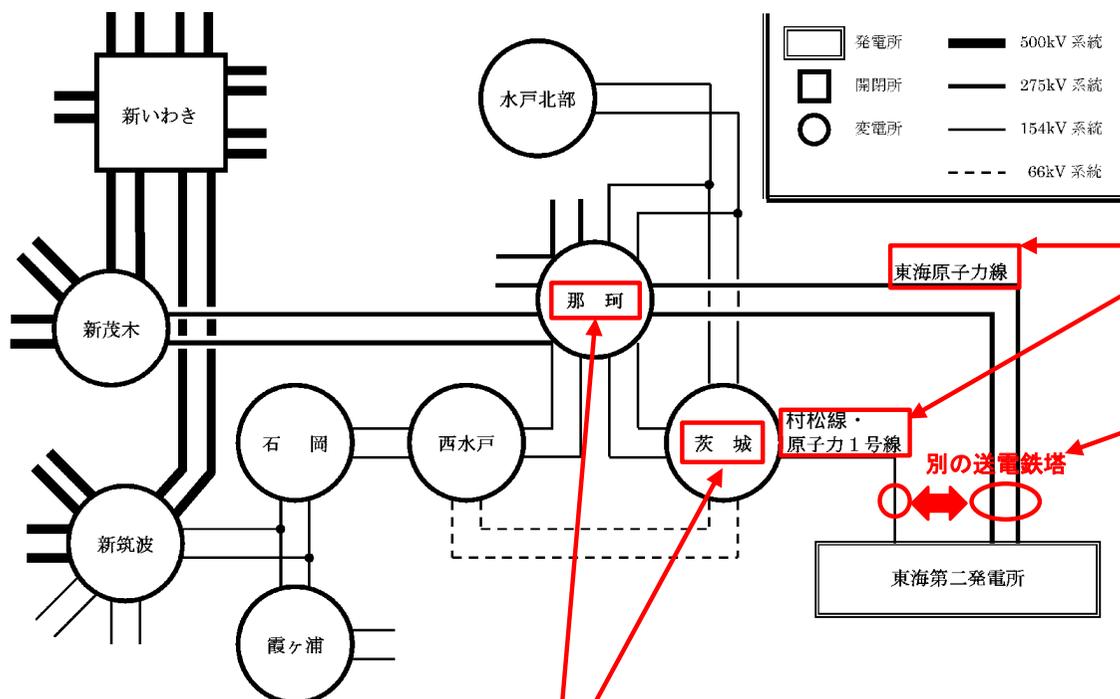


安全性向上の考え方	項目	従来の方策	新規制対応	備考
—	非常用電源設備の設置	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用母線に接続し、7日間の連続運転に必要な容量以上を有する軽油タンクを設置する。 	同左	別紙4
		<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池は非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し、共通要因により機能が喪失しない設計とする。 	同左	別紙5
SA用電源の確保	重大事故等対処設備の設置	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備なし。 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置を設置。 可搬型代替交流電源設備として可搬型代替低圧電源車を配備。 負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能な緊急用125V系蓄電池を設置 代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタ等を設置 	別紙6(新規)
			<ul style="list-style-type: none"> 125V系蓄電池A系及びB系は、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電源の供給を行うことを可能とするため容量を増加。(現状は8時間の設計。24時間後には交流電源の復旧が期待できるため、安全性が向上) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備として可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器を配備する。 	別紙7(新規)

<別紙1> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>



- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。

275kV送電線の送電容量:約1138MW(1回線当たり)及び154kV送電線の送電容量:約269MWは、非常用ディーゼル発電機容量:5200kW以上。

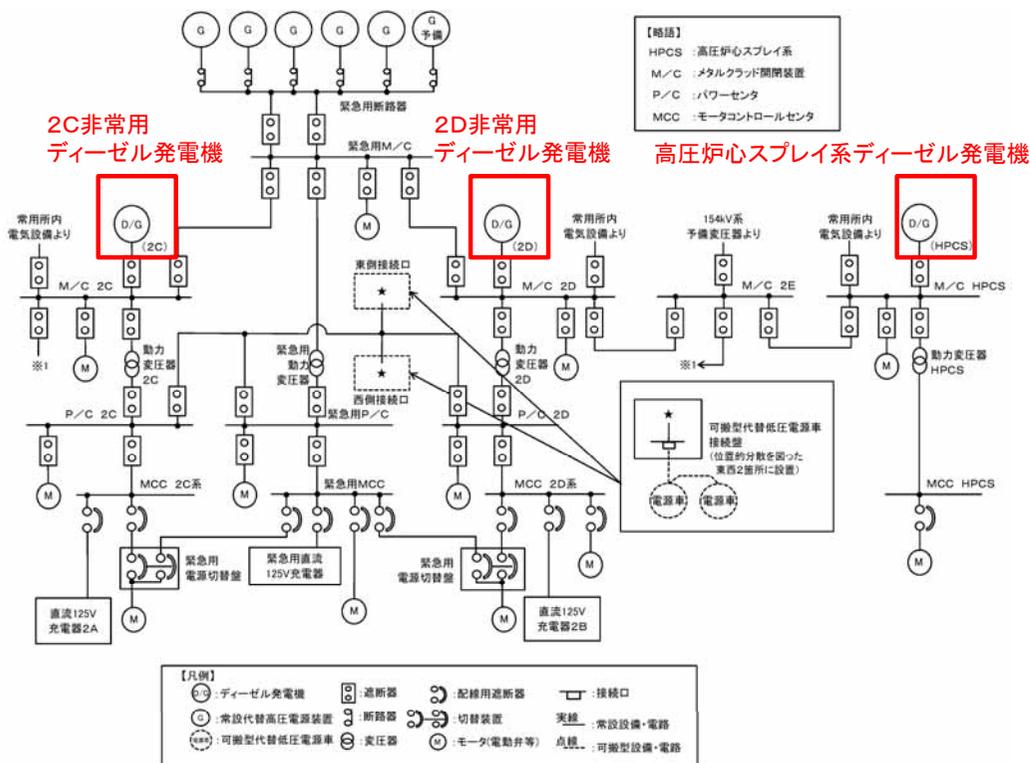
275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

<別紙2> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>

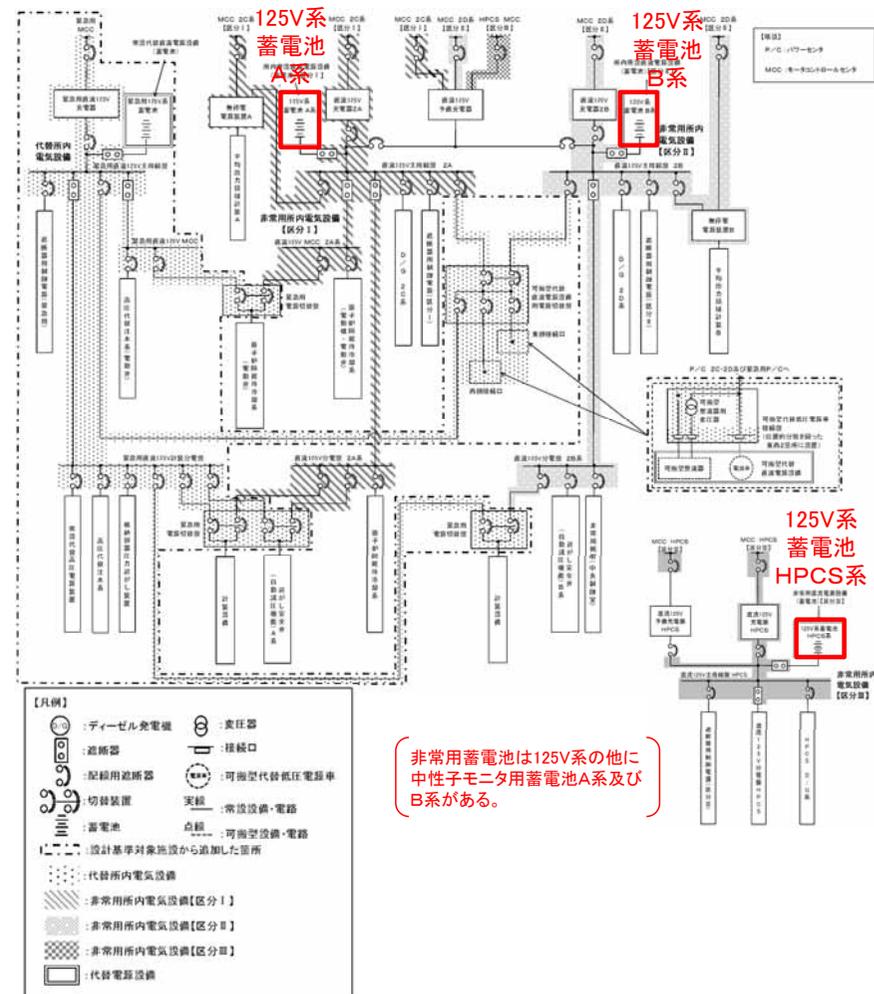


2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。

非常用電源設備として非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)及び蓄電池(非常用)を設ける設計とする。



単線結線図(交流)

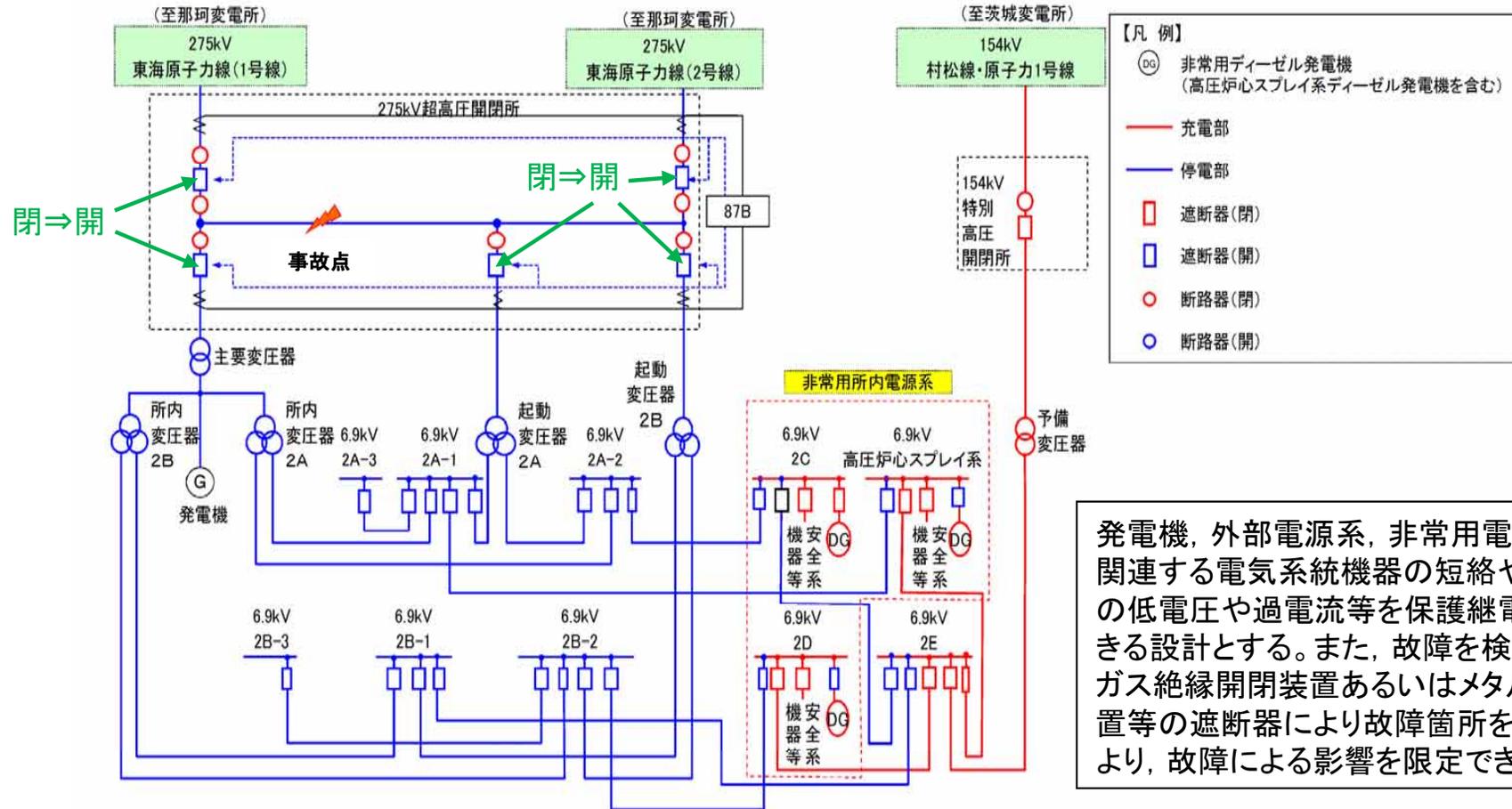


単線結線図(直流)

<別紙3> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>



3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

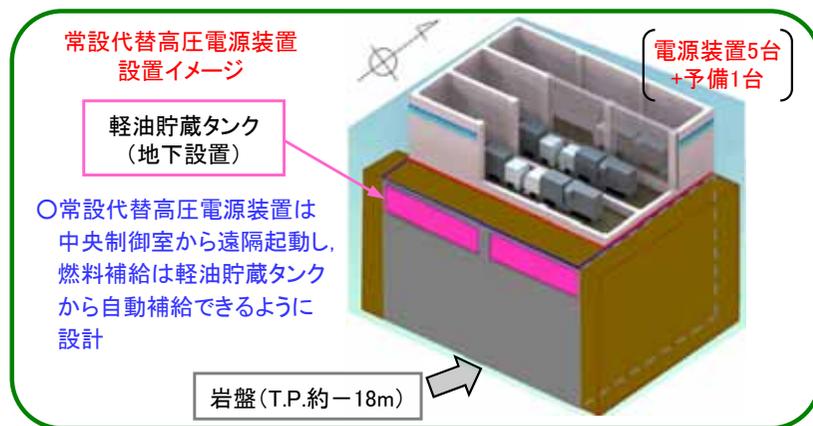


母線保護装置の例

発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を限定できる設計とする。

275kV母線事故を検知して、遮断器(主要変圧器用、起動変圧器用及び送電線用)を「開」とすることにより、故障箇所である275kV母線を隔離する。

○常設電源設備(非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置)用の燃料貯蔵設備として、7日間の電源供給を可能とする軽油貯蔵タンク(400kL)を2基設置



軽油貯蔵タンク配置図

○軽油貯蔵タンクの容量は、燃料消費量が最大となるケースである外部電源喪失が発生した場合を想定しても、7日間電源供給が可能な量を上回る容量を設定

外部電源喪失

非常用ディーゼル発電機等により
非常用母線を受電

非常用ディーゼル発電機等が7日間運転可能な燃料
(53,184 L/日 × 7日 ≒ 372.3kL)

+

+

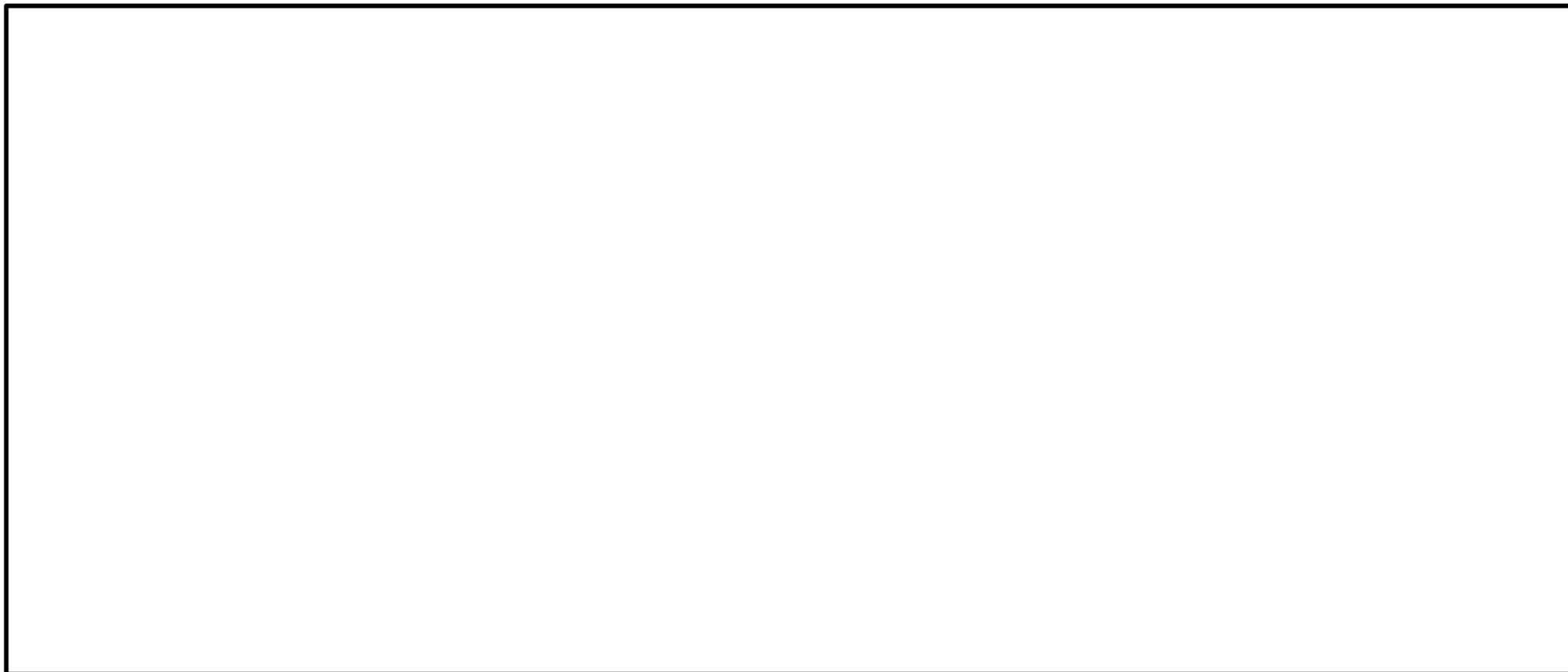
常設代替高圧電源装置により
緊急用母線を受電
(重大事故への備え)

常設代替高圧電源装置が1日運転可能な燃料
(20,160 L/日 × 1日 ≒ 20.2kL)

$$372.3\text{kL} + 20.2\text{kL} = 392.5\text{kL} * < 400\text{kL}$$

* 何れかの電源のみで7日間運転を続ける場合は、このケースよりも燃料消費量が少なくなる。

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。



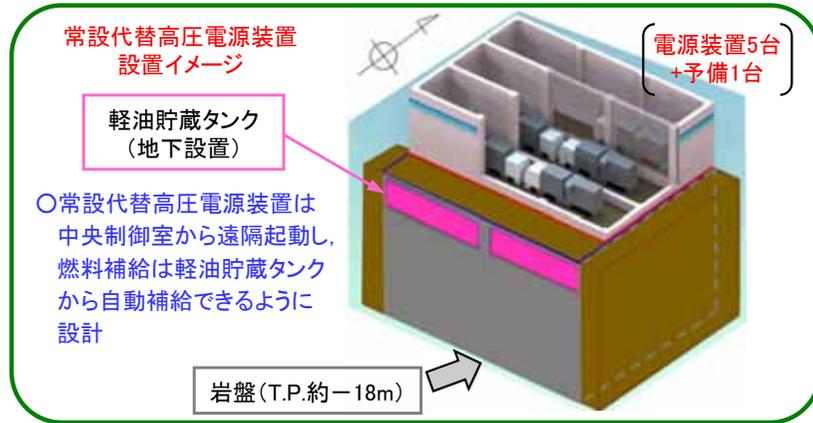
非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及び蓄電池(非常用)の配置図

- ・非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線(高圧炉心スプレイ系用母線を含む。)に接続する。
- ・蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

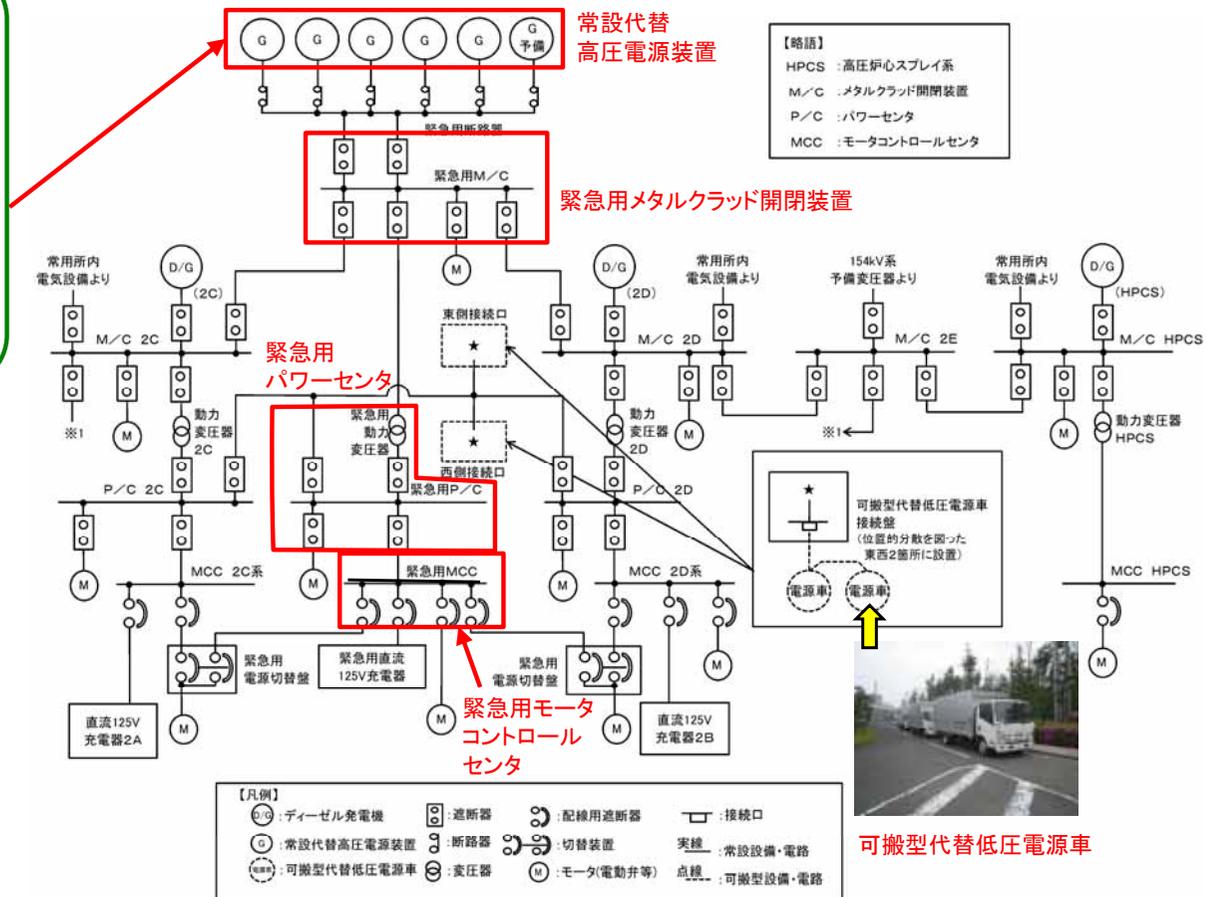
<別紙6> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



1 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。



常設代替高圧電源装置 配置イメージ



- ・可搬型代替電源設備として可搬型代替低圧電源車を配備
- ・常設代替電源設備として常設代替高圧電源装置及び緊急用125V系蓄電池を設置
- ・代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置(緊急用M/C)、緊急用パワーセンタ(緊急用P/C)及び緊急用モータコントロールセンタ(緊急用MCC)等を設置

<別紙6> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



常設代替高圧電源装置 負荷一覧表

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・直流125V充電器 A	約 79
	・非常用照明	約 108
	・120/240V計装用主母線盤 2 A	約 134
	・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷	約 14 約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・直流125V充電器 B	約 60
	・非常用照明	約 86
	・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷	約 134 約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ	約 584
	その他必要な負荷	約 3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	約 55
	非常用ガス処理系排風機	約 8
	その他必要な負荷	約 95
	停止負荷	約 -52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 183
⑨	蓄電池室排気ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 154
⑩	緊急用海水ポンプ (使用済燃料プール冷却用として起動)	約 510
	その他必要な負荷 (緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	約 4 (約 982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 4,510 (約 4,948)

可搬型代替低圧電源車 最大負荷一覧表

(1) 非常用所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・直流125V充電器 A	約 79
	・非常用照明	約 22
	・120V AC計装用電源 2 A ・その他負荷	約 134 約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・直流125V充電器 B	約 60
	・非常用照明 ・その他負荷	約 22 約 52
③	・中央制御室換気系空気調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン (中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	約 45 約 8 (約 172)
	④	・蓄電池室排気ファン ・蓄電池室空気調和機ファン
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 575 (約 675)

(2) 代替所内電気設備に給電する場合

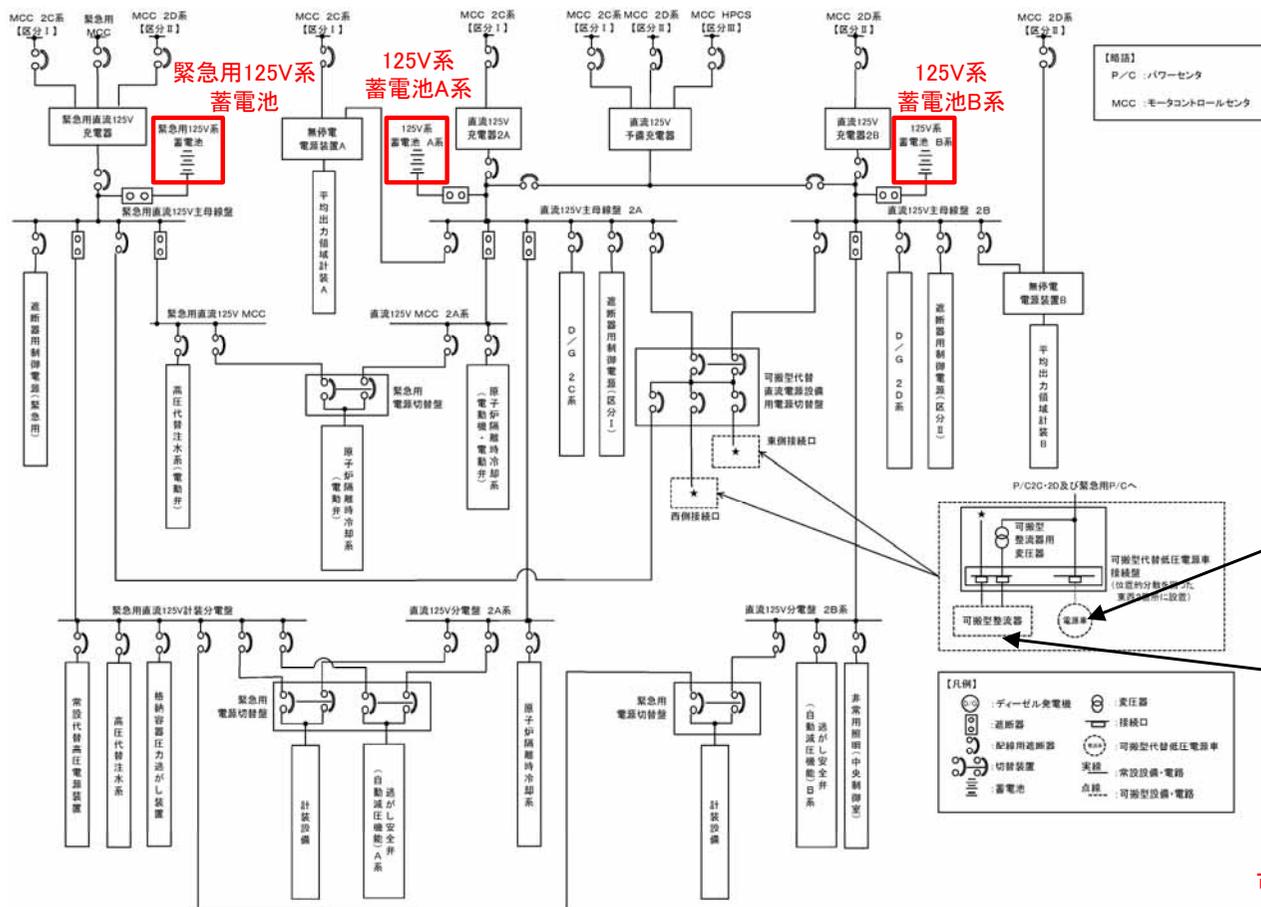
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約 190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
④	緊急用母線自動起動負荷	
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 120 約 95
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 625 (約 675)

緊急用125V系蓄電池 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~1440 分
6.9kV 緊急用M/Cトリップ・投入		
480V 緊急用P/Cトリップ・投入		
SA制御盤, SA監視盤, SA変換器盤		
高压代替注水制御盤		
常設代替高压電源装置遠隔操作盤		
計測装置		
逃がし安全弁(自動減圧機能) A系		
安全パラメータ表示システム(S P D S)		
緊急用125V系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高压代替注水系注入弁		
高压代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁		
高压代替注水系ミニフロー弁		
高压代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計 (A)	約 1,844	約 181

※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出

<別紙7> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



可搬型代替低圧電源車



可搬型整流器(イメージ)

- ・125V系蓄電池A系及びB系は負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能。緊急用125V系蓄電池は負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能。
- ・24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備として可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器を配備する。

<別紙7> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



125V系蓄電池A系 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1分	1~60分	60~540分 ^{※1}	540~1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2C D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口弁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,750	255	238	134

- ※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。
- ※2 2C D/G初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、2C D/G初期励磁電流 はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

125V系蓄電池B系 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1分	1~60分	60~540分 ^{※1}	540~1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2D D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,200	237	220	139

- ※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。
- ※2 2D D/G初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、2D D/G初期励磁電流 はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出。

2. 電源設備の共通要因等への対応について (1/3)

2.1 電源設備の多重性又は多様性及び独立性の確保及びその信頼性について

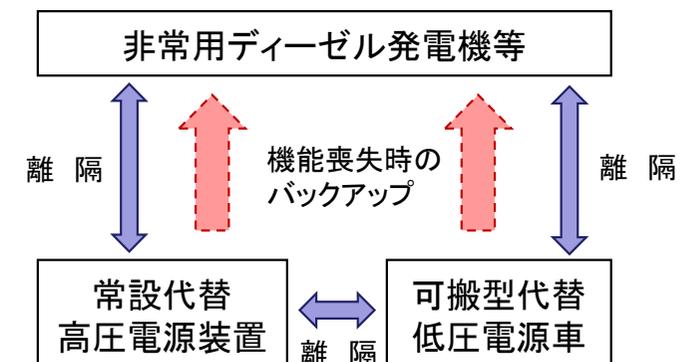
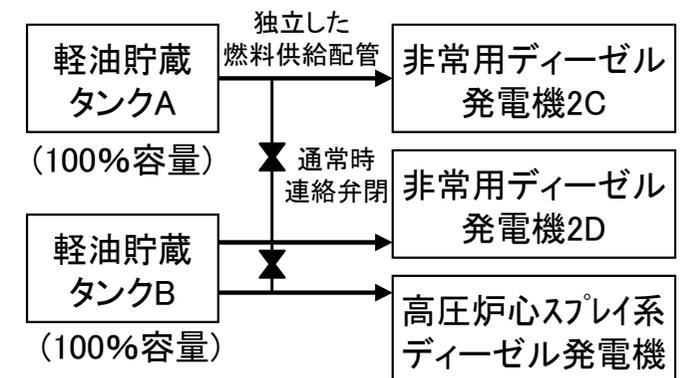
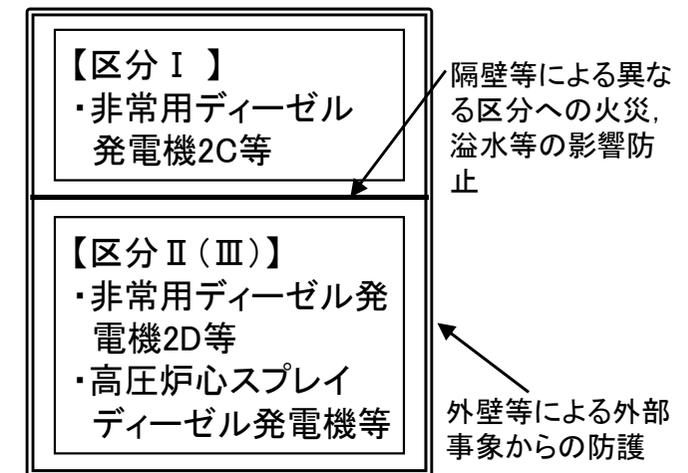
- (1) 非常用ディーゼル発電機等の非常用電源設備は、安全区分に応じて**区分Ⅰと区分Ⅱ(Ⅲ)に区画された電気室等に隔離して設置し、地震、津波、火災、溢水等の外乱に対しても必要な機能を維持するよう、耐震、耐津波、火災防護、内部溢水等の各対策等により、すべての非常用電源が同時に機能喪失しないようにしている。**

<別紙1,2参照>
- (2) 燃料貯蔵設備については、**必要容量を有するタンクを2つ設置し、それぞれのタンクから独立した配管で異なる安全区分のディーゼル発電機等に燃料を供給する。これらの連絡配管は通常時は手動弁により隔離しており、万一、片系で漏えい等が生じた場合でも他系に影響しない。**

<別紙3参照>
- (3) 外部電源喪失に加えて、非常用ディーゼル発電機等の設計基準事故対処設備の電源も喪失し、**全交流動力電源喪失に至った場合の代替電源設備として、常設代替高圧電源装置や可搬型代替低圧電源車を設置、配備する。**

<別紙4参照>
- (4) 代替電源設備は、**地震、津波、溢水、火災を考慮した設置場所に設置又は保管する。また、その他の外部事象による共通要因によって、非常用ディーゼル発電機等と同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る。**

<別紙5参照>



2.2 非常用電源設備の電源盤等に対する共通要因の影響確認と対策

- 非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機や電源盤等は、下表のとおり、その機能を失う**共通要因**となり得る**地震、津波等の外部事象による悪影響を受けても、機能を維持できることを確認している**。また、**建屋内部で発生した火災や溢水で片方の系統の機能が喪失しても、他系統の機能を維持できる**。
- 上記の対策により、非常用電源設備の機能は確保できるが、更に、これらの想定を超える事象等ですべての電源機能が喪失する事態も考慮し、**重大事故等対処設備として多様性及び独立性を有する代替電源設備を非常用電源設備に対して位置的分散を図り設置することで、電源確保の信頼性を高めている**。〈別紙5,6,7参照〉

主な共通要因	非常用ディーゼル発電機や電源盤等の機能への各事象の影響確認	結果
①外部からの影響		
・地震による外力	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動Ssの地震力により、各所に設置された電源盤等の設備に加わる加速度と設備の応答を評価し、また加振試験等を実施して地震後の設備の機能維持を確認することで、各設備が十分な耐震性を有し、地震によっても必要な機能を維持できることを確認している。 ・当該設備の周囲には、地震により損傷して当該設備に波及的な悪影響を及ぼす可能性がある耐震性が低い設備がないことを確認している。 <p style="text-align: right;">※「地震対策(耐震設計方針)について」参照</p>	良
・津波による浸水、波圧及び漂流物	<ul style="list-style-type: none"> ①基準津波*1に対しては、防潮堤等により原子炉建屋等を設置した発電所敷地に津波が浸水しないことを確認している。 ②防潮堤を超えて敷地に遡上する津波*2に対しては、発電所敷地に津波が浸水するが、原子炉建屋付近の浸水深さは約1mに留まり、更に漂流物等を考慮しても、外壁・水密扉等*3により建屋内部への浸水を防止し、必要な機能を維持できることを確認している。 <p>*1 基準津波による防潮堤前面の最高水位：T.P.+17.1m、防潮堤高さ：T.P.+20m(海側)及びT.P.+18m(陸側)</p> <p>*2 防潮堤前面の最高水位：T.P.+24m(無限鉛直壁を想定)。このような津波が発生する可能性は極めて低いが、津波リスクに対する発電所の安全性を高める観点から設定し、対処していく。</p> <p>*3 建屋外壁の水密扉の運用として、扉の開放時は人が立ち会い、大津波警報発令時等は直ちに扉を閉止することで、建屋外壁の水密性を確実にする。</p> <p style="text-align: right;">※「津波対策(耐津波設計)について」参照</p>	良

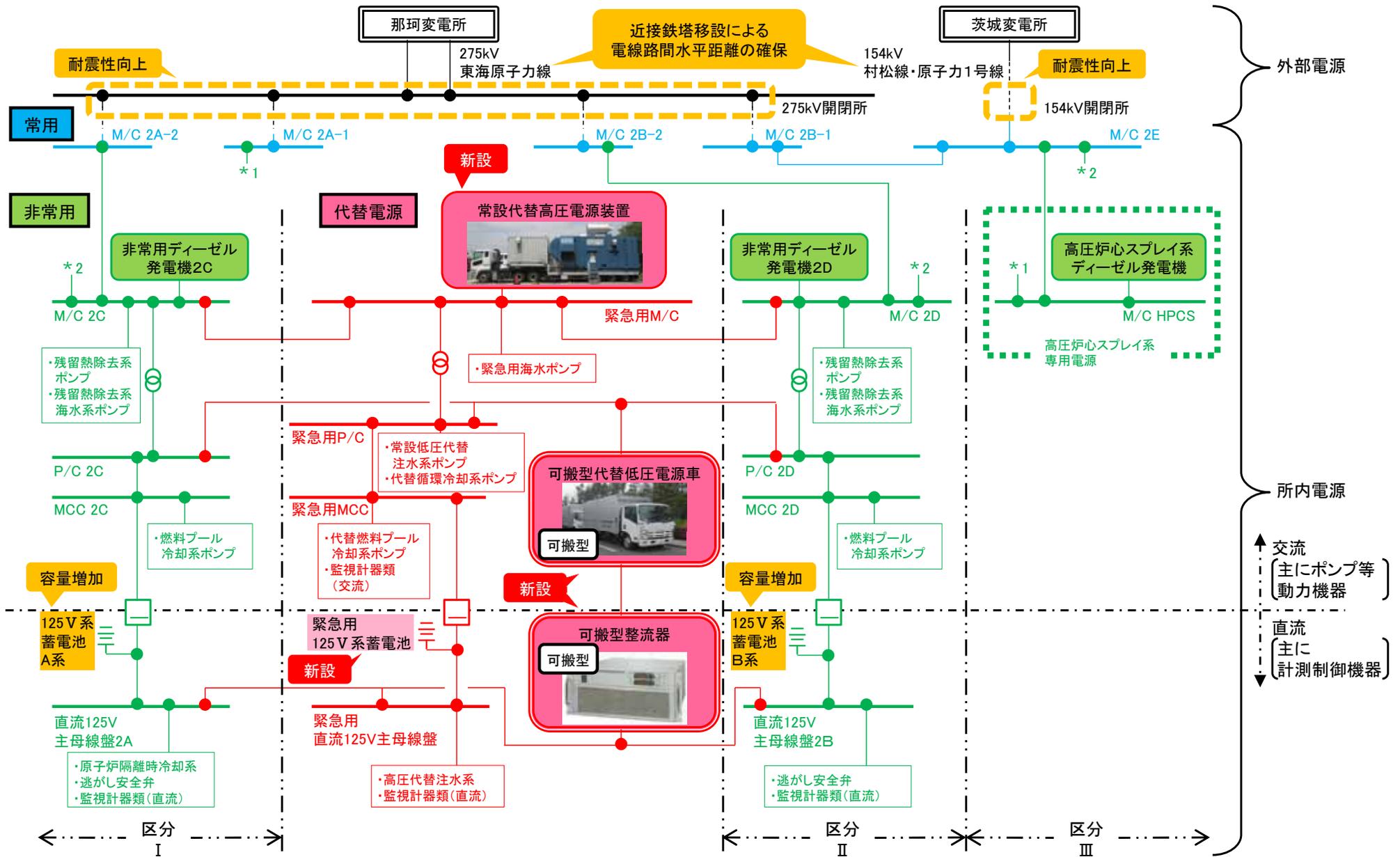
2. 電源設備の共通要因等への対応について (3/3)



主な共通要因	非常用ディーゼル発電機や電源盤等の機能への各事象の影響確認	結果
①外部からの影響(続き)		
<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻による風圧及び飛来物 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内は竜巻による飛来物発生防止対策の運用を行った上で、設計竜巻*⁴による風圧及び設計飛来物*⁵による荷重に対しても、原子炉建屋等の外壁、開口部等が耐性を有するよう設置することで、各設備は竜巻から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。 <p style="text-align: center;">*4 最大風速100m/s *5 長さ約4m, 重さ135kgの角型鋼管等</p> <p style="text-align: center;">※「外部事象対策について(自然事象(地震・津波を除く)及び人為事象への対応)」参照</p>	良
<ul style="list-style-type: none"> ・その他の外部事象 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所外部からの、森林火災、落雷、火山(降灰)等の自然現象に対しても、防火帯の確保、避雷設備の設置、原子炉建屋の外壁やフィルタ装置の運用等により、各設備は外部事象から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。 ・発電所外部からの、近隣施設の火災・爆発、電磁的障害等の人為事象に対しても、発生源からの離隔距離の確保、原子炉建屋の外壁による防護、サージ・ノイズ対策設備等により、各設備は外部事象から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。 <p style="text-align: center;">※「外部事象対策について(自然事象(地震・津波を除く)及び人為事象への対応)」参照</p>	良
②内部の影響		
<ul style="list-style-type: none"> ・内部火災 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内部での火災の発生防止を図ると共に、各電源設備の系統を区分・区画し、耐火隔壁や火災感知設備、自動消火設備等を設け、早期の感知・消火、影響軽減を図ることで、火災によっても多重化された系統が同時に機能喪失しないことを確認している。 <p style="text-align: center;">※「内部火災への対応について」参照</p>	良
<ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内部での溢水発生防止を図ると共に、各電源設備の系統を区分・区画し、水密扉や堰の設置、床ドレンファンネルの閉止運用等により、溢水の流れをコントロールすることで、溢水*⁶によっても多重化された系統が同時に機能喪失しないことを確認している。 <p style="text-align: center;">*6 火災発生時の消火活動に伴う消火水の溢水も考慮している。</p> <p style="text-align: center;">※「内部溢水への対応について」参照</p>	良

<別紙1> 電源設備の概要

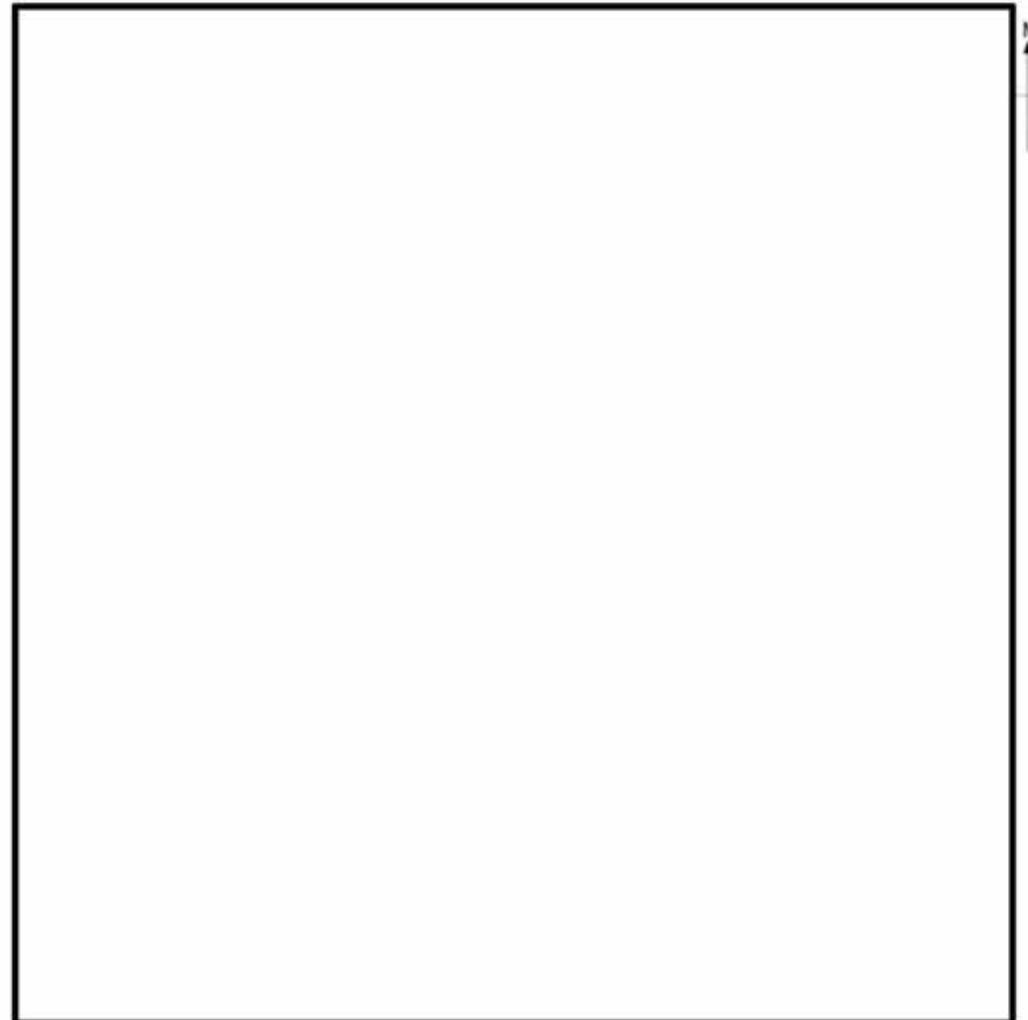
* 本文「2. 電源設備の概要」再掲



※M/C(マルチクワット開閉装置), P/C(パワーセンタ), MCC(モータコントロールセンタ)とは, 発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤のこと。

黄色 : 既設強化
 赤色 : 新規設置

- 非常用電源設備は、安全区分に応じて区分Ⅰと区分Ⅱ(Ⅲ)に区画された電気室等に設置している。
- 非常用電源設備の配置に関して、同じ機能を有する設備は、運転性、保守性に配慮し、近傍に配置しているが、地震、津波、火災、溢水等の外乱に対しても必要な機能を維持するよう、耐震性の確保、耐津波性(外壁、水密扉)、火災防護対策(隔壁、火災感知・消火設備等)、内部溢水対策(隔壁、水密扉)等により、すべての非常用電源が同時に機能喪失しないように設計している。

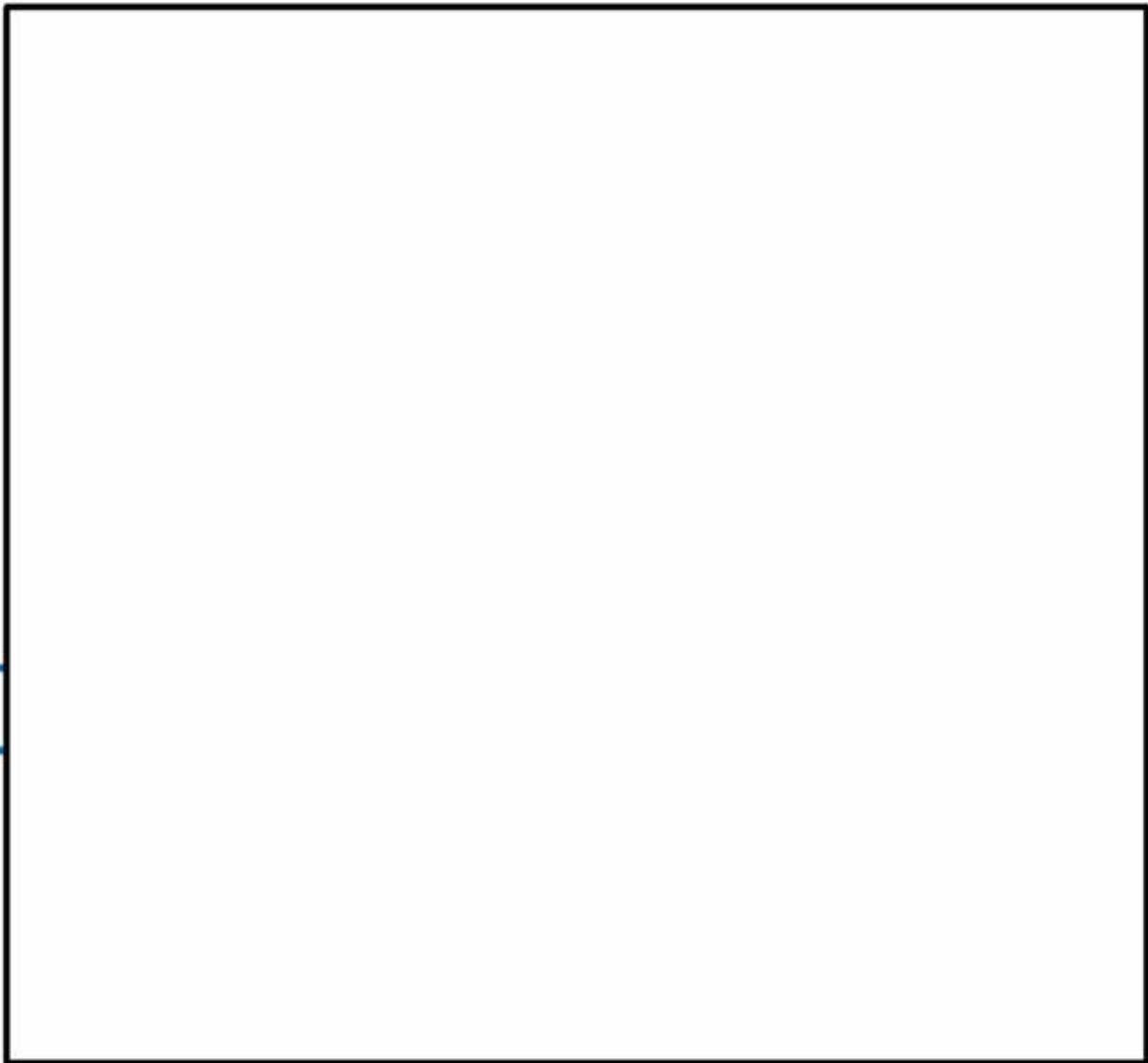


非常用ディーゼル発電機等の
火災防護対策における区画

原子炉建屋付属棟 EL-2.00m



非常用高圧母線 2 D



非常用高圧母線電源盤の
火災防護対策における区画 (1/2)

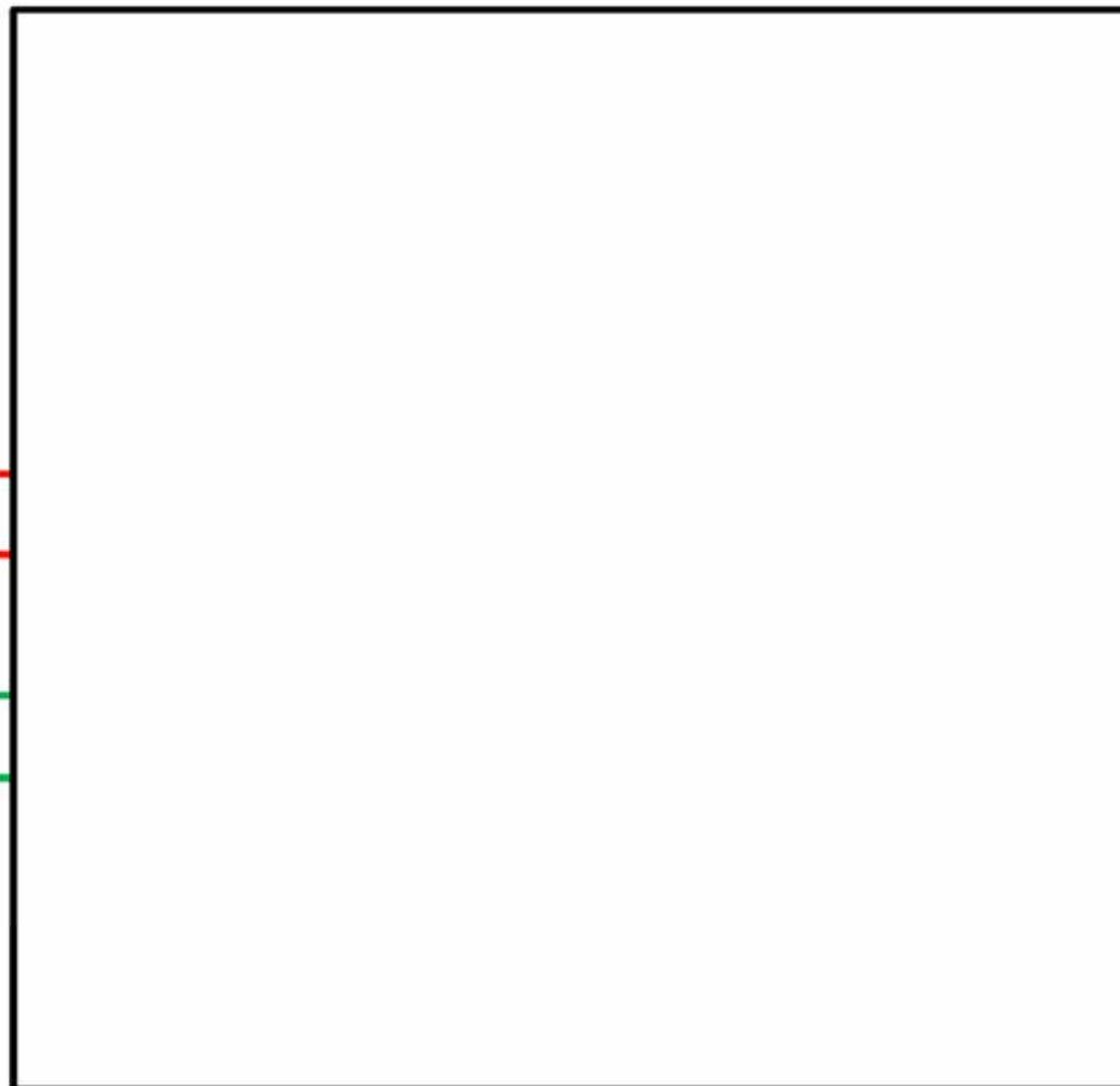
原子炉建屋付属棟 EL. 2.00m

区分Ⅰ
 区分Ⅱ (Ⅱ)

防護対象設備の凡例	
赤字	区分Ⅰ
青字	区分Ⅱ
緑字	区分Ⅱ
黒字	区分Ⅳ
: 火災区域の境界 : 3時間耐火壁追設計画 : 火災区画の境界 : 機器等分離用の耐火隔壁 (1時間耐火隔壁)	

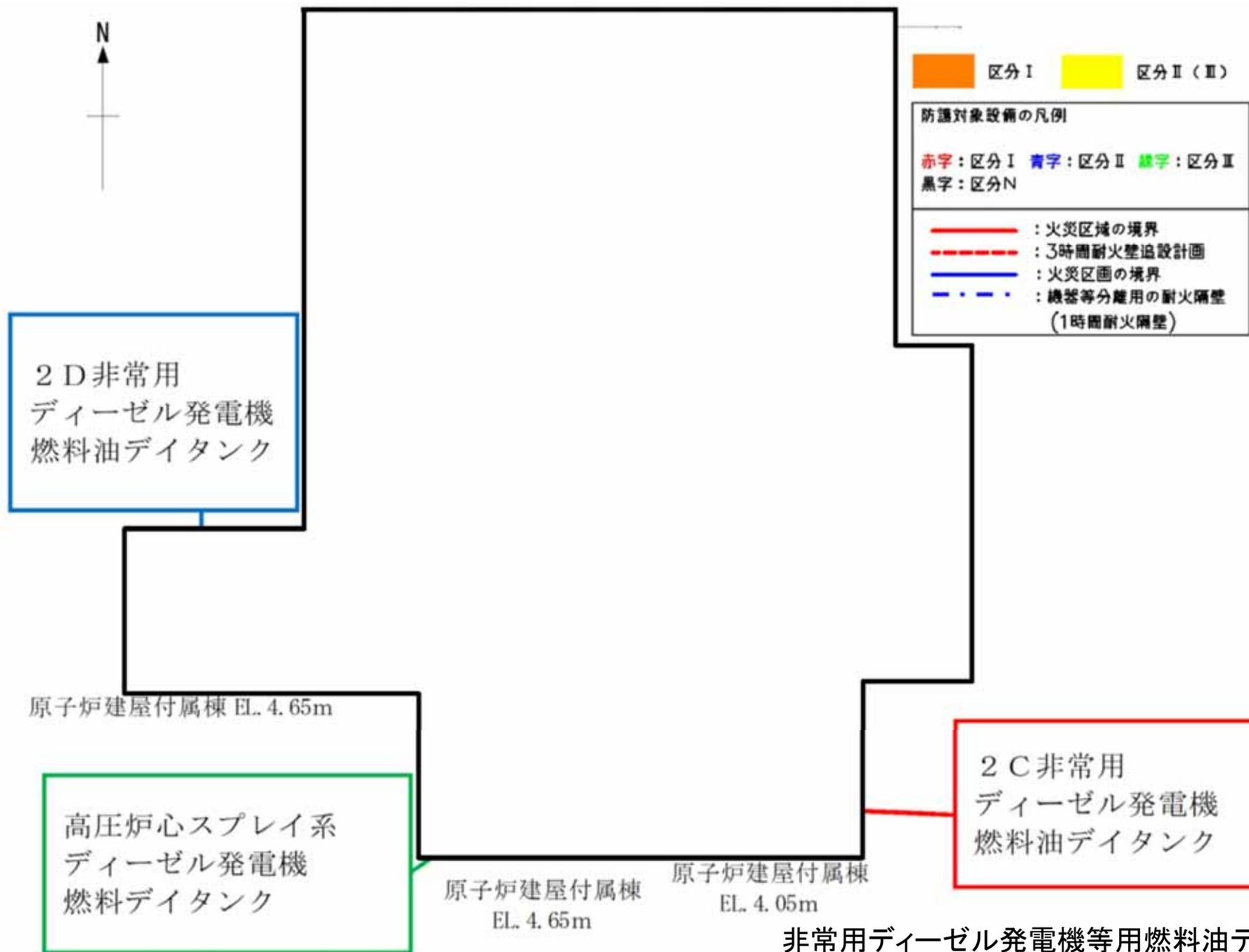
非常用高压母線 2 C

非常用高压母線 H P C S



原子炉建屋付属棟 EL. -4.00m

非常用高压母線電源盤の
火災防護対策における区画 (2/2)



非常用ディーゼル発電機等用燃料油デイトンクの
火災防護対策における区画

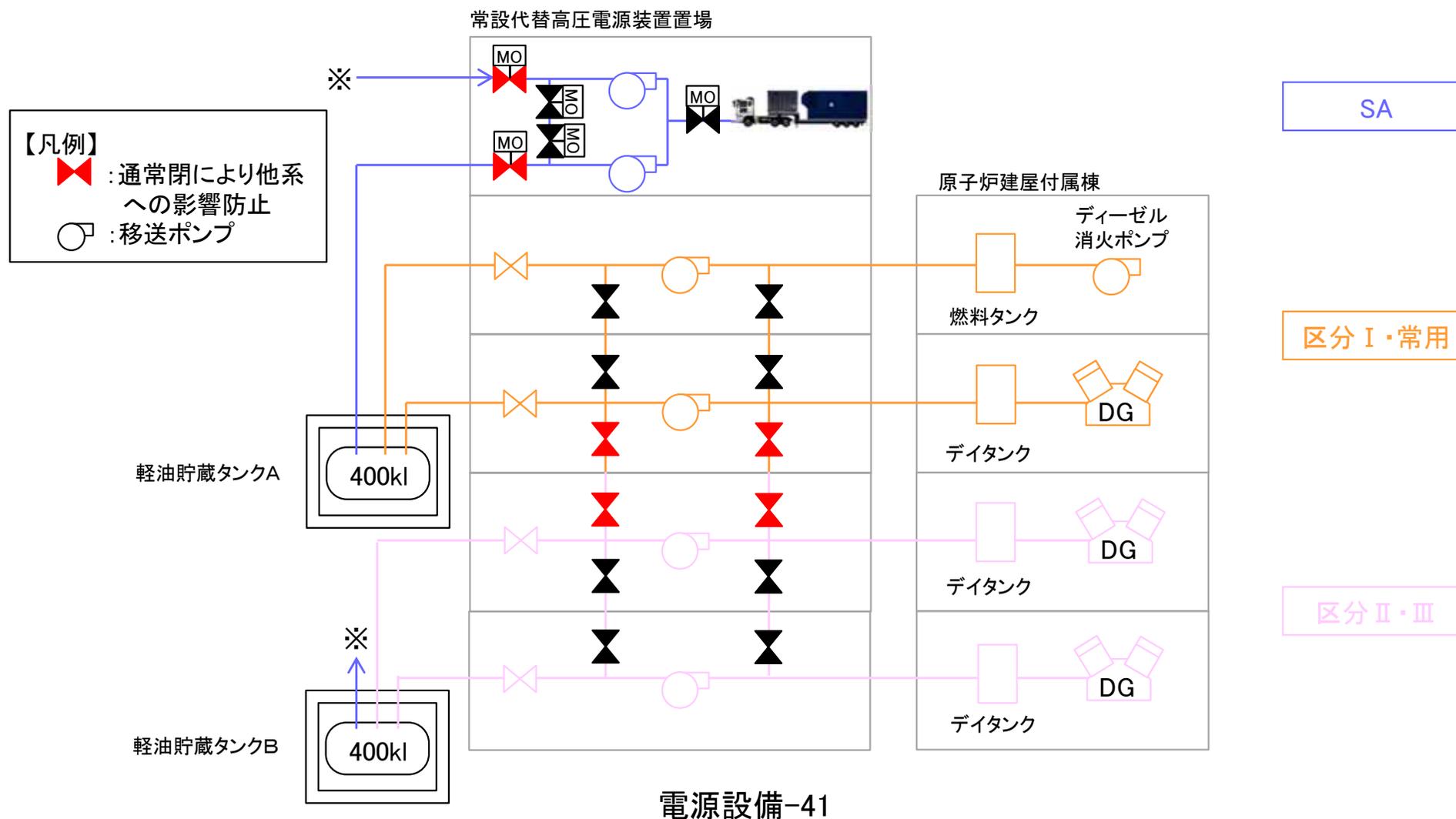


非常用ディーゼル発電機等用軽油貯蔵タンクの
火災防護対策における区画

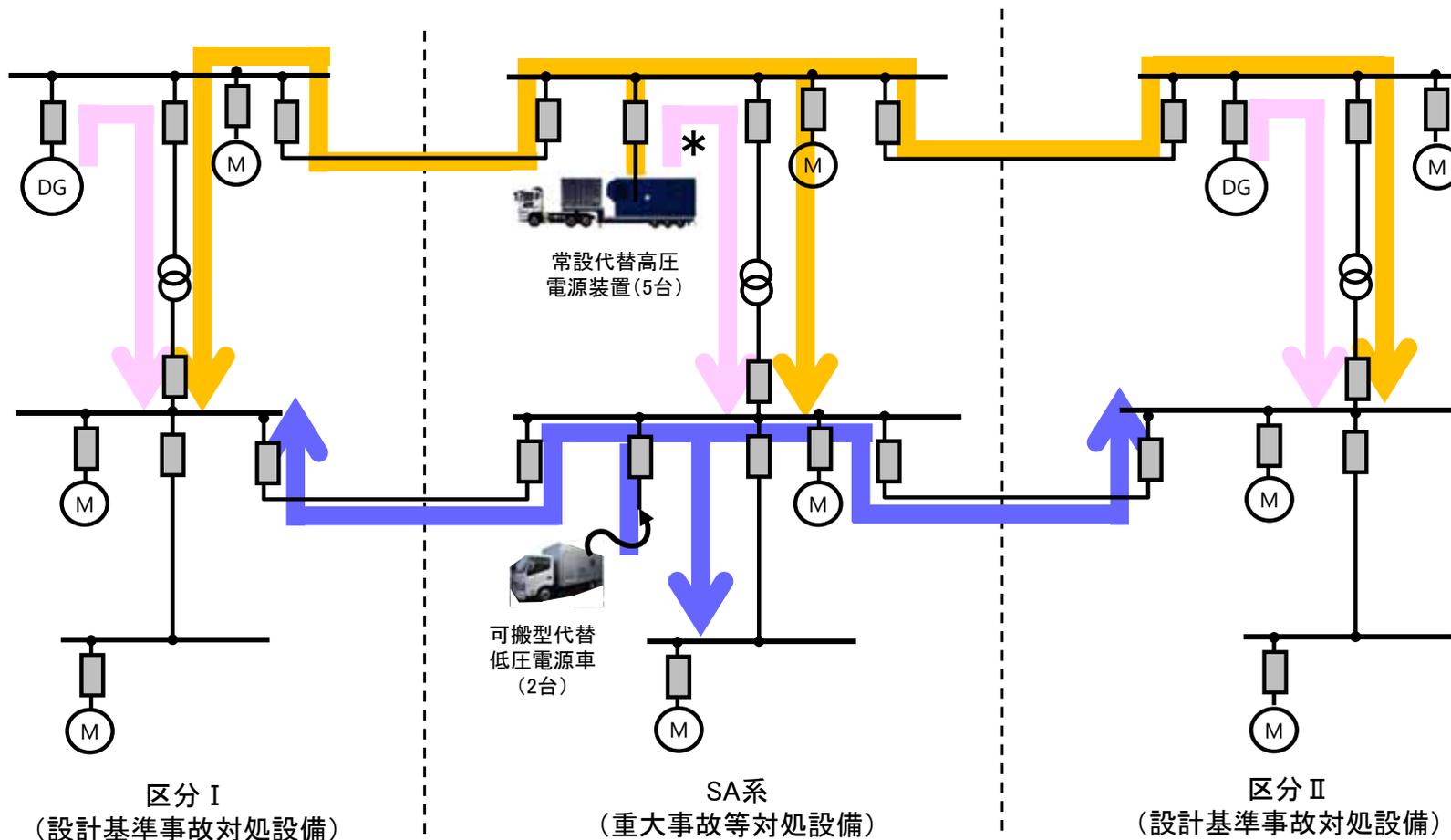
<別紙3> ディーゼル発電機の燃料供給システムの構成



- 燃料貯蔵設備として、必要な容量を有した軽油貯蔵タンク(400kl)を2基設置する。
- 軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにてディーゼル発電機へ供給される系統を3系統有しているため、ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。
- 軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており、3台のディーゼル発電機いずれも使用できる設計としている。
- 連絡配管は通常時は、手動弁により隔離されており、片系で漏えい等が生じた場合でも他系への影響を防止する。
- 常設代替高圧電源装置への燃料供給は、通常待機時閉としており、他系への影響を防止する。



- 設計基準事故対応設備（非常用ディーゼル発電機）の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対応設備として、常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車を設置、配備する。



* 外部電源喪失時は非常用ディーゼル発電機で電源供給可能なためSA系は必要ないが、不測の事態に備えたバックアップとして予め電源装置(2台)を起動して緊急用母線を充電しておく。

【凡例】

(優先順位) ①→②→③

← : ①(外部電源喪失時)*

← : ②(非常用ディーゼル発電機給電不可時)

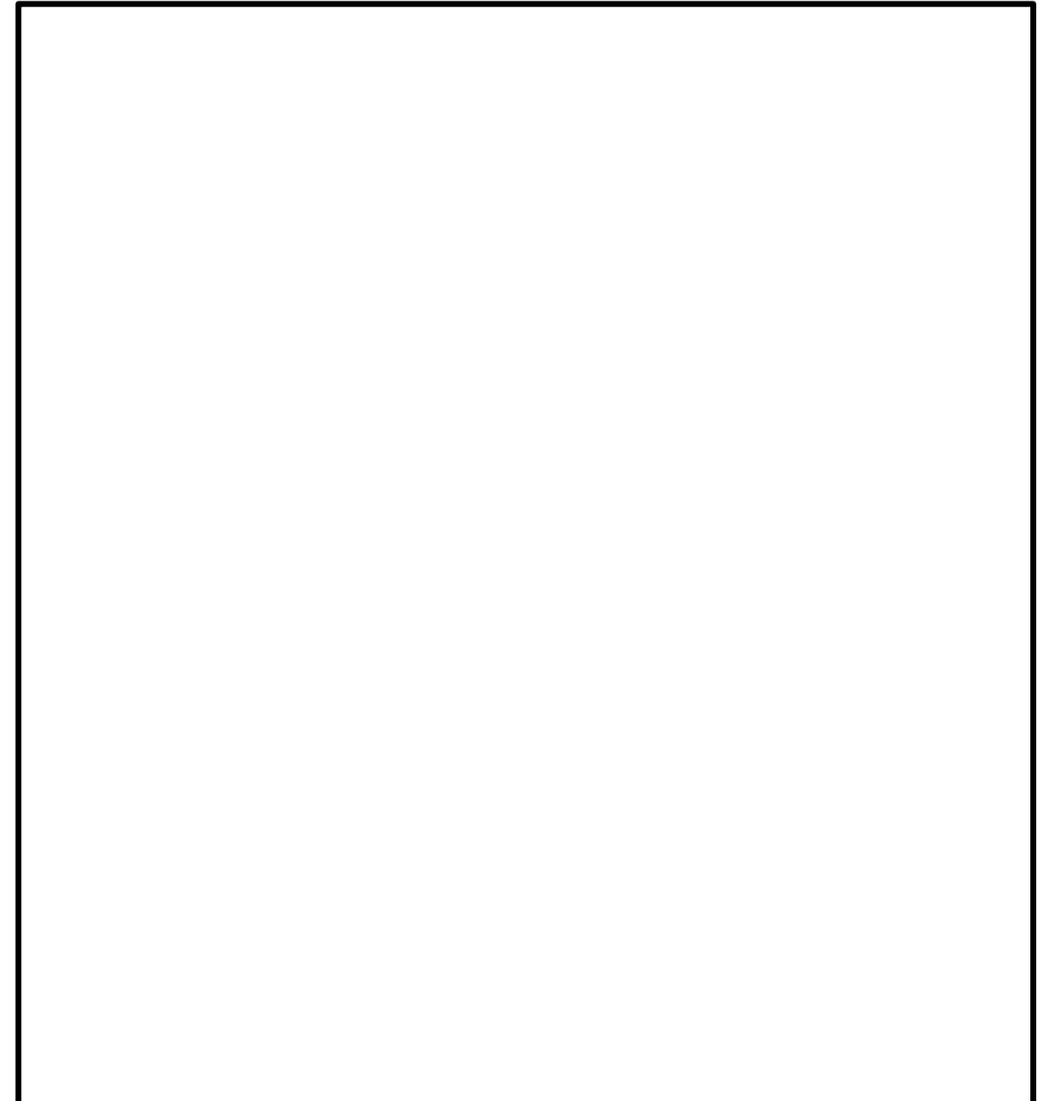
← : ③(常設代替高圧電源装置給電不可時)

- 代替電源設備は，地震，津波，火災，溢水等の事象を考慮し，機能が損なわれないよう配置する。
- 代替電源設備は，設計基準事故対処設備と同時に機能を損なう恐れがないように，非常用ディーゼル発電機等に対して独立性を有し，位置的分散を図るよう配置する。

設置許可基準規則		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
		非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
対象設備		2C・2D非常用ディーゼル発電機 (以下「DG」という。)	常設代替高圧電源装置	可搬型代替低圧電源車
設備に対する考慮事項	多重性又は多様性	・C系及びD系の多重化 ・水冷式	・C系及びD系いずれの系統に対しても給電可能 ・空冷式	・C系及びD系いずれの系統に対しても給電可能 ・空冷式
	独立性	・独立電路	・独立電路	・独立電路
	号炉間の共用	・共用しない設計	・同 左	・同 左
	耐震性	・耐震Sクラス設計	・基準地震動Ssによる地震力に対して，必要な機能が損なわれる恐れがない	・同 左
設置場所に対する考慮事項	地震	・適用される地震力に対して安全上支障がないことが確認された建屋に設置	・同 左	・地震による周辺斜面の崩壊を受けない場所に適切に保管
	津波	・津波の影響を受けない場所に設置	・津波の影響を受けない場所に設置 (敷地に遡上する津波を含む。)*	・同 左 (左記電源装置よりも更に高所に配置)
	火災	・火災発生防止，感知・消火及び影響軽減対策を実施	・火災発生防止，感知・消火対策を実施	・同 左
	溢水	・溢水による影響を考慮した設置高さ(場所)に設置	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DGと位置的分散 ・分散配置
	外部からの衝撃(竜巻等)	・頑健性を確保した建屋に設置	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DGと位置的分散 ・分散配置
	位置的分散	・C系及びD系の区画分離	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DG及び常設代替高圧電源装置と位置的分散

* 常設代替高圧電源装置はT.P.+11mの高所に設置することで，敷地に遡上する津波による浸水(原子炉建屋等のT.P.+8mのエリアが約1m深さで浸水)に対しても，十分な余裕を確保している。さらに，自主対策として浸水を防止できる防護壁(防護壁天端高さ:地上約12m)を設ける。

設備名称	設置場所	設備設置高さ
2C・2D DG	原子炉建屋付属棟	標高+0.7m
常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	標高+約11m
可搬型代替低圧電源車	可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側)・(南側)	西側: 標高+約23m 南側: 標高+約25m



各電源設備の設置位置

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及び蓄電池(非常用)の配置図

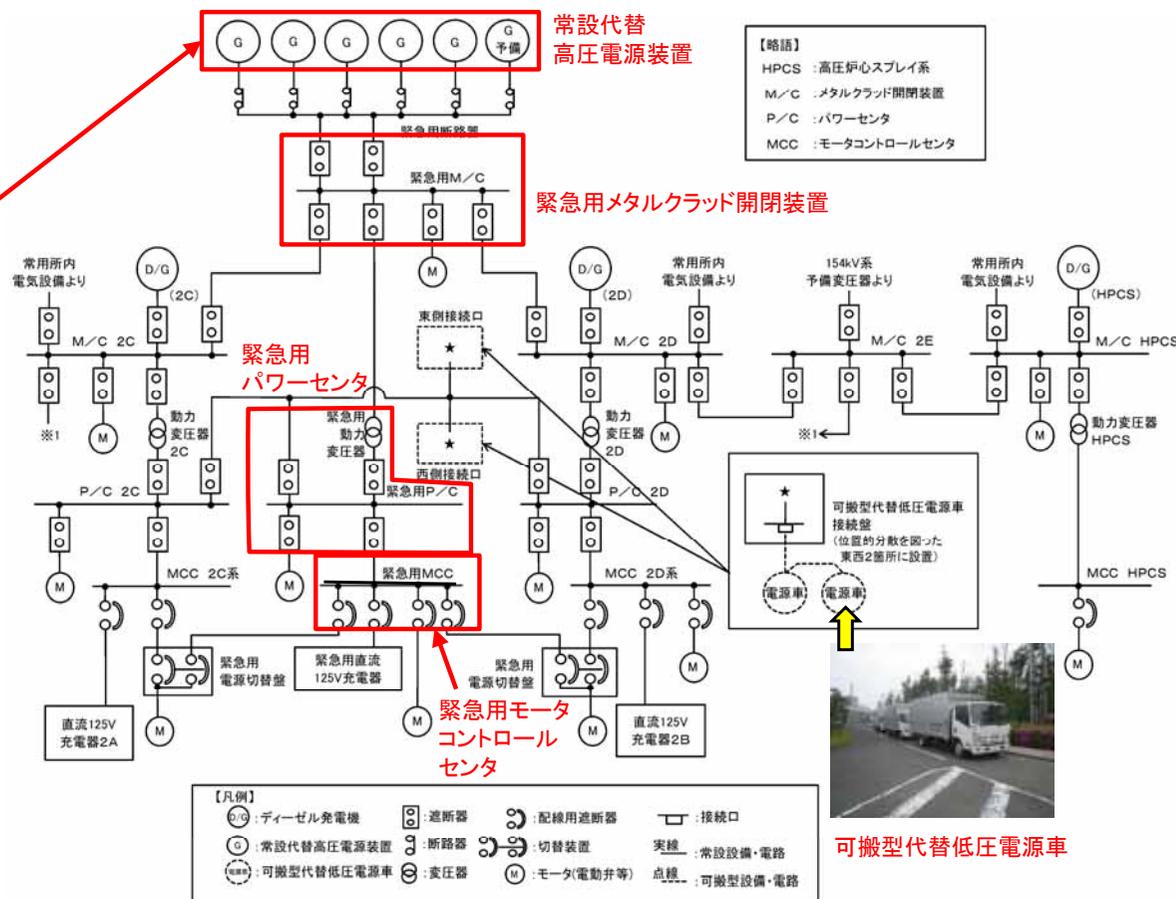
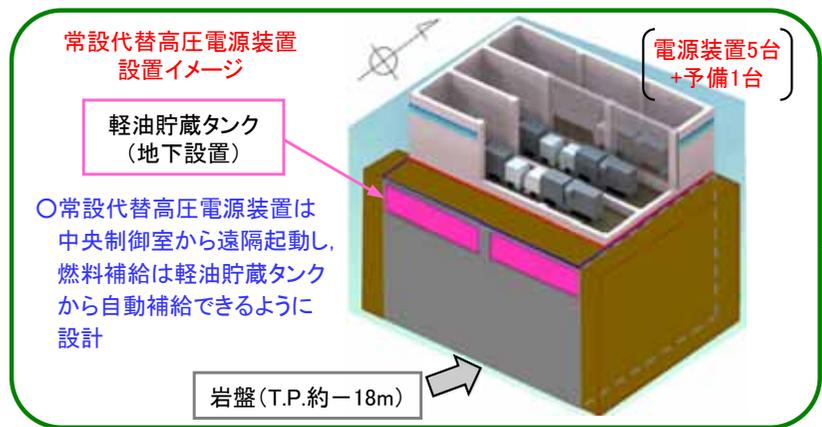
- ・非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線(高圧炉心スプレイ系用母線を含む。)に接続する。
- ・蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

<別紙6> 代替電源設備(重大事故等対処設備)の基準要求と対応

* 補足説明資料「1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)」再掲



1 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。



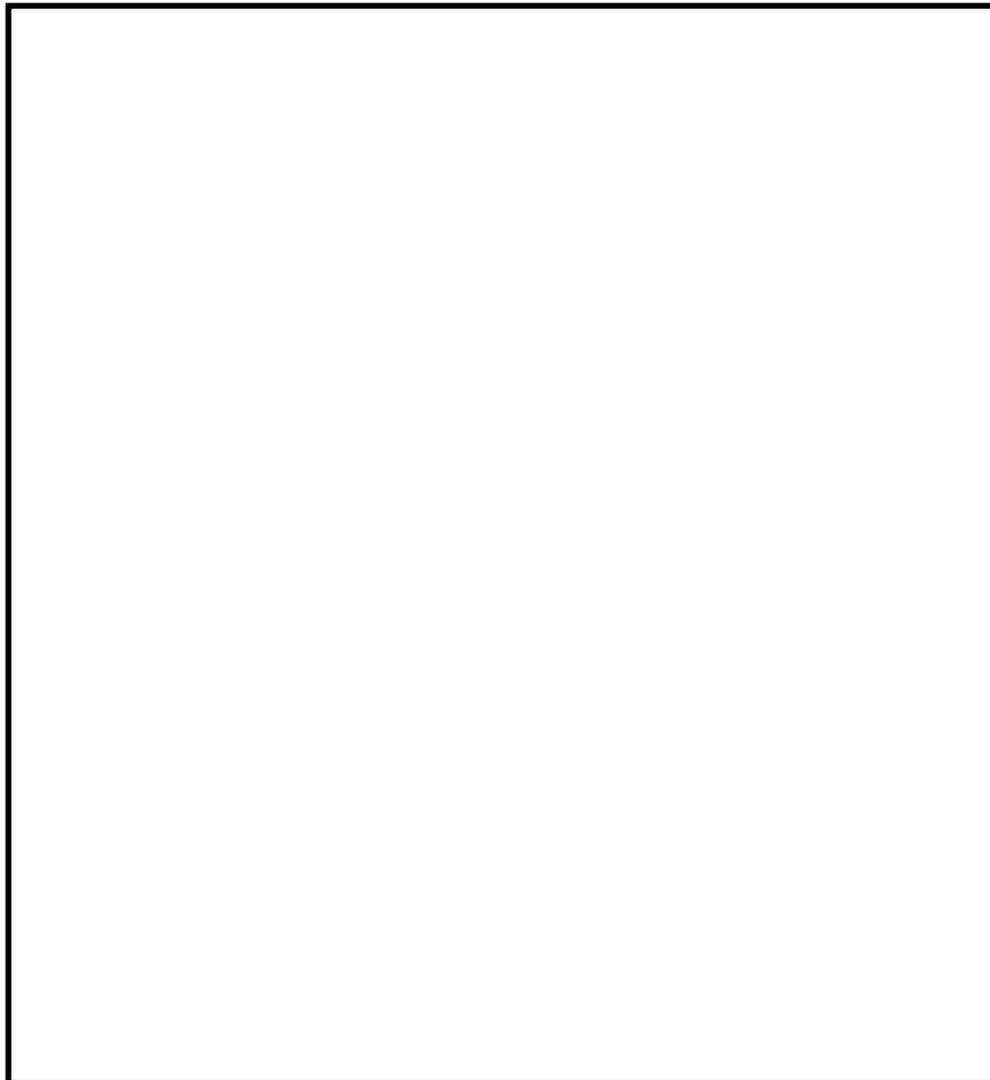
常設代替高圧電源装置 配置イメージ

- ・可搬型代替電源設備として可搬型代替低圧電源車を配備。
- ・常設代替電源設備として常設代替高圧電源装置及び緊急用125V系蓄電池を設置
- ・代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置(緊急用M/C)、緊急用パワーセンタ(緊急用P/C)及び緊急用モータコントロールセンタ(緊急用MCC)等を設置

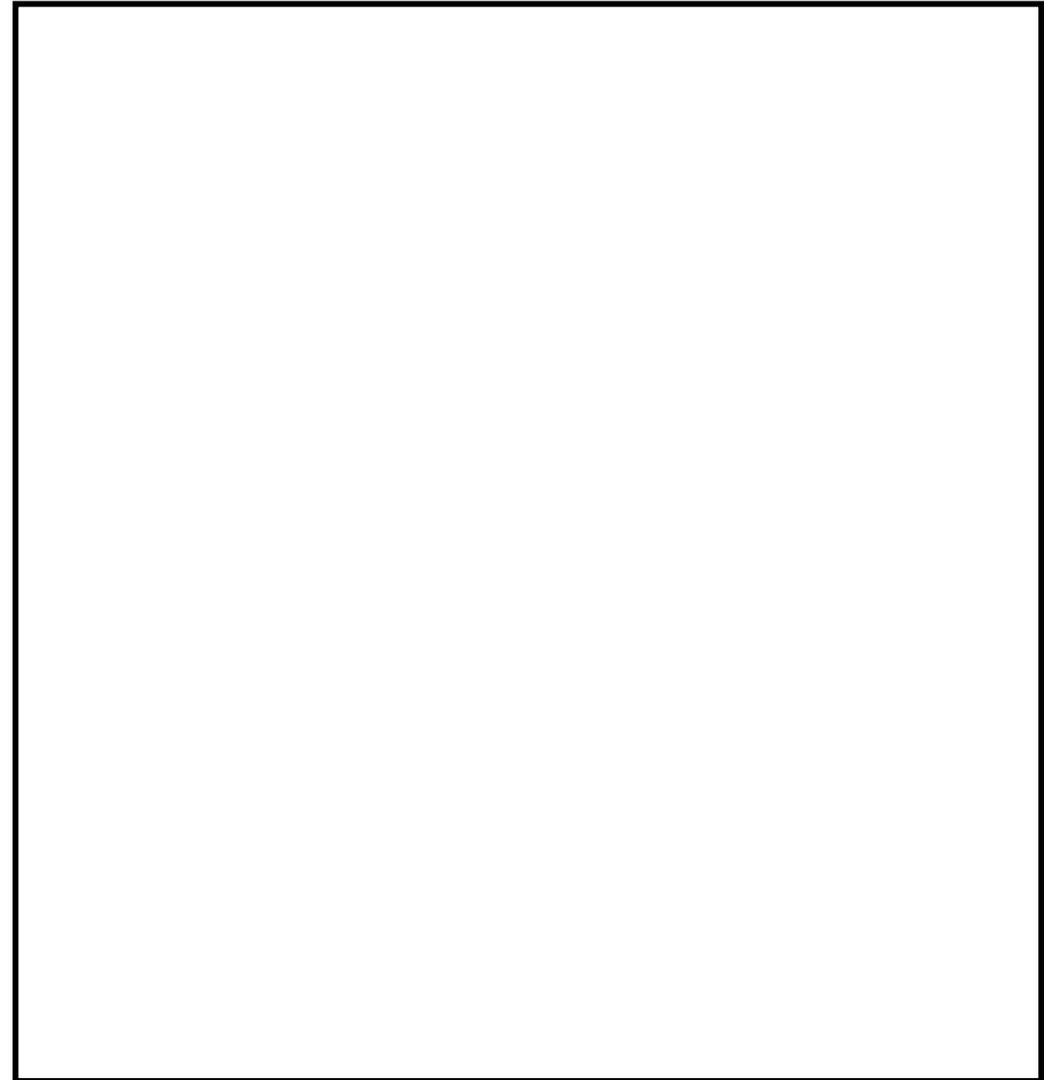
<別紙7> 非常用電源設備と代替電源設備の配置 (1/2)



・重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源である常設代替高圧電源装置や電源盤等は、非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機, 電源盤等)と同時に機能が失われる恐れが無いよう, 多様性及び独立性を有した設計としており, その設置場所については, 非常用電源設備と位置的分散を図る等の配慮をしている。



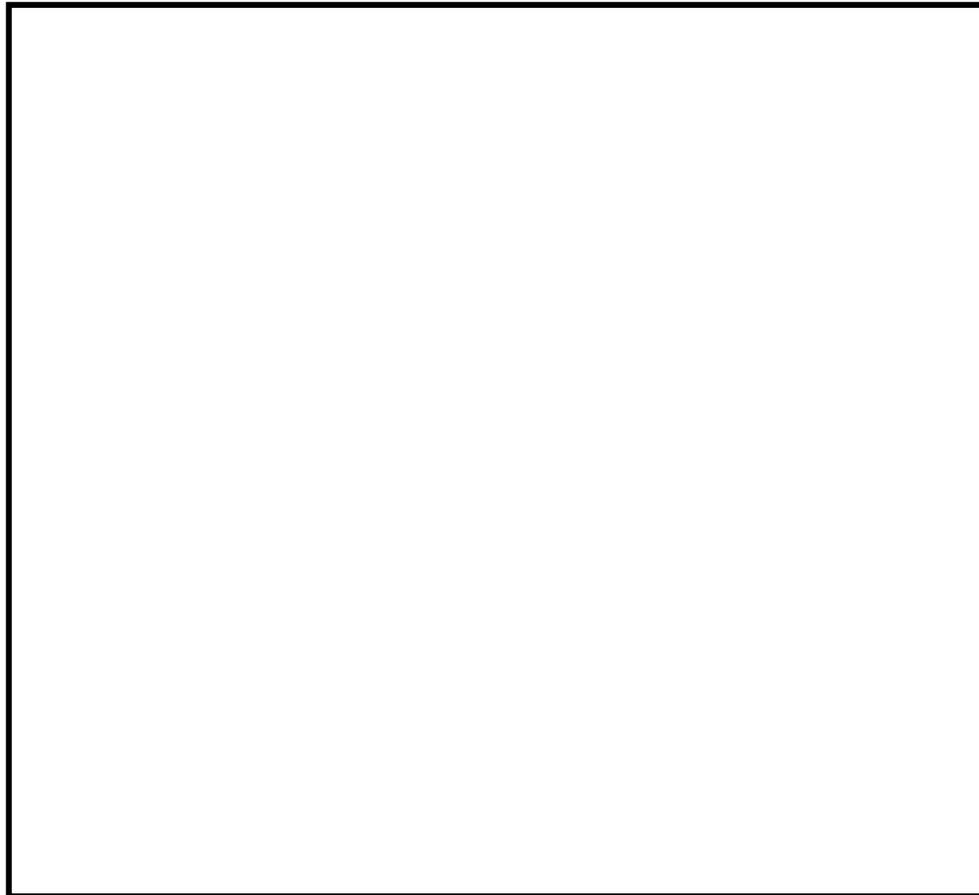
原子炉建屋(非常用ディーゼル発電機等)の配置と
常設代替高圧電源装置置場及び可搬型重大事故等対処設備保管場所



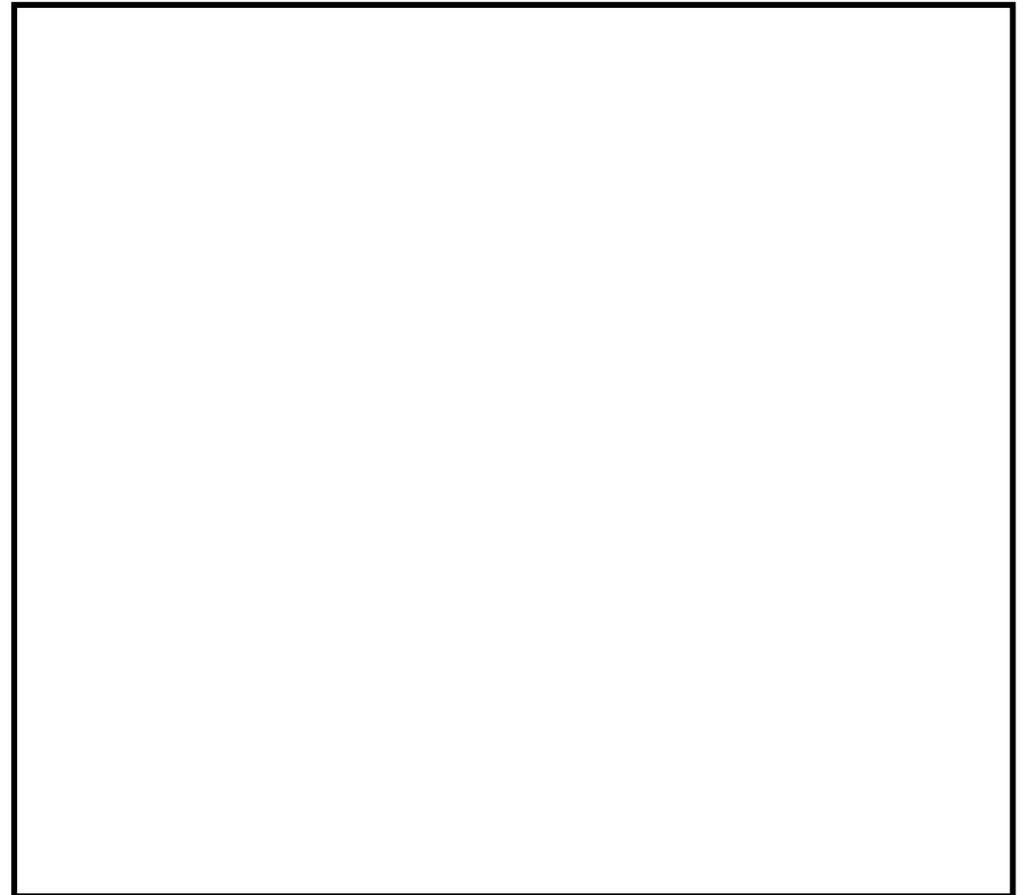
原子炉建屋(M/C 2C, P/C 2C, M/C 2D, P/C 2D及びM/C
HPCS)の配置と緊急用M/C及び緊急用P/Cの配置

注 写真は一部イメージを含む

 : 非常用電源設備(設計基準事故対処設備)
 : 代替電源設備(重大事故等対処設備)



125V系蓄電池A系, B系の配置と
緊急用125V系蓄電池の配置のイメージ
(原子炉建屋内)



直流125V主母線盤A系, B系の配置と
緊急用直流125V主母線盤の配置のイメージ
(原子炉建屋内)

  :非常用電源設備(設計基準事故対処設備)
 :代替電源設備(重大事故等対処設備)

○原子力発電所では、原子炉の安全確保及び発電所の安全・安定運転のため、定期的な検査等を通じて以下の項目を適切に実施し、各設備の健全性を確認するとともに、機能の維持や信頼性の向上のための措置を図っている。

・健全性の確認：

- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

・機能維持：

- ・消耗品を交換し、補修など劣化に対する処置を行い、異常を早期に発見して必要な処置を行う。

・信頼性の向上：

- ・他の発電所で発生した事故や故障を把握し、当該発電所での類似箇所を点検し、必要に応じて処置を施す。
- ・設備、機器に交換の必要が生じたときには新品に取り替える。



原子力発電所の定期検査の目的

出典：電気事業連合会HP「検査・点検によって安全を守る」

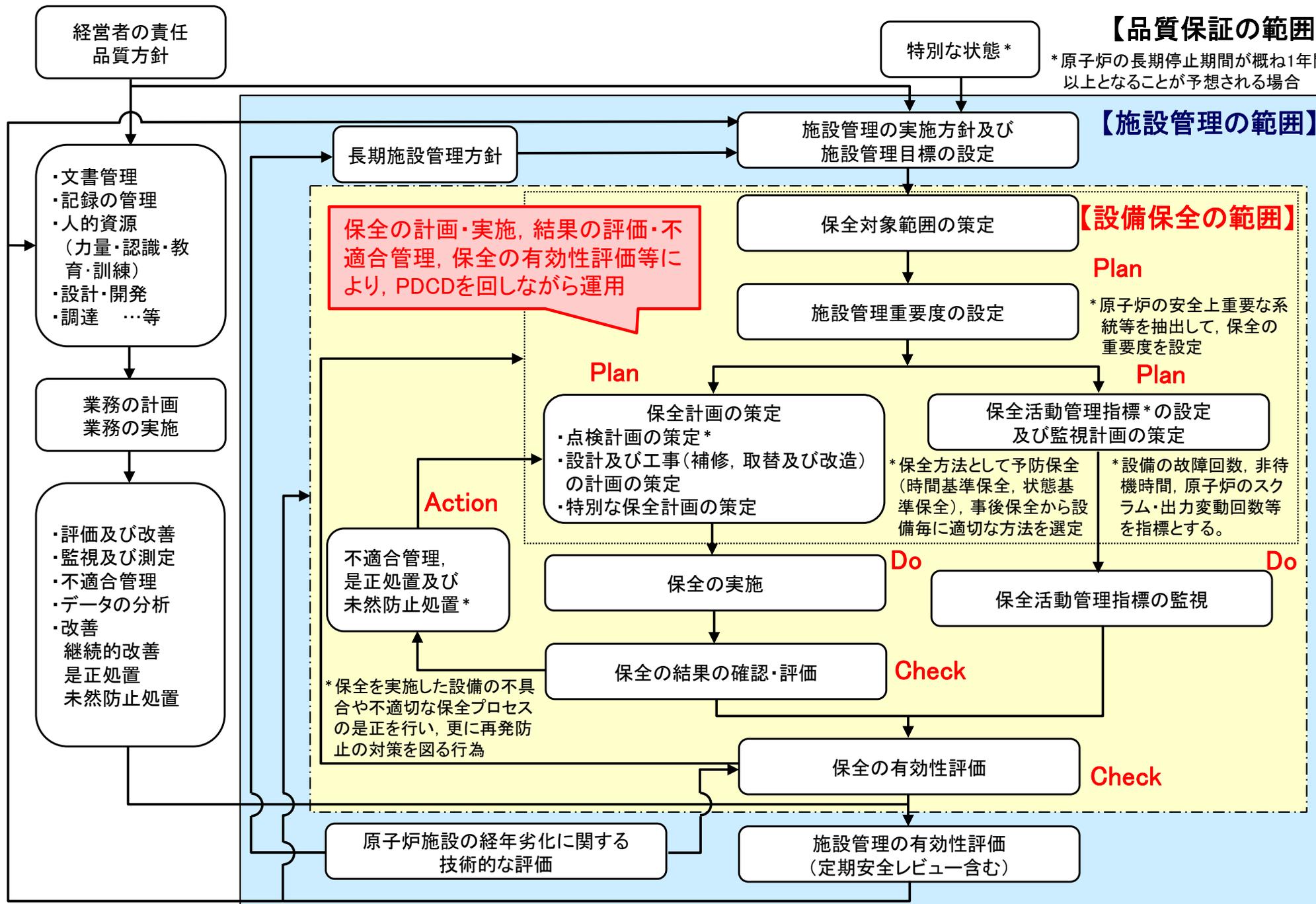
○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め、PDCAを回しながら運用している。〈別紙1参照〉

*「JEAC4209 原子力発電所の保守管理規程」等に基づく。対象としては施設の設計、工事、巡視、点検、検査、その他の施設の管理に必要な措置を含む。

○新たに設置する**代替電源設備**についても上記のルールに則り**保全の計画を定めて実施していく**ことで、設備の健全性確認、機能維持及び信頼性向上等が可能と判断している。

○また、上記で定めた保全計画の内容を満足するように、**代替電源設備に対しても定期的な動作確認・性能試験等を実施していく**。〈別紙2参照〉

<別紙1> 東海第二発電所の施設の管理, 設備の保全方法の概要



- 発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備**(常設設備, 可搬型設備)等については, 今後, 当該設備に対して定める**保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施**していく。
- 重大事故等対処設備の動作確認・性能試験等の実施時期, 頻度は, 今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し, 管理していく。
- また, これらの機能確認以外にも, **日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて, また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し, 設備の不具合等を早期に発見する**ように努める。
- 本方針による代替電源設備の機能確認等の内容, 頻度について, 次頁に例示する。

東海第二発電所 重大事故等対処設備の主な機能確認等の頻度(案) *1

	性能確認 (定検時等毎に行う性能確認)	動作確認 (定期的に行う動作試験)	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設の重大事故等 対処設備 (電源, ポンプ等)	定検停止毎 (定期事業者検査による 原子炉停止期間中)	1カ月に1回	当該設備が機能を代替する設計基準事故対処設備と同等の頻度とする。
可搬型の重大事故等 対処設備 (電源車, ポンプ車等)	定検停止毎(又は1年毎) 又は 2定検毎(又は2年毎)	3カ月に1回	運用管理の観点から, メーカー推奨値等に基づき保全計画で設定した定期的な運転頻度以上の頻度に設定する。

*1 試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

○重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)* ¹ (重大事故等対処設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 * ³	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等* ²		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器* ⁴)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等* ²		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		
原子炉 運転時等* ²	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線* ⁵)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が 使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*¹ 代替電源設備の記載内容は例示であり, 性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果, 保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*³ 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台
原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*⁴ 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

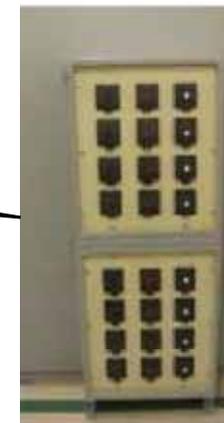
*⁵ 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

4. 可搬型代替低圧電源車及び電源ケーブル接続口の扱い

- 東海第二発電所は代替電源設備として可搬型代替低圧電源車を2箇所分散して配備し、非常用電源設備による電源供給機能が喪失した場合でも、低圧電源車を保管場所から原子炉建屋付近まで移動させ、電源ケーブルを建屋側の接続口に接続することで、必要設備への電源供給を可能としている。
- 原子炉建屋側の接続口は位置的分散に配慮して2箇所を設け、共通要因により接続不可となることを防止する。また電源ケーブルのコネクタは接続規格を統一した汎用品を用い確実に接続が可能な設計とする。さらに、継続的にケーブル接続の訓練を行い、緊急時に実働する際の実効性を確保する。
- これらの対応により、発電所に配備した低圧電源車による電源供給機能の信頼性を高めており、更に、災害等発生時に発電所外部からの支援を受け、他の電源車等を受け入れる場合でも、迅速かつ確実な電源ケーブル接続による電源供給を可能としている。



ケーブル接続箇所(低圧電源車側)



ケーブル接続箇所(接続口側イメージ)

5. 交流電源及び直流電源喪失時の対応

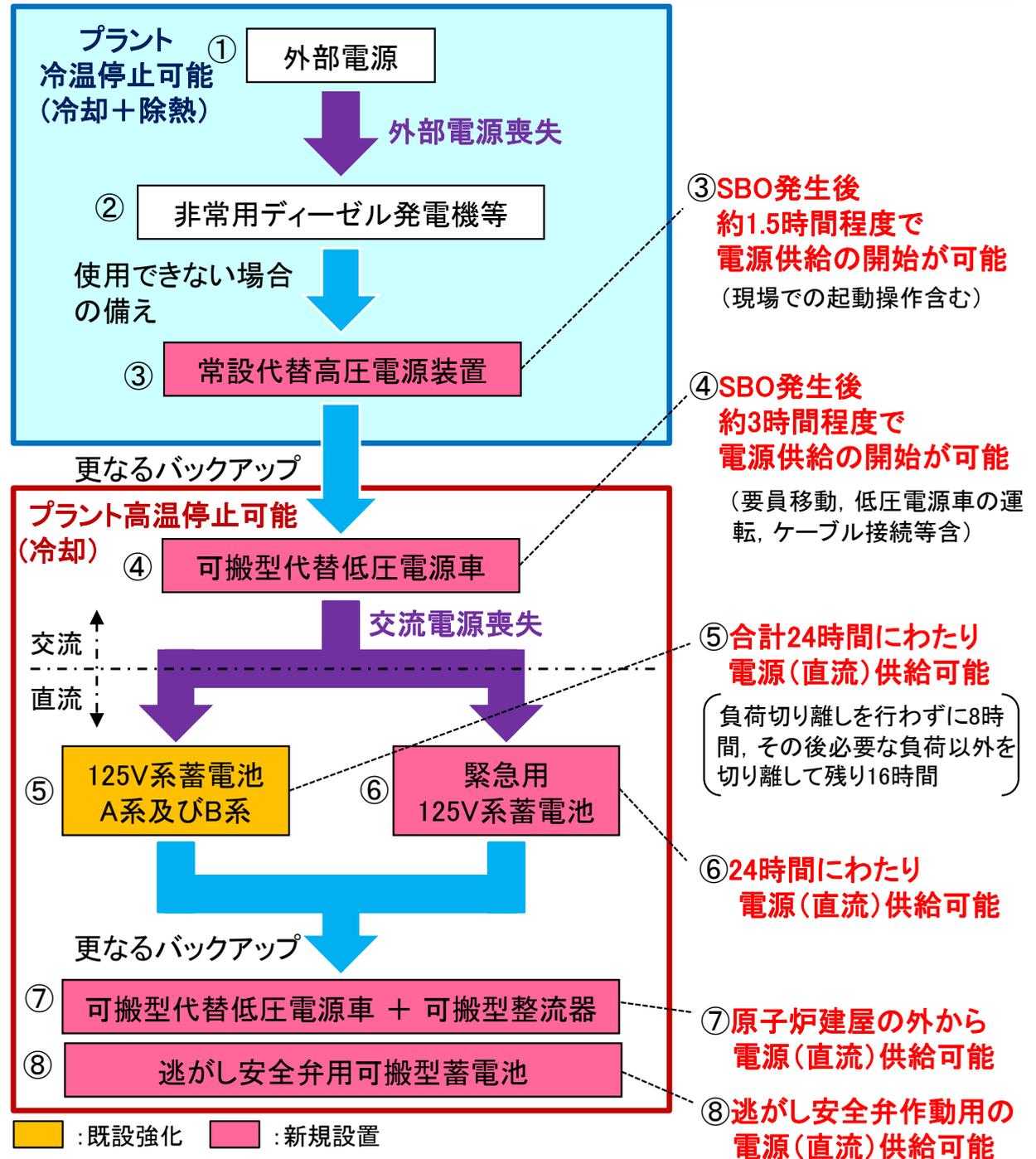
- 東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*)が自動起動して発電所内に非常用電源を供給する。仮に、**何らかの異常により非常用ディーゼル発電機が全台とも使用できない場合には、発電所は全交流動力電源喪失(SBO)の状態に至る。**

* 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

- SBOに至った状態でも、直流電源を用いる設備は蓄電池(125V系蓄電池A系及びB系、又は緊急用125V系蓄電池)から継続して給電可能であり、これらの蓄電池は必要な直流電源を24時間にわたり供給できる容量を有している。<別紙1参照>

- 24時間以降は、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給し、直流に変換することで継続的に直流電源を供給できる<別紙2参照>。仮に、交流から直流への変換ができない事態でも、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせることで原子炉建屋の外から直接直流電源を供給できる。

- 更に、上記蓄電池とは別に、原子炉減圧・冷却上で特に重要な逃がし安全弁作動用として専用の**逃がし安全弁用可搬型蓄電池**を中央制御室に設け信頼性を高めている。<別紙3,4参照>

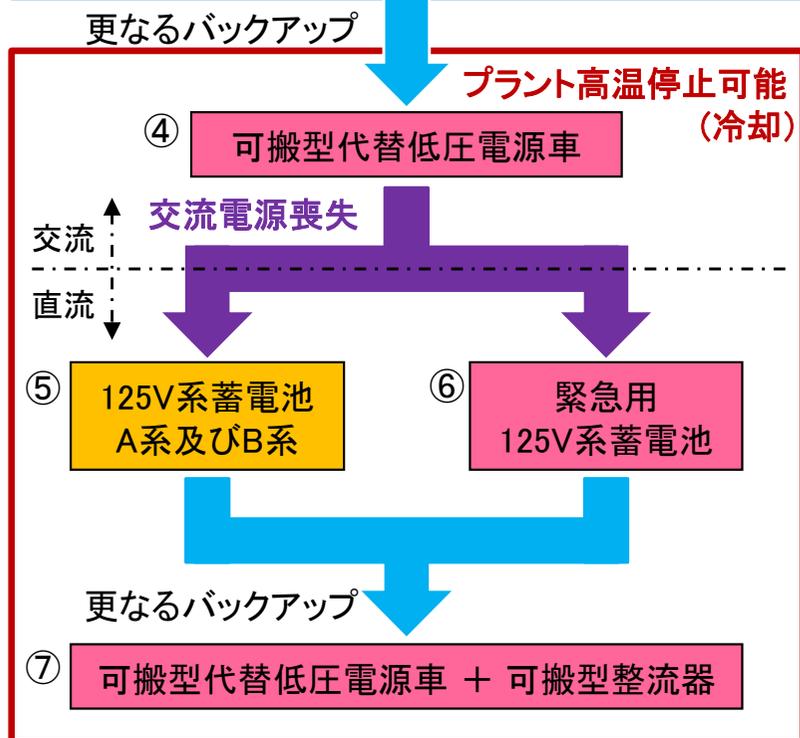
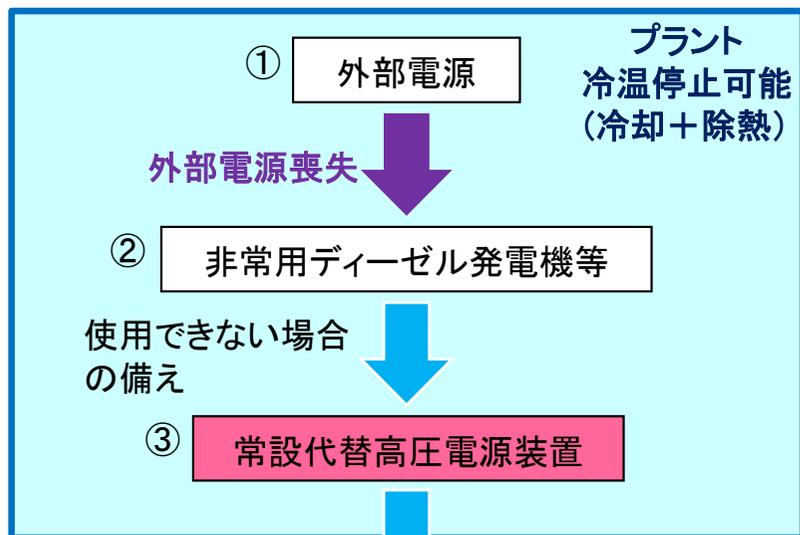


<別紙1> 電源喪失時のバックアップ電源の流れ

* 本文「2. 電源設備の概要」再掲



給電対象負荷一覧



機能	系統	冷温停止 (冷却+除熱)			高温停止 (冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	— ※4	—	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	— ※3	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

注: ○は電源設備から該当する系統を動作させる電力を供給可能なことを示す。

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPIは、使用済燃料プール (Spent Fuel Pool) の略

※3: 可搬型注水設備 (ポンプ車等) により、炉心冷却等を実施 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

■ : 既設強化 ■ : 新規設置

<別紙1> 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

* 本文「3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)」再掲



交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から
交流電源供給不可

125V系蓄電池
A系及びB系

緊急用
125V系蓄電池

125V系蓄電池A系及びB系は、
負荷切り離しを行わずに8時間、
その後、必要な負荷以外を切
り離して残り16時間の**合計24
時間にわたり電源(直流)の供
給が可能**

24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器



+



24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)の
供給が可能。

↑ 常設

↓ 可搬型

黄色 : 既設強化

ピンク : 新規設置

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (1/3)



手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
		常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分										
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電										

* 中央制御室からの遠隔起動の場合

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		※	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
		常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分										
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	緊急用母線受電準備										
		緊急用母線受電										
	重大事故等 対応要員 2	常設代替高圧電源装置起動準備										
		常設代替高圧電源装置2台起動										

* 現場からの起動の場合(常設代替高圧電源装置置場)
(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (1/2)



現場操作盤
(高圧電源装置)

注 タイムチャートの検討に当たっては、現場へのアクセス(現場からの起動の場合)、高圧電源装置の起動時間等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (2/3)



		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分 ▽ 常設代替高圧電源装置(3台)追加起動87分 ▽ 非常用母線受電92分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電			非常用母線受電準備			常設代替高圧電源装置3台追加起動			非常用母線受電	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用母線受電準備										

* 中央制御室からの遠隔起動の場合

		経過時間(分)										備考	
		※ 10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分 ▽ 非常用母線受電88分 ▽ 常設代替高圧電源装置(3台)追加起動83分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	非常用母線受電準備			緊急用母線受電			非常用母線受電				
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用母線受電準備										
	重大事故等 対応要員	2	常設代替高圧電源装置起動準備			常設代替高圧電源装置2台起動			常設代替高圧電源装置3台追加起動				

* 現場からの起動の場合

(常設代替高圧電源装置置場)

(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

非常用母線の受電時間(88分)が遠隔起動の場合の時間(92分)よりも短くなっているが、実際には中央制御室からの起動を試み、失敗した後に現場操作に移るため、経過時間が逆転することはない。

注 代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。

常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (2/2)

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (3/3)



		経過時間(分)																		備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	可搬型代替低圧電源車電源の起動(2台)及び非常用母線受電180分 電源ケーブル布設・接続160分 ▽ ▽ 非常用母線受電																			
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	可搬型代替低圧電源車起動前準備												移動, 可搬型代替低圧電源車起動前準備						
		2																			
	重大事故等対応要員	6	可搬型代替低圧電源車起動前準備												西側保管場所から原子炉建屋西側接続口への移動・配置						
															ケーブル敷設						
															ケーブル接続						
															可搬型代替低圧電源車(2台)起動						
																				西側保管場所から原子炉建屋東側接続口への移動・配置の所要時間も同様	

可搬型代替低圧電源車の起動及び受電手順のタイムチャート



可搬型代替低圧電源車



ケーブル接続箇所(低圧電源車)



操作盤(低圧電源車)

注 タイムチャートの検討に当たっては、要員のアクセス、低圧電源車の運転、電源ケーブルの展開・接続、電源車の起動等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。電源接続口の設置、可搬型設備保管場所及びアクセスルート造成後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認、更に習熟による時間短縮を図る。

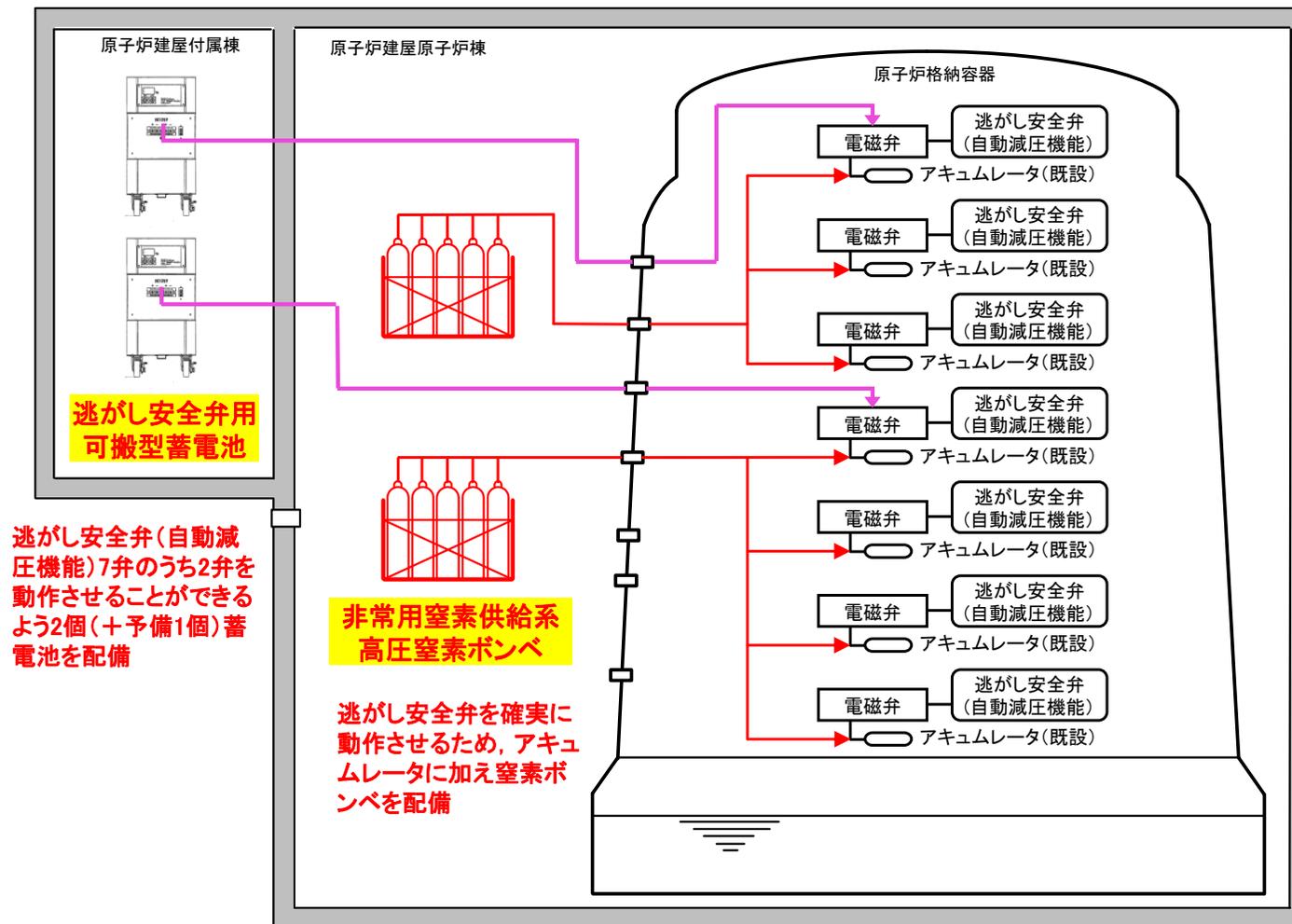
<別紙3> 逃がし安全弁による原子炉減圧機能の強化内容



【逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの設置】

- 逃がし安全弁駆動源(電源・窒素)を追加し圧力容器の減圧機能を強化する。
- 所内常設直流電源が喪失した場合でも、**逃がし安全弁用可搬型蓄電池により、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)の電磁弁に直接給電し逃がし安全弁を動作させ原子炉を減圧させることができるようにする。**
- 逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)*に窒素を供給し逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。**

*下図のとおり当該ポンベから3弁及び4弁に供給可能であり、逃がし安全弁用可搬型蓄電池で電磁弁を作動させた場合は重大事故対応に必要な2弁に供給可能



逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁のうち2弁を動作させることができるよう2個(+予備1個)蓄電池を配備

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ

逃がし安全弁を確実に動作させるため、アキュムレータに加え窒素ポンベを配備

逃がし安全弁用可搬型蓄電池仕様

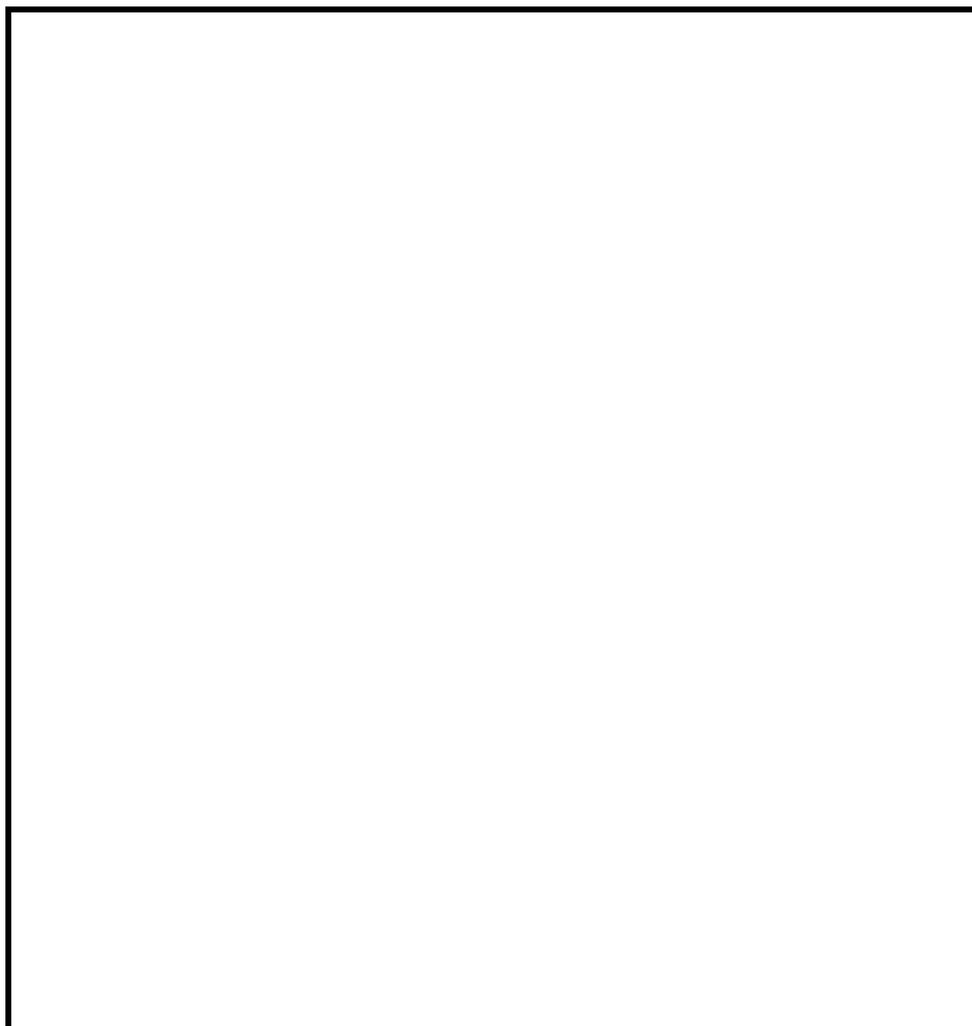
電源	個数	保管場所
DC 125V	2個 (予備1個)	原子炉建屋付属棟 (中央制御室)

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ仕様

個数	充填圧力	保管場所
10本 (予備10本)	約47L (1本当たり)	原子炉建屋 原子炉棟

新たに強化した設備

- 電源
- 窒素



逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置
(原子炉建屋内)

6. 代替電源設備の負荷容量及び燃料確保について (1/2)

6.1 7日間の外部電源喪失に備えた燃料確保

○東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*1)が自動起動して所内に非常用電源を供給する。何らかの異常で非常用ディーゼル発電機等が起動しない場合は、代替電源設備として常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給する。

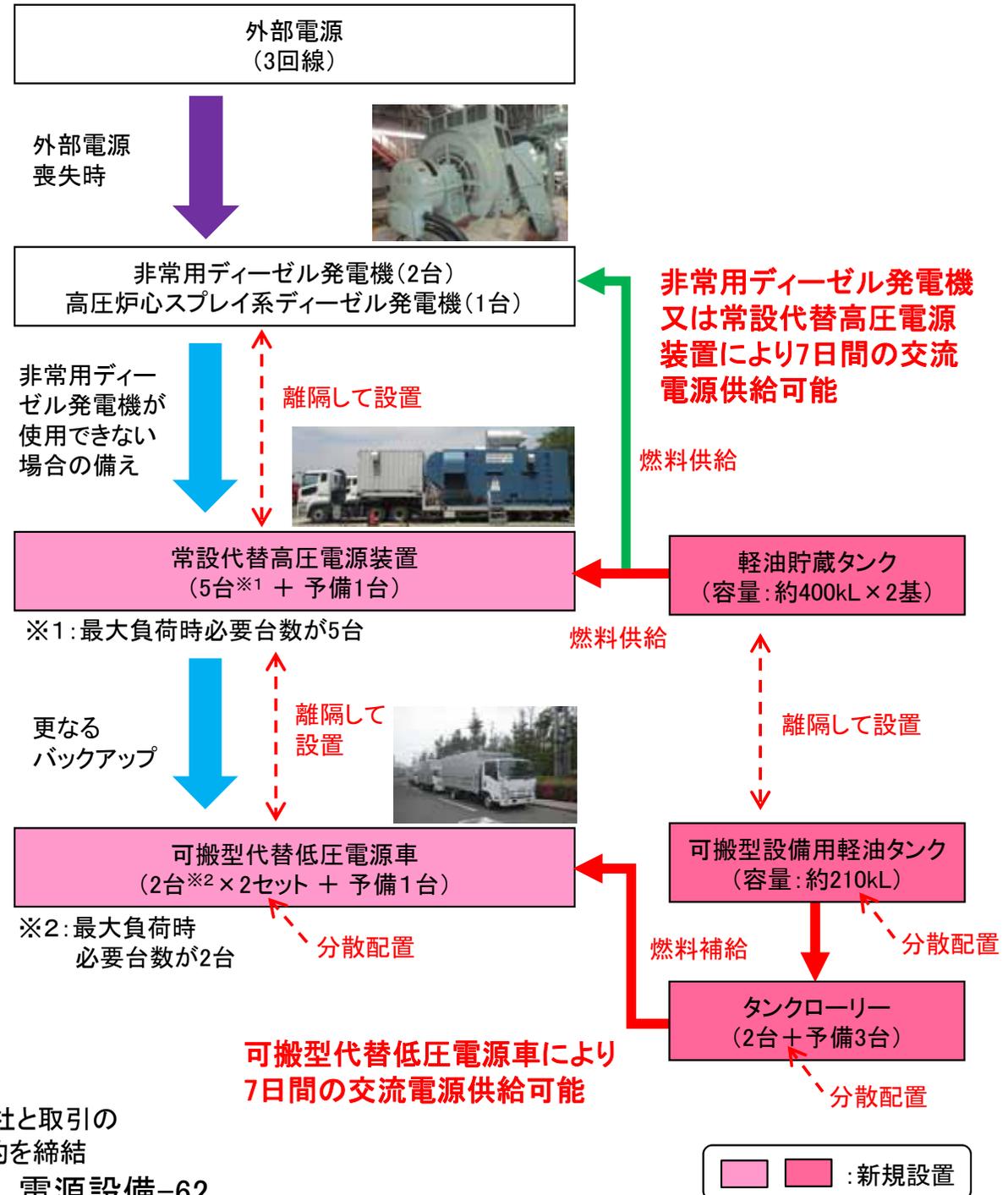
*1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

○これらの設備は軽油を燃料とするディーゼル機関で発電し、これらの燃料は外部電源喪失が7日間続いた場合でも原子炉冷却等に必要交流電源を供給し続けることが可能な量を貯蔵している。

○燃料の貯蔵場所は、地震や津波等の外部事象の影響を受け難い地下や高所に設置し、また、すべての燃料が同時に喪失しないよう位置的分散を図り、信頼性を高めている。

○上記のとおり、発電所内のリソースで7日間は交流電源が確保されるため、この間に外部電源の復旧や、外部からの補給用の燃料の受け入れ等*2を手配し、7日以降の電源確保を確実にしていく。〈別紙1~3参照〉

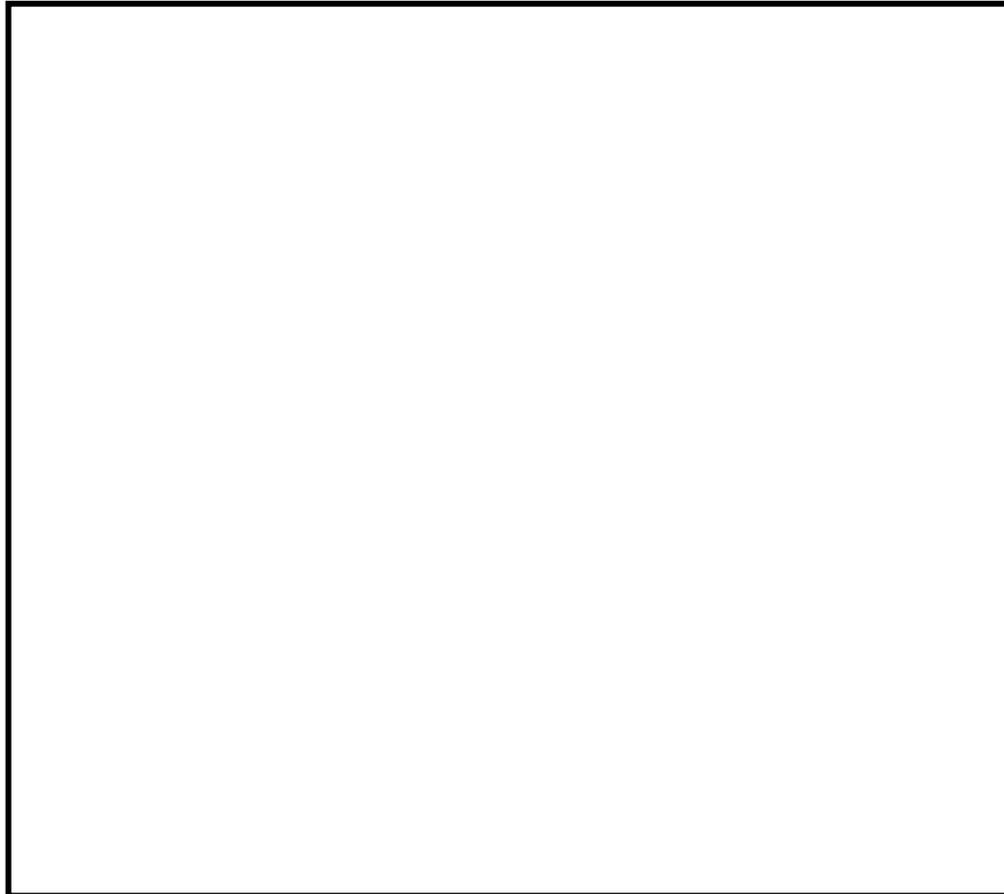
*2 外部電源喪失が継続した場合の燃料調達手段として、当社と取引のある燃料供給会社の油槽所からの燃料の優先調達の契約を締結



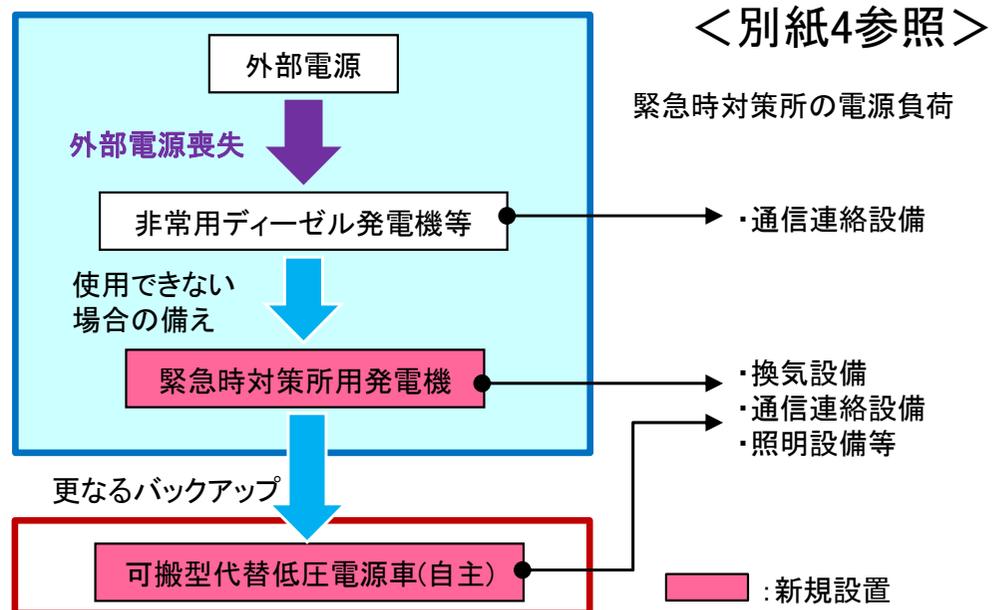
6. 代替電源設備の負荷容量及び燃料確保について (2/2)

6.2 緊急時対策所への給電に係る可搬型代替低圧電源車の容量及び台数

- 東海第二発電所は代替電源設備として可搬型代替低圧電源車(2台(100%)×2セット+予備1台)を配備し、非常用電源設備による電源供給機能が喪失した場合でも、低圧交流電源の供給を可能としている。
- 可搬型代替低圧電源車の容量(合計800kW(2台合計))は、原子炉の状態監視や使用済燃料プールの冷却等に必要な最大負荷容量(約680kW)を上回るよう設定している。また、必要台数(2台)の2倍の4台を2箇所分散して配備し、電源供給の信頼性を高めている。 <別紙2,3参照>
- 可搬型設備保管場所に隣接する緊急時対策所は、独立した専用の緊急時対策所用発電機(100%×2台)を設ける。加えて、更なるバックアップとして可搬型代替低圧電源車からも給電可能とする。



- ・緊急時には、可搬型代替低圧電源車は、原子炉建屋側の負荷への給電を優先し、緊急時対策所への給電が必要な場合は、予備の電源車1台を活用
- ・緊急時対策所の負荷は、緊急時に必要な換気設備や通信連絡設備に供給



可搬型代替低圧電源車の配備場所、緊急時対策所建屋の配置

<別紙1> 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)(常設代替電源)

* 本文「3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)」再掲

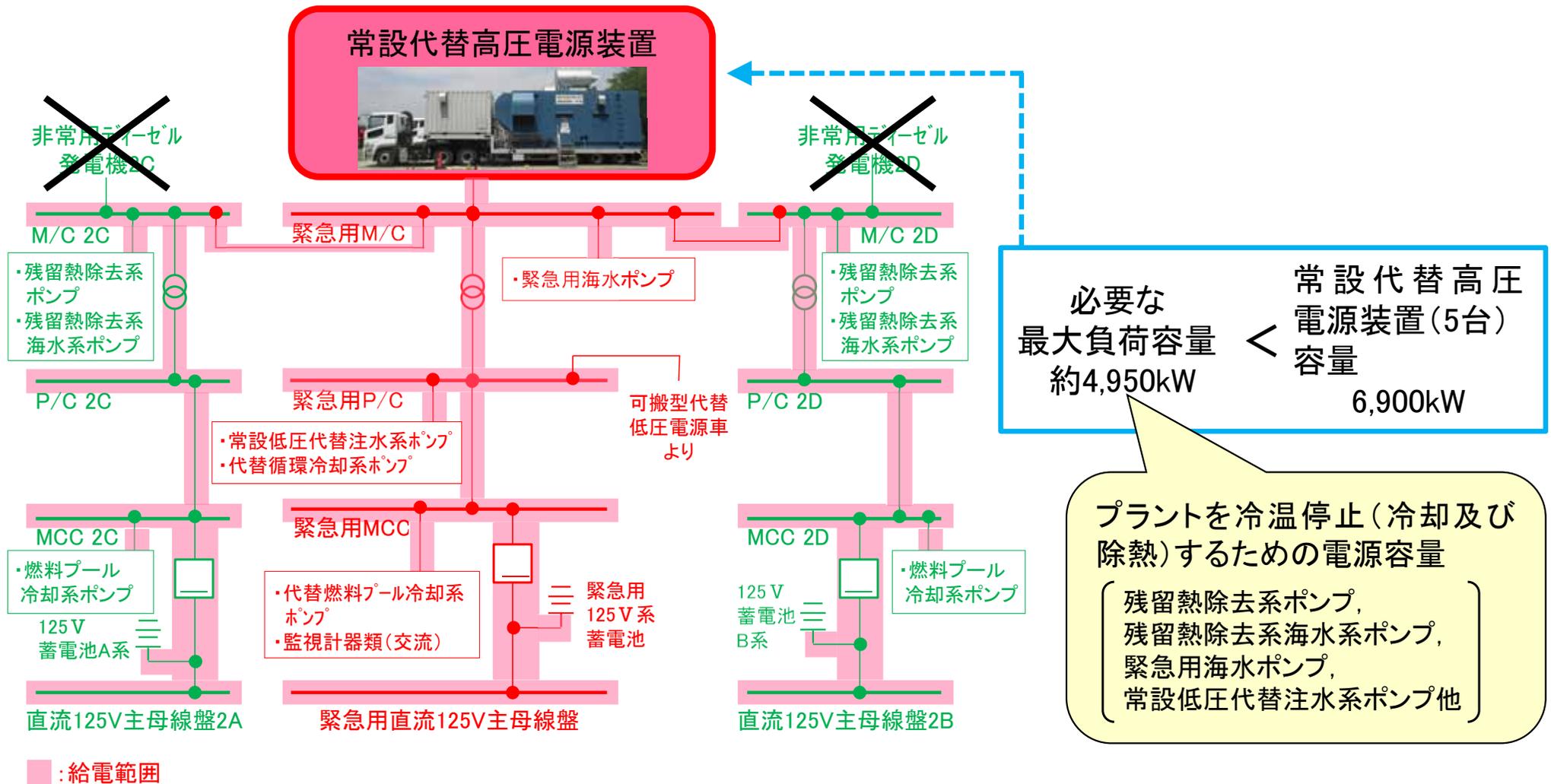


多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…**常設代替高圧電源装置**
- ・ 可搬型代替交流電源設備…可搬型代替低圧電源車

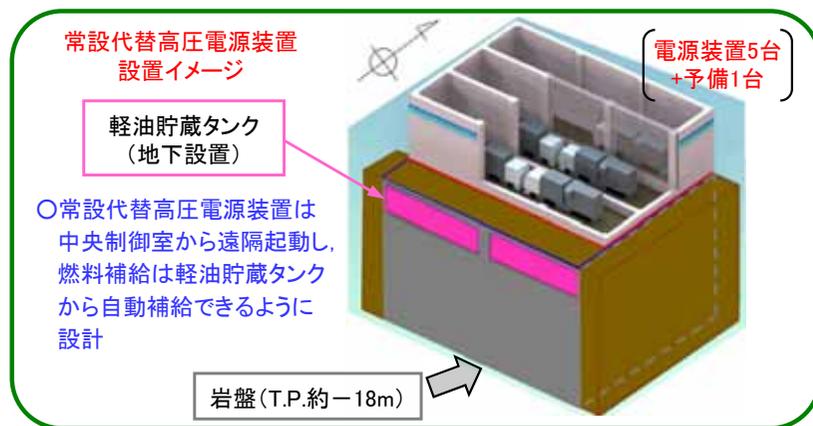


<別紙1> 常設電源設備の燃料の確保

* 補足説明資料「1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)」再掲



○常設電源設備(非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置)用の燃料貯蔵設備として、**7日間の電源供給を可能とする軽油貯蔵タンク(400kL)を2基設置**



軽油貯蔵タンク配置図

○軽油貯蔵タンクの容量は、燃料消費量が最大となるケースである外部電源喪失が発生した場合を想定しても、7日間電源供給が可能な量を上回る容量を設定

外部電源喪失

非常用ディーゼル発電機等により
非常用母線を受電

非常用ディーゼル発電機等が7日間運転可能な燃料
(53,184 L/日 × 7日 ≒ 372.3kL)

+

+

常設代替高圧電源装置により
緊急用母線を受電
(重大事故への備え)

常設代替高圧電源装置が1日運転可能な燃料
(20,160 L/日 × 1日 ≒ 20.2kL)

$$372.3\text{kL} + 20.2\text{kL} = 392.5\text{kL} * < 400\text{kL}$$

* 何れかの電源のみで7日間運転を続ける場合は、このケースよりも燃料消費量が少なくなる。

<別紙2> 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)(可搬型設備)

* 本文「3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)」再掲

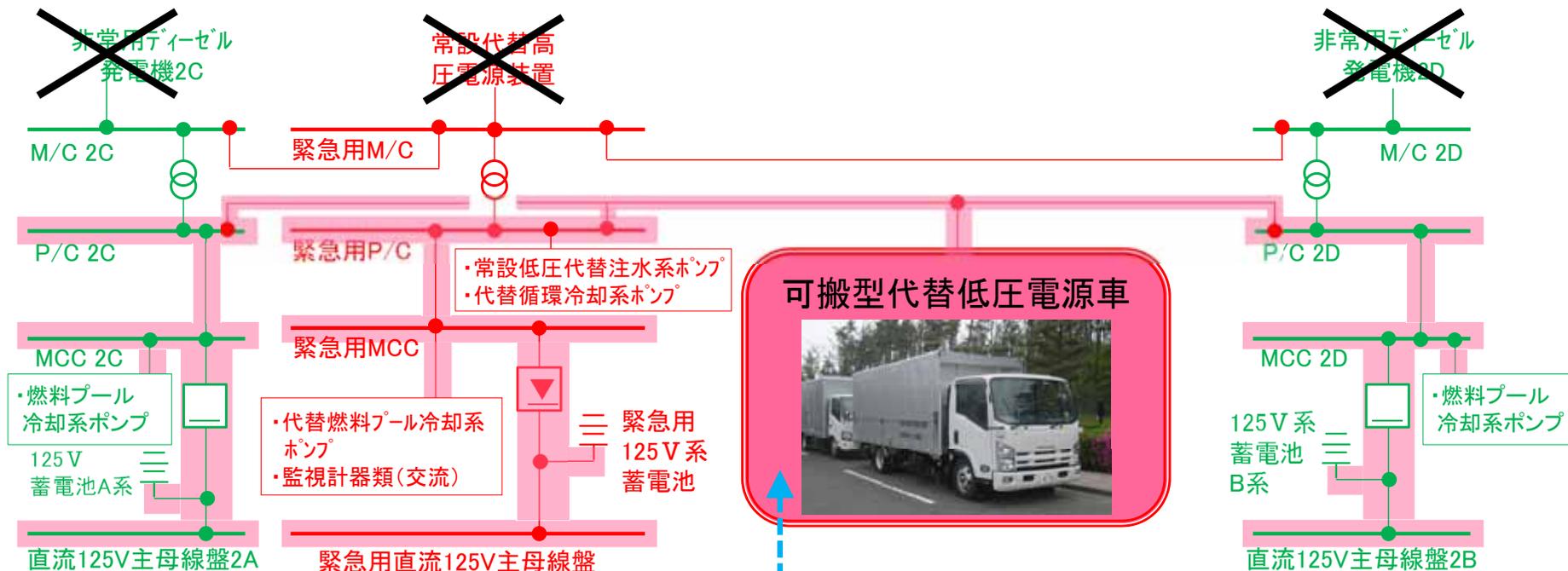


多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替交流電源設備…**可搬型代替低圧電源車**



必要な
最大負荷容量 < 可搬型代替低圧
約680kW < 電源車(2台)容量
800kW

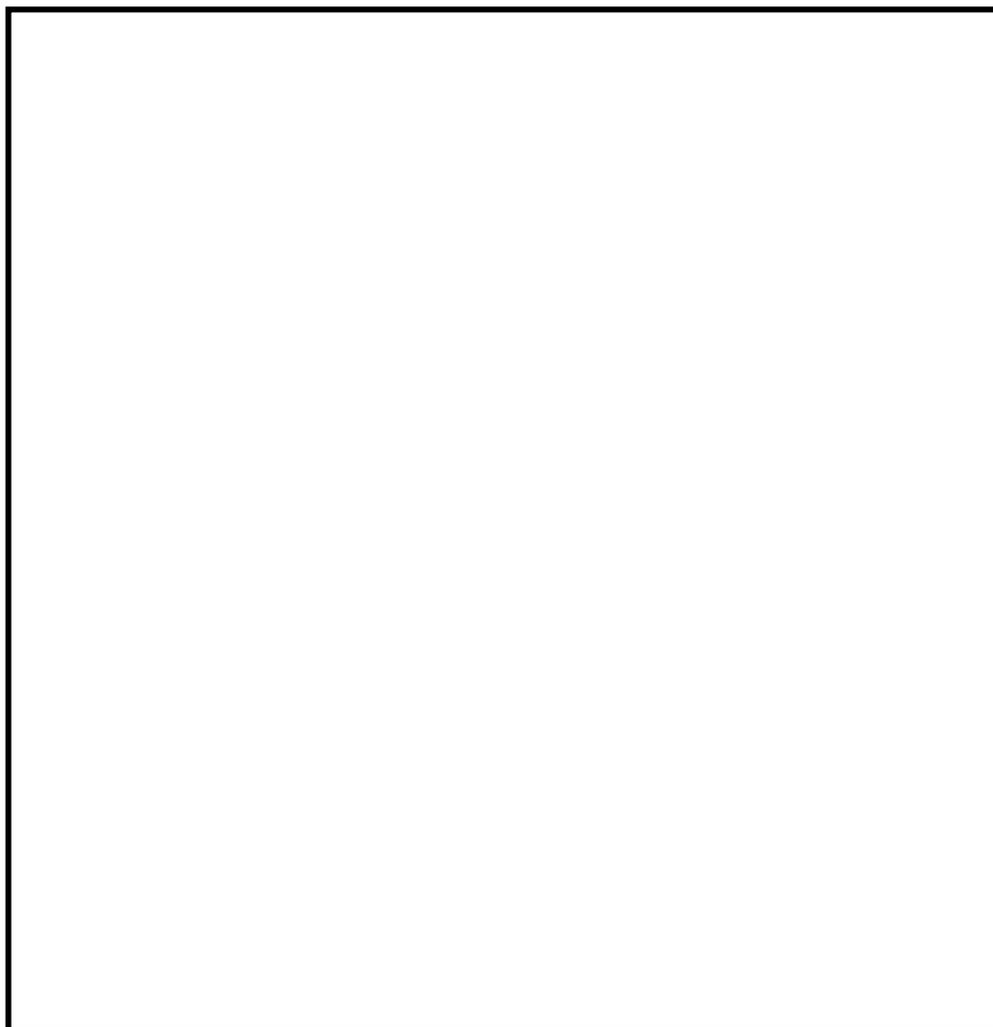
原子炉への低圧注水,
使用済燃料プールの冷却及び
直流負荷のための電源容量

[常設低圧代替注水系ポンプ,
代替燃料プール冷却系ポンプ,
125V充電器盤, 監視計器類他]

可搬型代替低圧電源車は、以下の負荷が含まれていないため、
常設代替高圧電源装置と比べて容量が小さい。

- ・ 除熱機能に関する負荷(除熱はフィルタベント設備にて対応)

- 可搬型代替低圧電源車等の燃料貯蔵設備として、可搬型設備用軽油タンク(合計210kL)を設置
- 可搬型代替低圧電源車等への燃料補給用の設備として、タンクローリ(2台+予備3台)を配備
- これらの設備は、軽油貯蔵タンクとの位置的分散を図って設置



- 可搬型設備用軽油タンクの容量は、各可搬型設備を7日間並行して運用するのに必要な燃料量を十分上回る量としている。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h/台)	①×②×7日間 (kL)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水大型ポンプ (注水用+補給用)	1		
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	1		
可搬型代替注水中型ポンプ (注水用+補給用)	2		
窒素供給装置用電源車	1		
その他※1	—		
計(kL)			

※1 タンクローリ(走行用の燃料タンク)への7日間の給油量0.7kLを含む。

- ・可搬型設備の7日間連続運転に必要な容量は**約168.6kL**
- ・可搬型設備用軽油タンク容量は、十分な余裕を見込んで**約210kL(約30kL×7基+予備1基)**を確保し、2箇所可搬型設備保管場所の地下に各々4基ずつ設置する

軽油貯蔵タンクの配置と可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリの配置

<別紙3> 常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車の負荷 (1/4)

* 補足説明資料「1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)」再掲



常設代替高圧電源装置 負荷一覧表

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 108
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 A	約 14
	・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷	約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 86
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷	約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ	約 584
	その他必要な負荷	約 3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	約 55
	非常用ガス処理系排風機	約 8
	その他必要な負荷	約 95
	停止負荷	約 -52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 183
⑨	蓄電池室排気ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 154
⑩	緊急用海水ポンプ (使用済燃料プール冷却用として起動)	約 510
	その他必要な負荷	約 4
	(緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	(約 982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 4,510 (約 4,948)

可搬型代替低圧電源車 最大負荷一覧表

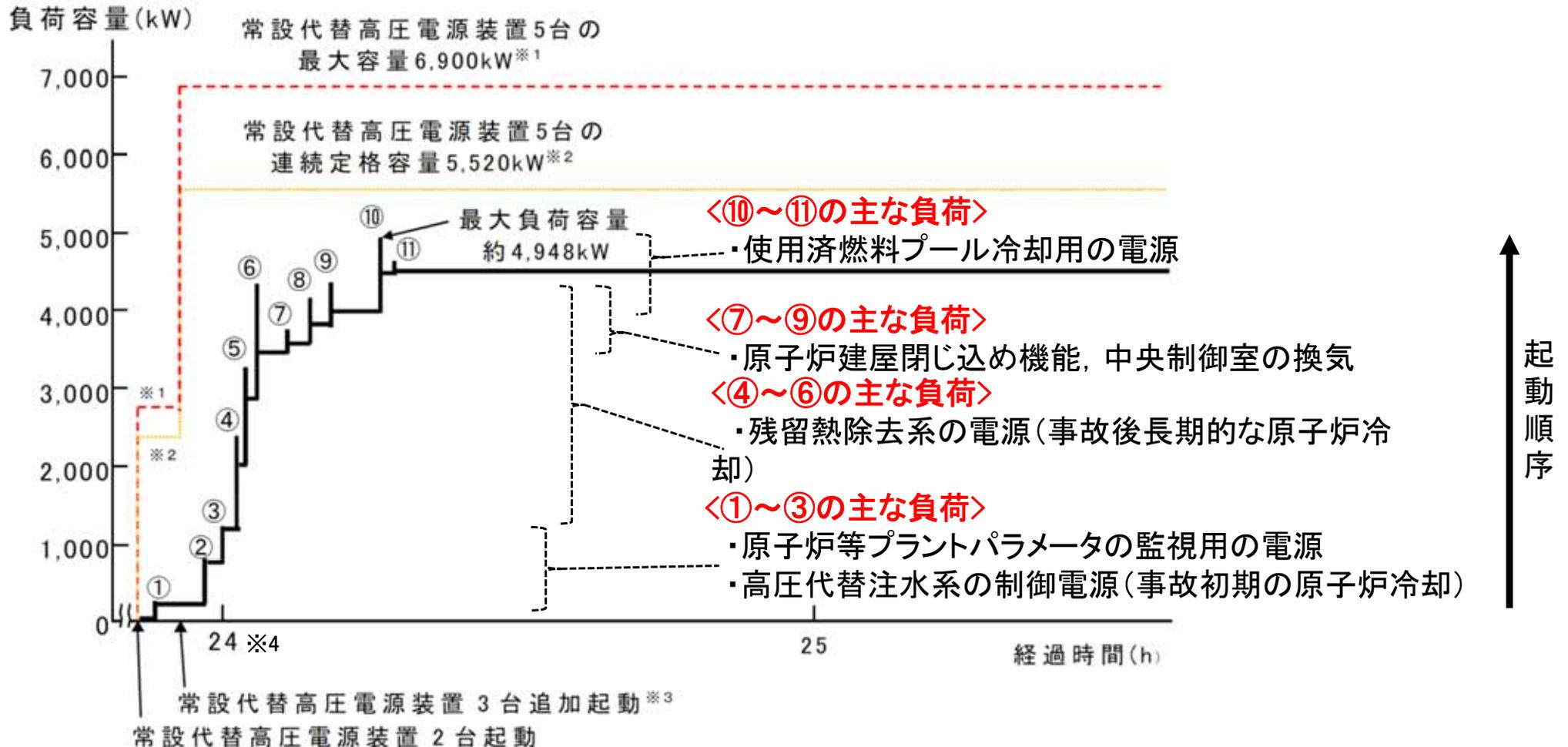
(1) 非常用所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 22
	・非常用照明	約 134
	・120V AC計装用電源 2 A ・その他負荷	約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 22
	・非常用照明 ・その他負荷	約 52
③	・中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	・中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	(中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	(約 172)
④	・蓄電池室排気ファン	約 8
	・蓄電池室空気調和機ファン	約 11
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 575 (約 675)

(2) 代替所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約 190 (485)
	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
④	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器	約 95
	・その他必要な負荷	約 95
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 625 (約 675)

○代替電源による各負荷の起動順序(①～)は、電源喪失後、原子炉の監視、注水、冷却、放射性物質の閉じ込め等の観点から、基本的には**速やかに電源を復旧すべき**、**時間的な観点で優先度・重要度の高いプラントパラメータ監視用電源等の負荷から優先的に起動**し、その機能が必要になるまで**時間的に余裕のある負荷を後から起動**する扱いとする。(図1～図3参照)



※1 定格出力運転時の容量(1,380kW×運転台数=最大容量)

※2 定格出力運転時の80%の容量(1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)

※3 非常用母線の負荷への給電に伴い負荷容量が増加するため、常設代替高圧電源装置を3台追加起動

※4 有効性評価のシナリオによっては、非常用母線受電完了までの事故後24時間以内に常設代替高圧電源装置5台を起動する扱いとする。
実力的には2時間以内に全台起動可能

図1 常設代替高圧電源装置 負荷積算イメージ

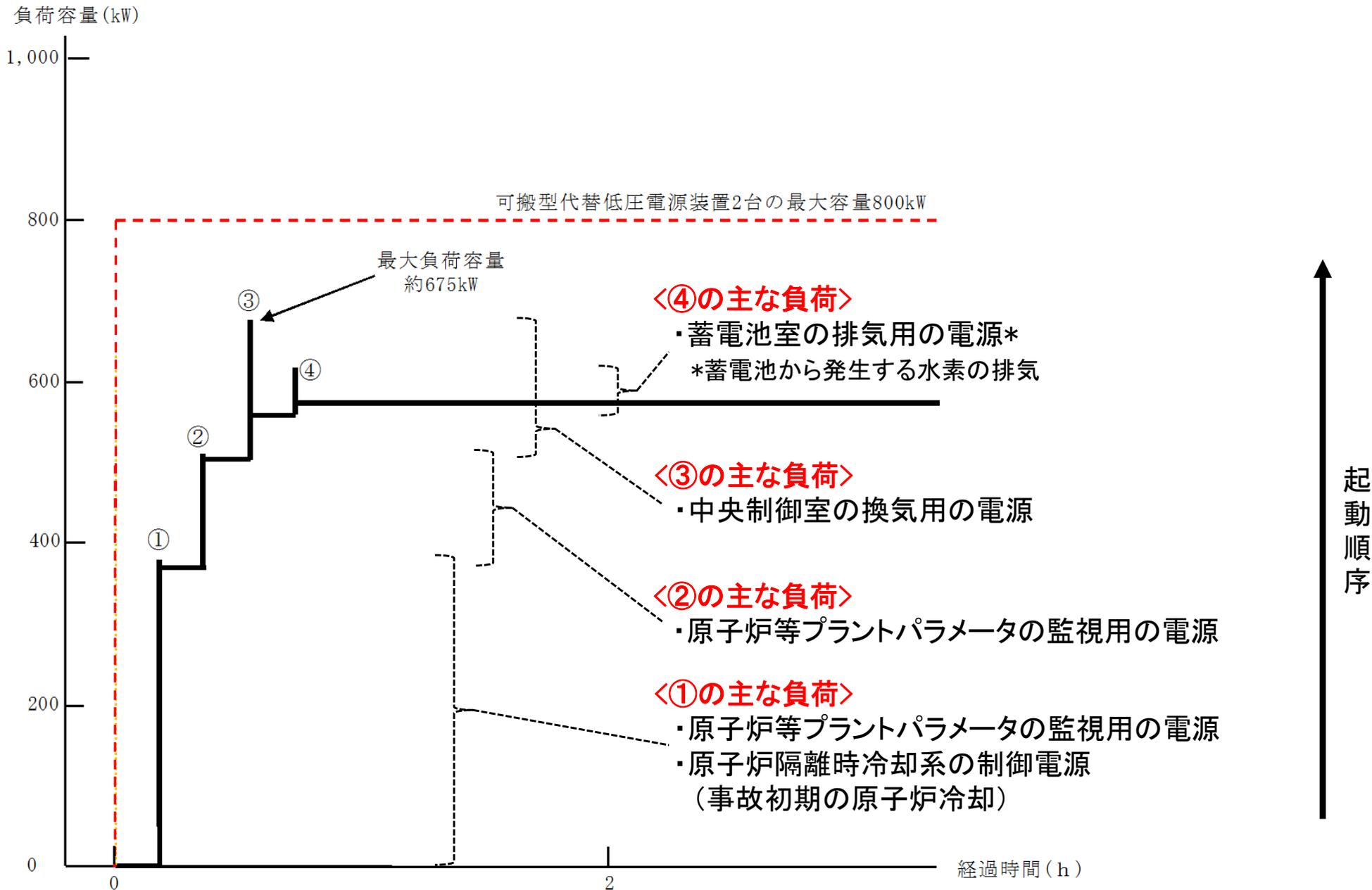


図2 可搬型代替低圧電源車 負荷積算イメージ

(1) 非常用所内電気設備に給電する場合

負荷容量 (kW)

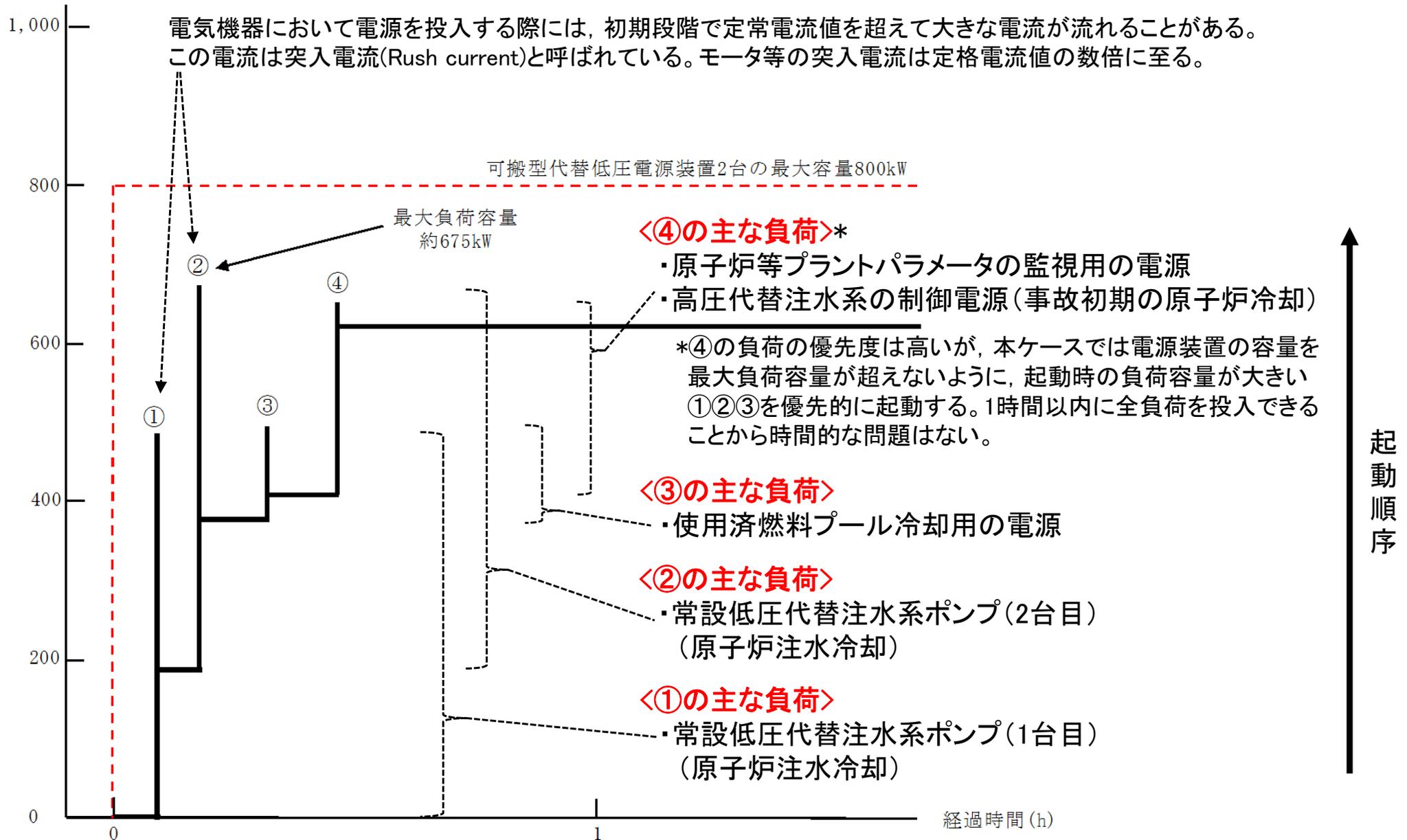


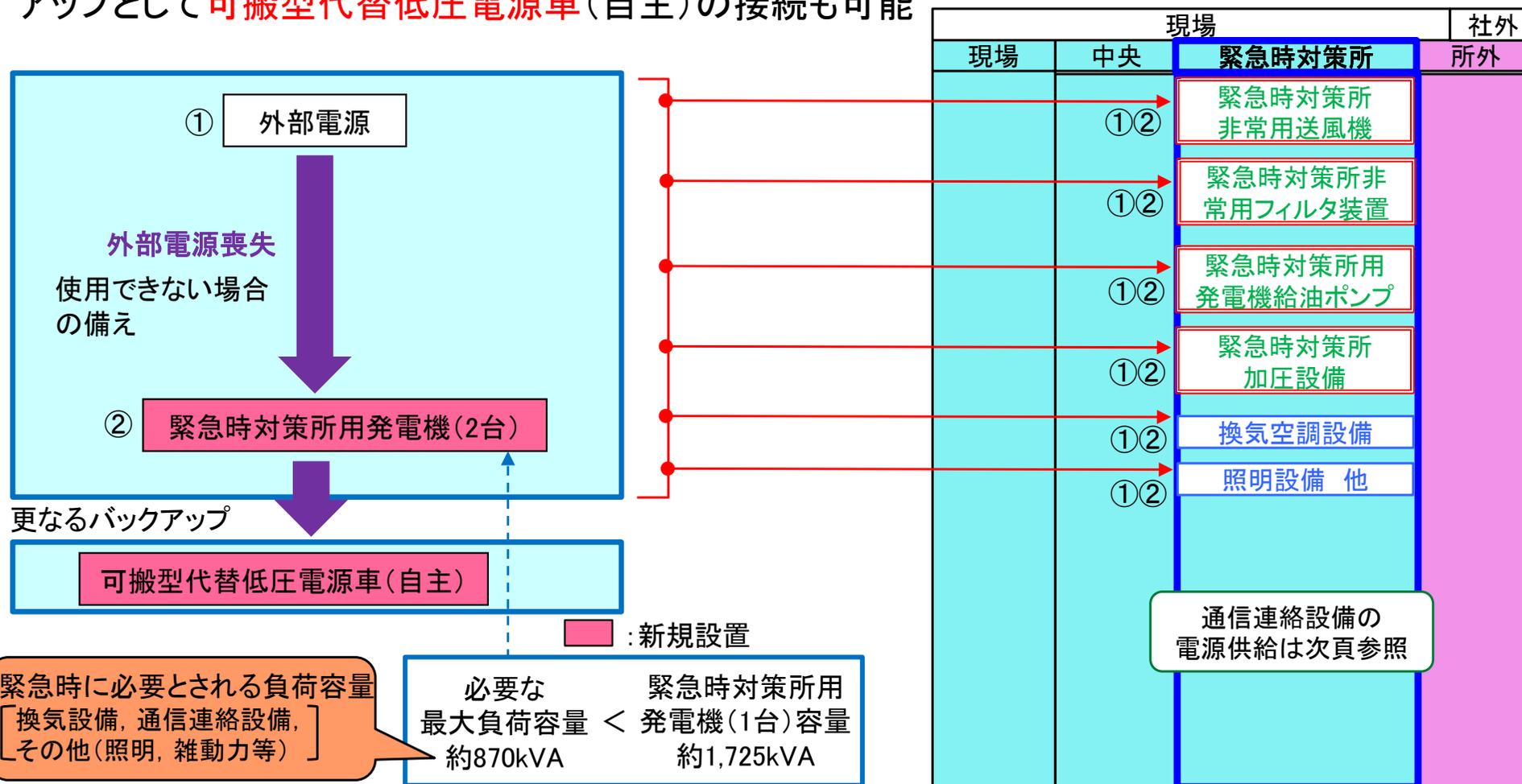
図3 可搬型代替低圧電源車 負荷積算イメージ

(2) 代替所内電気設備に給電する場合

<別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (1/4)



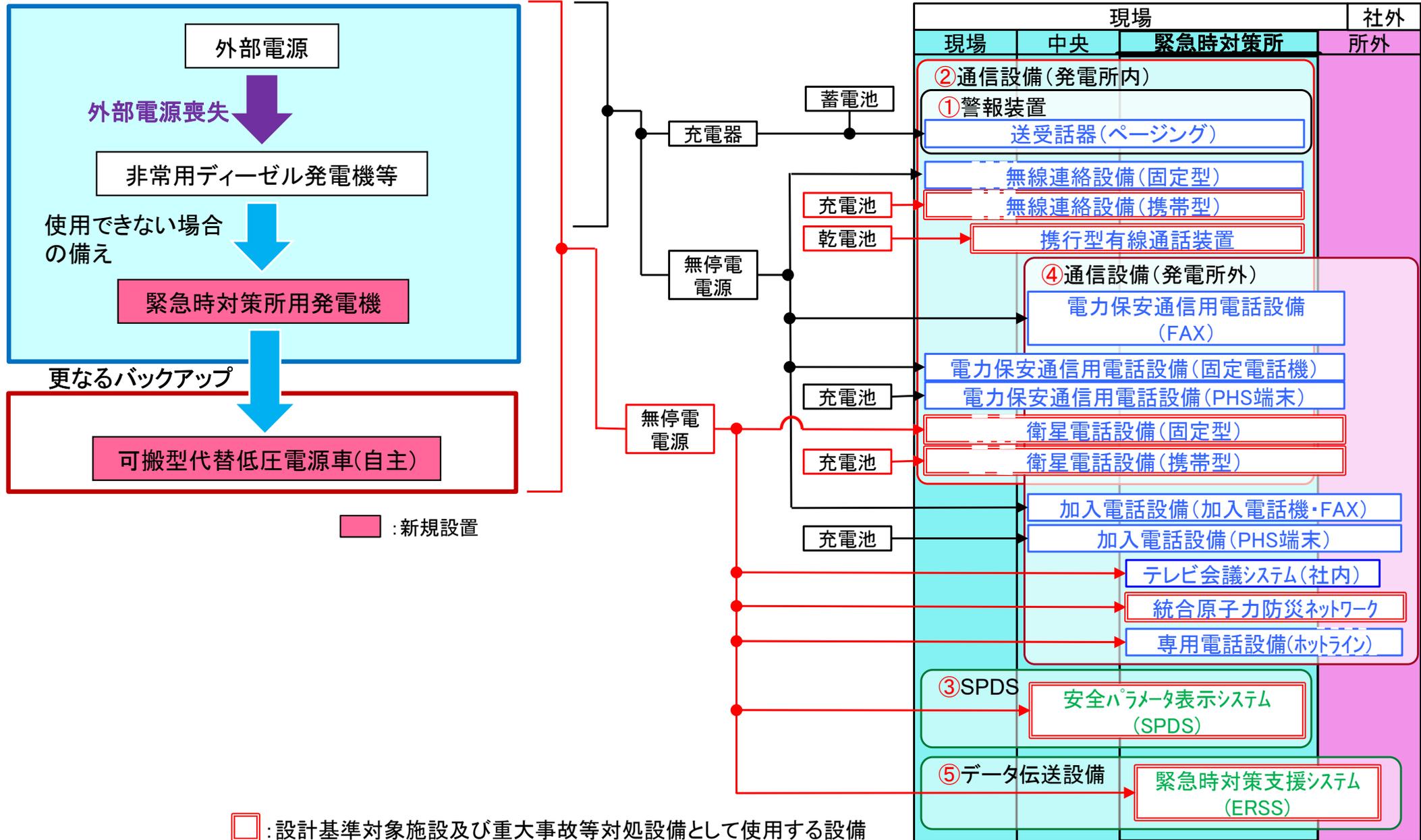
- 緊急時対策所の重大事故等対処設備には、新規に設置する**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備**から電源供給することで電源確保の信頼性を向上
- 外部電源(①)が使用できない場合でも、専用の**緊急時対策所用発電機(②)**を起動することで、緊急時対策所の機能を維持するために必要な負荷に給電が可能
- 緊急時対策所用発電機(②)**は、1台で必要負荷に給電できる容量を有し、これを2台設置する。
- 更に、不測の事態によって**緊急時対策所用発電機**も使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして**可搬型代替低圧電源車(自主)**の接続も可能



<別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (2/4)



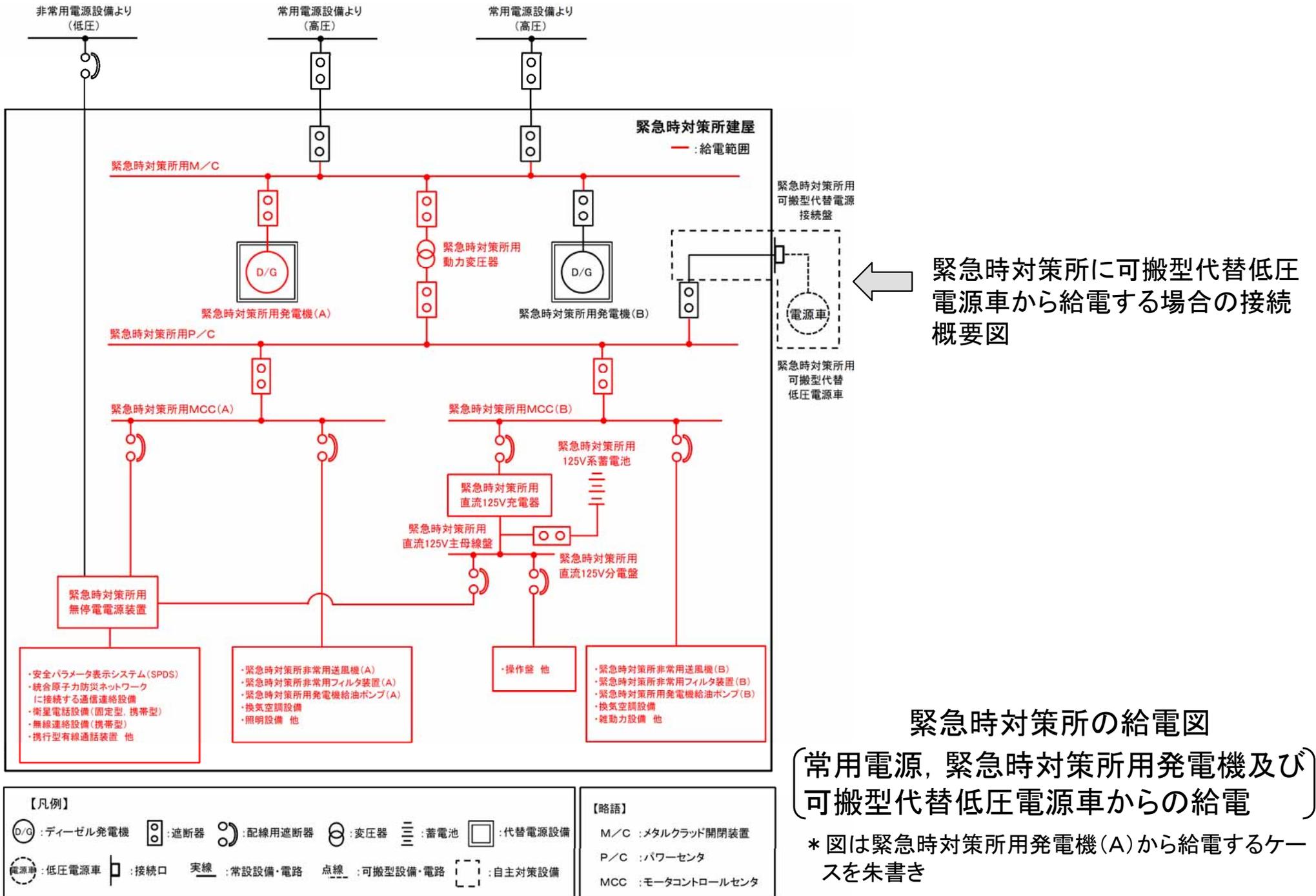
○緊急時対策所で重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備には、**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備からの電源供給を確保**することで通信連絡設備の信頼性を向上（新規）



- **緊急時対策所用発電機**は、緊急時対策所で必要な最大負荷(約870kVA)に給電できる容量(定格容量 約1,725kVA;1台あたり)を有し、これを2台設置
 - ・緊急時対策所で必要な最大負荷容量(約870kVA)を十分上回る容量
- 不測の事態により、緊急時対策所用発電機が2台とも使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして**可搬型代替低圧電源車(自主対策設備)の接続による電源供給**が可能であれば活用
 - ・可搬型代替低圧電源車は保管場所に分散して2セットあり、原子炉建屋側の設備への電源供給のため1セット(2台)を使用し、もう1セット(2台)がバックアップとして保管場所に残る。加えて、これらの予備として電源車1台を確保しており、更に、**緊急時対策所用に電源車を1台確保する。この1台が使用可能であれば、緊急時対策所用可搬型代替電源接続盤に接続して電源を供給**
 - ・緊急時対策所で緊急時に必要とされる負荷(340kVA)に対して、可搬型代替低圧電源車1台(定格容量 約500kVA(約400kW))で給電

負荷名称／電源名称	緊急時対策所の電源負荷容量(kVA)	
	緊急時対策所用発電機の場合 (定格容量: 1,725kVA(1台あたり))	可搬型代替低圧電源車の場合 (定格容量: 500kVA(1台あたり))
換気設備	約460	約130
通信連絡設備等	約35	約35
その他(照明, 雑動力等)	約375	約175
合計	約870(最大負荷容量)	約340(緊急時に必要とされる容量)

<別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (4/4)



- 【凡例】
- :ディーゼル発電機
 - :遮断器
 - :配線用遮断器
 - :変圧器
 - :蓄電池
 - :代替電源設備
 - :低圧電源車
 - :接続口
 - :実線 : 常設設備・電路
 - :点線 : 可搬型設備・電路
 - :自主対策設備

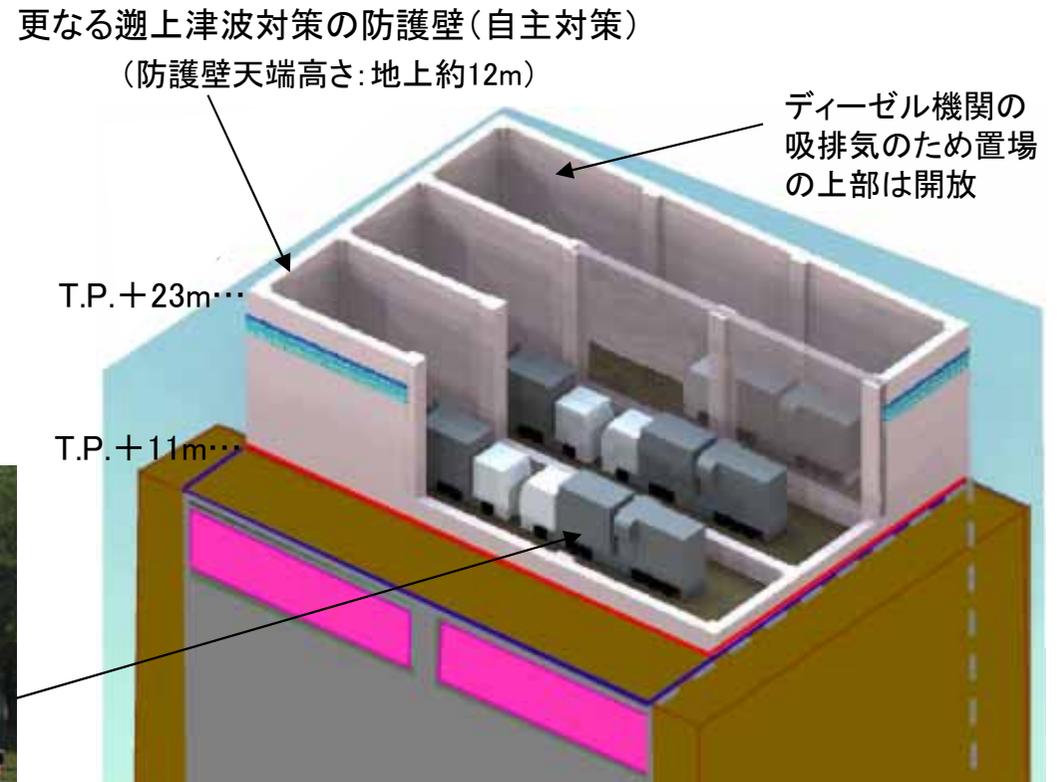
- 【略語】
- M/C :メタルクラッド開閉装置
 - P/C :パワーセンタ
 - MCC :モータコントロールセンタ

7. 常設代替高圧電源装置の竜巻飛来物の影響とセキュリティ上の対応について

- 常設代替高圧電源装置は屋外設置用の設備(高圧電源車)で風雨等の影響を受けず、また地震、火災、溢水等によっても機能が喪失しないよう設計
- 常設代替高圧電源装置置場は高所にあり敷地に遡上する津波は到達しないが、それを更に上回る津波からも当該設備を守れるよう自主的に水密化を施した防護壁を設ける。ただし、発電機のディーゼル機関の吸排気が必要なため、置場に天井は設けず上部は大気に開放している。



常設代替高圧電源装置(5台設置+予備1台)



常設代替高圧電源装置置場

- 発電所に竜巻が襲来した場合、竜巻飛来物が常設代替高圧電源装置置場の上部から飛来・落下し、装置が損傷して機能喪失する可能性があるが*1、その場合でも、原子炉建屋外壁で防護された非常用ディーゼル発電機等(3台)は全台が機能を維持し電源供給が可能であり、仮に竜巻による外部電源喪失が発生した場合でも、発電所の交流電源が失われることはない。*2

*1 装置の損傷が発生した場合でも、健全な号機が残存していればそれらを使用可能な場合も考えられる。

*2 可搬型代替低圧電源車は屋外配置のため竜巻襲来時に機能喪失の可能性があるが、複数台を分散配備しており、竜巻の進路によっては被害を免れる場合も考えられるため、使用できる場合は活用可能

- 常設代替高圧電源装置置場等は、発電所の立入制限区域として入域を管理・制限された内部に配置し、更に置場内への出入は施錠管理等を行い、不要なアクセスを制限する。

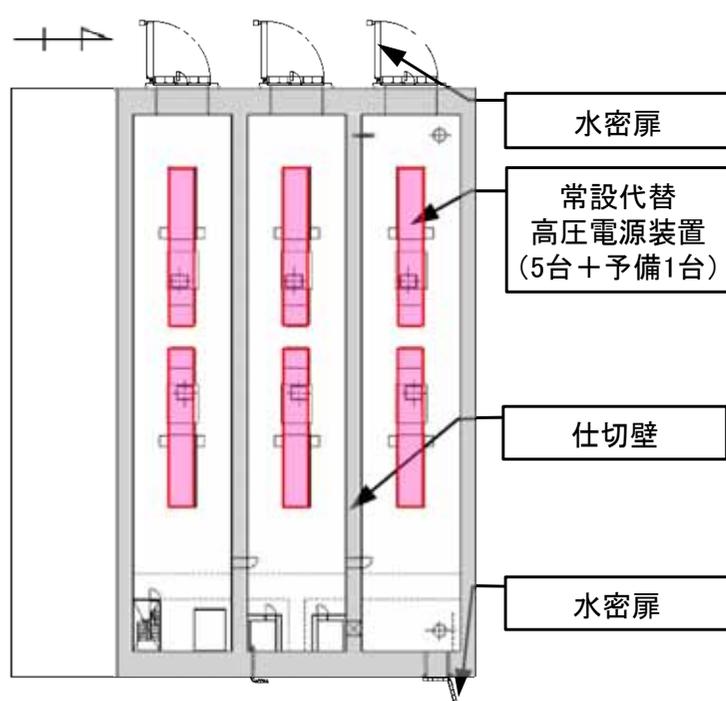
<別紙参照>

○竜巻飛来物が常設代替高圧電源装置置場の上部から飛来し、装置が損傷して機能喪失しても、**原子炉建屋外壁で防護された非常用ディーゼル発電機等は機能喪失せず電源供給が可能で発電所の交流電源が失われることはない。**

* 装置の損傷が発生した場合でも、健全な号機が残存していればそれらを使用可能な場合も考えられる。

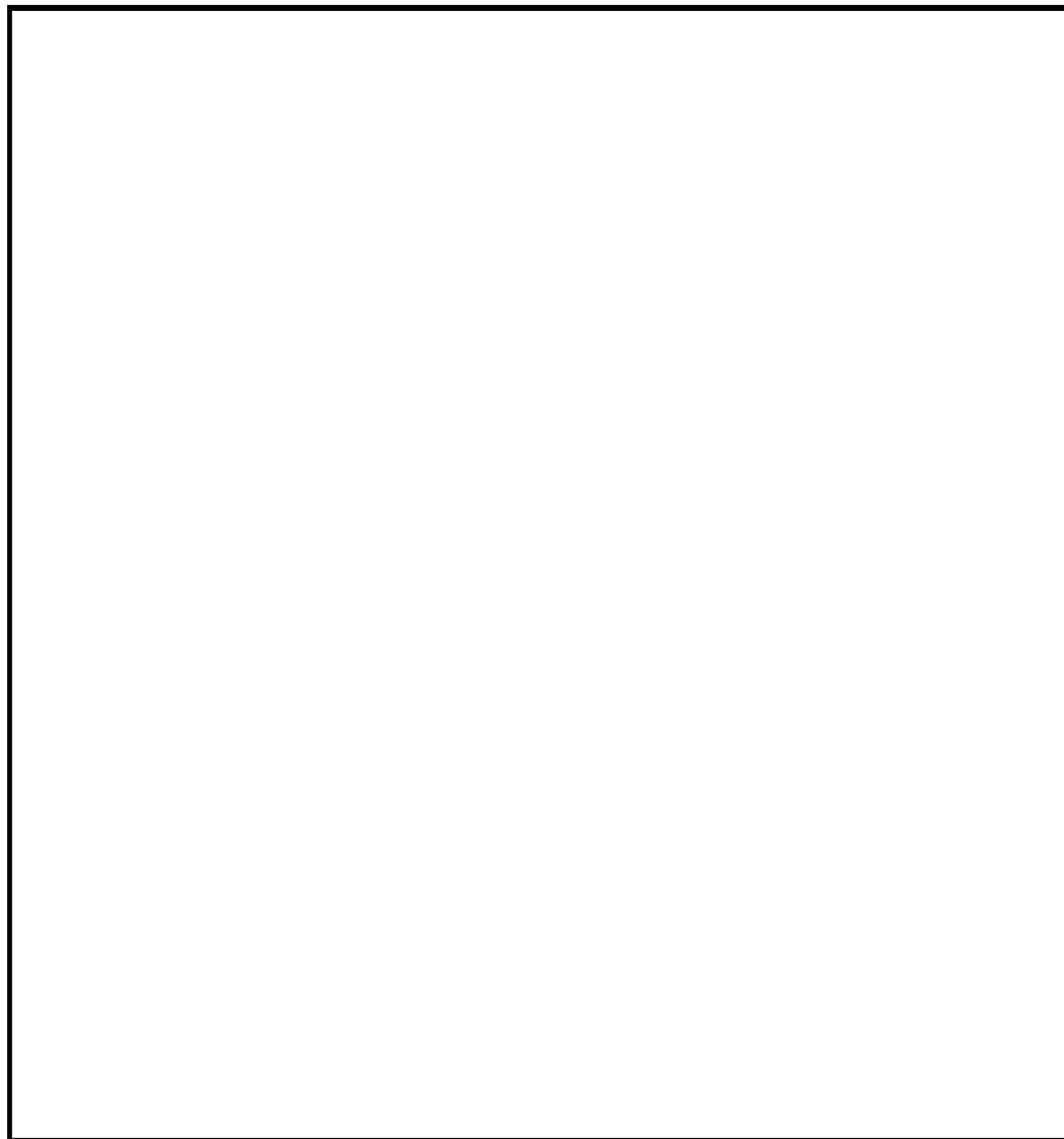
* 可搬型代替低圧電源車は屋外配置のため竜巻襲来時に機能喪失の可能性があるが、複数台を分散配備しており、竜巻の進路によっては被害を免れる場合も考えられるため、使用できる場合は活用可能

○常設代替高圧電源装置置場等は、**発電所の立入制限区域として入域を管理・制限された内部にあり、更に置場内への出入は施錠管理等を行い、不要なアクセスを制限する。**



常設代替高圧電源装置置場 平面図

置場のエリア全体又は防護壁の各水密扉を施錠管理等実施



原子炉建屋(非常用ディーゼル発電機等)の配置と常設代替高圧電源装置置場及び可搬型重大事故等対処設備保管場所

注 写真は一部イメージを含む

- : 非常用電源設備(設計基準事故対処設備)
- : 代替電源設備(重大事故等対処設備)

8. 外部電源系統の地震による影響評価及び耐震性向上の対策



○東海第二発電所では、地震により外部電源系統*¹から受電できない場合でも、所内に設置した耐震性の高い複数の非常用電源や代替電源により、原子炉等の安全を確保するための設備に給電可能

*¹ 当該発電所外の他の発電所、変電所、送電鉄塔・送電線等で構成される送配電網

○東海第二発電所では、基準地震動に対する耐震性を担保していない外部電源系統(開閉所設備等)*²に対しては、大きな地震の発生時には受電できない可能性があるが、地震時の外部電源の信頼性を高め、また外部電源が一旦喪失しても復旧をできるだけ早める観点から、耐震性向上の取り組みを行っている。 *² 耐震重要度分類上のCクラスに区分(一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設)

(1) 所外より発電所につながる変電所設備、送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所に繋がる変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認
- ・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しないように、電線路間の水平距離(離隔)を確保

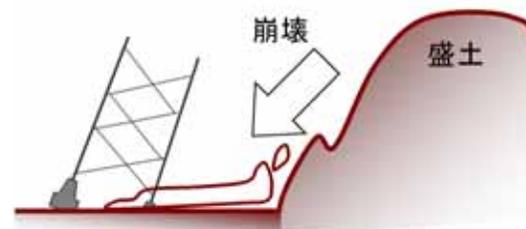
(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所の開閉所設備を気中開閉所から、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更
- ・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

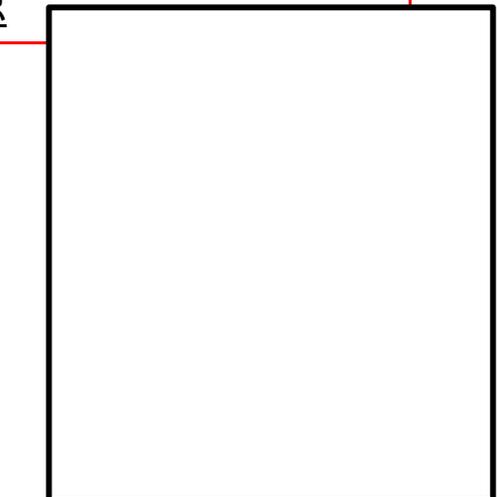
〈別紙参照〉



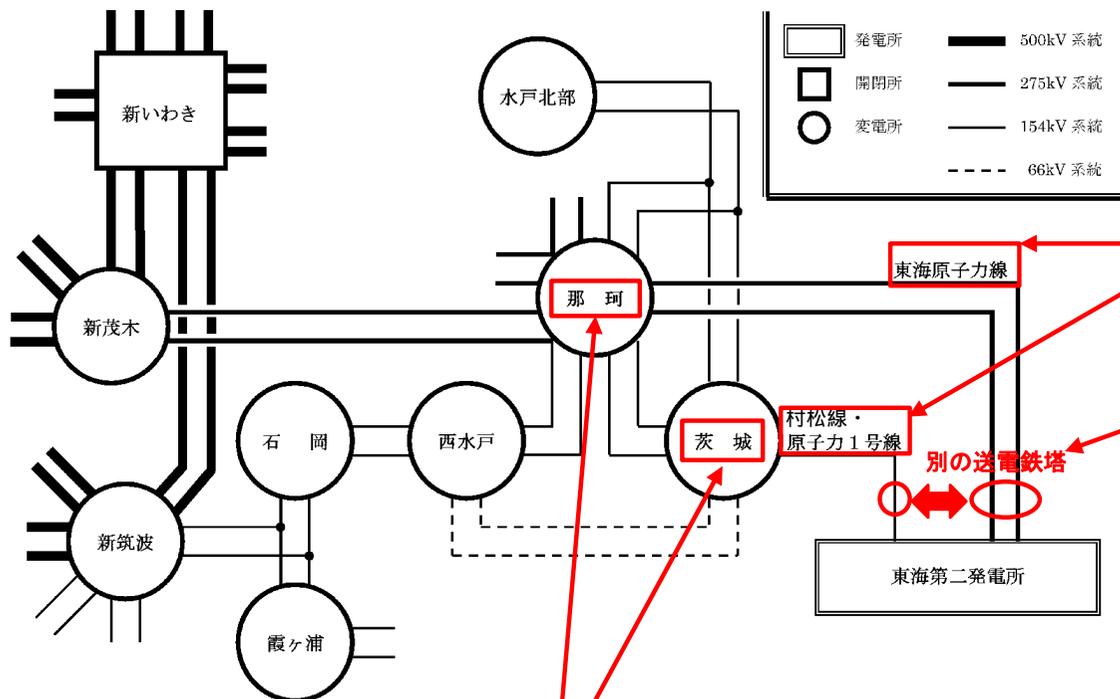
ガス絶縁開閉装置への設備変更



鉄塔基礎の安定性評価



- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。*

275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

* 275kV送電線の送電容量:約1,138MW(1回線当たり)及び154kV送電線の送電容量:約269MWは、それぞれ非常用ディーゼル発電機容量(1基):5.2MW以上を確保

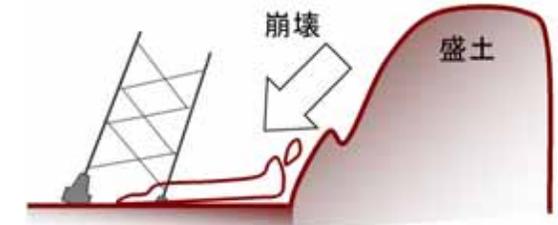
(1) 所外より発電所に繋がる送電設備，送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

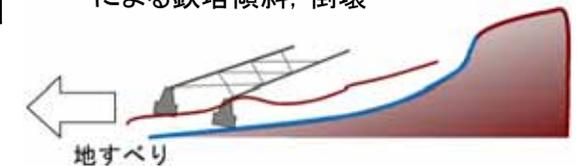
○2011年の東北地方太平洋沖地震では，東海第二発電所の外部電源が一時的に失われたが，東海第二発電所に接続する変電所までの各送電鉄塔に傾斜・倒壊等は生じていない。

○各送電鉄塔の基礎の安定性を評価するため，盛土の崩壊，地滑り，急傾斜地の土砂崩壊を対象に，図面等による机上調査を基に，地質専門家による現地の調査を行い，各鉄塔基礎の安定性に悪影響がないことを確認している。

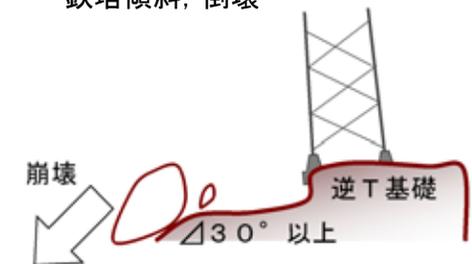
線路名	鉄塔基数	現地の調査による確認基数			対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44基	2基	0基	3基	0基
154kV 原子力1号線	8基	0基	0基	0基	0基
154kV 村松線	28基	0基	0基	2基	0基



盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜，倒壊



鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊



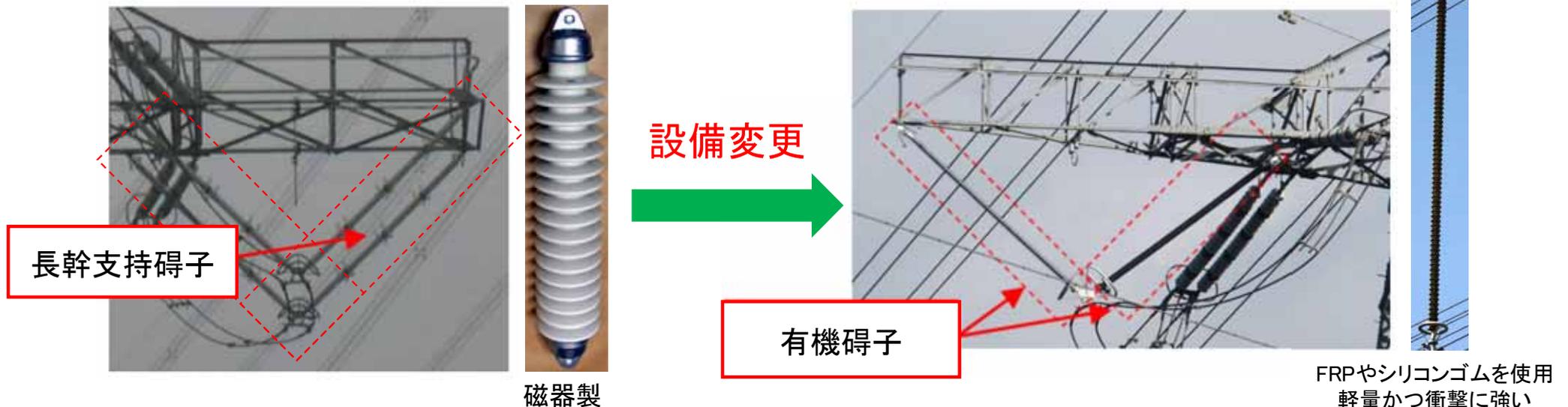
逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊

出典：経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成24年2月17日，東京電力株式会社）」

(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所に変電所から接続する送電線(東海原子力線(275kV) *¹) *²の碍子の耐震性向上対策として, より耐震性の高い碍子への取り替えが実施されている。



* 1: 2011年の東北地方太平洋沖地震にて, 長幹支持碍子の損傷が発生している。

注 碍子の拡大図はイメージ

* 2: 発電所に接続する別の送電系統である, 村松線・原子力1号線(154kV)には長幹支持碍子は使用されていなかった。

出典: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持V吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について(平成23年12月27日, 東京電力株式会社)」を基に一部加筆

○東海第二発電所に接続している那珂変電所及び茨城変電所は, 重心が低く, 耐震性の高いガス遮断器 *³が採用されていることを確認している。

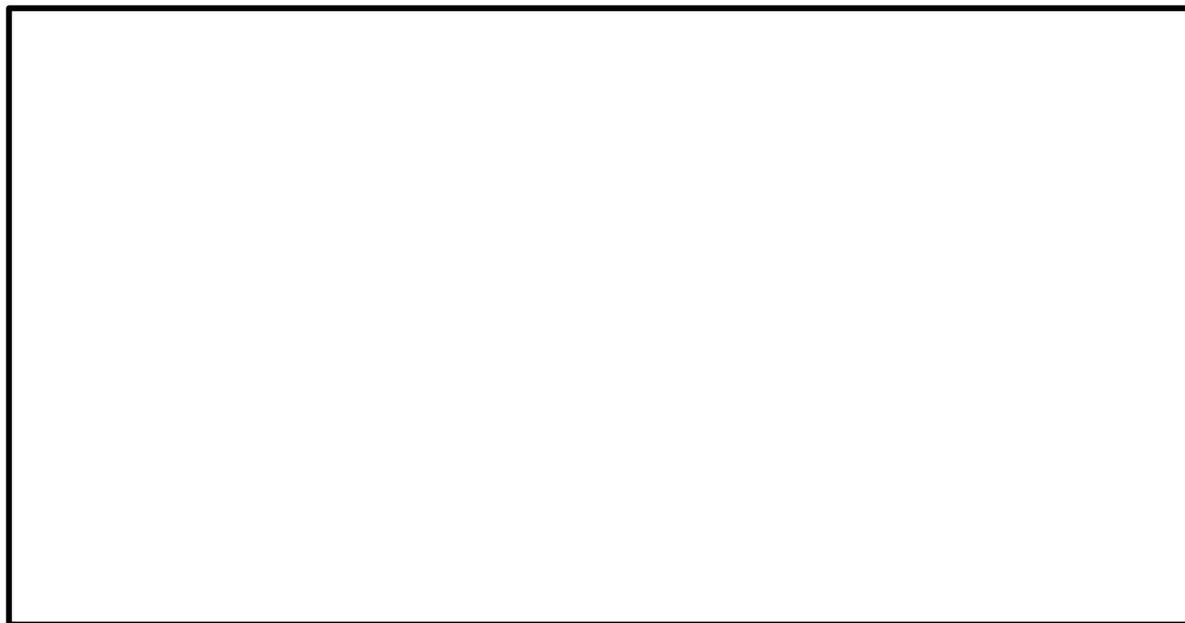
* 3: JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており, 設計上の裕度を確認している。

(1) 所外より発電所につながる変電所設備，送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

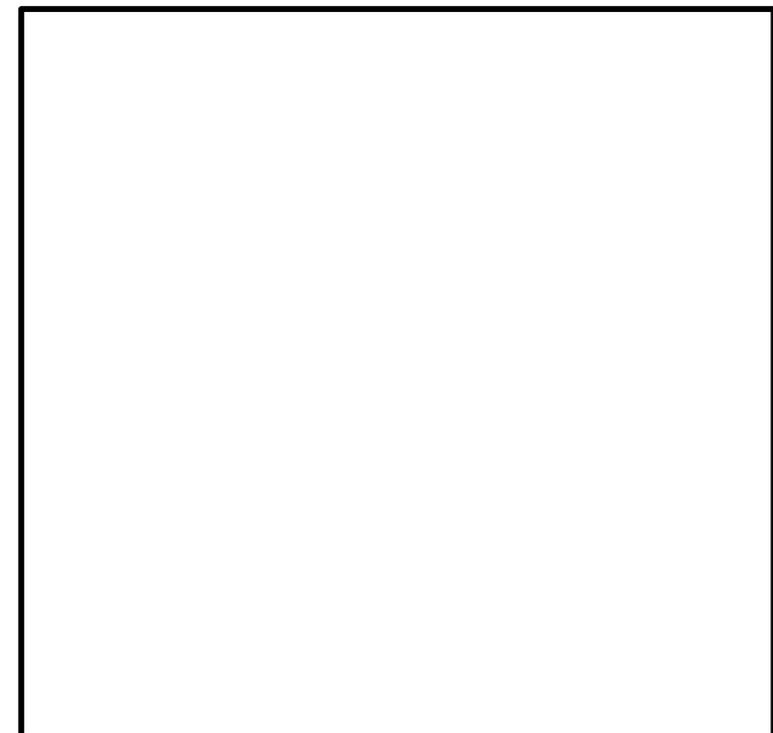
・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より，仮に1つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しないように，電線路間の水平距離（離隔）を確保

○275kV東海原子力線No2鉄塔－154kV原子力1号線
No5 鉄塔間が両電線路の近接箇所

○今後，154kV原子力1号線 No5鉄塔を
275kV東海原子力線 No2鉄塔の
倒壊範囲外へ移設



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置

○この対策により，仮に1つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない，
電線路間の水平距離を確保可能

(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所設備を気中開閉所(取替前)からより耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更

- ガス絶縁開閉装置は、構造上、気中開閉所機器よりも重心が低く、より耐震性が高い。
- コンパクトな配置が可能であり、メンテナンス性も良い。



気中開閉所(取替前)



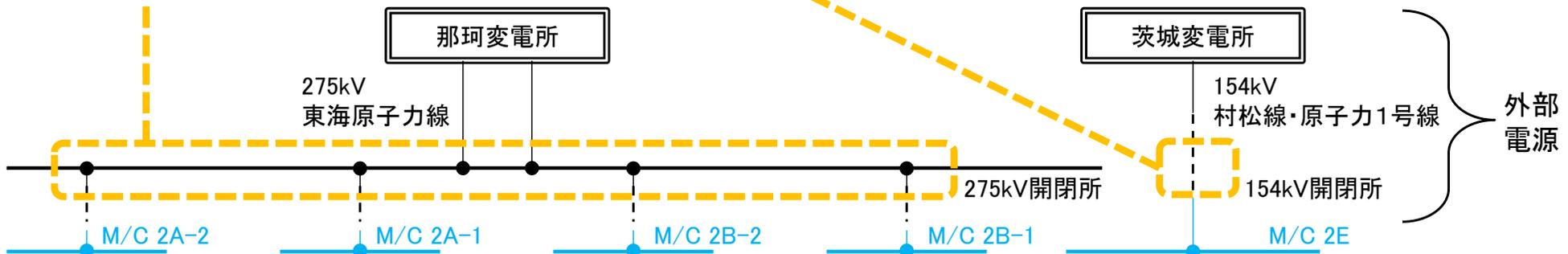
気中開閉所(取替前)



[対策例] 154kV開閉所 ガス絶縁開閉装置(取替後)

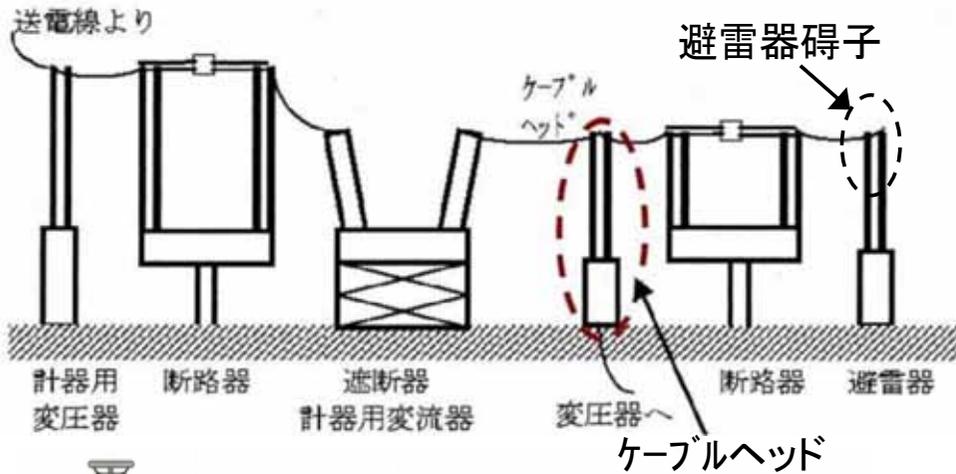
設備変更実施中

変更済



○東海第二発電所の従来設備の気中開閉所(275kV東海原子力線, 154kV村松線・原子力1号線)は耐震重要度分類上のCクラスとしての耐震性を十分確保していたが、外部電源システムの信頼性を高めるため、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に取り替えを実施している。

○気中開閉所及びガス絶縁開閉装置について、JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた耐震評価を行い、気中開閉所に比べてガス絶縁開閉装置は、より設計上の裕度が増加したことを確認している。



開閉所設備の耐震評価結果(従来設備)

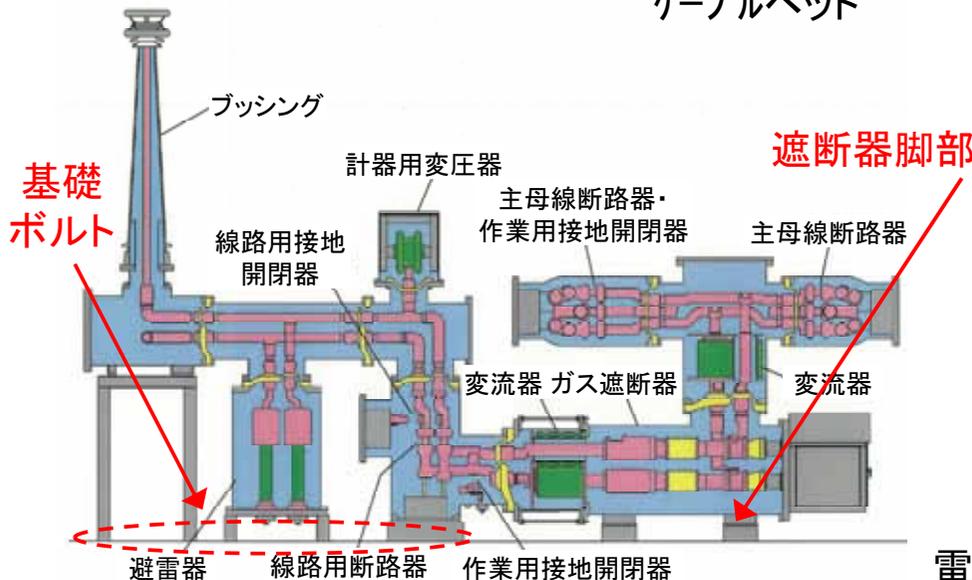
照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 気中遮断器	1.32	ケーブルヘッド
154kV特別高圧開閉所 気中遮断器	1.31	避雷器碍子

* 過去の地震データをほぼ包含するよう機器下端に3m/s²共振正弦3波を入力した動的解析。1以上であれば耐震性を満足する。

設備変更

開閉所設備の耐震評価結果(取替後)

照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置	2.24	遮断器脚部
154kV特別高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置	1.79	基礎ボルト



(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所の開閉所の基礎の設置地盤の支持性能, 開閉所から原子炉建屋等へ繋がるケーブル洞道等の設置地盤の支持性能及び不等沈下量を評価し, **耐震Cクラスで適用する地震力**に対して設置地盤は十分な支持性能があることを確認している。

開閉所基礎, ケーブル洞道・トラフの支持性能の評価結果

照査項目 (最大接地圧)	評価値	評価基準値	判定
①275kV超高压開閉所	434 (kN/本) <	2,629 (kN/本)	○
②154kV特別高压開閉所	62 (kN/m ²) <	192 (kN/m ²)	○
③ケーブル洞道	162 (kN/m ²) <	372 (kN/m ²)	○
④ケーブルトラフ	32 (kN/m ²) <	640 (kN/m ²)	○

ケーブル洞道及びケーブルトラフの最大沈下量の評価結果

	ケーブル洞道 (275kV超高压開閉所~タービン建屋間)	ケーブルトラフ (154kV特別高压開閉所~原子炉建屋間)	判定
最大沈下量	9.5mm	1.7mm	○*

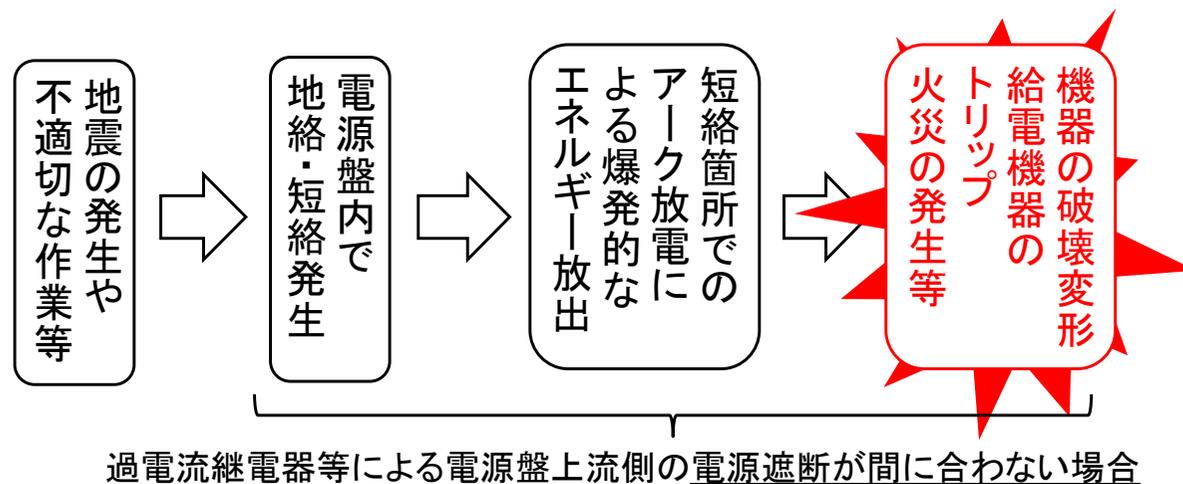
* 沈下量が1cm未満であり不等沈下によるケーブル性能への影響は生じない。

開閉所, ケーブル洞道及びケーブルトラフの配置

8. 高エネルギーアーク損傷(HEAF)と発生抑制対策について

- 高エネルギーアーク損傷(HEAF:High Energy Arcing Fault)とは、地震や不適切な作業で遮断器や開閉器等の通電した導体間や部品とアース間に大電流のアーク放電が発生し、熱、光の発生、金属の蒸発と圧力上昇を伴う急激なエネルギー放出が起こる事象として特徴付けられる、爆発性の電気故障とされている。
- HEAFの第一段階では、爆発により機器の破壊、変形、給電機器のトリップ等が起こることに加え、破壊された部品の飛び散りなどが発生する場合がある。また、HEAFの第二段階では、アーク放電に起因する熱の影響により機器等が高温になり火災が発生する場合がある。これまでに国内の原子力発電所においても常用系電源盤(非耐震)でHEAFの発生事例が確認されている。〈別紙1参照〉
- これらHEAF発生事例やメカニズムの検討、HEAF試験結果等の知見を踏まえて、東海第二発電所ではHEAFに対する耐性確認や発生防止対策を施し、電源確保の信頼性や電源盤火災に対する耐性を向上させる。

〈別紙2, 3参照〉



HEAF試験 高圧電源盤のアーク放電・火災発生状況

〈HEAF耐性確認及び発生抑制対策〉

【評価】電源盤が短絡した際の電流、電圧、遮断器の遮断時間等より、アーク火災のしきい値到達の有無を評価

【対策】評価でアーク火災しきい値に至る電源盤は、遮断器の遮断時間を適切に設定し、アーク火災発生を防止

出典:「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」(NRA技術報告, NTEC-2016-1002)

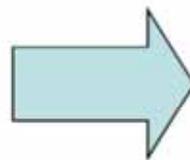
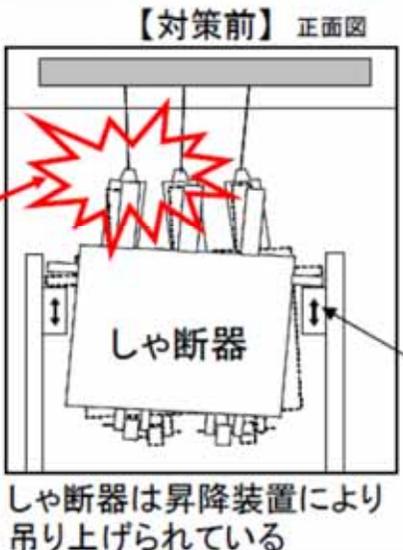
2.5(1) 女川1号機 高圧電源盤(A)の焼損



【高圧電源盤(A)の主要負荷】
原子炉再循環ポンプ(A)、循環水ポンプ(A)、
復水ポンプ(A) などの常用負荷



【推定原因】
地震により短絡
↓
短絡電流・アーク(火花)発生
↓
盤内のケーブルの
絶縁被覆が焼損



駆動ピンによりしゃ断器を固定



Tohoku Electric Power Co., Inc.

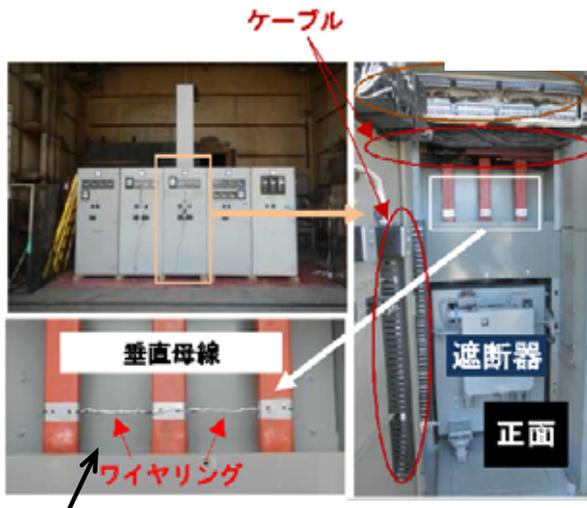
出典：女川原子力発電所の概要および東日本大震災時の対応状況
(第1回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会
平成26年11月11日 東北電力株式会社)

注：東海第二発電所の高圧電源盤は当初から耐震性が高い横置式を採用しており、火災発生の可能性は低い。

○原子力規制委員会は電源盤のHEAF試験を行いHEAFの事象進展と火災発生条件の知見等を整理

- ・試験対象: 高圧電源盤(約7kV), 配電盤(480V)及びモータコントロールセンタ(480V)
- ・試験内容: 電源盤の三相間をワイヤで短絡させた状態で電圧を印加, 大きな短絡電流を流して意図的にアーク放電を発生させて, 電圧・電流・電源盤外部への熱流束等を計測
- ・主な試験結果と考察:
 - ・高圧電源盤(図□)及び配電盤(図○)でアーク火災発生, モータコントロールセンタ(図△)は火災発生なし
 - ・図のとおり, **各電源盤のアーク火災の発生条件はアークエネルギー*の大きさに依存。アーク放電の継続時間を短くしてアークエネルギーを小さくすることで, アーク火災の発生を抑制できる。**

*アークエネルギー(MJ): $\text{電圧 (kV)} \times \text{電流 (kA)} \times \text{アーク放電継続時間 (s)}$

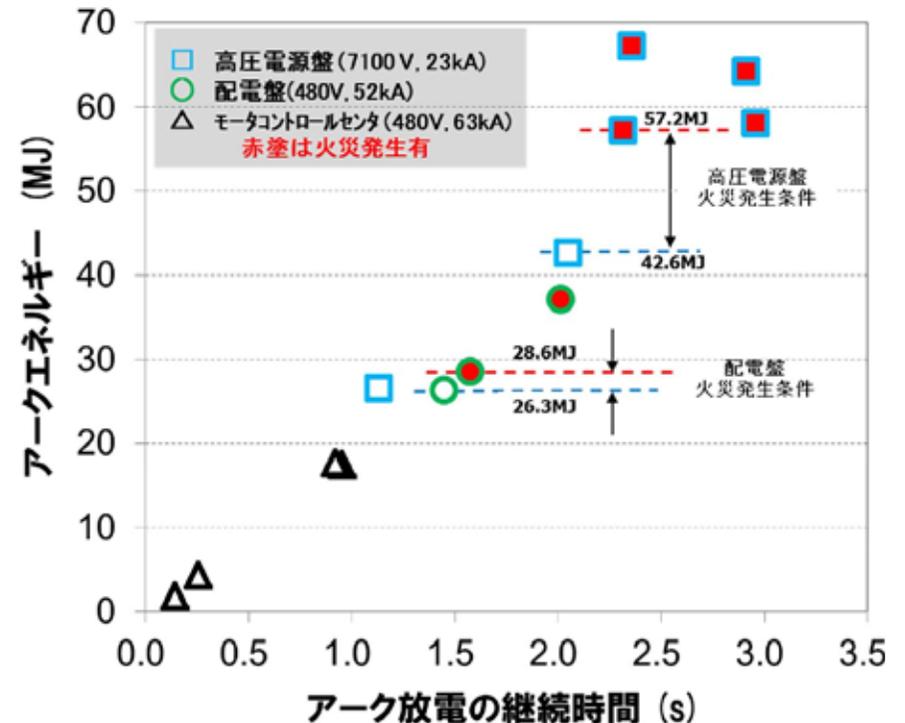


母線の三相間を短絡させた状態で高電圧を印加し, 意図的に大電流を流してアーク放電を発生させる。



アーク放電発生の瞬間

HEAF試験に用いた高圧電源盤とアーク放電発生状況



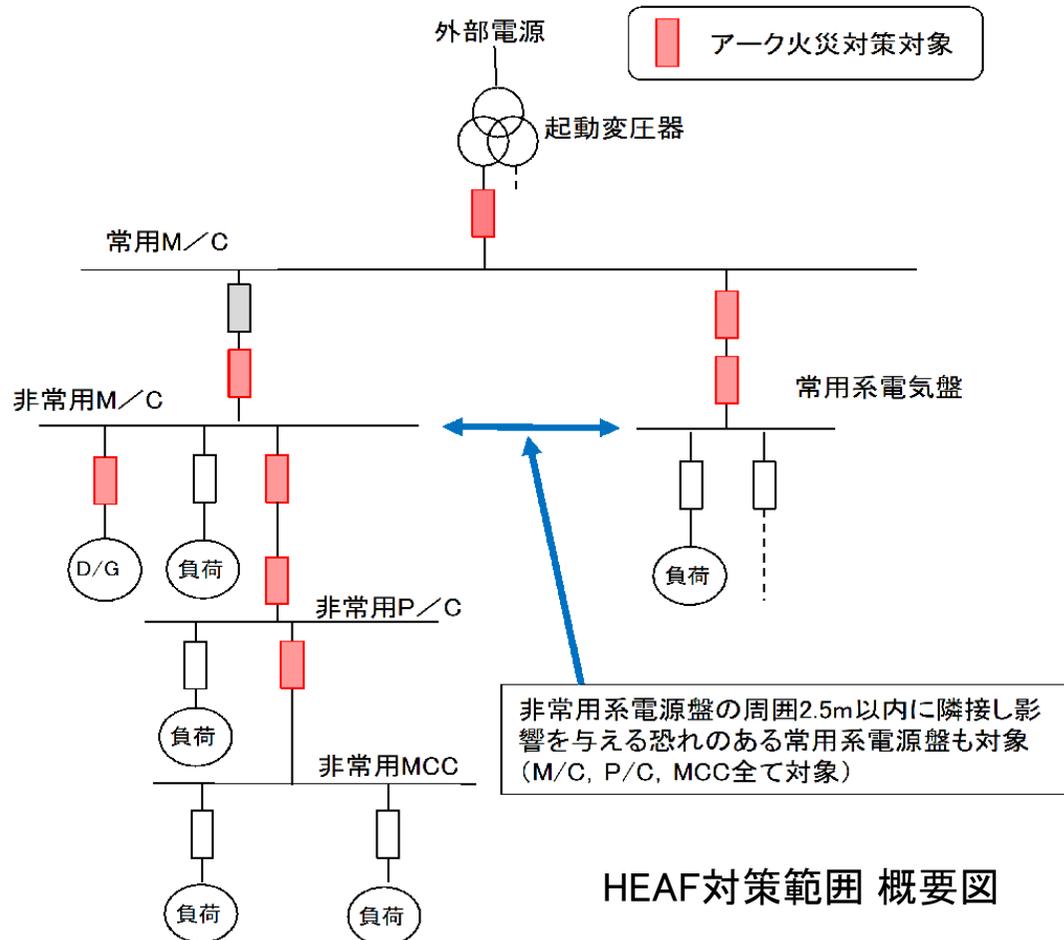
アーク放電継続時間とアークエネルギーの関係

出典:「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」

(NRA技術報告, NTEC-2016-1002)に一部加筆

○東海第二発電所では、当初から耐震性の高い横置き式の電源盤を採用しており、地震時の火災発生の可能性は低い。加えて、各電源盤のHEAFに対する耐性確認や発生抑制対策を施し、発電所全体の電源確保の信頼性や電源盤火災に対する耐性を更に向上させる。

- ・対象設備：保安電源設備のうち、**重要安全施設への電力供給に係る電源盤*1の遮断器及び当該電源盤に影響を与えるおそれのある電源盤*2の遮断器**
- ・設備対策：電源盤内部の短絡事故等から**遮断器の遮断時間を適切な設定にすることにより**、アーク火災を防止できる設計とする。



*1:非常用M/C, 非常用P/C, 非常用MCC

*2:非常用電源盤から2.5m以内

各電源盤略称：
 M/C:メタルクラッド開閉装置(6.9kV)
 P/C:パワーセンタ(480V)
 MCC:モーターコントロールセンタ(480V)

HEAF対策範囲 概要図

○評価方法

電力中央研究所の試験結果より、アーク電圧及びアーク火災に至るしきい値※を定め下記の計算式にて電気エネルギーを算出し、しきい値未滿を満足していることを評価する。

※しきい値とは、試験にてアーク火災が発生しなかった電気エネルギー値であり、評価した電気エネルギーがしきい値以下であればアーク火災は発生しない。

計算式

$$\text{電気エネルギー[MJ]} = \text{短絡電流[kA]} \times \text{アーク電圧[kV]} \times 0.9* \times \text{遮断時間[s]}$$

* : 0.9は実効値から平均値への換算係数

- ・電気エネルギーが対象設備に応じたしきい値未滿を満足していることを評価する。
- ・評価結果がしきい値未滿を満足しない場合は、可変要素のある遮断時間の短縮(保護継電器の整定変更)を行い、電気エネルギーが下表のしきい値未滿を満足するように設計する。
- ・なお、極端に遮断時間を短縮(保護継電器の整定変更)してしまうと、保護協調の観点により遮断器の正常な動作を妨げるおそれが生じるため、適切な値に設定する必要がある。

【アーク電圧及びアーク火災に至るしきい値】

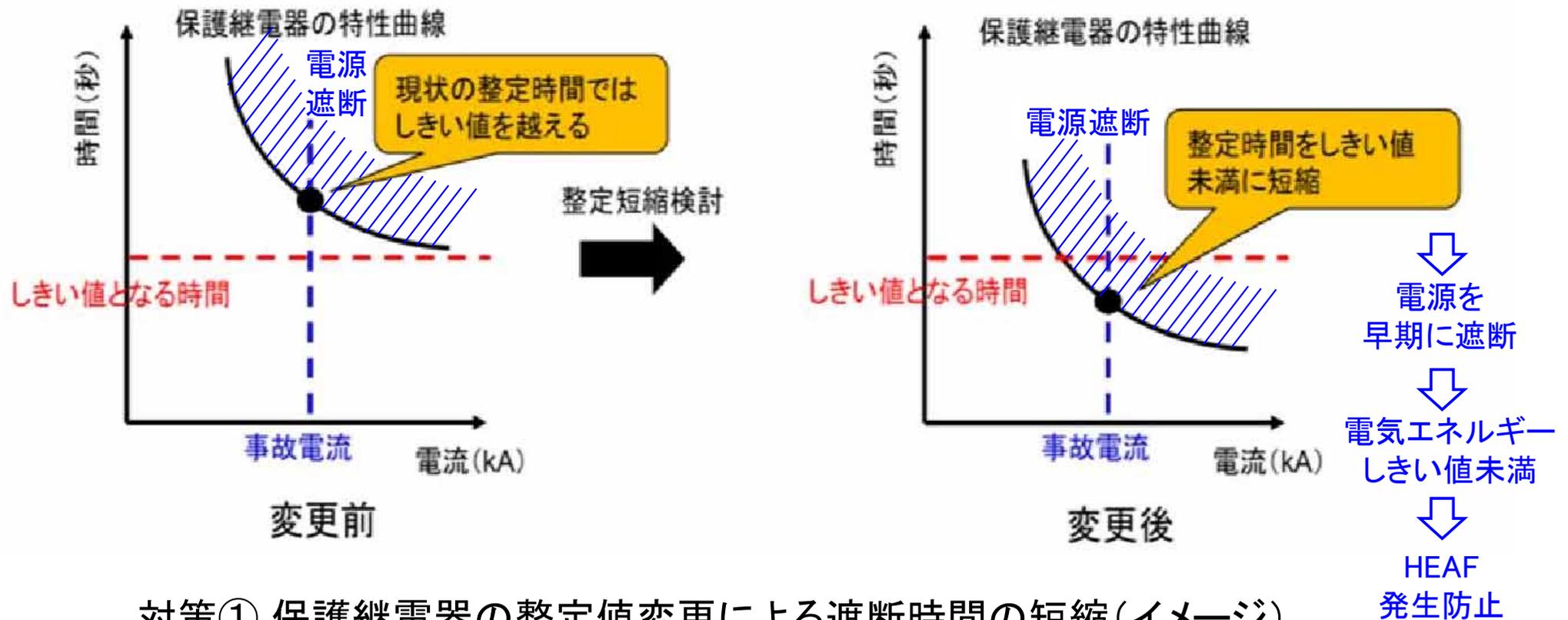
対象設備	M/C	M/C(ディーゼル発電機受電遮断器)	P/C	MCC
アーク電圧	1.34kV	1.25kV	0.467kV	0.675kV
しきい値	25MJ	16MJ	18MJ	4.4MJ

各電源盤略称:

M/C:メタルクラッド開閉装置(6.9kV), P/C:パワーセンタ(480V), MCC:モーターコントロールセンタ(480V)

⇒各電源盤に以下の対策を施すことで、短絡事故等が発生した場合でも、発生する電気エネルギーをしきい値未満に抑え、HEAFの発生を防止できる。

対象設備	対策①	対策②
M/C, P/C, MCC	保護継電器の整定値変更 (電源遮断時間の短縮)	—
M/C(ディーゼル発電機受電遮断器)		保護インターロックの変更 <次頁参照>



○対策② ディーゼル発電機の保護インターロックの変更^注

- ・ディーゼル発電機*¹の設備保護のインターロックを以下のとおり変更し、HEAF発生を防止する。
 - ・原子炉保護の観点から、LOCA*²時はできるだけディーゼル発電機からの電力供給を継続する設計方針
- 現状の設計では、LOCA時には過電流を検知してもディーゼル発電機は運転を継続し、HEAF発生のリスクがある。今回の対策では、**(50)短絡継電器を追加し、HEAFに至る恐れがある大きな短絡電流等**を検知し継続した場合、ディーゼル発電機の運転停止、遮断器開放を行う。

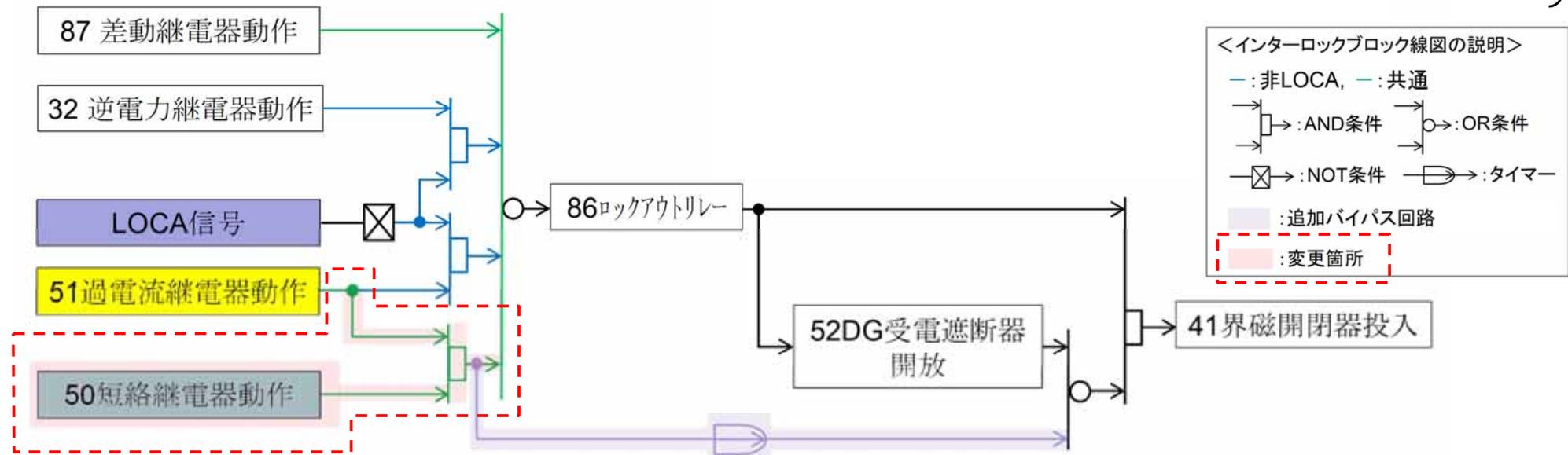
*1 非常用ディーゼル発電機(2台)及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(1台) *2 原子炉冷却材喪失事故

<HEAF対策>

LOCA以外の事象時 : 短絡電流等発生時は、(51)過電流継電器作動により、(86)ロックアウトリレーが作動 ⇒A

LOCA時 : 短絡電流等発生時は、(51)過電流継電器及び**(50)短絡継電器の作動**により、(86)ロックアウトリレーが作動 ⇒A

A ⇒ ディーゼル発電機停止及び発電機からの受電遮断器が開放し、HEAF発生を防止



対策② ディーゼル発電機 保護インターロックブロック線図(変更後)

注: 本設備対策は今後の工事計画認可申請で原子力規制委員会による審査を受けるため、内容は変更となる場合がある。

- 原子力規制委員会は、HEAF発生事例の検証やHEAF試験結果等の新知見を踏まえて、2019年に国内の原子力発電所に対してHEAF対策の規制への反映(バックフィット)を実施している。

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
(平成二十五年原子力規制委員会規則第六号)

(保安電源施設)

第四十五条 <略>

3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、次に掲げる措置を講じなければならない。

— 高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
(原規技発第1306194号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))

4 第3項第1号に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」とは、重要安全施設(設置許可基準規則第2条第2項第9号に規定する重要安全施設をいう。以下同じ。)への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤(安全施設(重要安全施設を除く。)への電力供給に係るものに限る。)について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができることをいう。

* 当社で法令の一部を朱書き・下線を加えている。

- 東海第二発電所は、これらの規制反映を踏まえて、発電所のHEAF対策内容について今後工事計画認可を申請し、原子力規制委員会の審査を受けることとしている。

東海第二発電所

使用済燃料貯蔵対策について(改訂版)

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

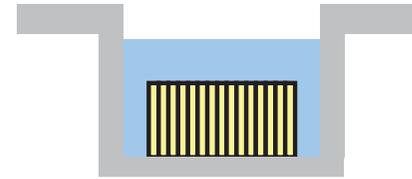
目 次

1. 東海第二発電所の使用済燃料貯蔵方法と安全性, 運用性	3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓	4
3. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	5
4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策	6
5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要	11
6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性	15
7. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価結果	18
8. 使用済燃料乾式貯蔵容器の耐震評価結果	20
9. 使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の耐震補強	21
10. 津波の影響評価及び対策	22
11. 東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵・搬出及び処理方針	26
12. まとめ	28

- 東海第二発電所は使用済燃料の貯蔵方法として以下の2つの手段を有している。

①使用済燃料プールでの貯蔵

①使用済燃料プール

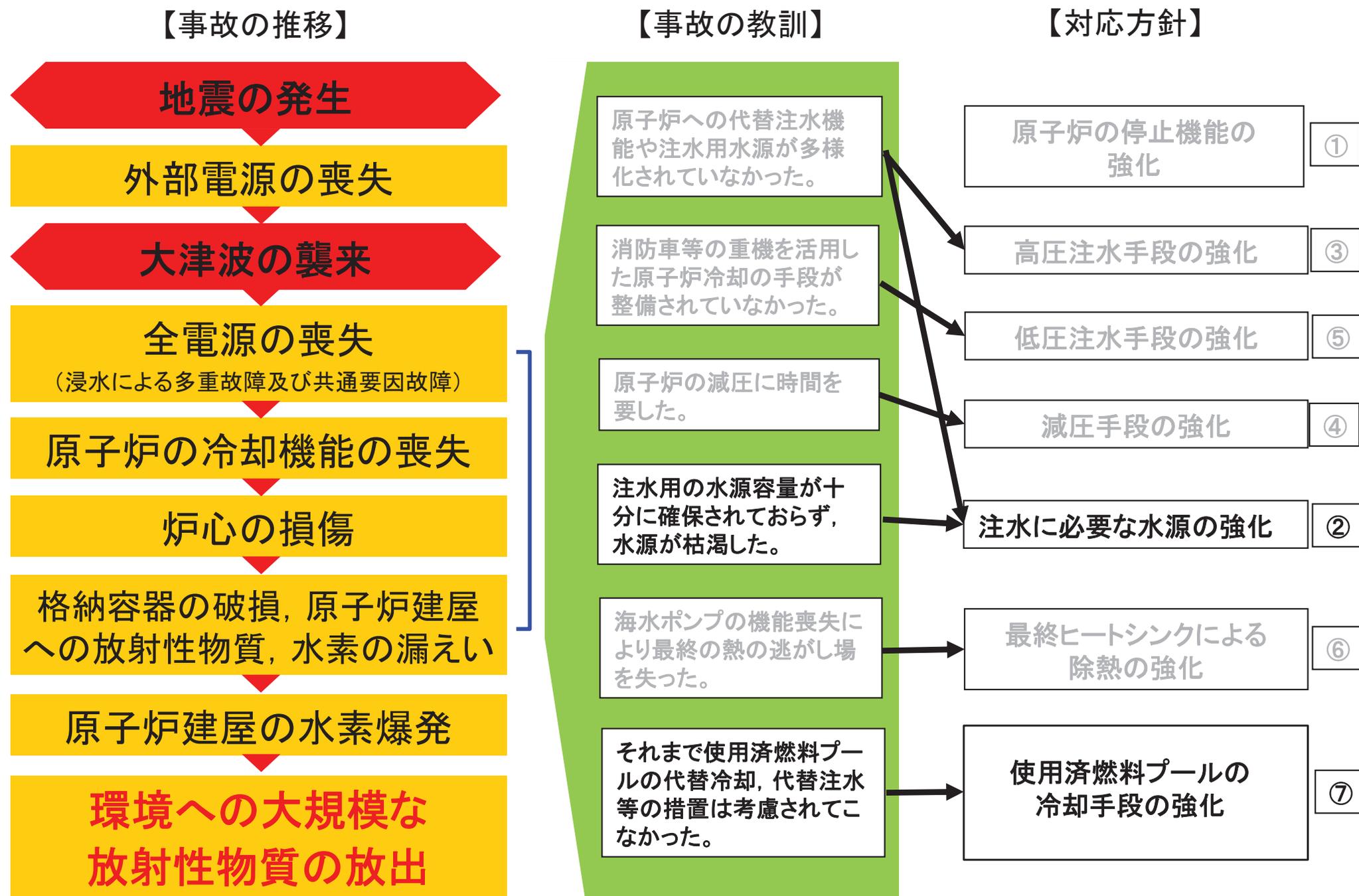


②使用済燃料乾式貯蔵施設



②使用済燃料乾式貯蔵施設での貯蔵

- 使用済燃料プールでの貯蔵に関しては、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、使用済燃料プールの水位の維持や冷却手段の確保が教訓とされたことから、**東海第二発電所は使用済燃料プールの安全対策の強化を実施する。**
- 一方、使用済燃料乾式貯蔵施設での貯蔵に関しては、使用済燃料の冷却方法が外気を利用した自然対流冷却であり、発電機やポンプ等の動的な設備を要しない特徴から、**設備の偶発的な故障に加え地震・津波等の外部事象等に対しても、当初より高い信頼性・安全性を有するとされている。**
- ここでは、**①使用済燃料プールを対象とした安全対策の強化について整理し、②使用済燃料乾式貯蔵施設の概要とその安全性について示す。**
- また、国内における核燃料サイクル事業の状況も踏まえて、東海第二発電所の**使用済燃料の貯蔵、搬出及び処理の方針や計画**について示す。



3. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



- 福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな安全対策として、**使用済燃料プールへの注水手段や冷却手段の強化**として、以下の対策を施す。

対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	①原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能(低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能(低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却	②注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	③高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	④減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	強化
	⑤低圧注水手段の強化	・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系ポンプ	・低圧代替注水系(常設・可搬)	新規
	⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備	新規
⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・低圧代替注水系(常設・可搬) ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規	

■ : 使用済燃料プールの安全対策に係る内容

4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策（1/5）



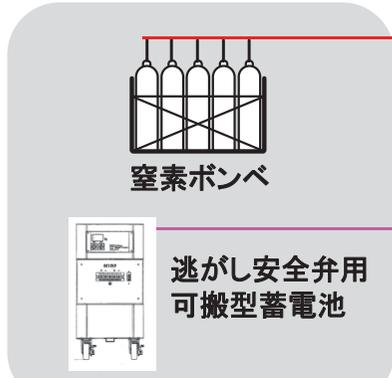
⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2)



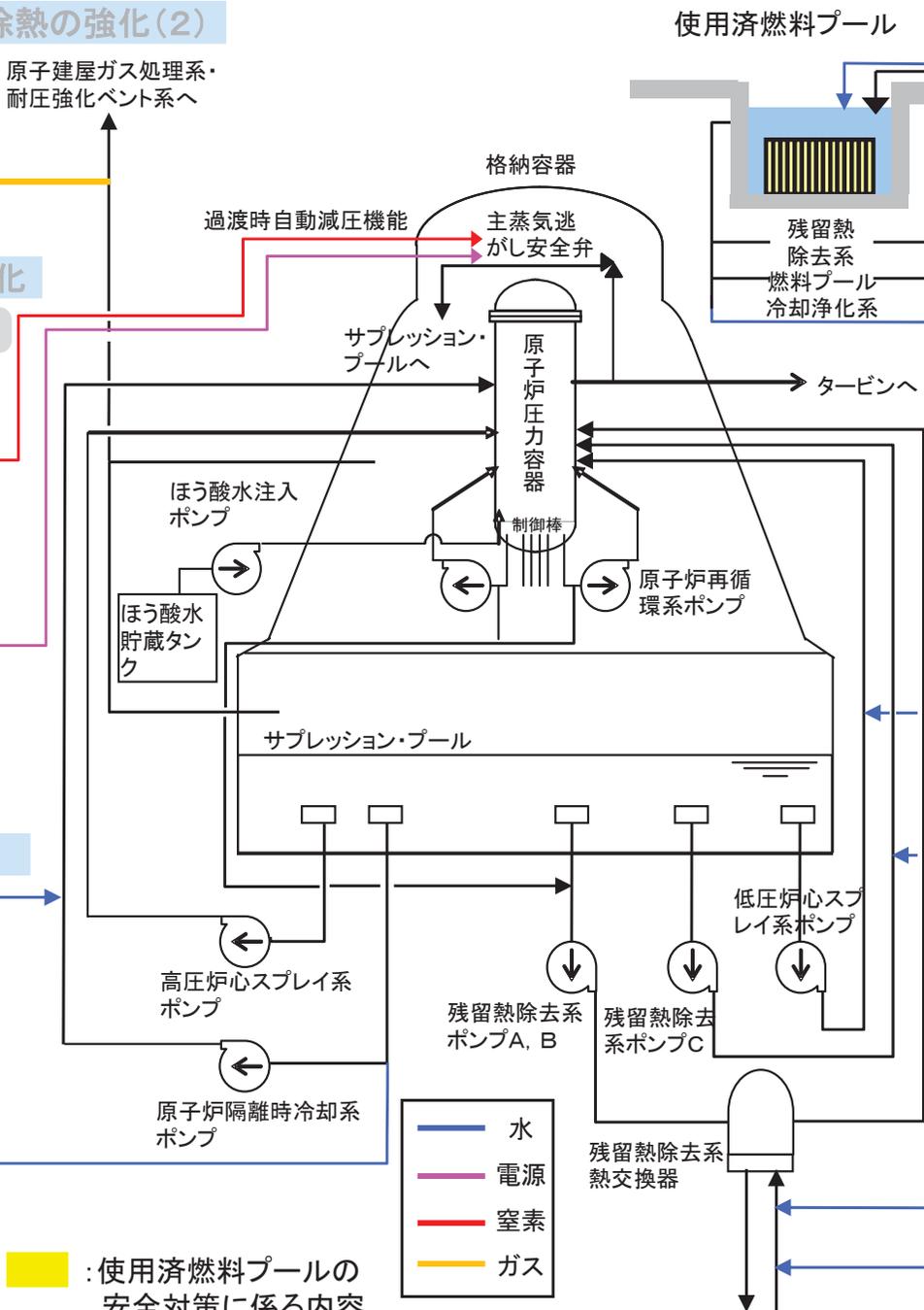
① 原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

④ 減圧手段の強化



③ 高圧注水手段の強化



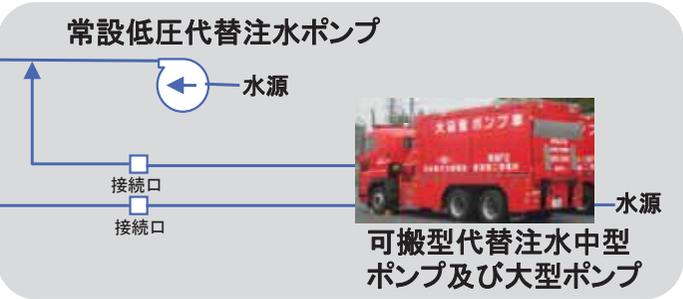
⑦ 使用済燃料プールの冷却手段の強化



② 注水に必要な水源の強化



⑤ 低圧注水手段の強化



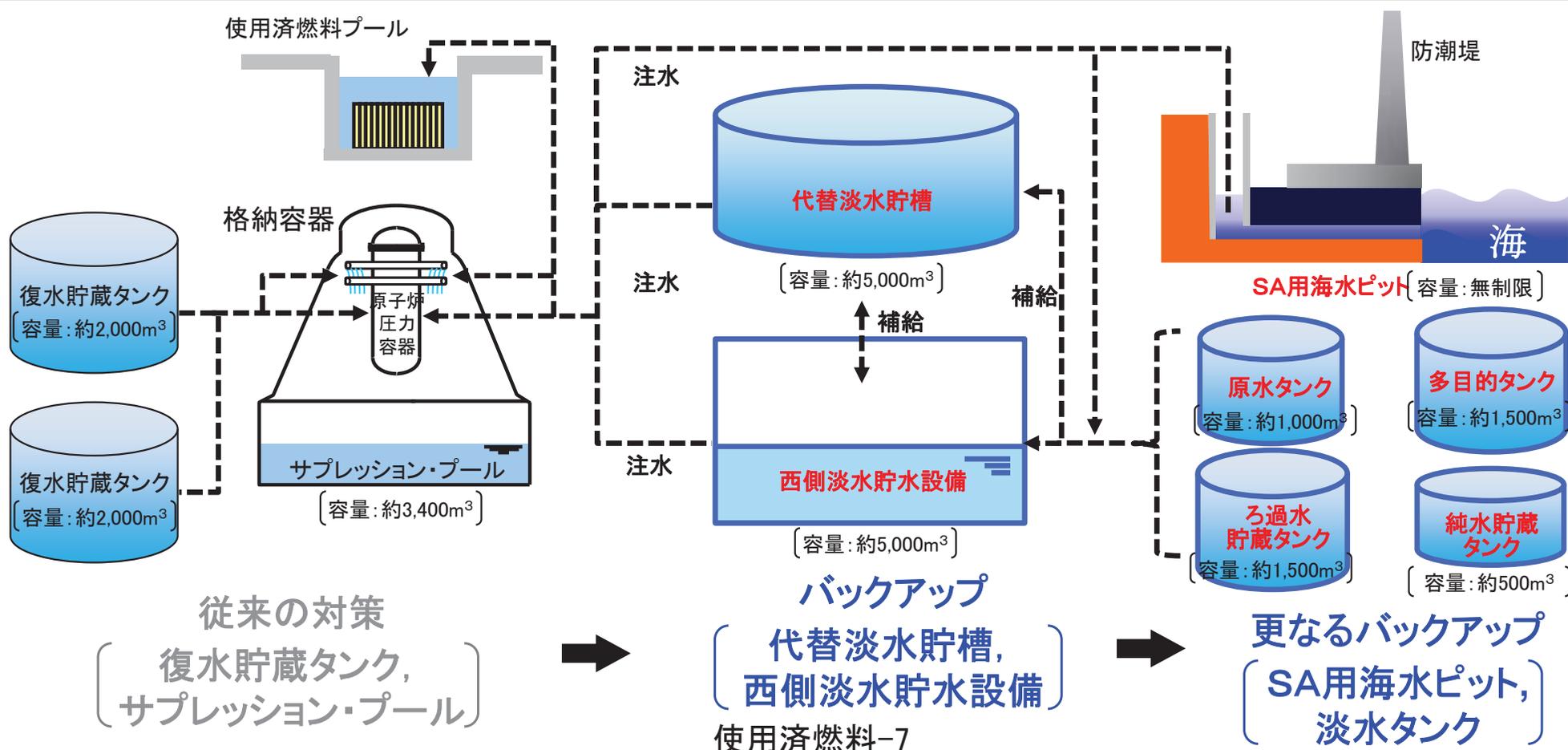
⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1)



②注水に必要な水源の強化

【代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備, SA用海水ピットの 신설】

- 使用済燃料の損傷を防ぐためには, 使用済燃料プールの冷却停止時やプール水漏洩時において, **使用済燃料プール**の**水位確保が重要**。このため**注水用の水源を増強**
- 地下式の代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備, SA用海水ピットを設置することで, **竜巻や, 敷地に遡上する津波等の外部事象**に対しても, **確実に水源を確保可能**。また, 既存設備の各種淡水タンクも利用可能時には活用
- 代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備には, **原子炉及び使用済燃料プールに7日間の注水が可能**な量を確保



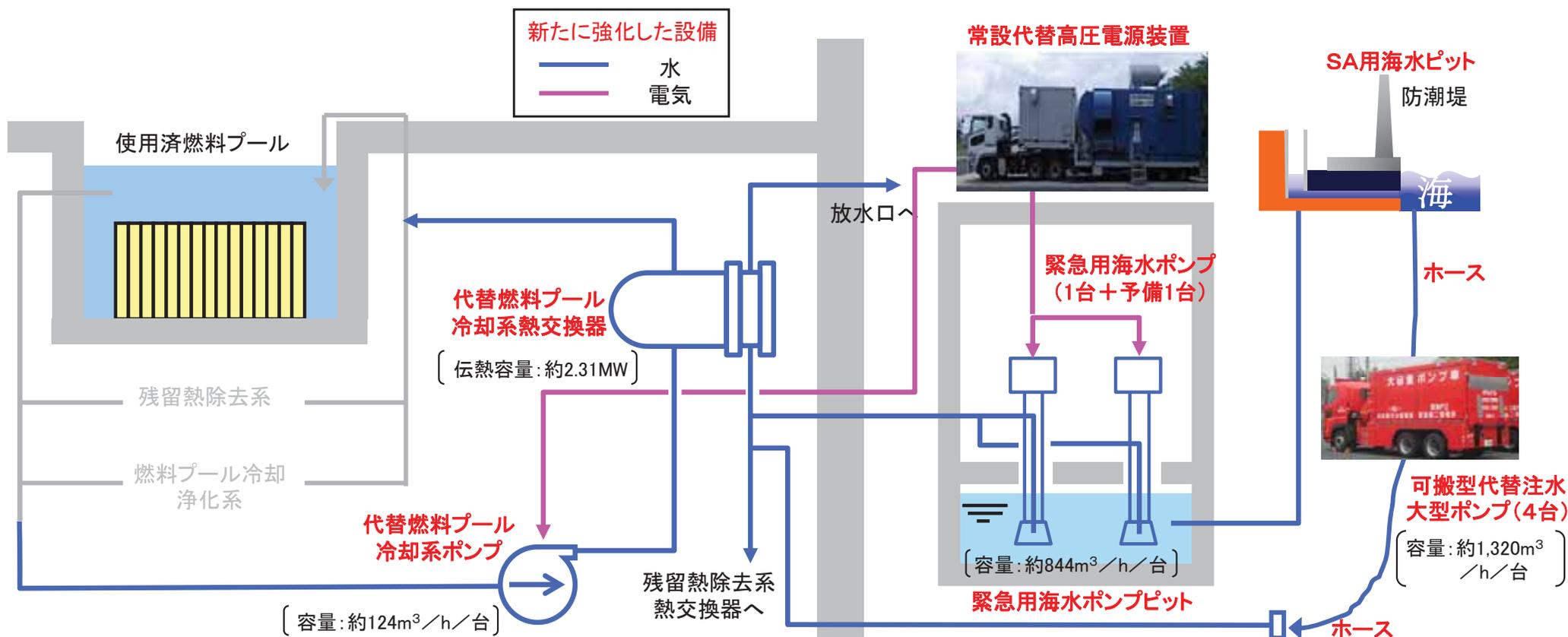
4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策 (3/5)



⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化 (1)

【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに**燃料プールを冷却するためのシステムを設置**
- 既設の**燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能**
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能



従来の対策

〔燃料プール冷却浄化系,
残留熱除去系〕



バックアップ

〔代替燃料プール冷却系, 緊急用海水系,
可搬型代替注水大型ポンプ〕

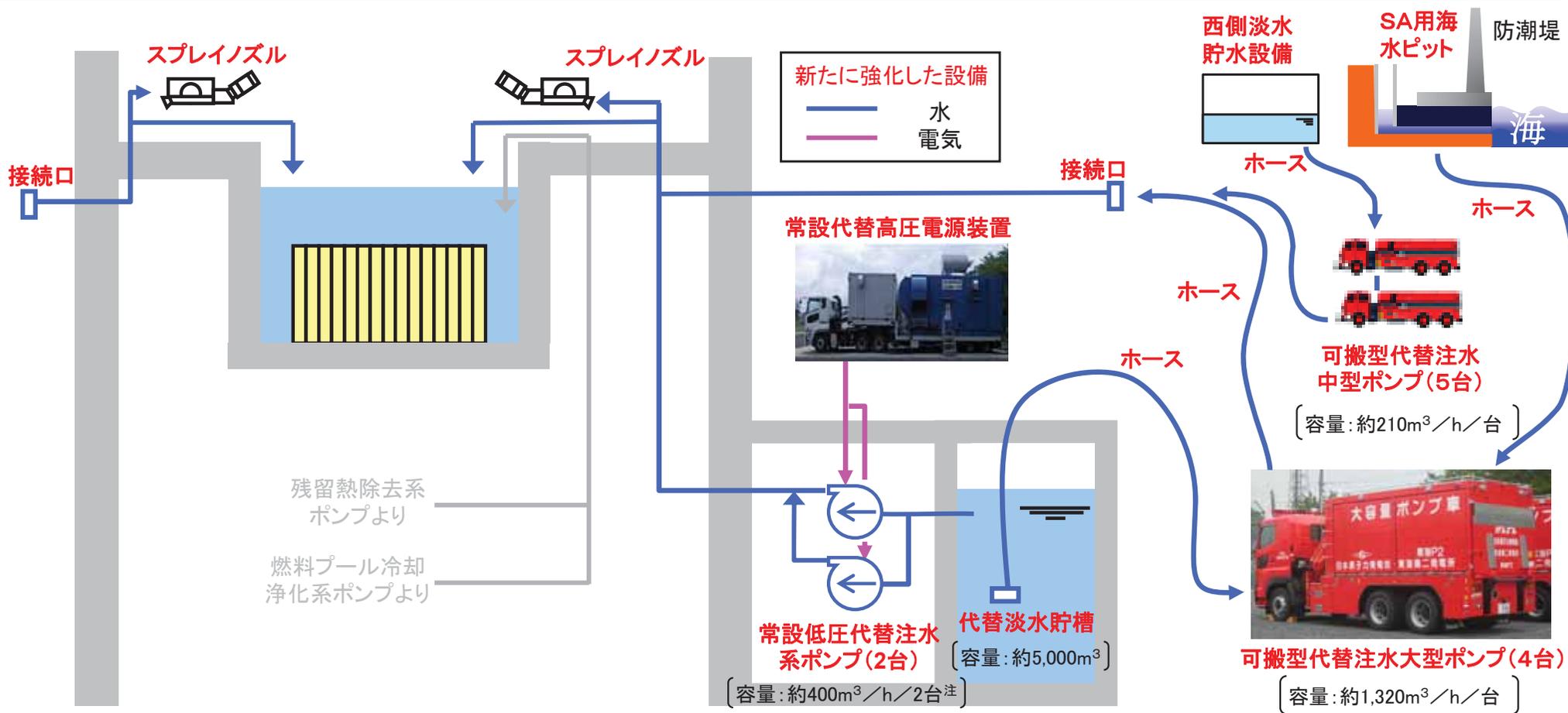
4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策 (4/5)



⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化 (2)

【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因によりプール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



従来の対策
〔残留熱除去系,
燃料プール冷却浄化系〕

バックアップ
(低圧代替注水系)
使用済燃料-9

更なるバックアップ
〔可搬型代替注水大型ポンプ,
可搬型代替注水中型ポンプ〕

4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策 (5/5)

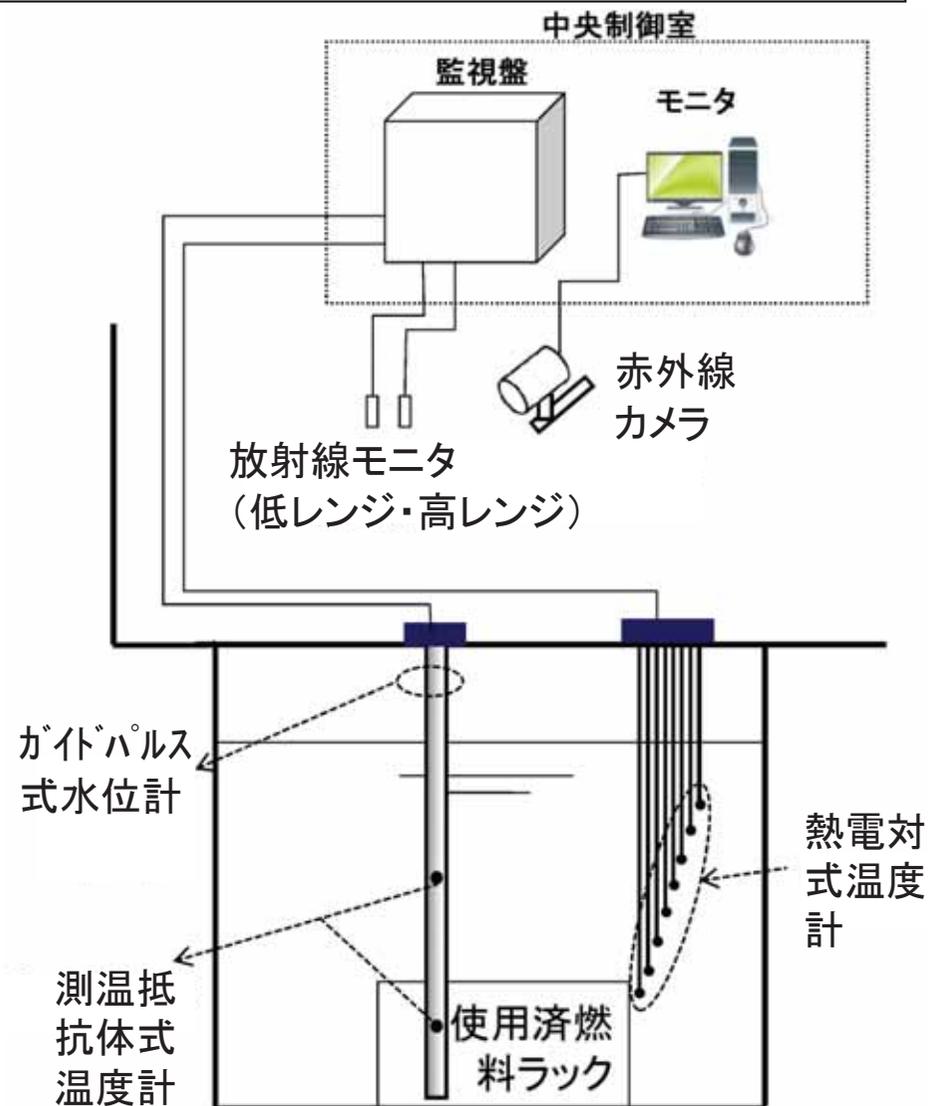


⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化 (3)

【使用済燃料プールの監視強化】

●従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱)が目的であったが、重大事故等時の使用済燃料プールの状態把握のため、**測定箇所**、**測定範囲**、**耐環境性**を向上させた監視設備を追設

監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・SFP底面近傍まで連続測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍温度を監視	熱電対式温度計1式** ・燃料頂部付近まで8点の温度測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・燃料体付近まで2点の温度測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として10 ⁵ Sv/hまでを監視 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・赤外線監視機能により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により耐環境性向上(～100℃蒸気環境)



追加設備概要図

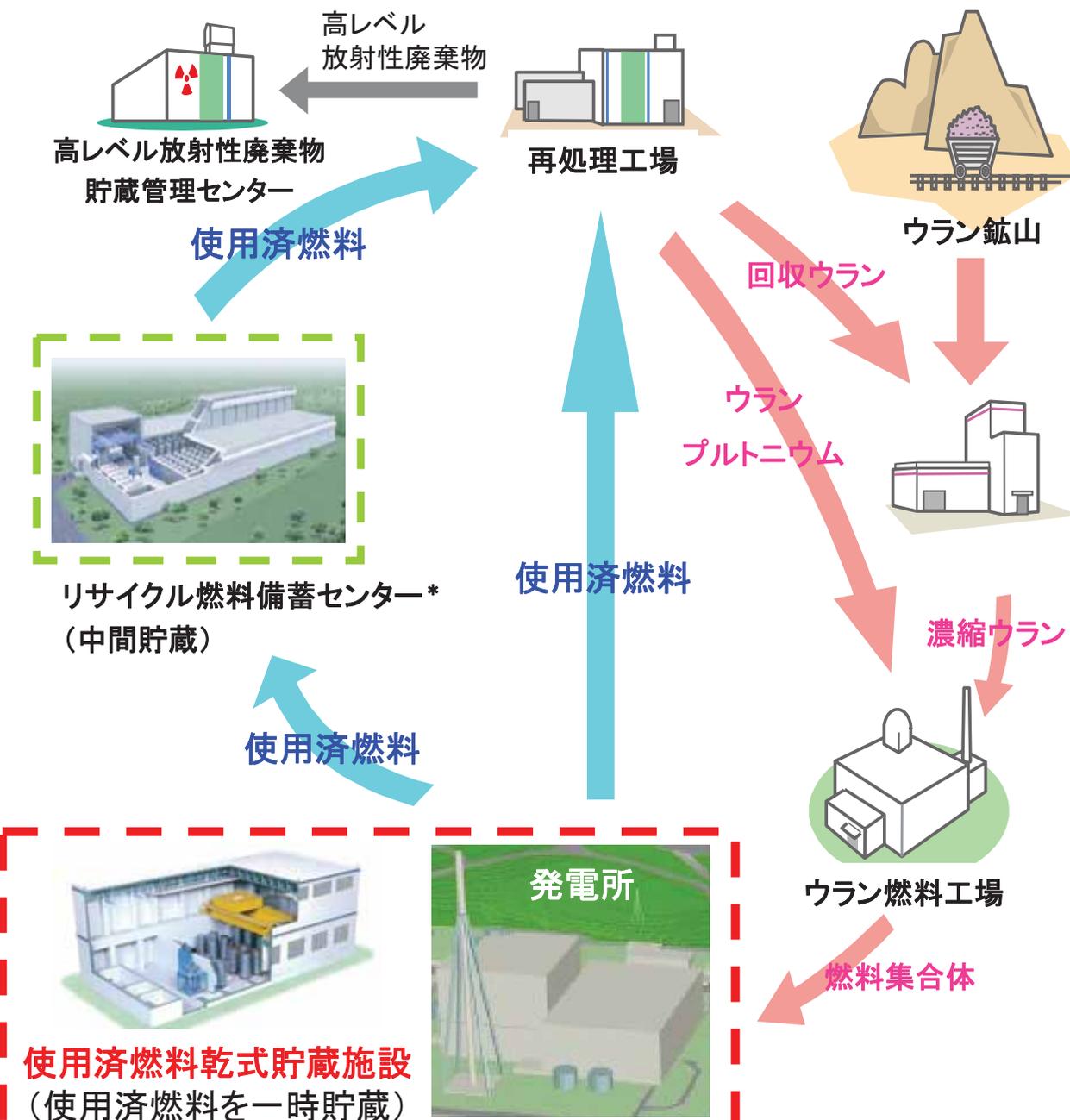
* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

** :福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策にて設置済

5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 (1/4)



核燃料サイクルにおける使用済燃料乾式貯蔵施設の位置付け

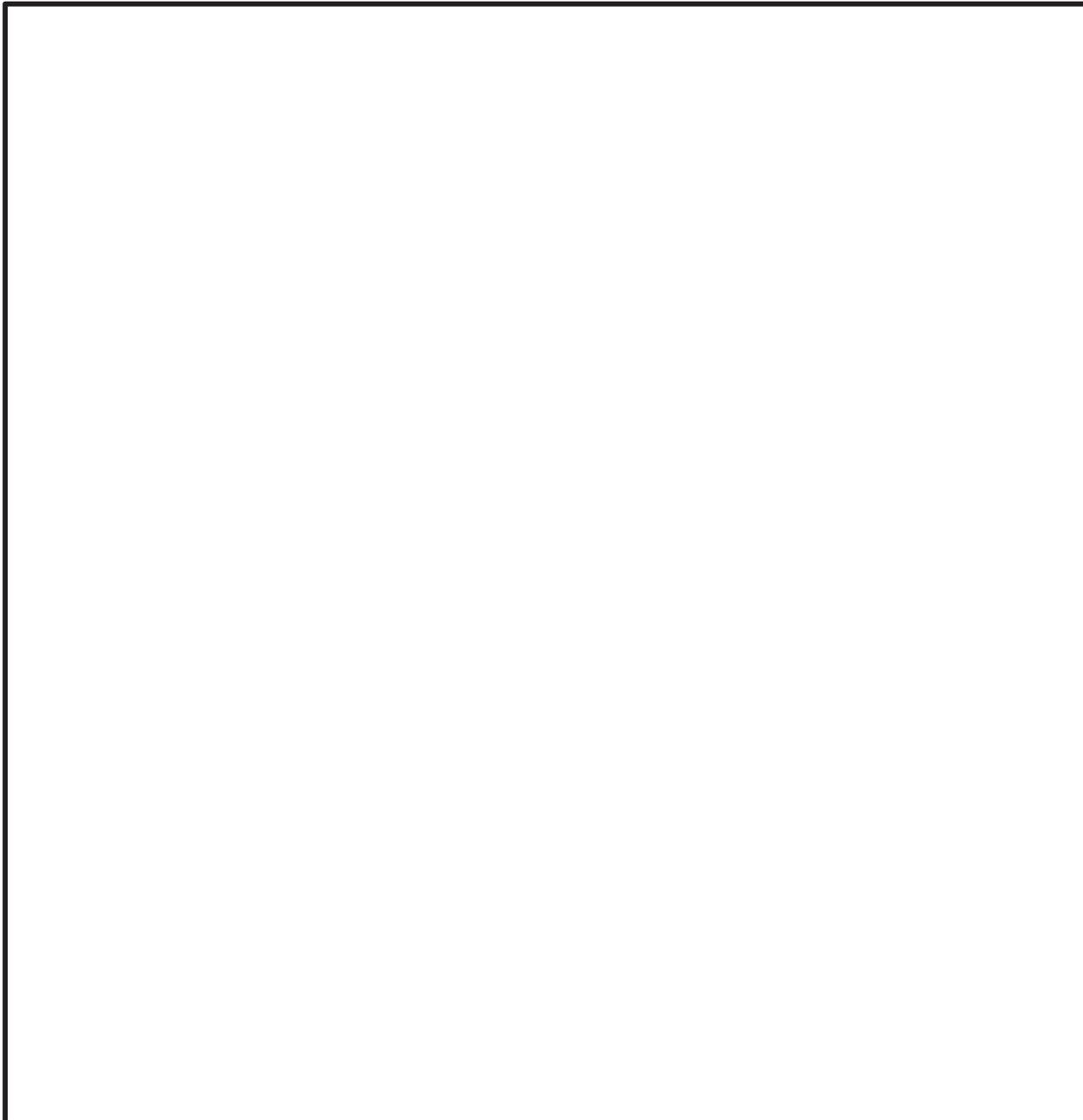


- 国内においては、原子力発電所で使用した**使用済燃料**は一旦発電所内等で貯蔵・管理し、再処理工場**で再処理を行い、燃料として再利用する方針**で事業を進めている。(核燃料サイクル)
- 東海第二発電所においては、**使用済燃料の貯蔵量を増加させるため、発電所内に使用済燃料乾式貯蔵施設を設置し、平成13年より使用済燃料の貯蔵を開始している。**
- 使用済燃料乾式貯蔵施設における**使用済燃料の設計上の貯蔵期間は40年**としている。

* 発電所外に当社の使用済燃料を中間貯蔵する施設として、青森県(むつ市)にリサイクル燃料備蓄センターを設置中(2020年11月設置許可)。本施設稼働後、東二使用済燃料貯蔵施設に貯蔵している使用済燃料を計画的に搬出することを検討している。

核燃料サイクルと使用済燃料乾式貯蔵施設の関係の概念図

5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 (2/4) 使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置



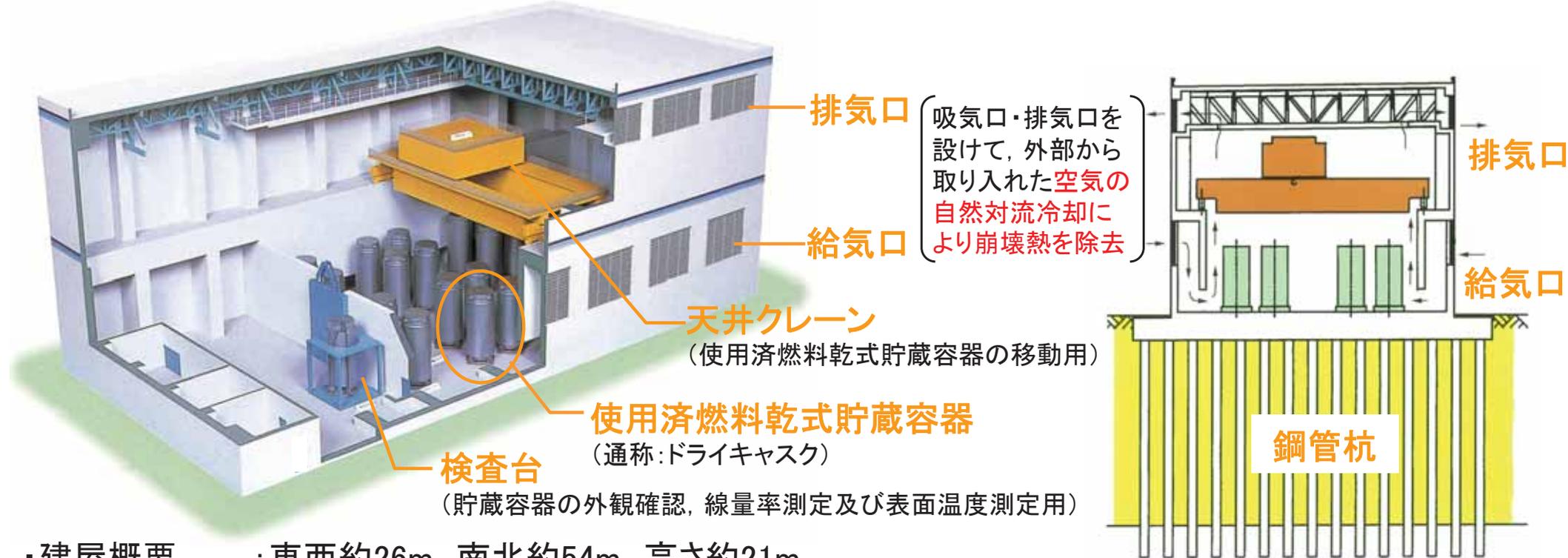
- 東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設である，使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置を示す。
- **使用済燃料乾式貯蔵建屋は発電所敷地内に設置**しており，原子炉建屋内の使用済燃料プールに保管中の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵建屋へ容易に移送できるよう設計している。
- **使用済燃料乾式貯蔵建屋の設置高さは標高+8m**であり，原子炉建屋の設置高さと同様である。
- なお，福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波対策として建設中の**防潮堤は使用済燃料乾式貯蔵建屋も囲むように設置**する計画としている。

東海第二発電所 使用済燃料乾式貯蔵建屋 配置図

5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 (3/4)

使用済燃料乾式貯蔵建屋の概要

■使用済燃料乾式貯蔵建屋の概要を示す。建屋内には**使用済燃料乾式貯蔵容器を全24基**収納可能、**使用済燃料の崩壊熱は外気取り入れによる自然対流冷却**で除去可能である。



- ・建屋概要 : 東西約26m, 南北約54m, 高さ約21m
- ・建屋構造 : 鉄筋コンクリート造, 杭基礎構造を採用
- ・貯蔵容量 : 使用済燃料乾式貯蔵容器 **24基*** (ウラン重量約250t相当)
* 15基に使用済燃料を収納済(平成30年12月現在)
- ・燃料収納体数 : **61体/基**

<運転サイクル毎の使用済燃料発生と使用済燃料乾式貯蔵施設の貯蔵容量の関係>

- ・運転サイクル終了後の定期検査停止時に燃料764体(1炉心)中の約180体を使用済燃料として取出
- ・使用済燃料180体は貯蔵容器約3基分に相当 (61体/基×3基≒180体)
- ・貯蔵容器24基には**8サイクル分の使用済燃料が貯蔵可能**。8サイクルは**約10年程度の期間に相当**

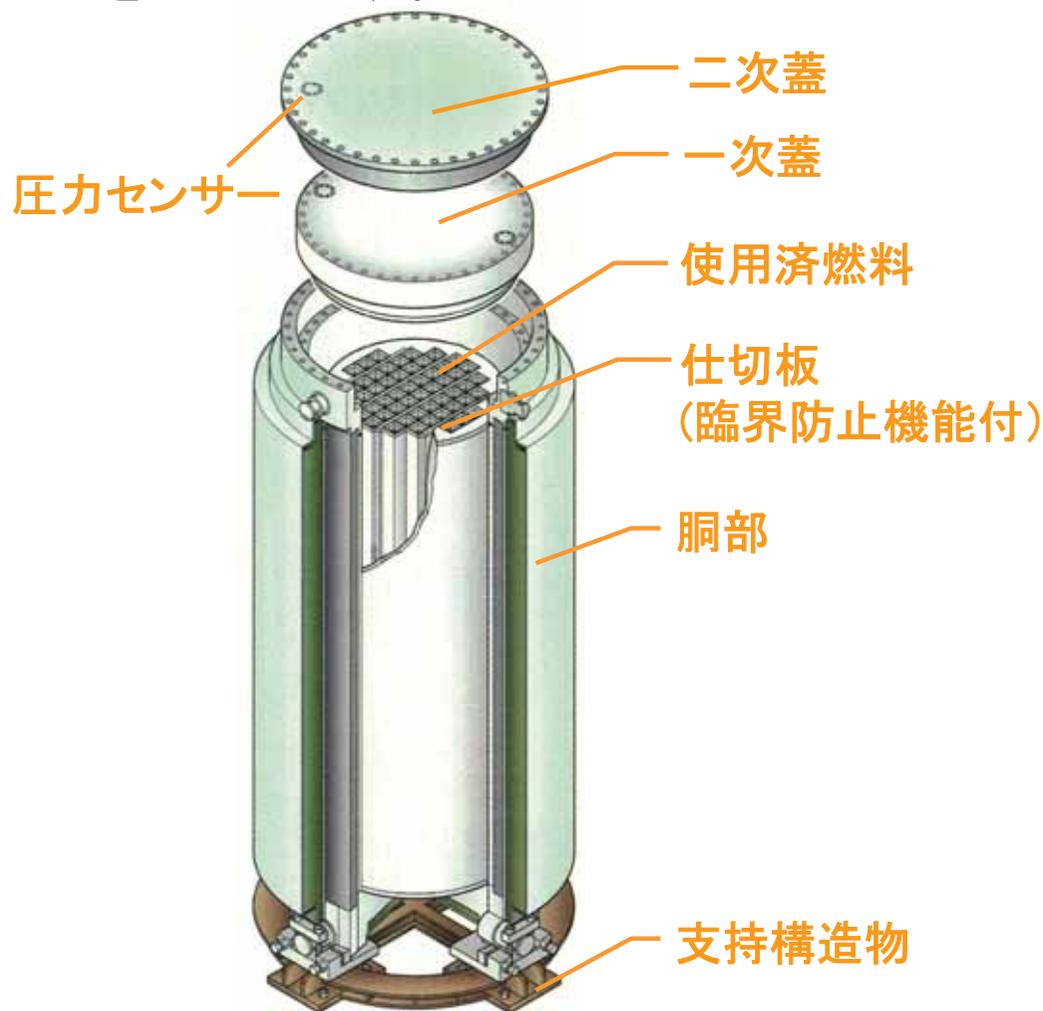
【建屋の断面図】

- ・杭基礎構造
杭の直径: 約80cm
杭の本数: 435本
⇒鋼管杭基礎により、基準地震動Ssによる耐震評価で建屋の健全性を確認済

5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 (4/4)

使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能

- 使用済燃料乾式貯蔵容器の概要を示す。貯蔵容器は使用済燃料を乾燥状態で全長約6mの縦置き金属容器に収納し、放射線に対する遮蔽を施して密封した構造である。
- 使用済燃料を安全に貯蔵するため、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する4つの安全機能を以下に示す。



【使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能】

1. 除熱機能

貯蔵施設には、給・排気口を設けて、外部から取り入れた空気の自然対流により冷却

2. 閉じ込め機能

蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封

3. 遮蔽機能

ステンレス鋼、鉛、レジン(合成樹脂)及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽

4. 臨界防止機能

バスケット内の仕切板に、ほう素を添付したアルミニウム合金製の板(中性子吸収材)を設置

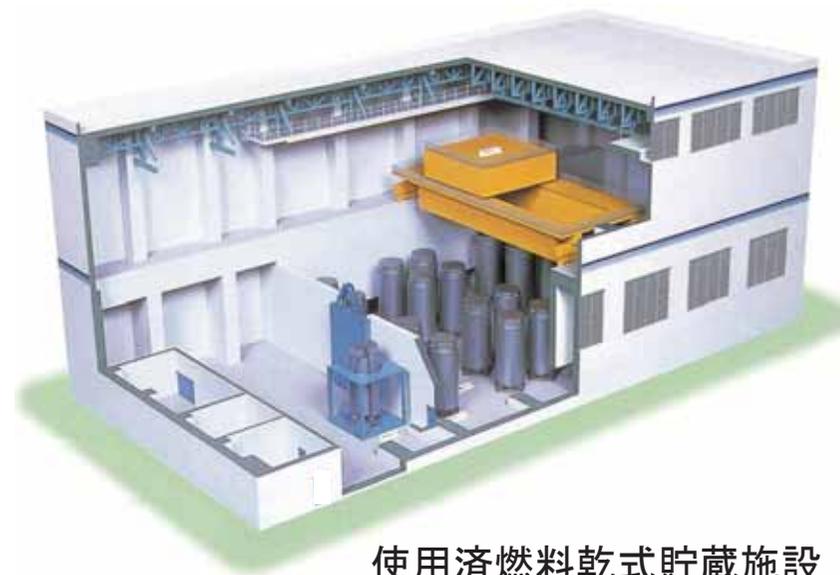
■ 主要寸法 : 全長 約5.7m, 外径 約2.4m

■ 総重量 : 約118トン(乾式貯蔵容器+使用済燃料)

■ 本体主要材質: ステンレス鋼(支持構造物: 炭素鋼)

■ ウラン重量: 約11トン(使用済燃料61体収納)

- 前項までに記載したとおり、使用済燃料乾式貯蔵施設は、**静的機器のみで4つの安全機能を達成しており（除熱機能，閉じ込め機能，遮蔽機能及び臨界防止機能）**，これらの機能のために電動機・ポンプ等の動的機器は要さない。このため，動的機器の作動に影響する外部電源喪失や全交流動力電源喪失等は，使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能に影響を与えない。
- 一方で，地震や津波等の外部事象に伴う外力により，使用済燃料乾式貯蔵建屋の躯体が損傷・倒壊し，内部に設置した使用済燃料乾式貯蔵容器上に落下するような場合や，貯蔵容器そのものが外力で転倒するような場合は，**貯蔵容器の損傷等が発生し，上記の4つの安全機能の一部が損なわれる可能性がある**。
- 上記を踏まえて，使用済燃料乾式貯蔵施設に影響を及ぼし得る外部事象の評価を行った。評価結果は次表に示すとおり，**各外部事象を想定しても使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能が確保されることを確認している**。



使用済燃料乾式貯蔵施設

6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性 (2/3)



使用済燃料乾式貯蔵施設に対する主な外部事象の評価 (1/2)

外部事象	外部事象の条件	安全機能に対する評価結果 (○/×)		資料番号
地震	基準地震動 S_s	・貯蔵建屋の機能を維持できることを確認 ・貯蔵容器は耐震補強を行うことにより十分な構造強度を有することを確認	○	本文 7~9
津波	基準津波 (防潮堤位置最高水位:T.P.+17.1m)	貯蔵建屋を防潮堤で囲むことで、基準津波は建屋に到達、流入しない。	○	本文 10
	敷地に遡上する津波 (防潮堤前面最高水位:T.P.+24m) (無限鉛直壁)	貯蔵建屋は津波で浸水するが、津波波力と漂流物の衝突を考慮しても建屋は倒壊せず、貯蔵容器に影響を与えない。	○	
竜巻	基準竜巻 (風速100m/s及び竜巻飛来物の衝突)	貯蔵建屋上部の排気口に防護措置(防護ネット, 防護鋼板)を設け、竜巻飛来物の貯蔵容器への衝突を防止可能	○	補足説明 資料 6
火山	降下火砕物 (降下火砕物層厚50cm堆積による荷重)	貯蔵建屋の屋上への降下火砕物の堆積による荷重を評価し、屋根や耐震壁が崩壊しないことを確認	○	補足説明 資料 7

* 貯蔵建屋: 使用済燃料乾式貯蔵建屋
* 貯蔵施設: 使用済燃料乾式貯蔵容器

6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性（3／3）

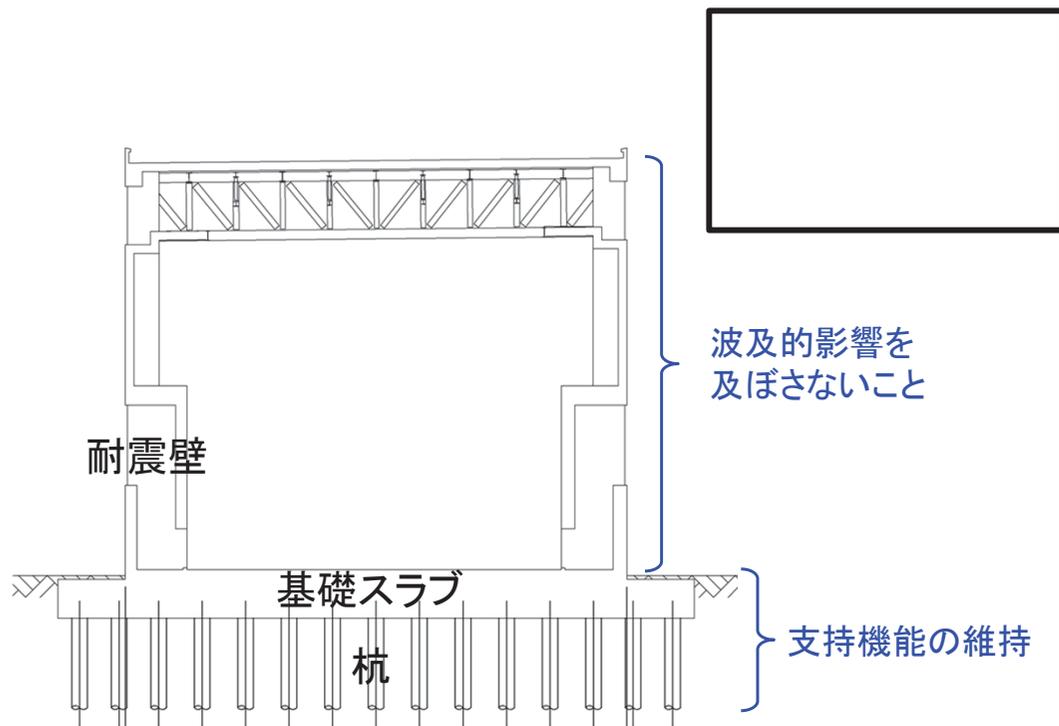


使用済燃料乾式貯蔵施設に対する主な外部事象の評価（2／2）

外部事象	外部事象の条件	安全機能に対する評価結果（○／×）		補足説明 資料番号
森林火災	発電周辺の大規模な森林火災 （森林シミュレーションコードによる延焼評価）	貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回る／危険距離以上の離隔距離を確保	○	8
爆 発	発電所敷地内の爆発影響 （屋外ガス貯蔵施設）	貯蔵建屋は危険限界距離以上の離隔距離を確保	○	9
	発電所敷地外の爆発影響 （LNG基地，燃料輸送車両，燃料輸送船）	貯蔵建屋は危険限界距離以上の離隔距離を確保	○	9
近隣工場 火災	発電所敷地内の火災影響 （危険物貯蔵施設，危険物貯蔵以外）	貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回る	○	10
	発電所敷地外の火災影響 （危険物貯蔵施設，燃料輸送車両，燃料輸送船）	貯蔵建屋は危険距離以上の離隔距離を確保	○	10
偶発的な 航空機落下	航空機落下事故の実績に基づく確率評価 （航空機衝突を設計上考慮するかどうかの判断基準として 10^{-7} 回／炉・年以下）	貯蔵建屋への落下確率は約 6.1×10^{-8} 回／炉・年となり，航空機落下に対する防護対策を設計上考慮する必要なし	○	11
航空機 墜落火災	航空機墜落による火災影響 （自衛隊機又は米軍機の落下（F-15））	航空機墜落で発生する火災による貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回ることを確認	○	11

7. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価結果(1/2)

■使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価を行い、**基準地震動 S_s** に対して建屋の機能を維持できることを確認している。



- ・耐震壁
基準地震動 S_s に対して質点系モデルを用いた地震応答解析により耐震壁のせん断ひずみを算定した結果、**最大せん断ひずみが波及的影響を及ぼさないための許容限界を超えないことを確認**
- ・基礎スラブ
基準地震動 S_s に対して3次元FEMモデルを用いた弾性応力解析により基礎スラブに発生する応力を算定した結果、**発生する応力が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認**
- ・杭
基準地震動 S_s に対して梁と地盤ばねによるモデルを用いた非線形応力解析により杭に発生する応力を算定した結果、**発生する応力が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認**

使用済燃料乾式貯蔵建屋の概略断面図(B-B断面 EW方向)

基準地震動 S_s に対する評価結果 (検定比が最も厳しい項目)

評価対象	評価項目	発生値	許容限界	検定比 (発生値/許容限界)	判定	耐震補強の 必要性
耐震壁	せん断ひずみ	1.82×10^{-3}	4.0×10^{-3}	0.455	可	無
基礎スラブ	曲げモーメント	2160 (kN・m/m) *	3380 (kN・m/m) *	0.638 * ¹	可	無
杭	曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996 * ²	可	無

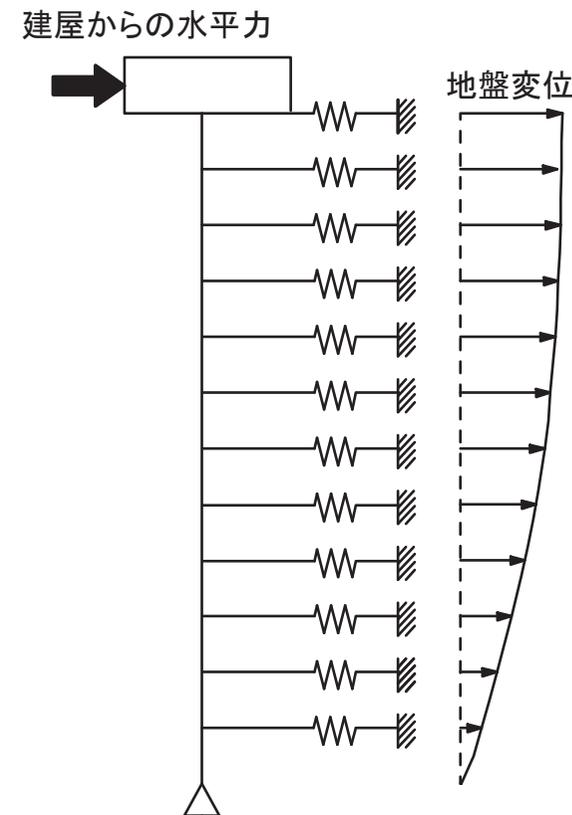
* 1 : 応力の再配分等を考慮して、応力の平均化を行った結果

* 2 : 検定比が1に近い結果となっているが、基準地震動 S_s の評価には保守性があり、また耐震評価上の許容限界は終局限界状態に対して余裕をもって設定しており、評価は保守性を有している。(次頁参照)

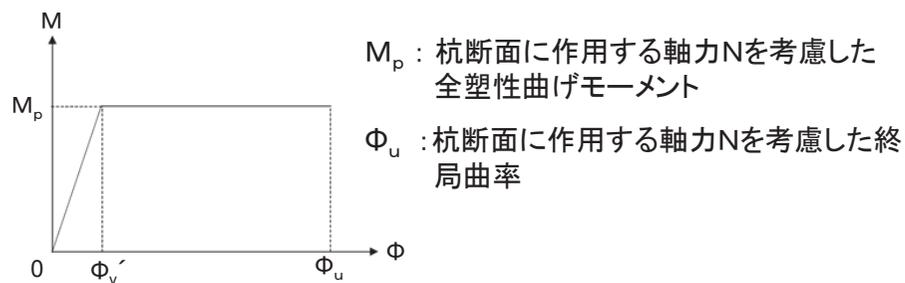
7. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価結果(2/2)

○ 使用済燃料乾式貯蔵建屋の杭の評価について

- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の杭の評価は、基準地震動 S_s に対して支持機能を維持できることを確認するため、非線形はり-非線形地盤ばねモデルを用いた非線形応力解析を実施する。
- ・基準地震動 S_s による建屋の地震応答解析で得られた建屋の水平力を杭頭位置に、基準地震動 S_s による自由地盤応答解析で得られた地盤変位を杭の水平地盤ばね位置に入力し、杭に発生する応力が許容限界を超えないことを確認する。
- ・いずれの評価項目も検定比(発生値/許容値)が1を下回っており、**発生応力が許容限界を超えないことを確認した。**
 なお、杭の曲げに対する評価において、実際の許容限界は終局曲率であるが、保守的に評価する観点から全塑性モーメントを許容限界として設定し、杭に発生する曲げモーメントが全塑性モーメントを超えないことを確認した。



杭の解析モデル図



杭の曲げモーメント-曲率(M- Φ)関係

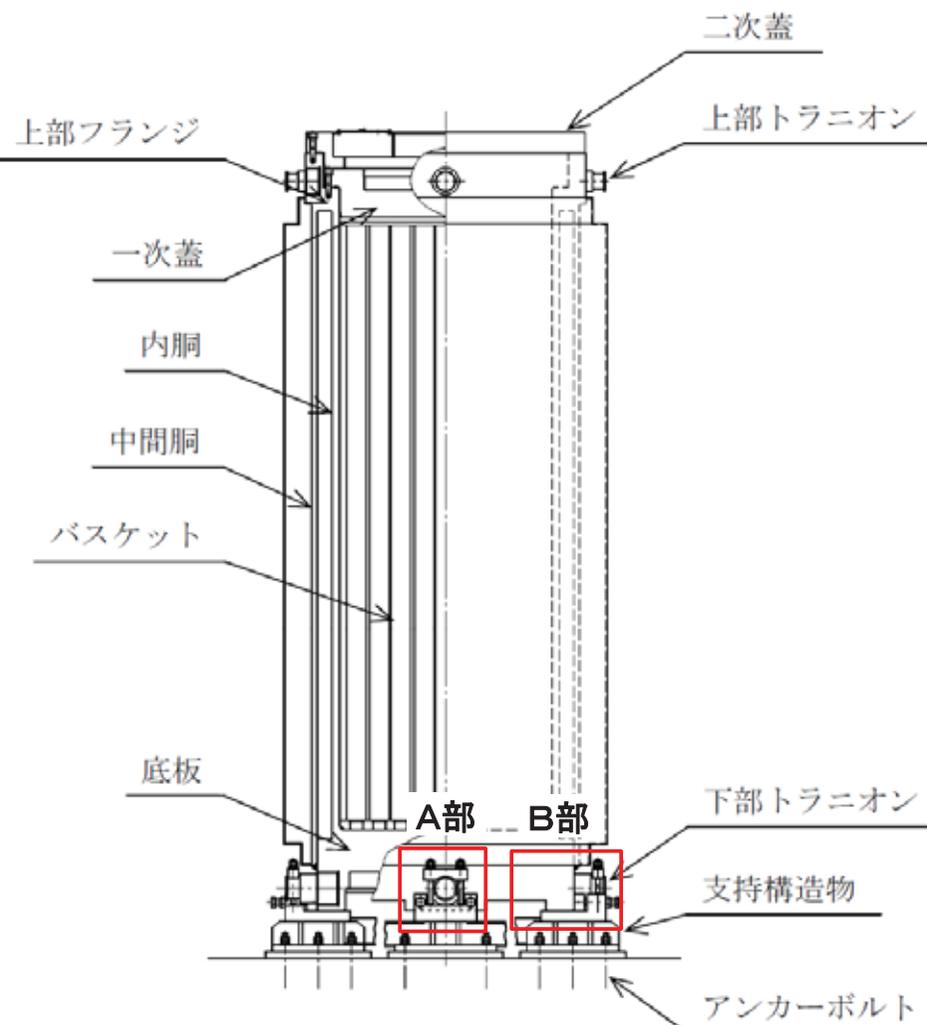
杭の評価結果

評価項目	発生値	許容値	検定比	判定
鉛直支持力	1340 (kN/本)	2740 (kN/本)	0.490	可
引抜き力	404 (kN/本)	840 (kN/本)	0.481	可
曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996	可
せん断力	571 (kN/本)	2350 (kN/本)	0.243	可

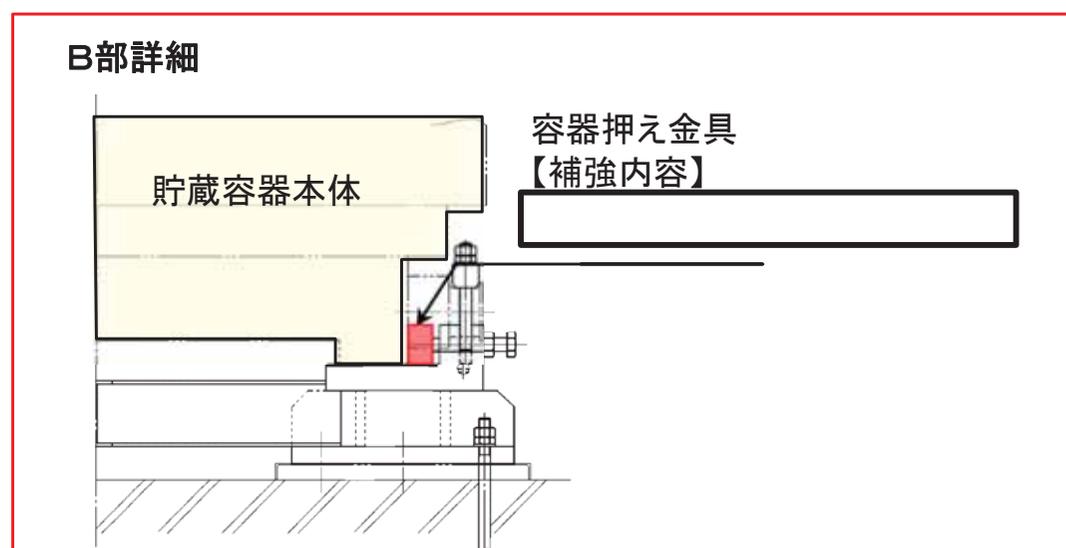
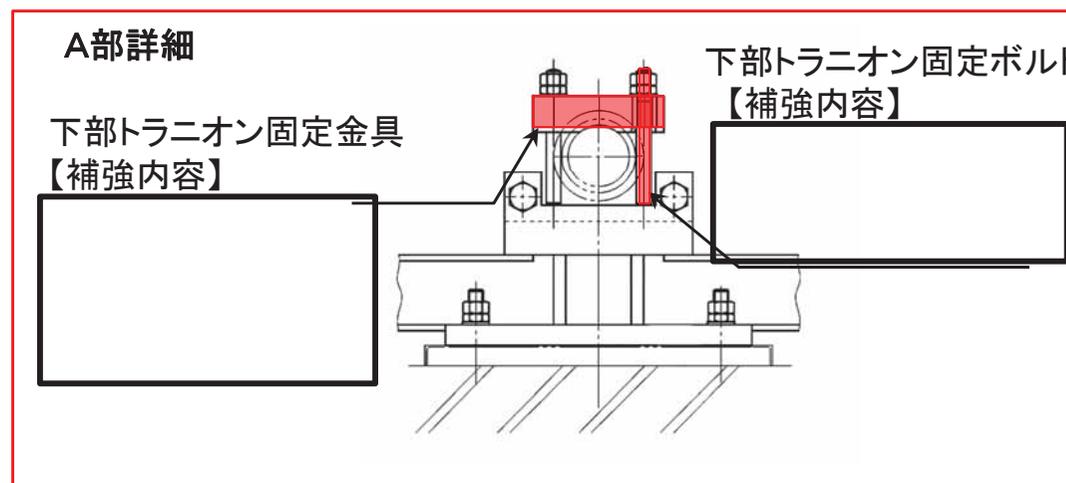
8. 使用済燃料乾式貯蔵容器の耐震評価結果

- 使用済燃料乾式貯蔵容器は縦置型で、容器の下部トラニオンを介して支持構造物で支持され、アンカーボルトで基礎に固定する構造
- 基準地震動 S_g により発生する各応力は、キャスク容器、バスケット、トラニオン、二次蓋について全て許容応力を満足し、十分な構造強度を有していることを確認。支持構造物については以下の耐震補強が必要であることを確認した。

使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物の耐震補強(例:1~15号機)



使用済燃料乾式貯蔵容器概略図



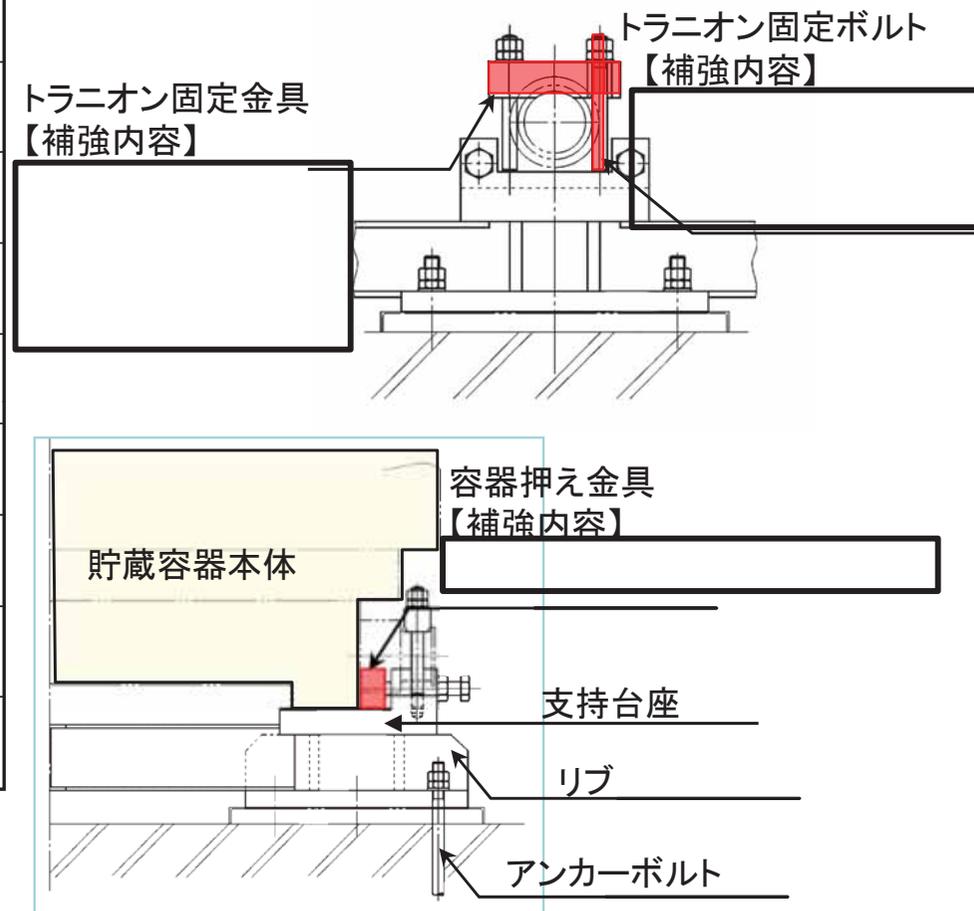
9. 使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の耐震補強

使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の応力評価結果
(貯蔵時 Ss地震力が作用する場合) (単位:MPa)

部 位	応力の種類		計算値	評価点 (面)	許容応力
トランニオン 固定金具	一次応力	曲げ応力	477	③	637
	一次+二次応力*1	曲げ応力	477	③	1275
リ ブ	一次応力	引張応力	23	①	307
		圧縮応力	80	①	307
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	103	①	543
容器押え金具	一次応力	圧縮応力	380	④	543
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	380	④	1275
支持台座	一次応力	支圧応力	36	②	361
	一次+二次応力*1	支圧応力	36	②	361
トランニオン 固定ボルト	—	引張応力	375	⑤	478
アンカーボルト	—	引張応力	197	⑥	261*2
		せん断応力	225	⑥	340

■使用済燃料乾式貯蔵容器の支持構造物の耐震補強後の耐震評価結果を示す。

■基準地震動S₀により発生する各応力(計算値)は、すべて許容応力を満足しており、十分な構造強度を有していることを確認した。



注記 *1: 地震力のみによる全振幅について評価する。

*2: $\text{Min}[f_t=1.4 f_t - 1.6 \tau, f_t]$ より算出。

10. 津波の影響評価及び対策 (1/4)

■防潮堤(高さT.P.+20m又は+18m)で使用済燃料乾式貯蔵建屋を含め発電所を囲うことで、**基準津波(防潮堤位置最高水位:T.P.+17.1m)**は使用済燃料乾式貯蔵建屋及び使用済燃料乾式貯蔵容器に到達、流入しない。

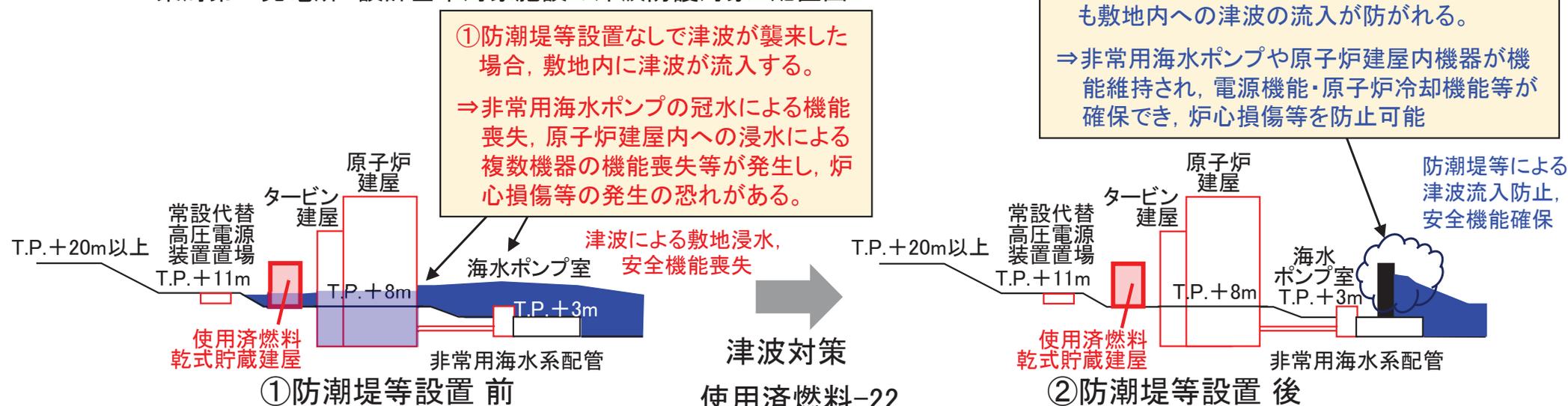


津波防護対象施設※1	設置標高
①原子炉建屋	T.P.+8m
②タービン建屋	
③排気筒	
④使用済燃料乾式貯蔵建屋	
⑤常設代替高圧電源装置用カルバート (トンネル部, 立坑及びカルバート含)	T.P.+8m (地下部)
⑥常設代替高圧電源装置置場 (軽油貯蔵タンク, 燃料移送ポンプ, 東側DB立坑含)	T.P.+11m
⑦海水ポンプ室	T.P.+3m
⑧非常用海水系配管	T.P.+3m~ T.P.+8m

※1: クラス1及びクラス2設備並びに耐震Sクラスに属する設備及びそれらを内包する区画を含む。

□ : 設計基準対象施設の津波防護対象

東海第二発電所 設計基準対象施設の津波防護対象 配置図



10. 津波の影響評価及び対策 (2/4)

- 敷地に遡上する津波 (防潮堤前面最高水位T.P.+24m(無限鉛直壁))を想定した場合
- 敷地に遡上する津波は防潮堤高さを超えて敷地内に浸水し、使用済燃料乾式貯蔵建屋まで到達すると評価

□ : 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設

□ : 地下部からの津波の流入経路

東海第二発電所 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設と津波流入箇所

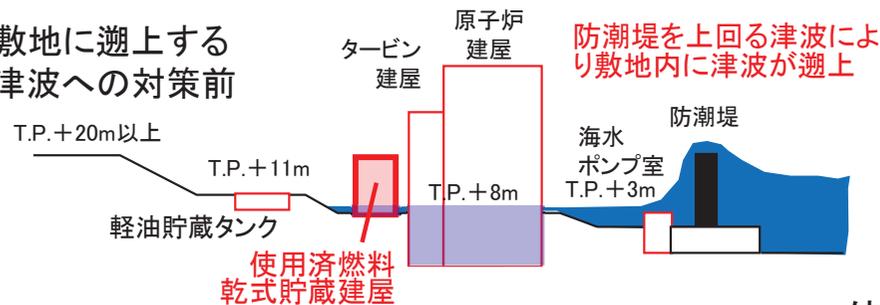
① 防潮堤を超え敷地に遡上する津波が襲来した場合 (対策実施前)

⇒非常用海水ポンプの冠水による機能喪失, 原子炉建屋内への浸水による複数機器の機能喪失等が発生し, 炉心損傷等の発生の恐れがある。

② 防潮堤を超え敷地に遡上する津波が襲来した場合

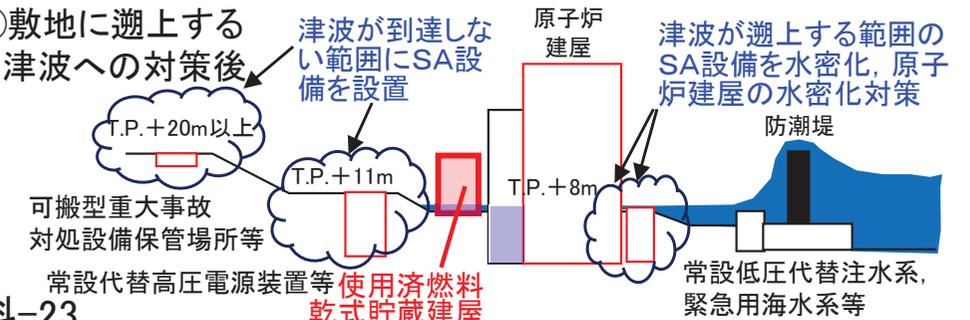
(重大事故対策及びそれらへの津波対策(水密化対策等)実施後)
⇒代替の電源, 注水ポンプ, 海水系, 電源車, ポンプ車等が活用可能となり, 原子炉の冷却等の機能が確保できる。

①敷地に遡上する津波への対策前



津波対策

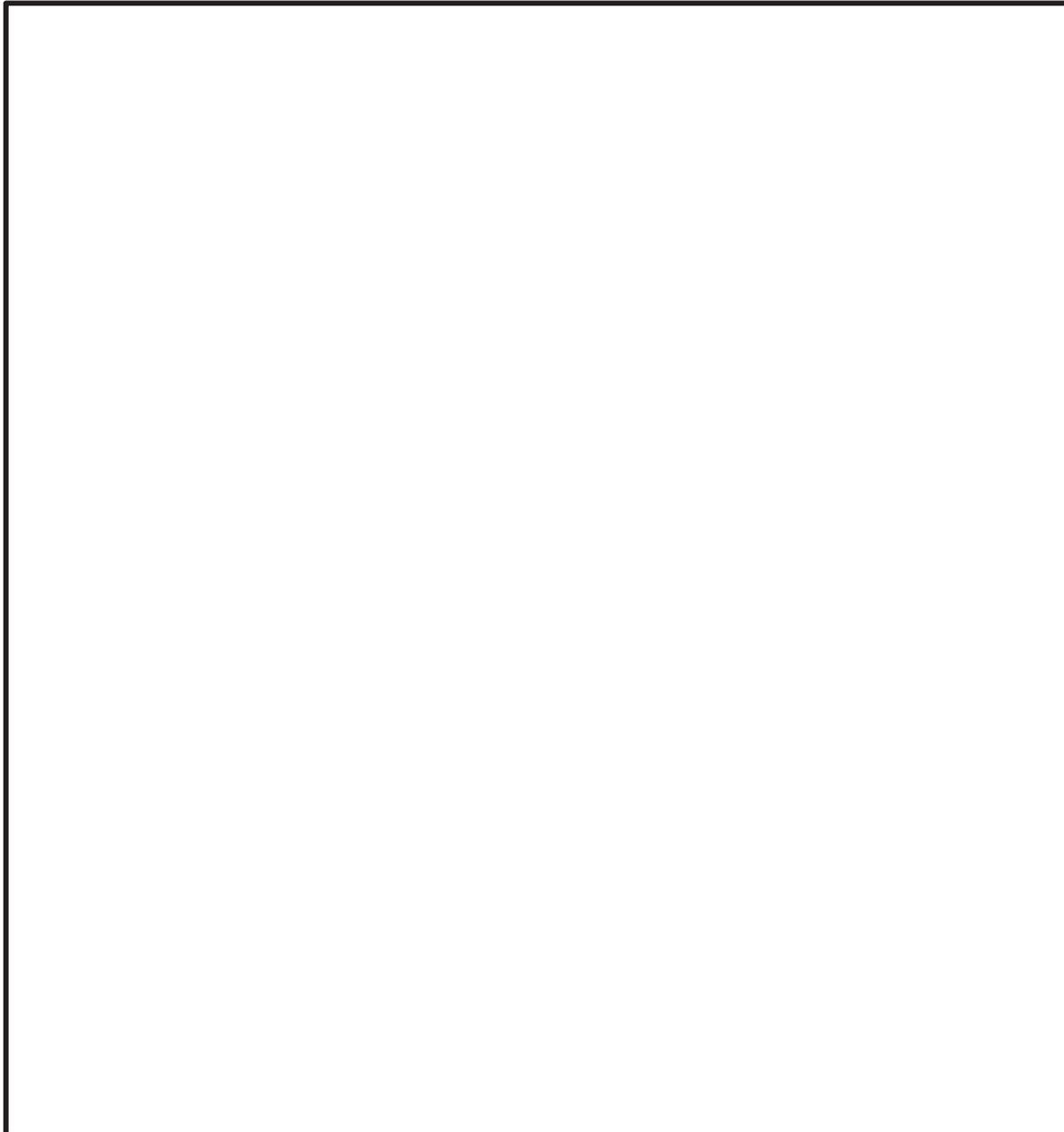
②敷地に遡上する津波への対策後



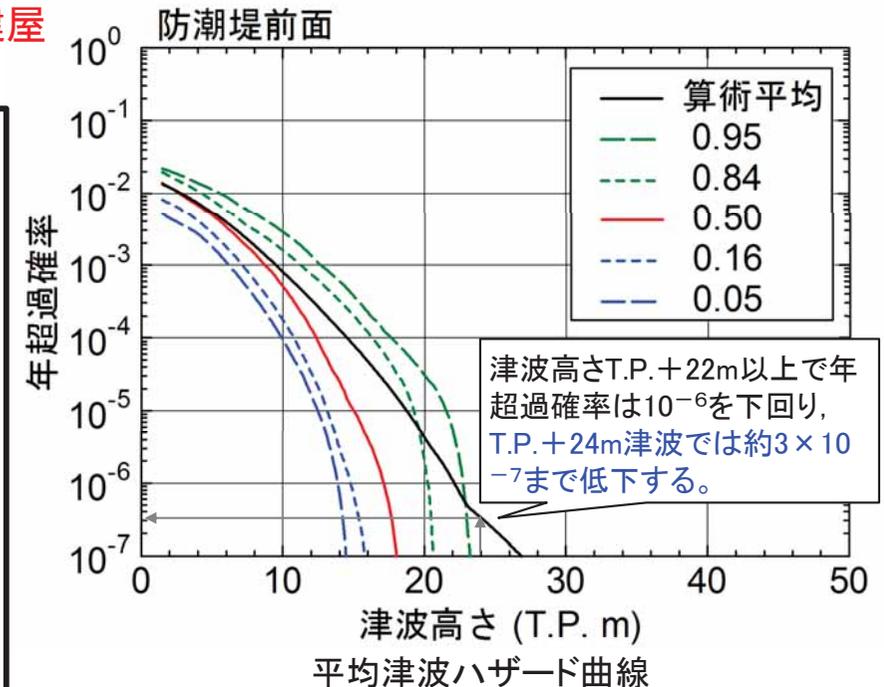
10. 津波の影響評価及び対策 (3/4)



■敷地に遡上する津波の遡上解析結果より、**使用済燃料乾式貯蔵建屋**付近は概ね2m~4m程度の浸水が想定される。

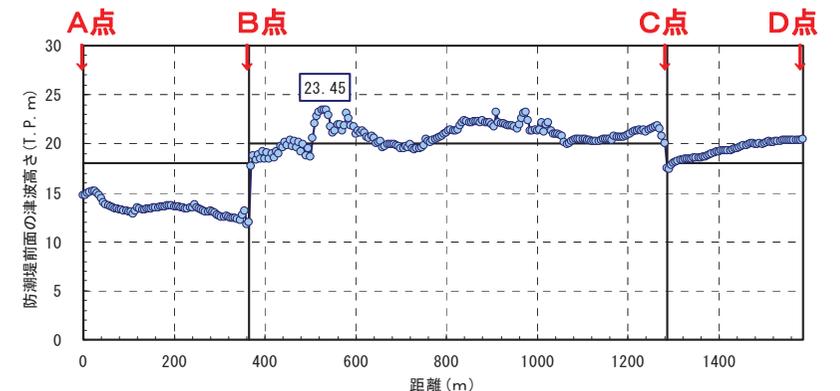


敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P.+24m(防潮堤前面)までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。

※想定する津波高さをT.P.+24mまでとした設定根拠については、補足説明資料参照



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

10. 津波の影響評価及び対策 (4/4)

■ 敷地に遡上する津波による使用済燃料乾式貯蔵建屋の応力評価を実施

■ 保守的に想定した津波波力及び敷地内の漂流物(50t; 設計上考慮する漂流物の重量に余裕を考慮した値※)による衝突荷重(Q)を評価し、これらの荷重に対し貯蔵建屋壁面の保有水平耐力が上回ることから、貯蔵建屋は倒壊せず、内部の使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を与えないことを確認した。

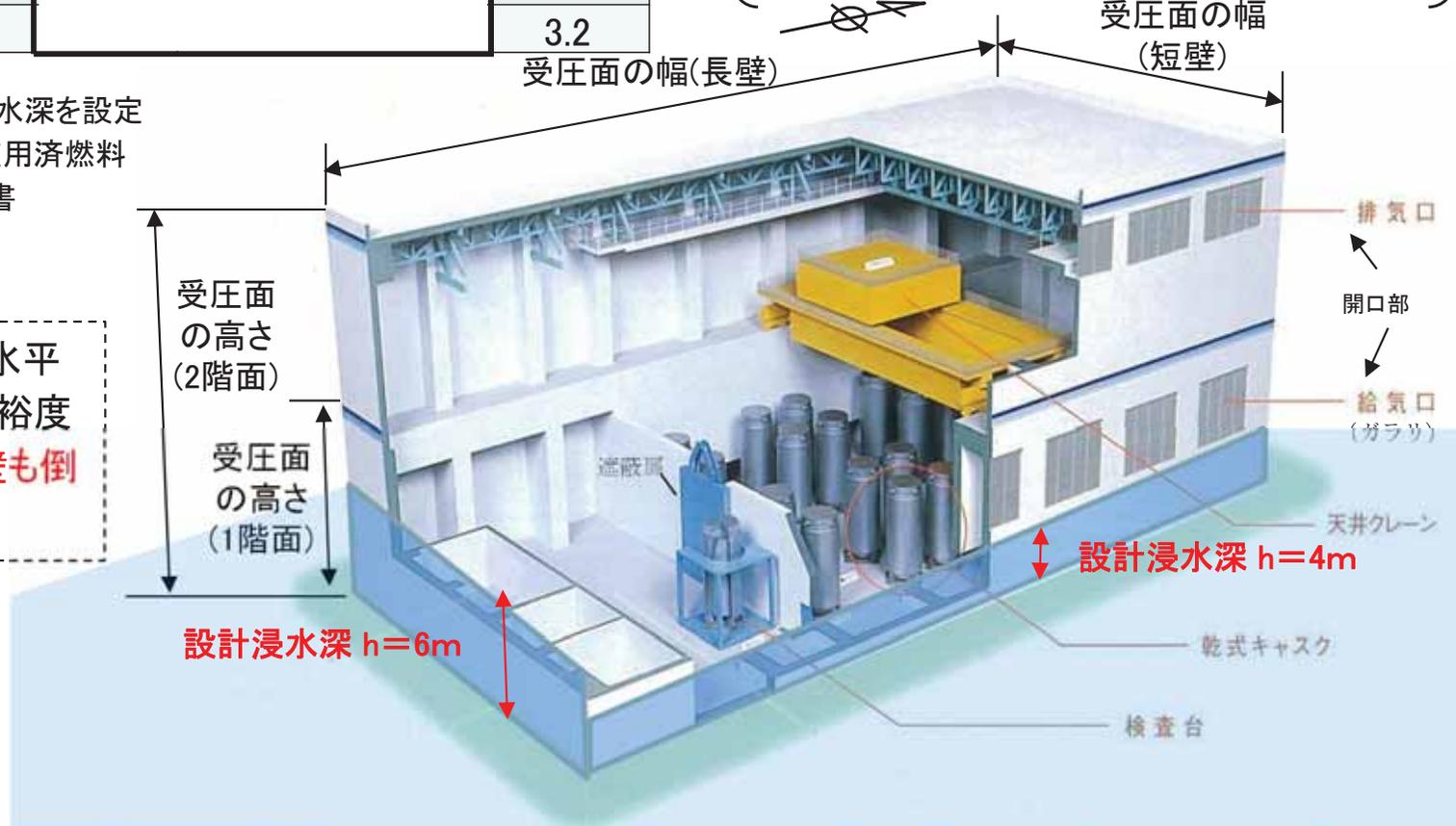
※乾式貯蔵建屋が敷地南西端に位置するため、敷地外からの漂流物の不確定性を考慮した

貯蔵建屋壁面		津波の設計 浸水深h(m) *1	Q (MN)	保有水平 耐力(MN) *2	裕度 *3
短壁	2階面	6	[]	[]	9.0
	1階面	6			2.2
長壁	2階面	4			32.7
	1階面	4			3.2

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説(平成24年2月, 国土交通省国土技術政策総合研究所他)」(以下「国交省解説」という。)及び「道路橋示方書・同解説(平成14年3月, 日本道路協会)」に基づき評価

- *1: 保守的に遡上解析結果を上回る浸水深を設定
- *2: 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書(平成11年9月)に基づく値
- *3: 裕度 = 保有水平耐力 / Q

上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平耐力と比較した結果、いずれも裕度が1を上回っており、**長壁も短壁も倒壊しないことを確認**



- 東海第二発電所における使用済燃料プールと使用済燃料乾式貯蔵施設を合わせた使用済燃料等の全貯蔵容量は約3,700体、現在の貯蔵量は約2,900体となっている。

①使用済燃料プールの状況

貯蔵容量 2,250体 … 全貯蔵容量

管理容量 1,486体（貯蔵容量－1炉心分（764体））

使用済燃料貯蔵体数 1,250体

一部照射済燃料体数 764体

合計 2,014体 … 現在の貯蔵量（89.5%）*

* これらに加えて、使用済燃料プールに未照射の新燃料188体を保管中

②使用済燃料乾式貯蔵施設の状況

貯蔵容量 24基（1,464体） … 全貯蔵容量

管理容量 17基（1,037体）（使用前検査合格済み容器）

使用済燃料貯蔵基数 15基（915体） … 現在の貯蔵量（62.5%）

- 今後の使用済燃料の貯蔵・搬出及び処理方針として、**使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵施設への移送**を早期に実施し、次いで**六ヶ所再処理工場及びリサイクル燃料備蓄センターへの搬出**を行う方針としている。
- 仮に当面の間、発電所外への使用済燃料の搬出が行えない場合でも、**約4サイクル分の貯蔵容量を確保可能な見通し**

(1) 貯蔵・搬出及び処理方針

- ① 使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵施設へ早期の移送
(使用済燃料乾式貯蔵設備等の使用前検査受検, 合格後)
- ② 六ヶ所再処理工場への搬出(六ヶ所再処理工場の事業開始後の見込み)
- ③ リサイクル燃料備蓄センターへの搬出(事業開始後)

(2) 運転サイクルを考慮した発電所の貯蔵容量の見通し

電力会社	発電所名	2018年9月末時点				試算値 ^{※1}		
		1炉心	1取替分	管理容量 ※2	使用済燃料貯蔵量	管理容量 (A) ※2	使用済燃料貯蔵量 (B)	貯蔵割合 (B)/(A) x100
		(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(%)
日本原子力発電	敦賀	90	30	910	630	910	750	82
	東海第二	130	30	440	370	510 ^{※3}	490	96

※1: 各社の使用済燃料貯蔵量については、下記仮定の条件により算定した試算値であり、具体的な再稼働を前提としたものではない。

○各発電所の全号機を対象。(廃炉を決定した敦賀1号機を除く)

○貯蔵量は、2018年9月末時点の使用済燃料貯蔵量に4サイクル運転分の使用済燃料発生量(4取替分)を加えた値。(単純発生量のみを考慮)

○1サイクルは、運転期間13ヶ月、定期検査期間3ヶ月と仮定。(この場合、4サイクルは約5年となる)

※2: 管理容量は、貯蔵容量から1炉心分を差し引いた容量。なお、運転を終了したプラントについては、貯蔵容量と同じとしている。

※3: 東海第二発電所については、乾式貯蔵キャスクを24基(現状+7基)とした管理容量を記載。

注) 四捨五入の関係で、合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

経済産業省 使用済燃料対策推進協議会
(2018/11/20)資料に基づき記載

○使用済燃料プールの安全対策

- ・注水に必要な水源の強化として、代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置。代替水源の容量は7日間の事故対応に必要な容量を確保
- ・冷却手段の強化として、代替燃料プール冷却系及び低圧代替注水系(常設)を設置。更なる信頼性向上として、常設の代替設備に加え可搬型の代替設備(ポンプ車)を配備
- ・重大事故時に使用可能な水位，温度，放射性等の監視設備を設置

○使用済燃料乾式貯蔵施設

- ・東海第二発電所の敷地内に使用済燃料乾式貯蔵建屋を設置し，内部に設置した使用済燃料乾式貯蔵容器(全24基)に使用済燃料を収納可能(61体／基)
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器は，動的な設備を要せずに，除熱機能，閉じ込め機能，遮蔽機能及び臨界防止機能を有し，使用済燃料の貯蔵が可能。またそれらの機能の監視設備を設置
- ・外部事象を想定しても使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能は確保される。

○東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵，搬出及び処理方針

- ・使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は，使用済燃料乾式貯蔵設備へなるべく早期に移送
- ・六ヶ所再処理工場及びリサイクル燃料備蓄センター(事業開始後)に搬出を計画

これらの対応により，東海第二発電所では使用済燃料を安全に貯蔵可能であり，かつ，今後の貯蔵や搬出計画等に関しても，十分な運用性を見通しがあることを確認している。

(補足説明資料 使用済燃料貯蔵対策について)

補足説明資料 目 次

1. 使用済燃料乾式貯蔵容器の貯蔵状況	32
2. 使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵容器への 貯蔵作業の流れ	33
3. 使用済燃料乾式貯蔵容器と使用済燃料輸送容器との比較	34
4. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能	35
5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の監視機能	39
6. 竜巻の影響評価及び対策	40
7. 火山の影響評価及び対策	44
8. 森林火災の影響評価及び対策	46
9. 爆発の影響評価	49
10. 近隣工場等の火災の影響評価	51

補足説明資料 目 次

11. 航空機落下確率評価及び落下による火災影響評価	54
12. 使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵施設の 新規制基準適合性等	69
13. 使用済燃料乾式貯蔵容器にて搬出するまでの冷却期間	72
14. 敷地遡上津波時の使用済燃料乾式貯蔵容器水没時の健全性確保	74

1. 使用済燃料乾式貯蔵容器の貯蔵状況



2. 使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵容器への貯蔵作業の流れ



* 貯蔵容器は、使用済燃料貯蔵施設において発生すると予想される異常事象(天井クレーンの運転操作ミスによる燃料取扱床等への異常着床、支持構造物等への衝突)による荷重にも耐える設計としている。

使用済燃料プールから移送に要する所要期間は約10日間

- ・貯蔵容器の貯蔵建屋から原子炉建屋への輸送1日
- ・燃料装荷2日, 真空乾燥2日
- ・除染作業や蓋取付, 気密漏洩検査等の発送前検査確認4日
- ・貯蔵容器の原子炉建屋から貯蔵建屋への輸送1日



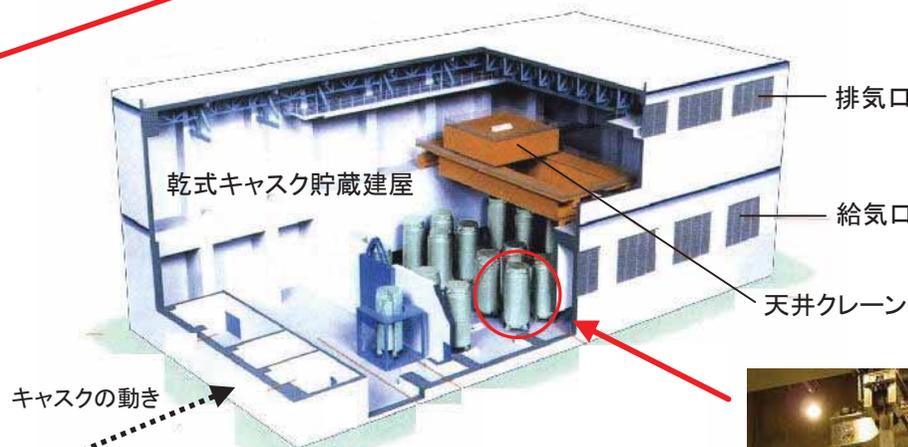
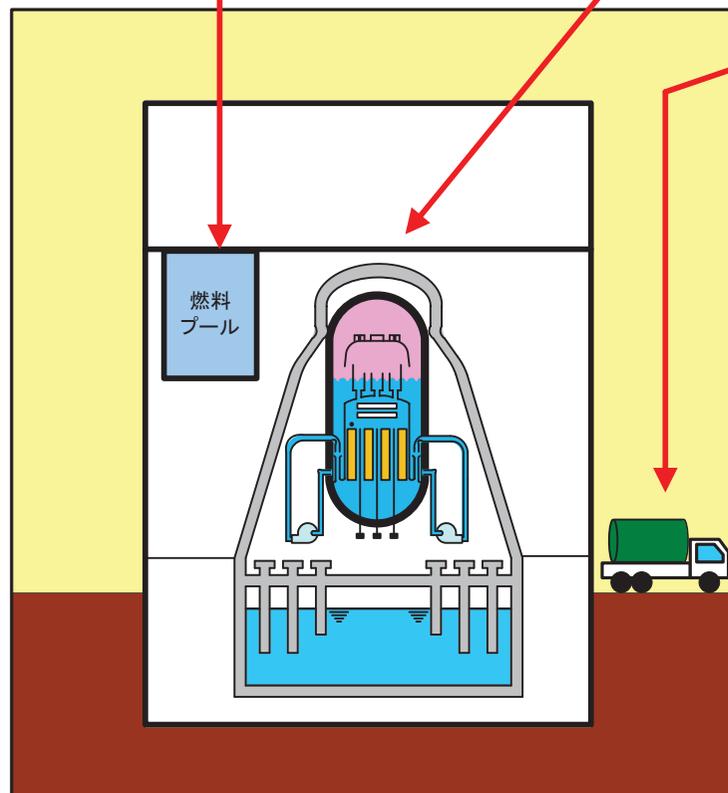
① 燃料プール内での使用済燃料装荷作業



② 原子炉建屋除染ピットでの一次蓋ボルト締め付け作業



③ 移送前検査作業



キャスクの動き

車両速度制限(5km/h以下), 車両のブレーキの多重化により車両の衝突・転倒を防止



④ 建屋内でのキャスクの立起し作業

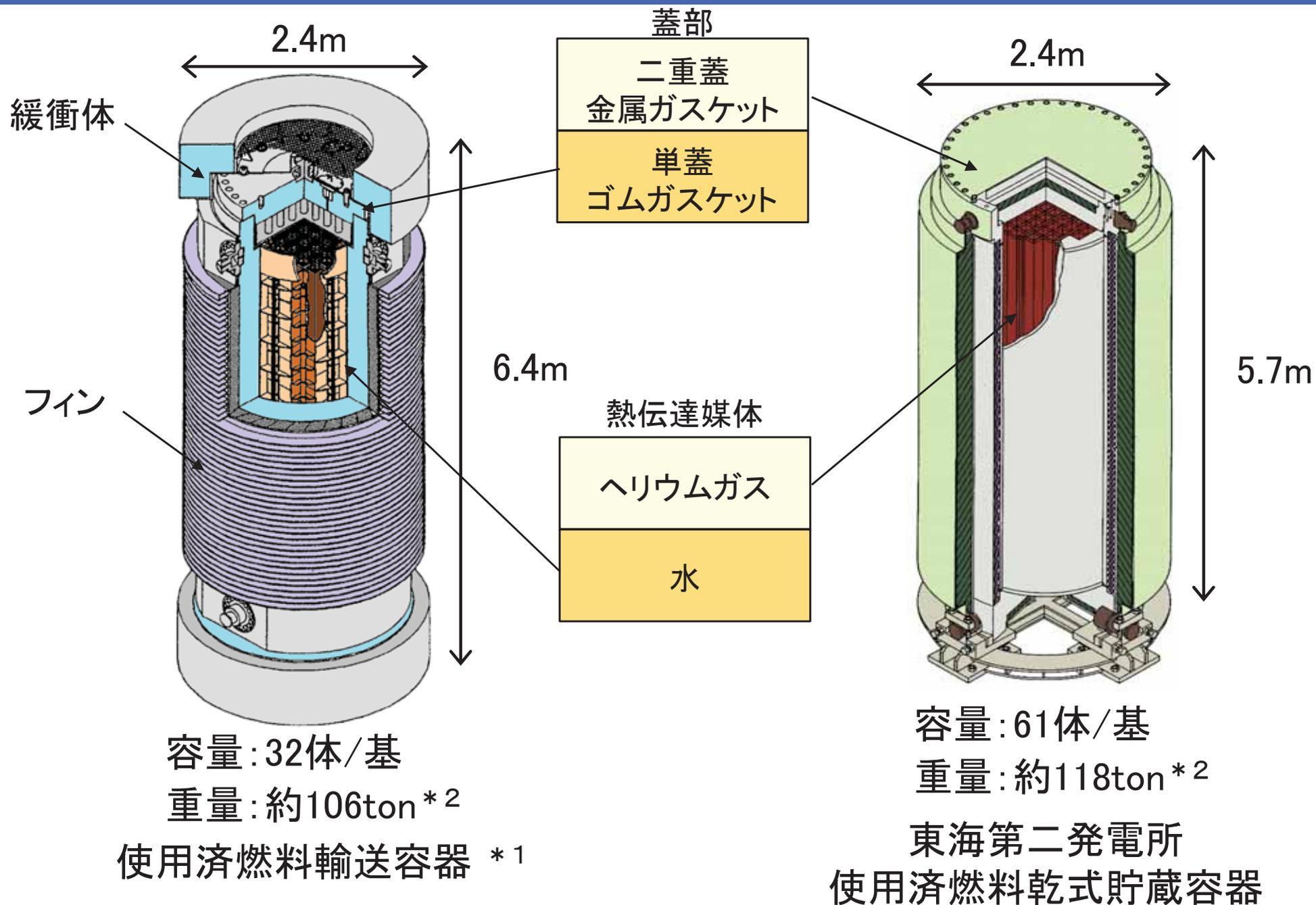


⑤ 乾式キャスクの移動作業

ワイヤの二重化やストッパーにより, 貯蔵容器の落下を防止

貯蔵期間中は定期的に外観点検や補修塗装を実施し腐食を防止

3. 使用済燃料乾式貯蔵容器と使用済燃料輸送容器との比較



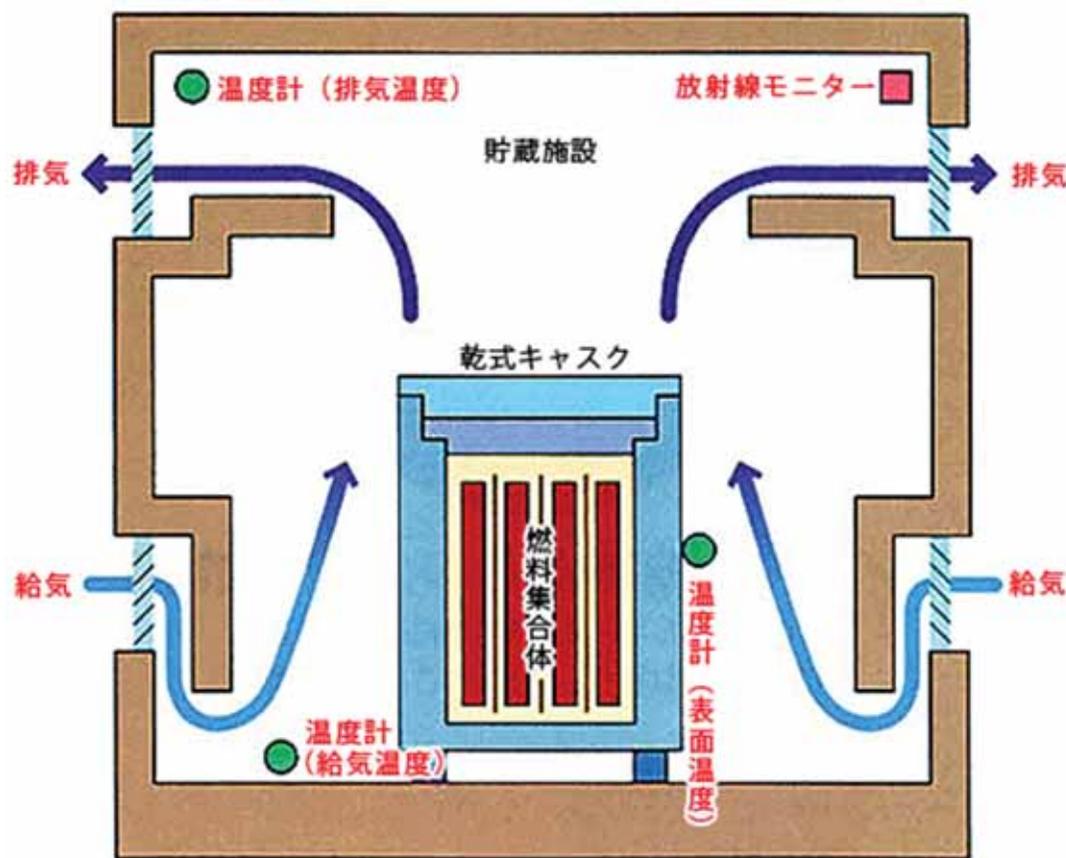
*1: NFT-32B型の例。輸送時は横置きとなる。

*2: 使用済燃料の重量を含む

4. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能(1. 除熱機能)

■使用済燃料乾式貯蔵容器は、収納した使用済燃料の崩壊熱を**使用済燃料乾式貯蔵建屋内に導入した空気の自然対流冷却によって除去**する設計としている。

■建屋下部の給気口より外気が導入され、使用済燃料乾式貯蔵容器で温められた空気は上昇し、建屋上部の排気口より排気される構造となっている。



使用済燃料乾式貯蔵容器と使用済燃料乾式貯蔵建屋による使用済燃料の除熱の模式図

<自然対流冷却による除熱機能の確認>

○解析条件(例:1~15号機)

- ・発熱量 : (1基あたり)
- ・給気温度(外気温度) :
- ・排気温度 :
- ・貯蔵建屋のドラフト長さ :

⇒排気温度が45℃以下の場合に**給排気温度差** による貯蔵建屋の熱ドラフトが空気の圧力損失より大きくなり冷却性の成立を確認

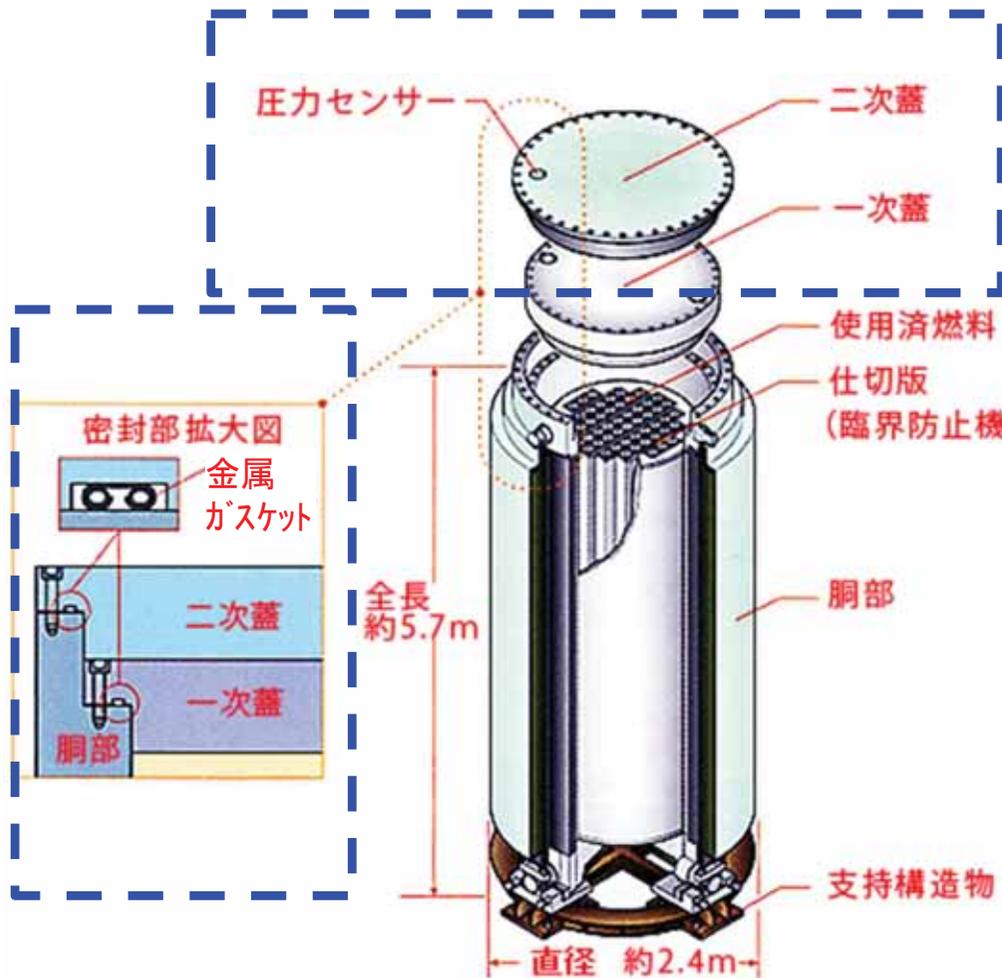
○評価結果

貯蔵容器構成部材温度は以下の許容温度を下回ることを確認
(金属ガスケット150℃, 鉛327℃, レジン 149℃, バスケット 300℃, 外筒 420℃)

○これまでの貯蔵の運用実績

⇒排気温度は給気温度から1~2℃程度の上昇, 貯蔵容器表面温度(外筒温度)は給気温度より30℃高い程度に留まり, 上記の設計値に対し十分な裕度を有する。

4. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能(2. 閉じ込め機能)



■使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能として、密封性を確保するため以下の設計としている。

- ・貯蔵容器本体を堅固な構造とし蓋部以外には開口部を設けず、蓋部は二重蓋構造(一次蓋, 二次蓋)
- ・蓋及び蓋貫通孔のガスケット部には長期間にわたって密封機能を維持する観点から耐熱性, 耐食性を有し耐久性の高い金属ガスケットを使用
 - 金属ガスケットの塑性変形率と密封性能の温度・時間依存性から長期密封性能評価を行い, 約190年健全性を維持できることを確認
- ・貯蔵容器内部は負圧とし, 蓋間空間(一次蓋と二次蓋の間)は正圧にして, 貯蔵容器内部から外部に漏えいし難いよう圧力障壁を設定
- ・上記の蓋間空間の圧力を監視することで, 万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合でも, 外部に漏えいする前に密封性の低下を検出できる構造

<閉じ込め機能の密封性の確認>

設計貯蔵期間(40年)後に貯蔵容器内部圧力が大気圧となるガスケット部の漏えい率限界値(①)を求め, 使用する金属ガスケットの漏えい率(リークテスト判定基準)(②)が下回ることを確認

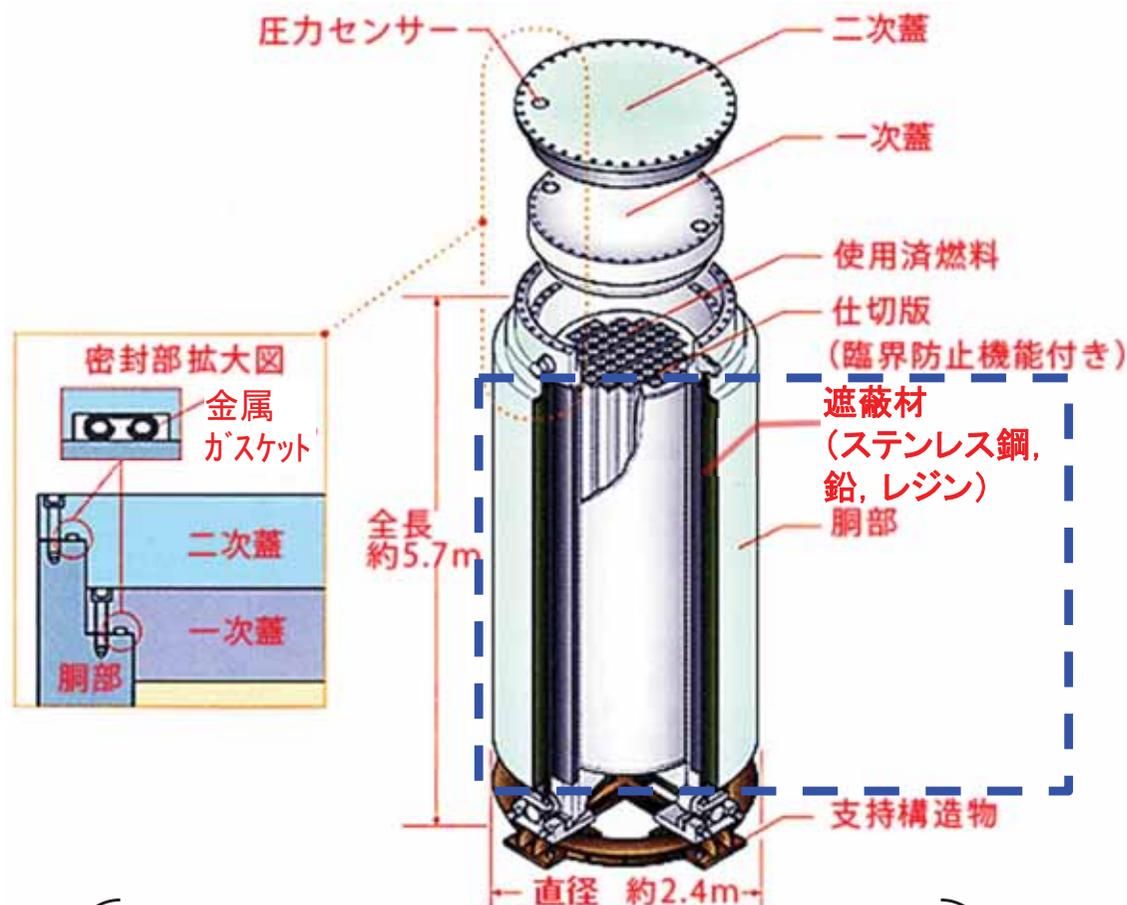
⇒金属ガスケットの漏えい率(例:1~15号機)

①漏えい率限界値 std cm³/s

②金属ガスケットの漏えい率: std cm³/s

* std cm³/s : 25°C, 1atmの標準状態における漏えい率

4. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能(3. 遮蔽機能)



- ・**ガンマ線の遮蔽:**
内胴と中間胴の中に**鑄込んだ鉛**や、**ステンレス鋼**による
- ・**中性子線の遮蔽:**
中間胴と外筒の間に**鑄込んだレジン**
(**合成樹脂**)による。

(例:1~15号機)

■使用済燃料乾式貯蔵容器は十分な遮蔽機能を有し、人が至近まで近づいても**被ばく上の問題が生じない**設計としている。

＜線量評価の結果＞

- ・使用済燃料乾式貯蔵容器の表面から**1m離れた距離**で**0.1mSv/h** (24基貯蔵条件)
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の直接線量及びスカイシャイン線量は、人の居住の可能性のある敷地境界外において**1.5 μ Gy/y** *に留まる。

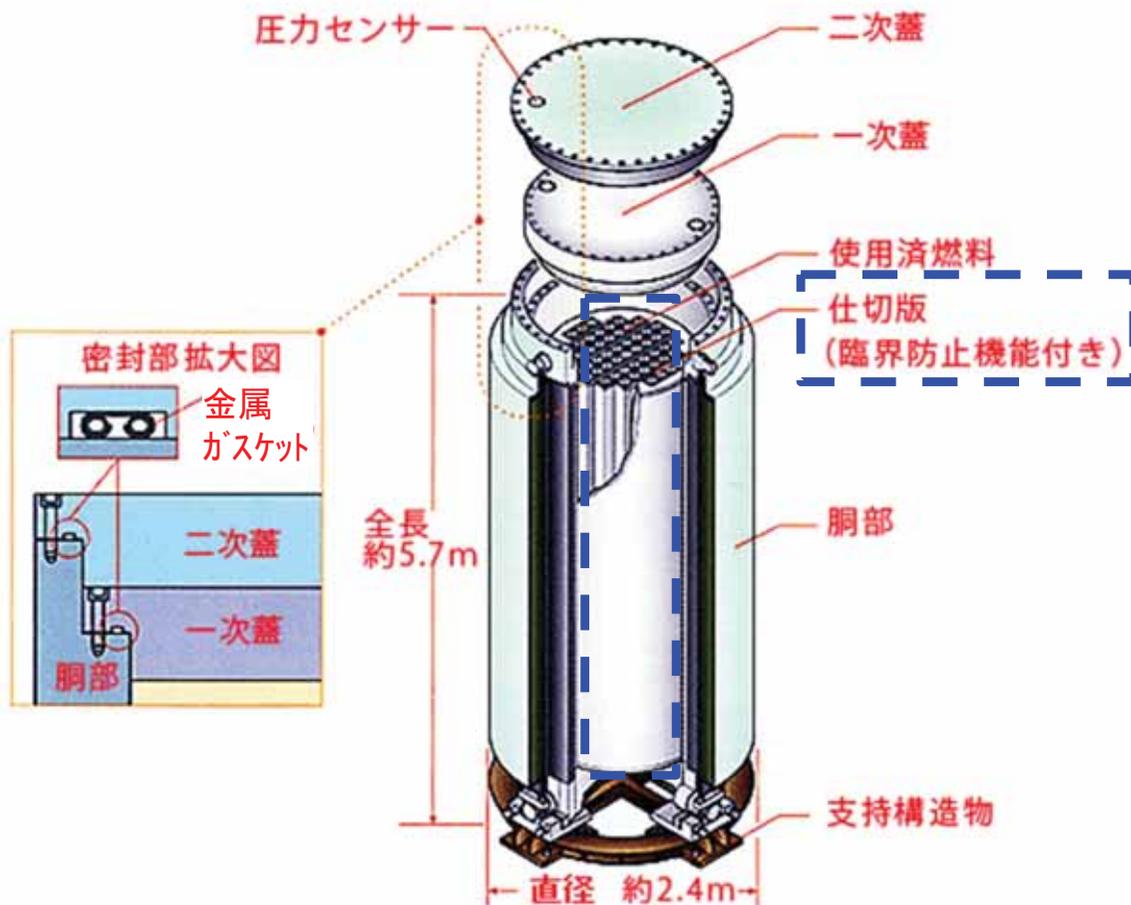
* 発電所の平常運転時における敷地境界外で一般公衆の受ける線量の目標値として**年間50 μ Gy程度以下**

出典:「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について」

(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)

人の居住の可能性のある敷地境界外での
空気吸収線量

	(単位: μ Gy/y)
東海第二発電所	
原子炉建屋	<0.1
タービン建屋	13
固体廃棄物貯蔵庫A	0.1
固体廃棄物貯蔵庫B	0.5
使用済燃料乾式貯蔵建屋	1.5
東海発電所	
ホットダクト	15
東海及び東海第二発電所の合計	30



■使用済燃料乾式貯蔵容器は、臨界防止機能として、想定されるいかなる場合においても、**実効増倍率が0.95以下であり、臨界に達しないことを確認している。**

<未臨界性の確認>

- ・冠水状態を想定(水密度1g/cc)
 - * 実機は乾燥状態だが仮想的に内部浸水を想定
- ・使用済燃料が貯蔵容器の中心寄りに配置された状態を想定

■	■	■
■	■	■
■	■	■

 イメージ
- ・貯蔵容器に収納される8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料のうち、最も厳しい評価結果となる高燃焼度8×8燃料について評価
- ・計算に用いる燃料集合体の炉心内装荷状態での無限増倍率を保守的に1.30を仮定
- ・仮想的に貯蔵容器が無限に配置されそれぞれが接触している状態を仮定

→以上の極めて保守的な評価条件に基づく解析結果は、**実効増倍率** となり実効増倍率0.95を下回る。

(例:1~15号機)

仕切板(バスケット格子)に配置するアルミニウム合金製の板に添付した**ほう素**の中性子吸収効果により臨界を防止

5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の監視機能



給排気口温度及び貯蔵容器表面温度
(冷却性確認)



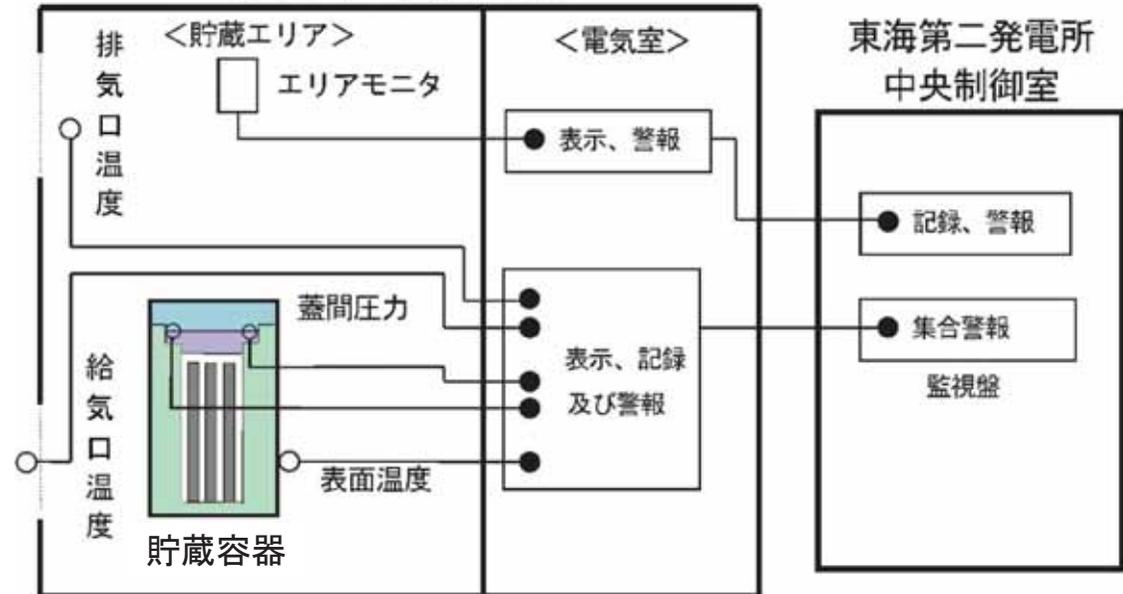
二重蓋間圧力監視(密封性確認)



エリアモニタ(放射線監視)

■ 使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能が満足していることを確認するため、各監視設備*で常時監視を実施

使用済燃料乾式貯蔵建屋



- 温度監視 : 給排気口温度及び貯蔵容器表面温度を常時監視, 記録
- 圧力監視 : 二重蓋間をヘリウムガスで加圧し, 蓋間圧力を常時監視, 記録
- 放射線監視 : 貯蔵建屋内にエリアモニタを設け, 放射線量率を常時監視, 記録
- 監視 : 貯蔵建屋内の電気室にて各監視パラメータを表示, 記録するとともに, 異常が発生した場合は東海第二発電所中央制御室の警報装置が作動し, 常駐している運転員が迅速に対応

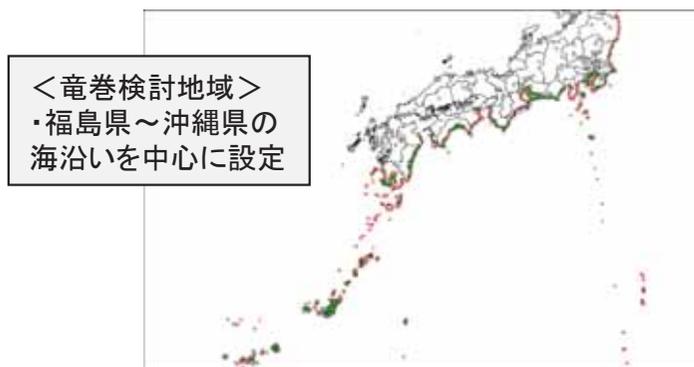
* 監視設備及びその電源設備の機能喪失は貯蔵容器の安全機能に影響を及ぼさないため, 安全機能の重要度はクラス3, 耐震重要度はCクラスとしている。

設計竜巻の設定及び設計飛来物等の設定

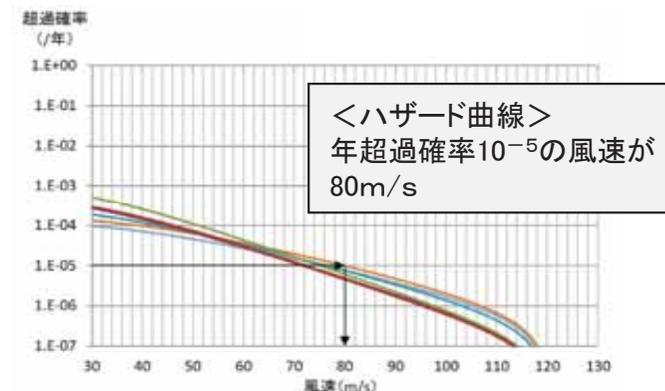
【①基準竜巻の設定】

V_{B1} : 過去に発生した竜巻による最大風速: 92m/s ... 竜巻検討地域(左下)内の既往最大竜巻(F3)の風速の上限値

V_{B2} : 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速: 80m/s ... 竜巻検討地域内の竜巻データを用いて設定



フジタスケール	風速(m/s)
F0	17～32
F1	33～49
F2	50～69
F3	70～92
F4	93～116
F5	117～142



【②設計竜巻の設定(最大風速及び特性値)】

V_D : (地形特性等を考慮した)設計竜巻の最大風速
 ... 竜巻の観測データに関する不確実性を考慮し
 保守的に、100m/s へ切上げて設定

< V_D を基に設定する竜巻の特性値>

V_T : 移動速度(= 0.15 V_D)

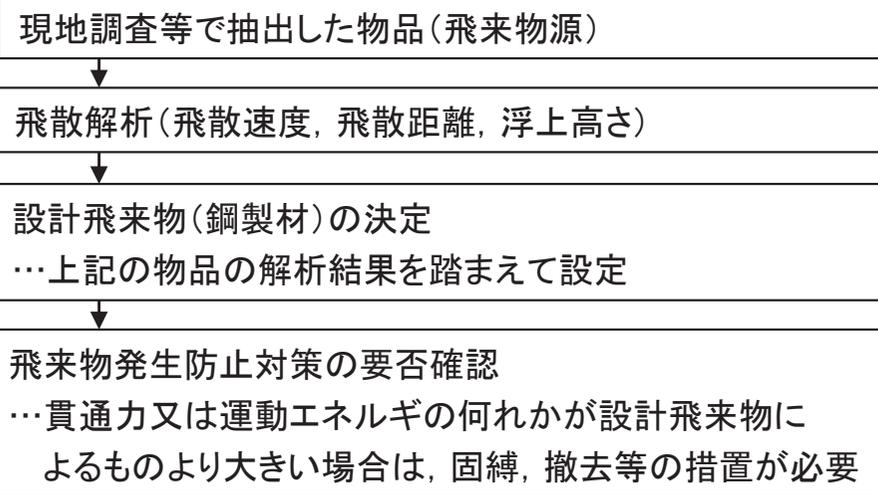
V_{Rm} : 最大接線風速(= $V_D - V_T$)

R_m : 最大接線風速半径

ΔP_{max} : 最大気圧低下量

$(dp/dt)_{max}$: 最大気圧低下率

【③設計飛来物の設定】



●設計竜巻による荷重に対する評価

設計竜巻による荷重

設計竜巻の最大風速(V_D): 100m/s

風圧力による荷重

気圧差による荷重

設計飛来物等による衝撃荷重

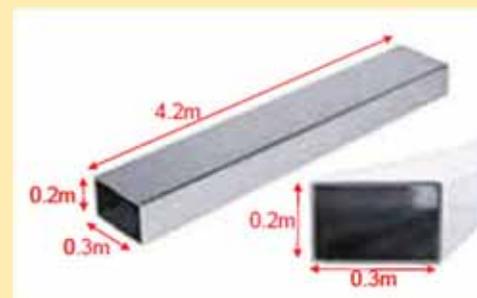
●設計飛来物(鋼製材:角型鋼管)

寸法: $0.3 \times 0.2 \times 4.2\text{m}$

質量: 135kg

飛来速度: 51m/s(水平)

34m/s(鉛直)



●隣接事業者からの飛来物(車両の飛来を考慮)

●設計竜巻荷重に対する主な竜巻防護対策

竜巻防護対策

飛来物発生防止対策

・資機材及び車両の固縛, 固定

竜巻防護対策設備

・設計飛来物等の衝突に対する防護対象施設の防護措置

竜巻襲来予測時の運用

・燃料取扱作業の中止, クレーン等の退避
・防護対象施設の外殻となる建屋の扉の閉止確認
・構内の車両の退避, 防護対象施設からの離隔

飛来物発生防止対策

隣接事業所に配置される飛来物源は、発電所構内とは異なり、管理のできないものであることから、発電所敷地内の防護対象施設に対し、隣接事象所からの飛来物*が到達する範囲を確認した。当該到達範囲に対して、飛来物源の配置防止措置(フェンス等の設置)による飛来物発生防止対策を行う。

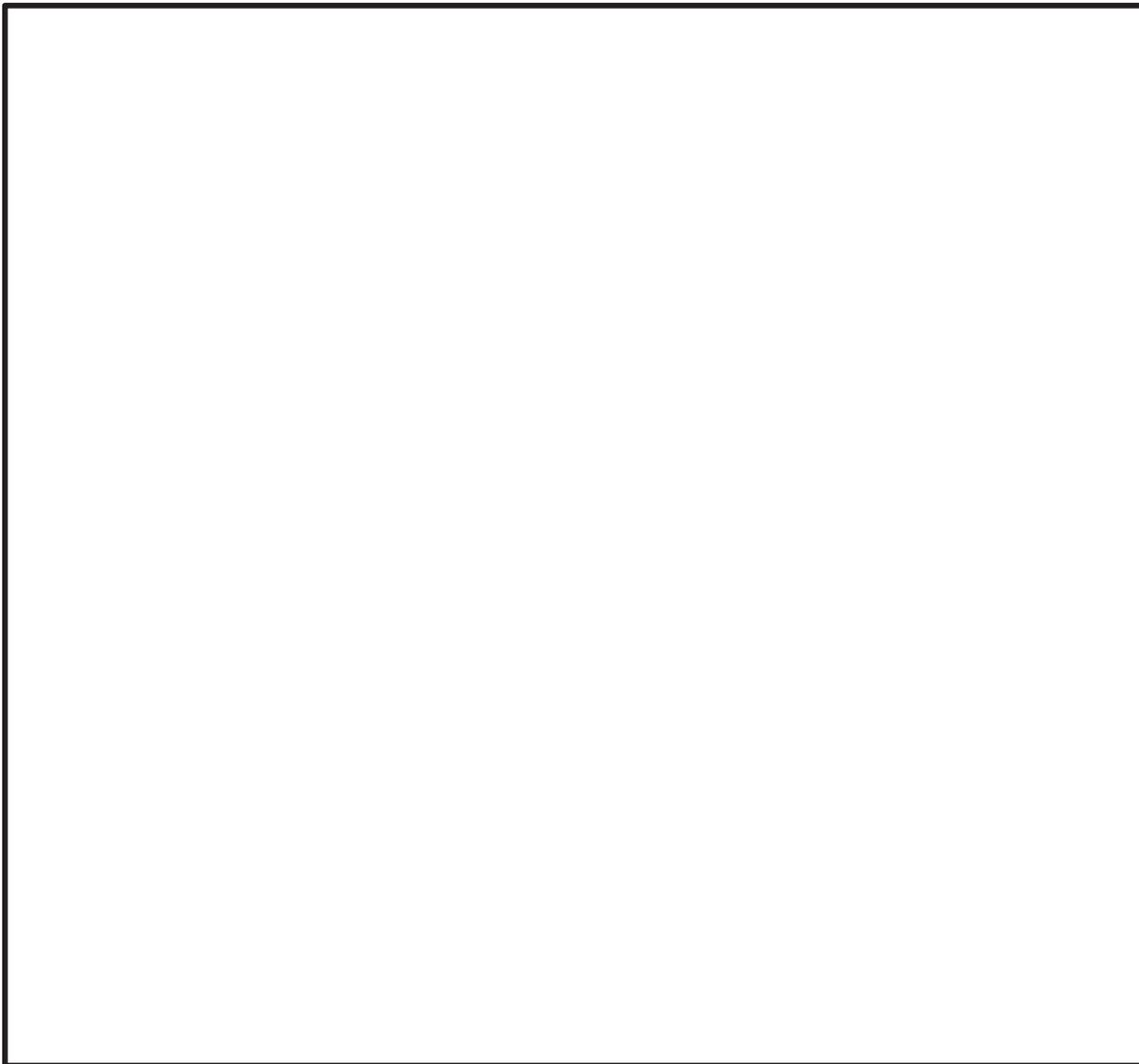
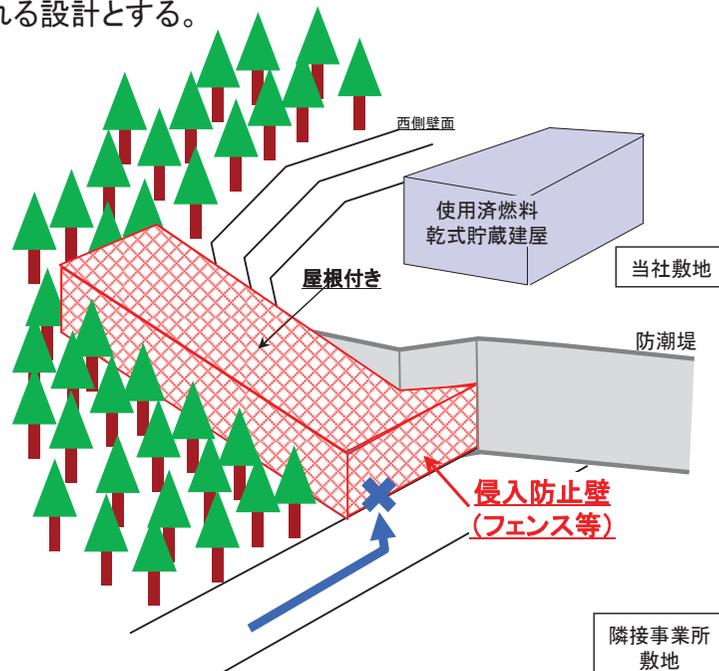
* 隣接事象所の現場調査(現状の飛来物源調査, 車両の通行状況, 飛来物源の配置可否, 標高)と防護対象施設との関係を考慮して, 想定できる最厳ケースでの車両と車両以外として設定した飛来物源

●隣接事業所からの飛来物の考慮

飛来物源の配置防止措置

敷地南側の隣接事業所内植生管理エリアについては、**物品の配置を防止するための措置**(フェンス等の設置)を実施し、使用済燃料乾式貯蔵建屋西側壁面への飛来物の到達を防止する。

その他の隣接事業所敷地からの飛来物に対しては、到達の有無を考慮した上で、衝突する施設の機能が維持される設計とする。

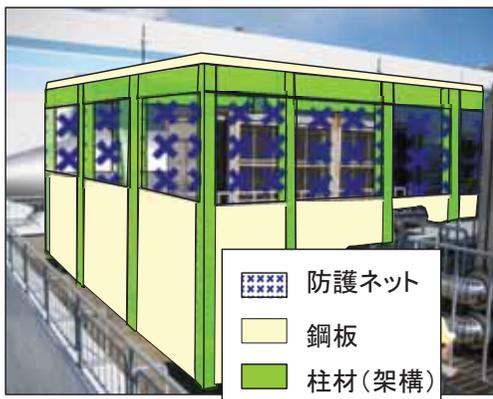


隣接事業所からの飛来物の到達範囲図

竜巻防護対策設備

防護対象施設や外殻となる建屋等に対して設計飛来物（鋼製材：角型鋼管）等が衝突しても、防護対象施設の機能を損なうことのないよう**防護対策設備（防護ネットや防護鋼板等）を設置する。**

主な竜巻飛来物防護対策イメージ



中央制御室換気系冷凍機



海水ポンプ室



原子炉建屋外側ブローアウトパネル



: 車両防止柵
 （東側壁面）
 東側壁面の換気口は、
 隣接事業所からの飛
 来物（車両）を考慮して
 防護措置を行う

使用済燃料乾式貯蔵建屋 排気口

<その他の防護対策>

・ALC※パネル部の竜巻防護対策
 （RC壁，鋼板壁への置換）等

※：Autoclaved Lightweight aerated Concrete”
 （高温高圧蒸気養生された軽量気泡コンクリート）

7. 火山の影響評価及び対策 (1/2)

● 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

- 敷地を中心とする半径160kmの範囲に位置する第四紀火山※1 (32火山)から、**原子力発電所に影響を及ぼし得る13火山を抽出(右図及び下表)**

※1: 第四紀(約258万年前から現在までの期間)に活動した火山

● 設計対応不可能な火山事象の影響

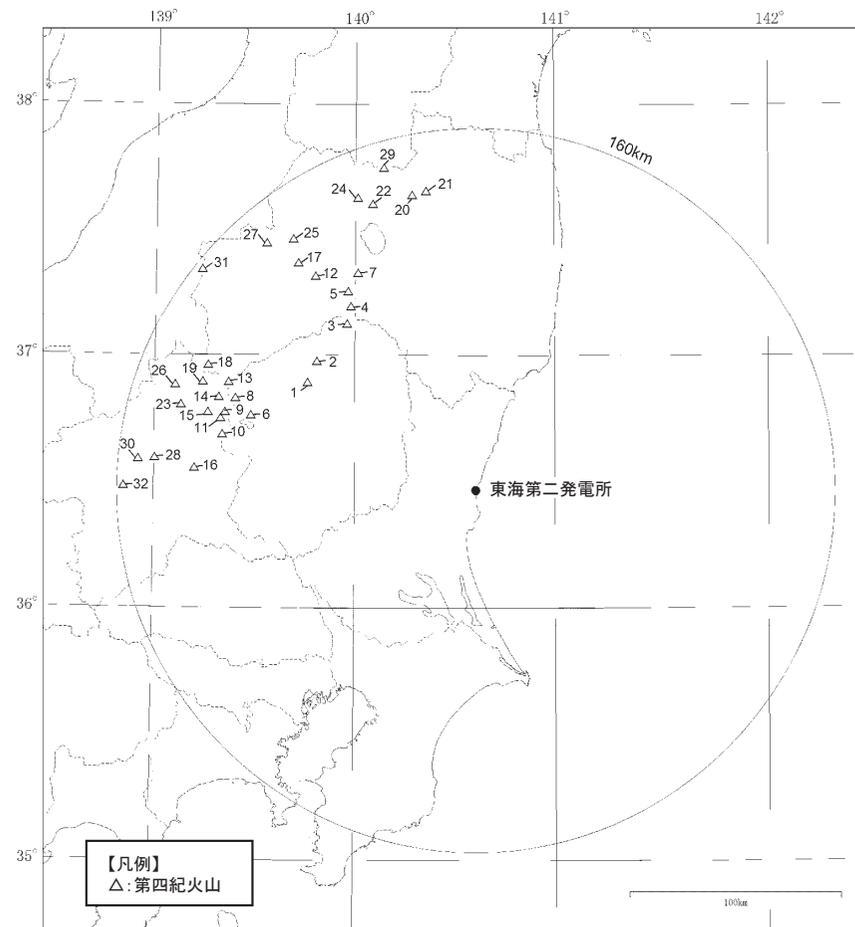
- 原子力発電所に影響を及ぼし得る13火山について、各火山の過去発生した**設計対応不可能な火山事象※2の到達範囲は、敷地から十分に離れていることから原子力発電所に影響を及ぼす事はないと判断**

※2: 火砕物密度流, 溶岩流, 岩屑なだれ・地滑り及び斜面崩壊, 新しい火口の開口及び地殻変動

● 地理的領域内の火山による火山事象の影響

- 原子力発電所に影響を及ぼし得る13火山について、敷地周辺の地形の分布等から、**降下火砕物以外の火山事象※3が原子力発電所に影響を及ぼすことはないと判断**

※3: 火山性土石流, 噴石, 火山ガス, その他の火山事象



No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
1	たかはらやま 高原山	88
2	しおばら 塩原カルデラ	90
3	なすだけ 那須岳	93
4	とう 塔のへつりカルデラ群	99
5	ふたまたやま 二岐山	104
6	なんたい・によほう 男体・女峰火山群	105

No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
7	あいづぬのびきやま 会津布引山	109
8	ねなくさやま 根名草山	116
9	にっこうしらねさん 日光白根山	116
10	すかいさん 皇海山	116
11	すずがたけ 錫ヶ岳	117
12	ひわだ 桧和田カルデラ	118

No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
13	きぬぬま 鬼怒沼	120
14	しろうだけ 四郎岳	122
15	ぬまのかみやま 沼上山	124
16	あかぎさん 赤城山	127
17	はかせやま 博士山	127
18	ひうちがたけ 燧ヶ岳	130

No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
19	だいら アヤメ平	131
20	あだたらやま 安達太良山	133
21	ささもりやま 笹森山	133
22	ばんだいさん 磐梯山	135
23	じょうしゅうほたかやま 上州武尊山	137
24	ねこまがたけ 猫魔ヶ岳	137
25	すなごほら 砂子原カルデラ	137

No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
26	ならまた 奈良俣カルデラ	142
27	ぬまざわ 沼沢	143
28	こもちやま 子持山	145
29	あづまやま 吾妻山	147
30	おのこやま 小野子山	150
31	あさくさだけ 浅草岳	156
32	はるなさん 榛名山	157

7. 火山の影響評価及び対策 (2/2)

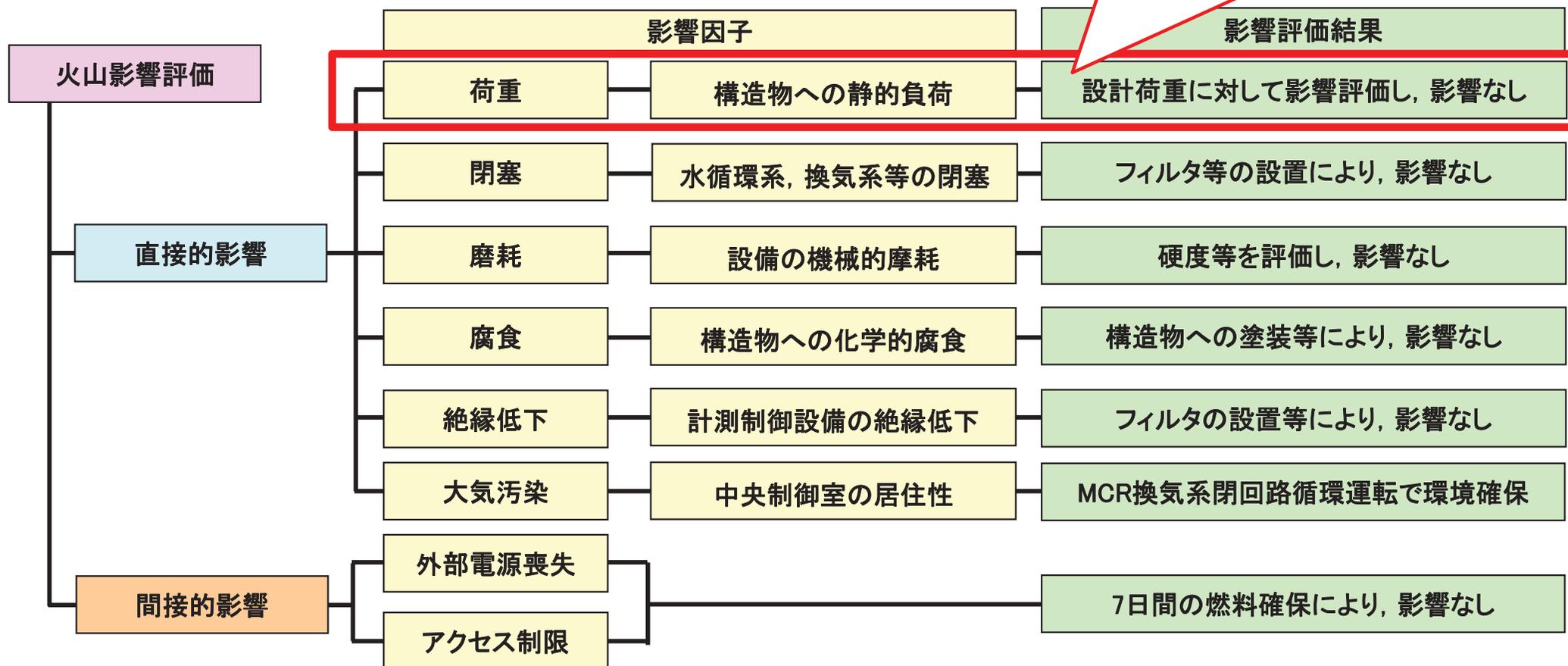
● 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象

- 原子力発電所に**影響を及ぼし得る火山事象として、降下火砕物を抽出**
- 設計上考慮する降下火砕物として、層厚(50cm)、粒径(8mm)、密度(乾燥状態:0.3g/cm³、湿潤状態:1.5g/cm³)を設定(層厚は、文献調査・地質調査の結果からは40cm程度と評価されるが、降下火砕物シミュレーションによるパラメータスタディ(不確かさとして噴煙柱高度±5km、風速のバラつき±1σ、敷地方向への仮想風を考慮)から得られた最大層厚49cmも踏まえ、これらを総合的に判断し、設計上考慮する降下火砕物の層厚を保守的に50cmと設定)

● 火山影響評価

- **建屋、設備に対して影響因子ごとに評価を行い、影響がないことを確認**

使用済燃料乾式貯蔵建屋の屋上への降下火砕物の堆積による荷重を評価し、屋根や耐震壁が崩壊しないことを確認している。



● 森林火災の発火点の設定について

➤ 発火点の設定

評価ガイドにある森林火災の想定に基づき、以下の発火点の設定方針を踏まえ、7発火点を設定

- 卓越風向(北, 西北西)及び最大風速記録時の風向(南西, 北東)が発電所の風上になる地点
- たき火等の人為的な火災発生原因が想定される地点

表 設定した発火点

発火点	場所	想定風向	人為的な火災発生原因
発火点1	国道245号沿いの霊園	西北西	霊園における線香等の裸火の使用と残り火の不始末を想定
発火点2	海岸沿い	北	バーベキュー及び花火の不始末等を想定
発火点3	県道284号沿い水田	西北西	火入れ・たき火等を想定
発火点4	海岸沿い	北	釣り人によるたばこの投げ捨て等を想定
発火点5	危険物貯蔵施設	南西	屋外貯蔵タンクからの火災が森林に延焼することを想定
発火点6	国道245号沿い	南西	交通量が多い交差点での交通事故による車両火災を想定
発火点7	海岸沿い	北東	釣り人によるたばこの投げ捨て等を想定

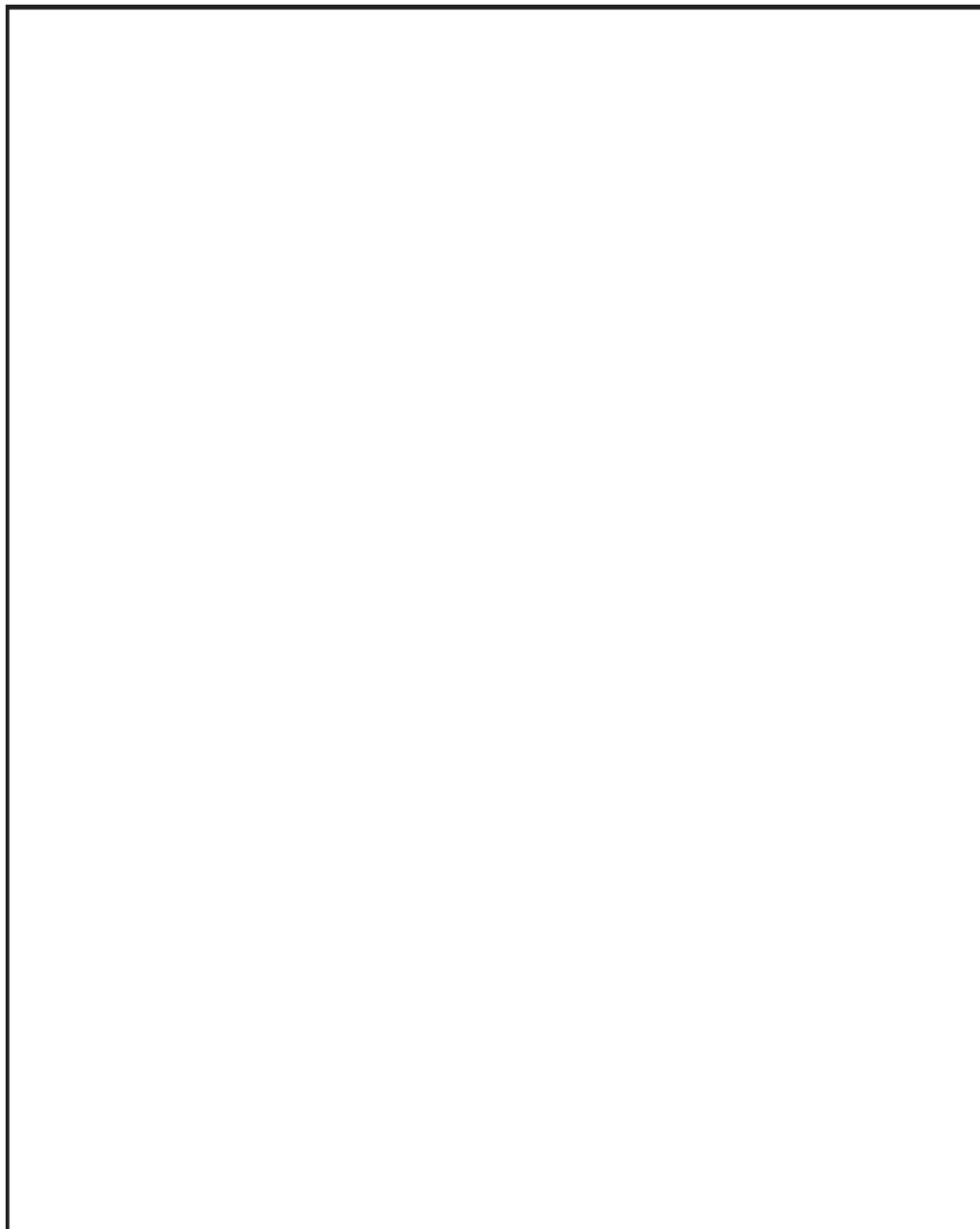


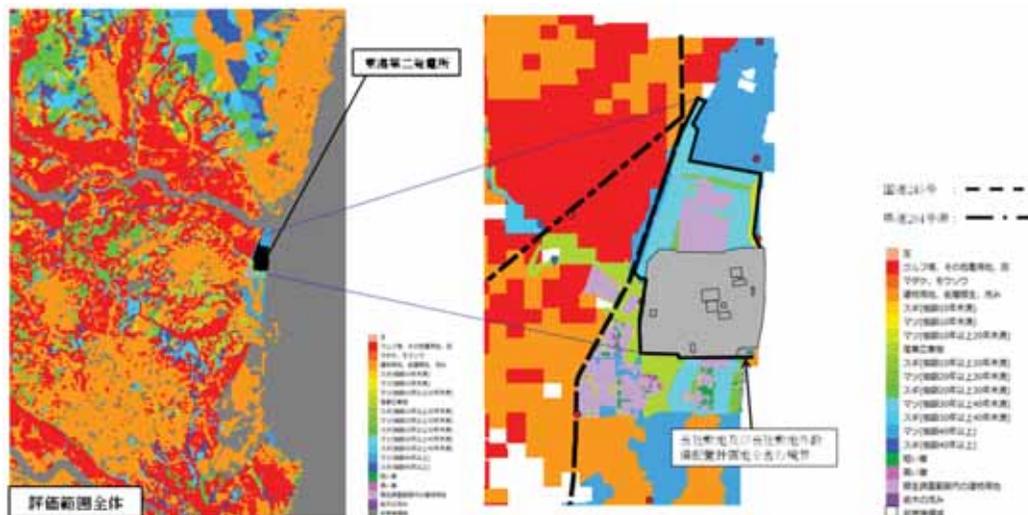
図 発火点と発電所の位置関係

8. 森林火災の影響評価及び対策(2/3)

● 森林火災シミュレーションコードFARSITEへ入力した植生データ

- 森林簿(東西南北12km)の情報を用いて, 土地利用データにおける森林領域を, 樹種・林齢にて細分化し10mメッシュで入力
- 発電所敷地周辺は, 植生調査を実施し, 入力データに反映

図 FARSITEへ入力した植生データ



● 森林火災からの防護対策(1/2)

➤ 防火帯の確保

- 防火帯とは, 可燃物が無い, 帯状の地域
- 発電所内への森林火災の「延焼」を防ぐため防火帯を設置
- 森林火災シミュレーションコードFARSITEから算出した最大火線強度6,278kW/mに基づく防火帯幅21.4mに, 保守性を持たせ, 幅約23mを設定
- 防火帯はすべて当社敷地内に設置し, 駐車車両等の可燃物及び消火活動に支障となるものは原則として配置しない。

表 火災の防火帯突破率1%となる最小防火帯幅

風上に樹木がある場合の火線強度と最小防火帯幅の関係 (火災の防火帯突破率1%)

火線強度 (kW/m)	500	1000	2000	3000	4000	5000	10000	15000	20000	25000
防火帯幅 (m)	16	16.4	17.4	18.3	19.3	20.2	24.9	29.7	34.4	39.1

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」附属書A A-6



図 防火帯の設定

8. 森林火災の影響評価及び対策(3/3)

● 森林火災からの防護対策(2/2)

➤ 火災の到達時間に消火対応が可能であることを確認

- FARSITE解析結果より、発火点1の火災が**防火帯外縁に到達する最短時間は 0.2時間(約12分)**
- 火災到達時間が最短となる発火点1から出火した森林火災が、最短で発電所に到達する散水地点Aにおいて散水活動を行う。
- **熱感知カメラ及び防火帯近傍へ屋外消火栓を設置することで、出動準備から散水開始までの所要時間は11分で可能であることを確認**

表 各発火点における火災到達時間

発火点位置	発火点 1	発火点 2	発火点 3	発火点 4	発火点 5	発火点 6	発火点 7
火災到達時間(hr)	0.2	4.0	0.7	6.0	2.9	1.1	0.7

➤ 温度評価結果が許容温度を下回ることを確認

- 森林火災の「輻射熱」による発電所の施設の温度を評価
- **発電所の施設の温度評価結果が許容温度を下回ることを確認**
- 防潮堤の止水ジョイント部及び放水路ゲートは**内部への熱影響を防ぐため内側に断熱材を設置**

➤ 危険距離を上回る離隔距離の確保

- 危険距離とは、発電所内の施設を森林火災の「輻射熱」から防護するため必要となる距離
- **発電所の施設は、危険距離を上回る離隔距離を確保**
- **防潮堤を森林火災の輻射熱から防護するため、隣接事業所の植生を管理**

表 散水開始までの所要時間

項目	活動内容	活動に必要な所要時間(分)			
		0	10	20	30
火災発生		▽			
連絡・火災延焼確認	火災情報を入手	▽	5分		
消火活動準備	出動準備	□			
	消火活動場所までの移動		□	2分	
	ホース展開・散水準備		□	4分	
消火活動開始	防火帯への散水開始				▲ 11分後 散水が完了

□: 訓練実績 □: 過去の実績等から想定した時間



図 発火点1の散水位置

● 危険物貯蔵施設等の爆発

- ・ 高圧ガス漏洩, 引火によるガス爆発を想定した場合において, 発電所から約1.5kmの位置にあるLNG基地に対して危険限界距離以上の離隔距離を確保していることを確認
- ・ LNG基地のタンクは低温貯蔵型タンクであり, 大規模なタンク破裂事象が発生しないため, タンクの爆発による飛来物の影響はないことを確認
- ・ 発電所敷地内にある屋外のガス貯蔵施設に対して危険限界距離以上の離隔距離を確保していることを確認

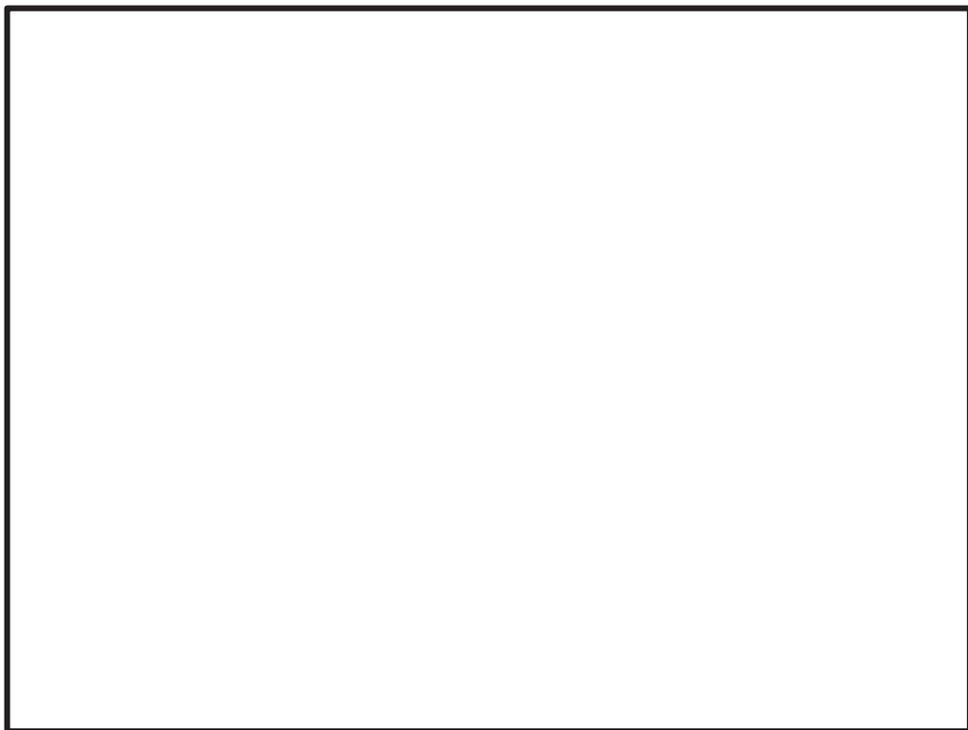


図 発電所敷地内にある屋外のガス貯蔵施設



図 発電所と日立LNG基地の位置関係



図 発電所敷地から最も近い位置にある高圧ガス貯蔵施設

※: 400mは, LNG基地の爆発を想定した場合の危険限界距離373mから求めた保守的な影響範囲

● 燃料輸送車両の爆発

- ・ 高圧ガス漏洩，引火によるガス爆発を想定した場合において，発電所敷地周辺道路を通行する最大規模の燃料輸送車両に対して**危険限界距離以上の離隔距離を確保**していることを確認
- ・ 大規模なタンク破裂事象が発生する加圧貯蔵型タンクを想定し，**爆発飛来物の影響を評価した結果，防護すべき施設への影響はない**ことを確認



図 評価対象施設と燃料輸送車両の位置関係

● 燃料輸送船の爆発

- ・ 高圧ガス漏洩，引火によるガス爆発を想定した場合において，LNG基地に入港する最大規模の燃料輸送船が，船舶の喫水と水深より，船底が海底とぶつかるためこれ以上進入しない，水深が11mとなる位置まで漂流してきたことを想定した条件で，**危険限界距離以上の離隔距離を確保**していることを確認
- ・ LNG基地に実際に入港する最大規模の燃料輸送船は低温貯蔵型タンクであるため，**タンクの爆発による飛来物の影響はない**ことを確認



図 評価対象施設と燃料輸送船の位置関係

● 危険物貯蔵施設の火災

- ・ 発電所から10km以内（敷地内を除く）に、第一類から第六類の危険物貯蔵施設（屋内貯蔵及び少量のものは除く）が約500カ所存在することを自治体への聞き取り調査から確認
- ・ 発電所に影響を及ぼす可能性がある危険物貯蔵施設を特定（右表のNo.1,6,11）し、特定した**危険物貯蔵施設の火災に対して危険距離以上の離隔距離を確保していることを確認**

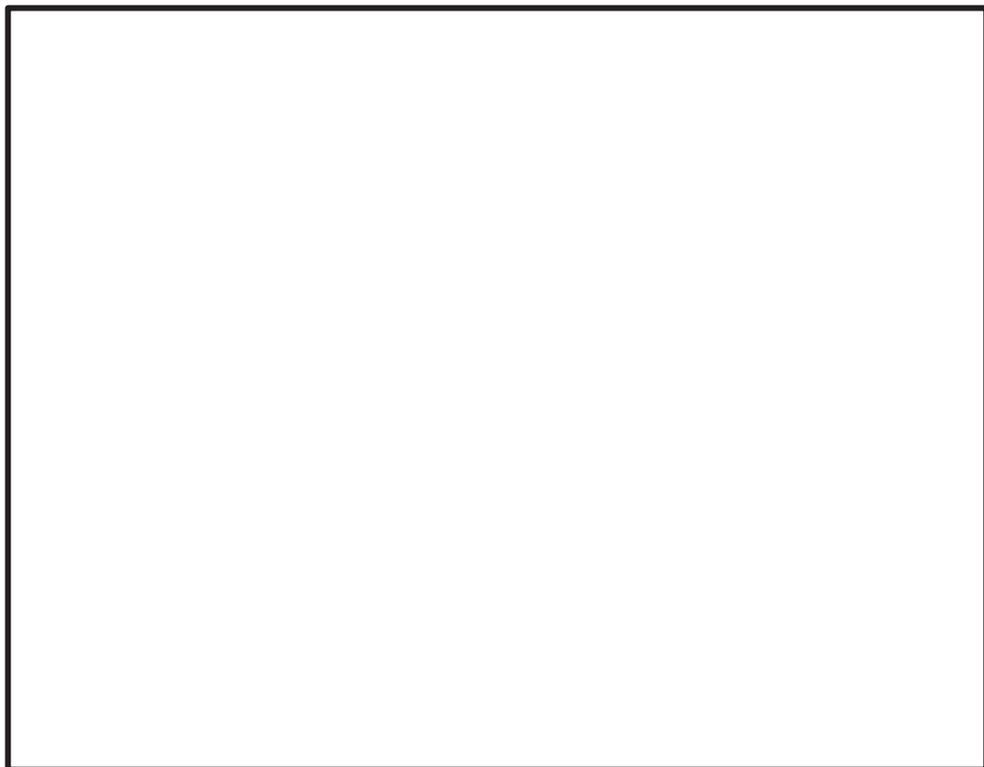


表 発電所周辺（東海村全域及び日立市の一部）に位置する危険物貯蔵施設一覧

施設区分	No.	事業所名	油種	数量(L)	位置が1.4km以内 ○：1.4km以内 ×：1.4km以上
屋外タンク貯蔵所 又は屋外貯蔵所	1				
	2				
	3				
	4				
	5				
	6				
	7				
	8				
	9				
	10				
給油取扱所	1				
	2				
	3				
	4				
	5				
	6				
	7				
	8				
	9				
	10				
	11				
	12				
	13				
	14				
	15				
16					
17					
18					
19					
20					
21					
22					
23					
24					
25					

※：1,400mは、石油コンビナートの大規模な危険物タンク火災を想定した場合の危険距離1,329mから求めた保守的な影響範囲

図 発電所周辺（東海村全域及び日立市の一部）に位置する危険物貯蔵施設

● 燃料輸送車両の火災

- ・ 発電所敷地周辺道路を通行する最大規模の燃料輸送車両の火災に対して、危険距離以上の離隔距離を確保していることを確認

● 燃料輸送船の火災

- ・ LNG基地に入港する最大規模の燃料輸送船の火災に対して、船舶の喫水と水深より、船底が海底とぶつかるためこれ以上進入しない、水深が11mとなる位置で、危険距離以上の離隔距離を確保していることを確認
- ・ 発電所港湾内に入港する最大規模の定期船の火災に対して、危険距離以上の離隔距離を確保していることを確認

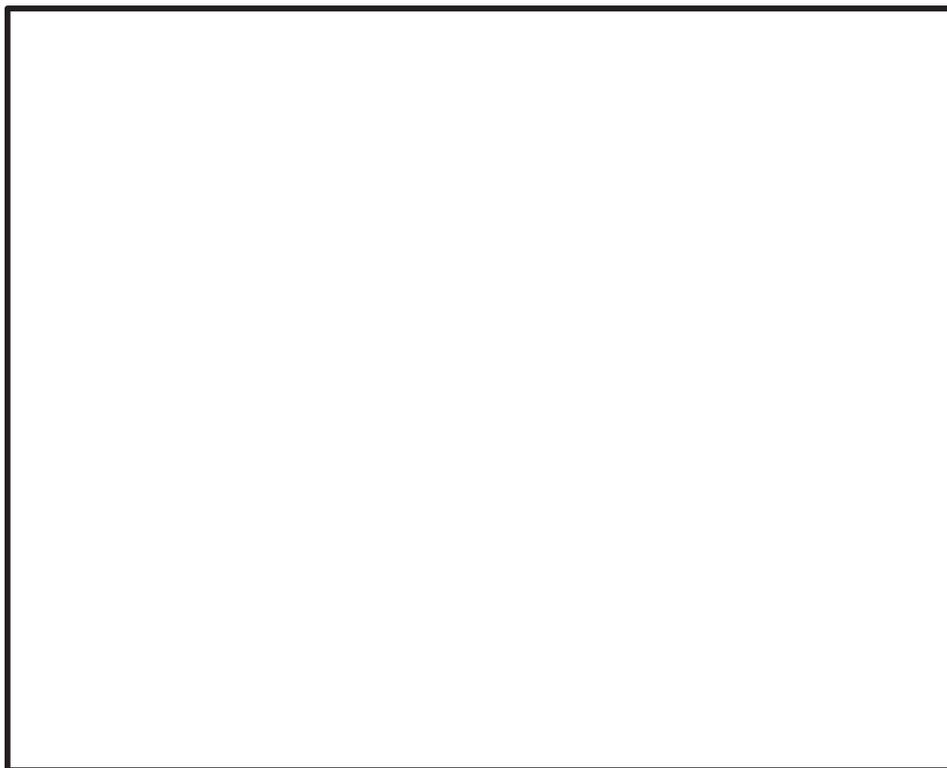


図 評価対象施設と燃料輸送車両の位置関係

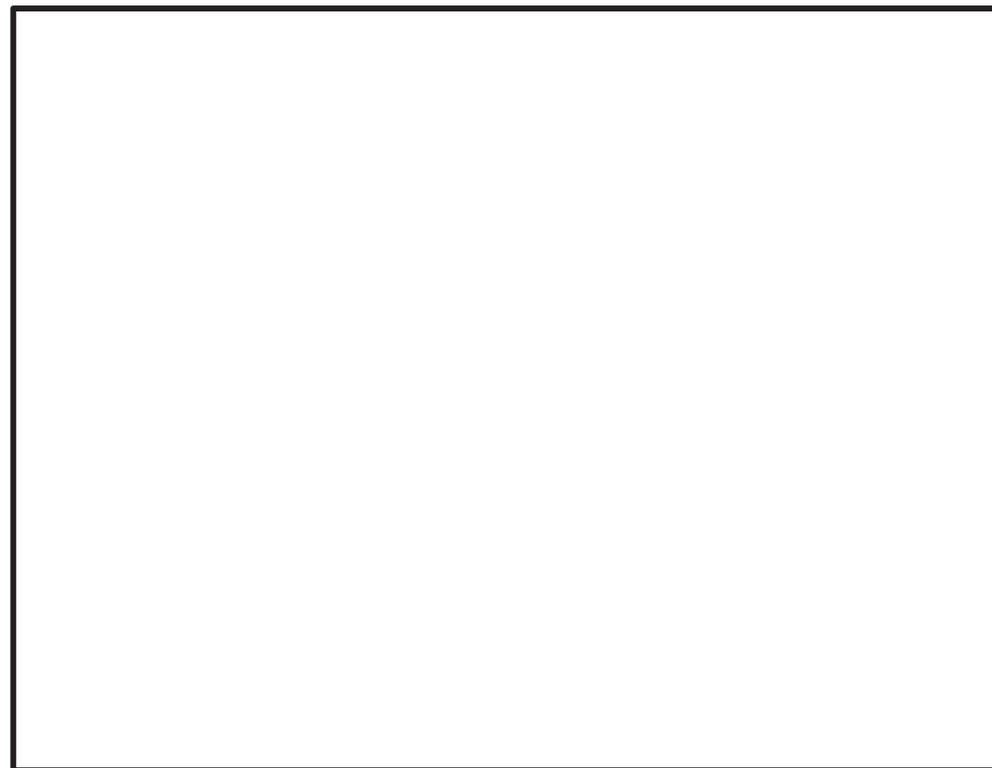


図 評価対象施設と燃料輸送船の位置関係

● 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設の火災

- ・ 発電所敷地内に設置する**危険物貯蔵施設の火災**に対して温度評価結果が許容温度を下回ることを確認
- ・ 施設への火災影響が大きい危険物貯蔵施設については、**地下埋設等の対策を実施**(非常用ディーゼル発電機用軽油タンク及び重油貯蔵タンクの地下埋設化等)

● 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設以外の火災

- ・ 発電所敷地内に設置する**危険物貯蔵施設以外で可燃物を内包する変圧器等の火災**に対して温度評価結果が許容温度を下回ることを確認
- ・ 施設への火災影響が大きい予備変圧器については、**移設を実施**
- ・ 燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、**万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能**である体制であることから、施設への影響はない



図 敷地内に設置する危険物貯蔵施設の位置関係

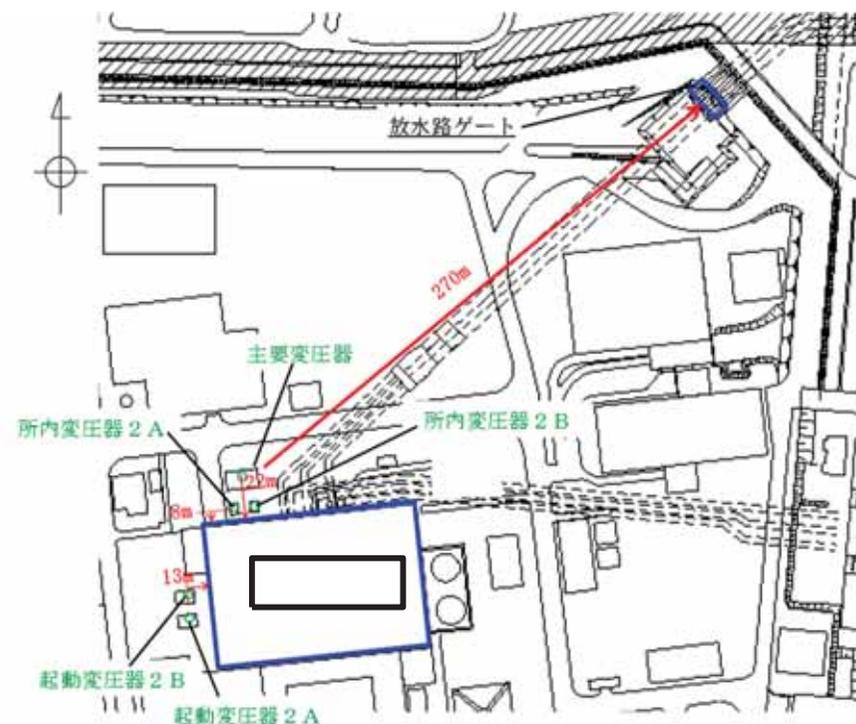


図 危険物貯蔵施設以外の火災源の位置関係

- 過去の国内における航空機落下事故の実績をもとに航空機落下確率評価を実施し、**航空機の衝突を設計上考慮するかどうかの判断基準である 10^{-7} 回／炉・年以下であることを確認**
- なお、使用済燃料乾式貯蔵建屋の安全機能については、**以下の理由から、使用済燃料乾式貯蔵建屋単独で評価を実施**
 - 東海第二発電所の**他の原子炉施設と安全機能が独立していること**
 - 東海第二発電所の**他の原子炉施設と設置場所が隔離されていること**



評価対象施設

航空機落下確率評価結果

(単位: 回／炉・年)

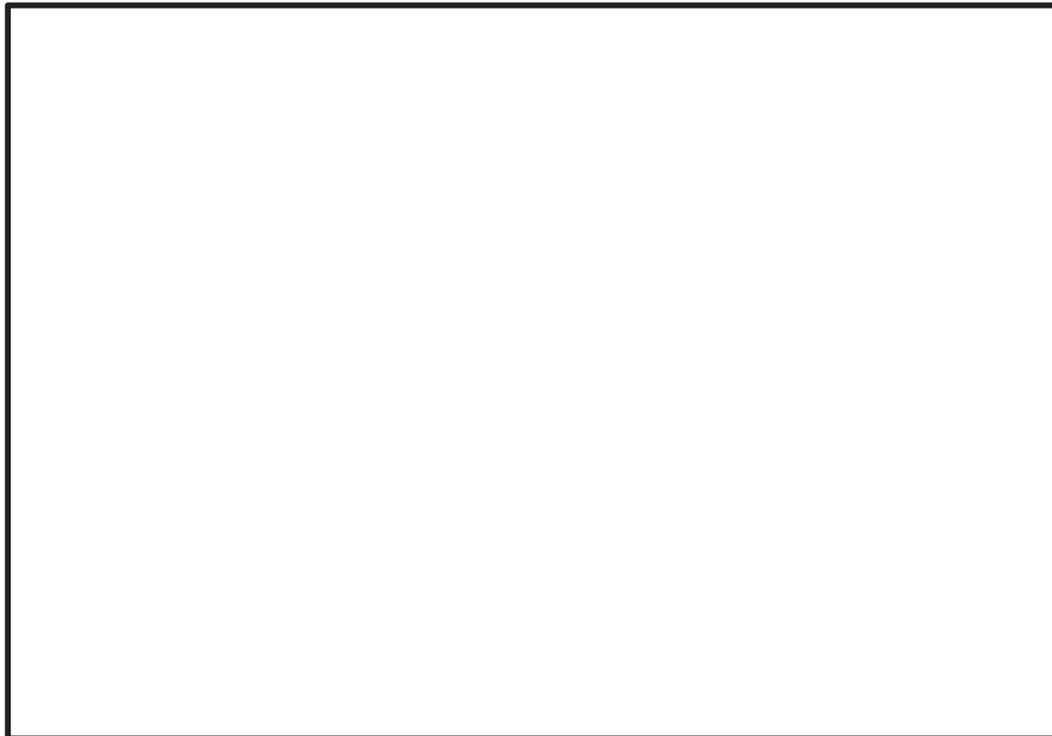
	1)計器飛行方式民間航空機の落下事故		2)有視界飛行方式民間航空機の落下事故	3)自衛隊機又は米軍機の落下事故		合 計
	①飛行場での離着陸時における落下事故	②航空路を巡航中の落下事故		①訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故	②基地－訓練空域間往復時の落下事故	
発電用原子炉施設 (使用済燃料乾式貯蔵建屋を除く。)	約 3.98×10^{-9}	約 5.93×10^{-11}	約 1.37×10^{-8}	約 2.56×10^{-8}	約 4.14×10^{-8}	約 8.5×10^{-8}
使用済燃料乾式貯蔵建屋	約 1.80×10^{-9}	約 4.30×10^{-11}	約 9.95×10^{-9}	約 1.86×10^{-8}	約 3.00×10^{-8}	約 6.1×10^{-8}

※ 使用済燃料乾式貯蔵建屋の実際の面積(水平面積:約0.0014km², 投影面積:約0.0019km²)は0.01km²未満であるが、航空機落下確率の評価基準に従い、保守的に標的面積を0.01km²として評価している。
 このため、使用済燃料乾式貯蔵建屋の航空機落下確率については、実態より大きな確率値として評価されており、結果として発電用原子炉施設(水平面積:約0.0138km², 投影面積:約0.0221km²)の航空機落下確率と近い値になっている。

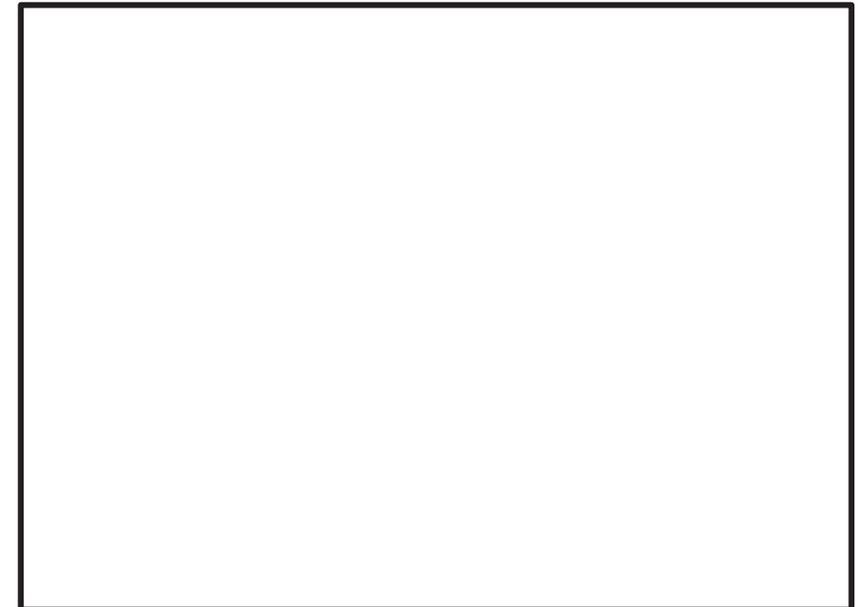
- ・ 航空機墜落による火災の温度評価が最も厳しくなるカテゴリは、**自衛隊機又は米軍機の「基地-訓練空域間往復時」**で、機種は**F-15**であることを特定
- ・ 航空機落下確率評価をもとに、**想定する航空機墜落によって発生する火災に対して温度評価結果が許容温度を下回ることを確認**
- ・ **敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落火災との重畳に対しても温度評価結果は許容温度を下回ることを確認**
- ・ 具体的な評価結果について次頁より示す。



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する
発電用原子炉施設(使用済燃料乾式貯蔵建屋を除く。)の離隔距離

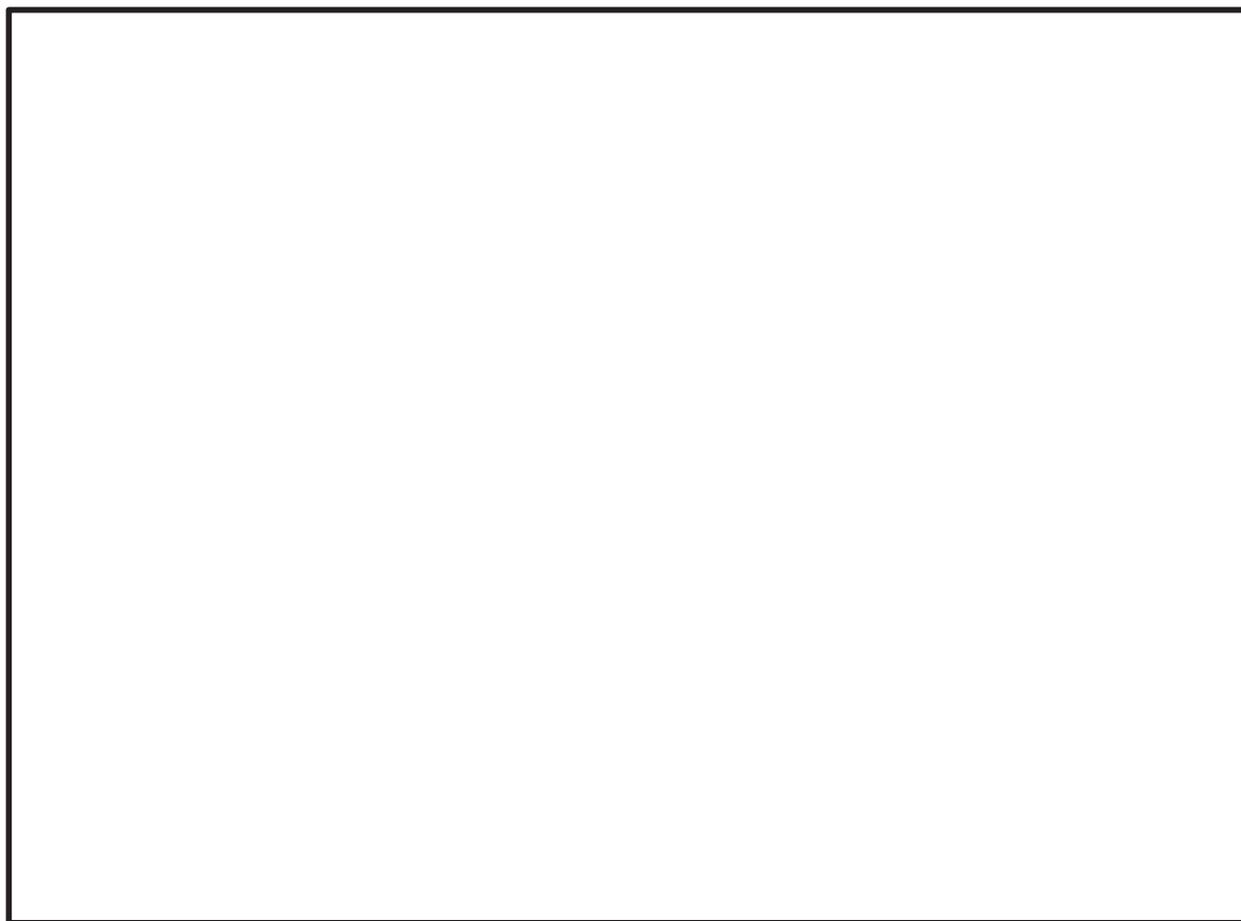


重畳評価で想定する火災源の位置関係



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する
使用済燃料乾式貯蔵建屋の離隔距離

○発電所敷地内への落下を想定する航空機の各機種について、落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)以上になる範囲を設定し、火災により建屋への影響が最も厳しくなる地点(離隔距離)で火災が生じた場合の、使用済燃料乾式貯蔵建屋の壁面の温度上昇を評価した。

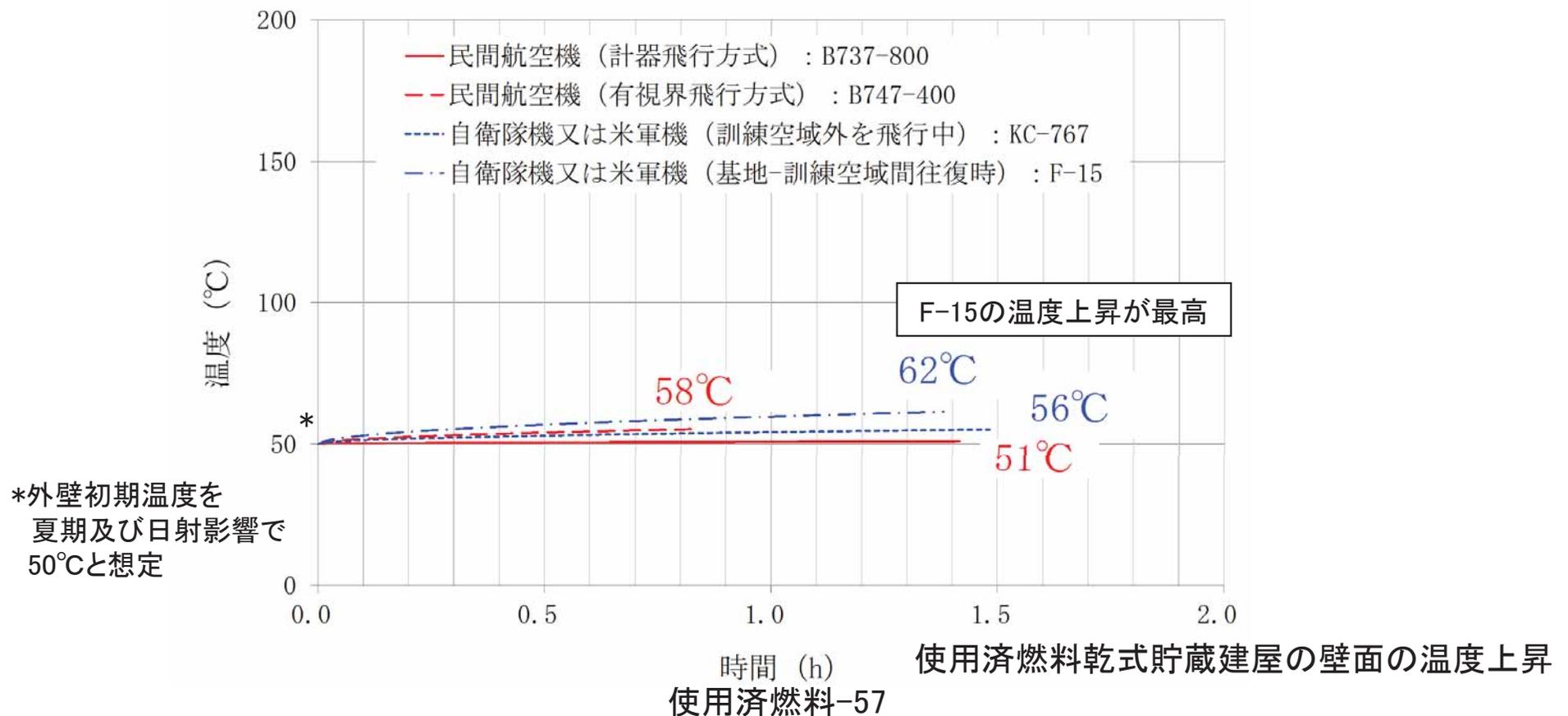


航空機機種	離隔距離(m)
B737-800	393
B747-400	372
Do228-200	175
KC-767	355
F-15	78

使用済燃料乾式貯蔵建屋と火災発生点の離隔(F-15の場合)

- 使用済燃料乾式貯蔵建屋の外壁表面の温度上昇はわずか(最も高いF-15でも12°Cの上昇)であり、熱伝達による貯蔵建屋内の温度上昇もこの値を下回ると考えられることから、建屋内に設置される使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能の監視設備に影響を与えることはないと判断している。
- 万一、監視設備の機能が損なわれた場合でも、使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能等は維持されることから、航空機火災の消火対応等を行った後に、順次、監視設備の復旧を行う。

- ・最も厳しい結果となるF-15の評価においても、外壁表面における温度上昇はわずか。
- ・外壁表面の温度上昇の速度は遅く、熱伝達による建屋内への熱の移送も緩やかとなることから、入ってきた熱は建屋内の換気により排出され、室温の上昇には殆ど寄与しないと考えられる。



● 目的

発電所敷地への航空機の墜落によって発生する火災が、発電用原子炉施設に影響を及ぼさないことを以下の項目により評価

- (1) 熱影響
- (2) 二次的影響

● 影響評価方法

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド附属書C 原子力発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価について」(以下「評価ガイド」という。)に従い、以下の手順で発電所への影響について評価した。

(i) 航空機落下確率評価

評価条件の違い等を踏まえて設定した落下事故のカテゴリごとに燃料積載量が最大の航空機を選定する。

(ii) 対象航空機を選定

評価条件の違い等を踏まえて設定した落下事故のカテゴリごとに燃料積載量が最大の航空機を選定する。

(iii) 離隔距離の評価

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(内規)」(平成21・06・25原院第1号)の航空機落下確率評価式に基づき、カテゴリごとに落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)に相当する面積を算出し、その結果を用いて評価対象施設に対する離隔距離を算出する。

(iv) 熱影響評価

(ii)で評価した離隔距離を踏まえて原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で航空機の墜落が発生することを想定して温度を評価し、許容温度を下回ることを確認する。

(v) 二次的影響評価

(ii)で評価した離隔距離を踏まえて使用済燃料乾式貯蔵建屋へ熱気流が直接給気口に流入する風速を評価し、水戸地方気象台で観測した過去10年間の最大風速を上回ることを確認する。

● 評価対象施設

・外部火災の影響を評価する必要がある以下の評価対象施設^{※1}の評価を実施

- (1) 原子炉建屋
- (2) 使用済燃料乾式貯蔵建屋
- (3) タービン建屋^{※2}
- (4) 主排気筒
- (5) 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)
- (6) 残留熱除去系海水系ポンプ
- (7) 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプ

・ただし、東海第二発電所の発電用原子炉施設と使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能は独立していることを踏まえ、原子炉施設と使用済燃料乾式貯蔵施設を独立として扱い評価を実施

※1:外部事象防護対象施設は、航空機落下確率評価及び航空機墜落による火災影響評価に置いては、原子力発電所の外部火災影響評価ガイドの基準を踏まえクラス1及びクラス2に属する施設及び安全評価上その機能に期待するクラス3の施設、又はそれらを内包する建屋

※2:タービン建屋内には、PS-2の主蒸気系及びMS-2の放射性気体廃棄物処理系の隔離弁があるため、タービン建屋を評価対象施設として抽出

評価で想定する落下事故のカテゴリ

落下事故のカテゴリ	
1) 計器飛行方式民間航空機	① 飛行場での離着陸時
	② 航空路を巡航中
2) 有視界飛行方式民間航空機	③ 大型機(大型固定翼機及び大型回転翼機)
	④ 小型機(小型固定翼機及び小型回転翼機)
3) 自衛隊機又は米軍機	⑤ 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中
	⑤-1 空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機
	⑤-2 その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機
	⑥ 基地-訓練空域間往復時

(i) 航空機落下確率評価

1)計器飛行方式民間航空機の落下事故

①飛行場での離着陸時における落下事故

$$P_{d,a} = f_{d,a} \cdot N_{d,a} \cdot A \cdot \Phi_{d,a}(r, \theta)$$

$P_{d,a}$: 対象施設への離着陸時の航空機落下確率(回/年)

$f_{d,a} = D_{d,a} / E_{d,a}$: 対象航空機の国内での離着陸時事故率(回/離着陸回)

$D_{d,a}$: 国内での離着陸時事故件数(回)

平成5年～平成24年の国内の離着陸時における事故件数を使用。
離着陸時に1件, 着陸時に3件。

$E_{d,a}$: 国内での離着陸回数(離着陸回)

$N_{d,a}$: 当該飛行場での対象航空機の年間離着陸回数(離着陸回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

$\Phi_{d,a}(r, \theta)$: 離着陸時の事故における落下地点確率分布関数(/km²)

②航空路を巡航中の落下事故

$$P_c = f_c \cdot N_c \cdot A / W$$

P_c : 対象施設への巡航中の航空機落下確率(回/年)

$f_c = G_c / H_c$: 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率(回/(飛行回・km))

G_c : 巡航中事故件数(回)

平成5年～平成24年における国内の航空路を巡航中における事故件数を使用。
事故件数が0件であるため, 0.5件発生したものとして評価。

H_c : 延べ飛行距離(飛行回・km)

N_c : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数(飛行回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

W : 航空路幅(km)

2)有視界飛行方式民間航空機の落下事故

$$P_v = (f_v / S_v) \cdot A \cdot \alpha$$

P_v : 対象施設への航空機落下確率(回/年)

f_v : 単位年当たりの落下事故率(回/年)

平成5年～平成24年における国内の事故件数を使用。
大型固定翼機0件, 大型回転翼機0件, 小型固定翼機35件, 小型回転翼機24件。
大型固定翼機の事故件数は0件であるため, 0.5件発生したものとして評価。

S_v : 全国土面積(km²)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

α : 対象航空機の種類による係数

3)自衛隊機又は米軍機の落下事故

①訓練空域外を飛行中の落下事故

$$P_{so} = f_{so} \cdot A / S_o$$

P_{so} : 訓練空域外での対象施設への航空機落下確率(回/年)

f_{so} : 単位年当たりの訓練空域外落下事故率(回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

S_o : 全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積(km²)



平成5年～平成24年の国内の訓練空域外を飛行中における事故件数を使用。自衛隊機7件, 米軍機5件。

②基地－訓練空域間を往復時の落下事故

$$P_{se} = f_{se} \cdot A / S_{se}$$

P_{se} : 対象施設への航空機落下確率(回/年)

f_{se} : 基地と訓練空域間を往復中の落下事故率(回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

S_{se} : 想定飛行範囲内の面積(km²)



平成5年～平成24年の国内の基地－訓練空域間を往復時における事故件数を使用。自衛隊機5件(米軍基地-訓練空域間を往復時の範囲内に東海第二発電所は含まれないため, 米軍機については対象外)。*

* 自衛隊機の訓練空域, 基地－訓練空域間の想定飛行範囲を別紙(11/11)に記載

<別紙> 航空機墜落による火災の影響評価(4/11)

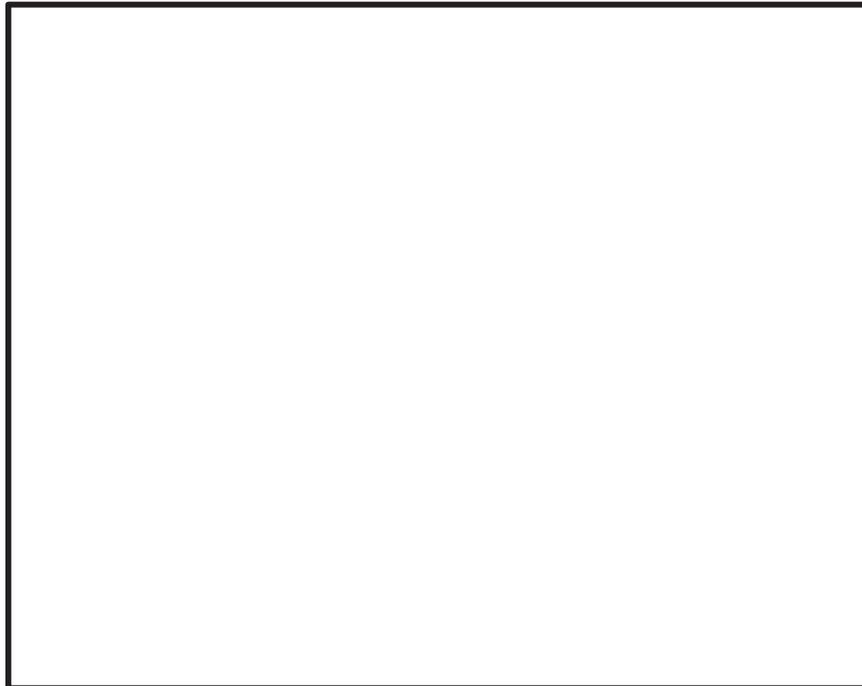


(ii) カテゴリ毎の対象航空機の選定

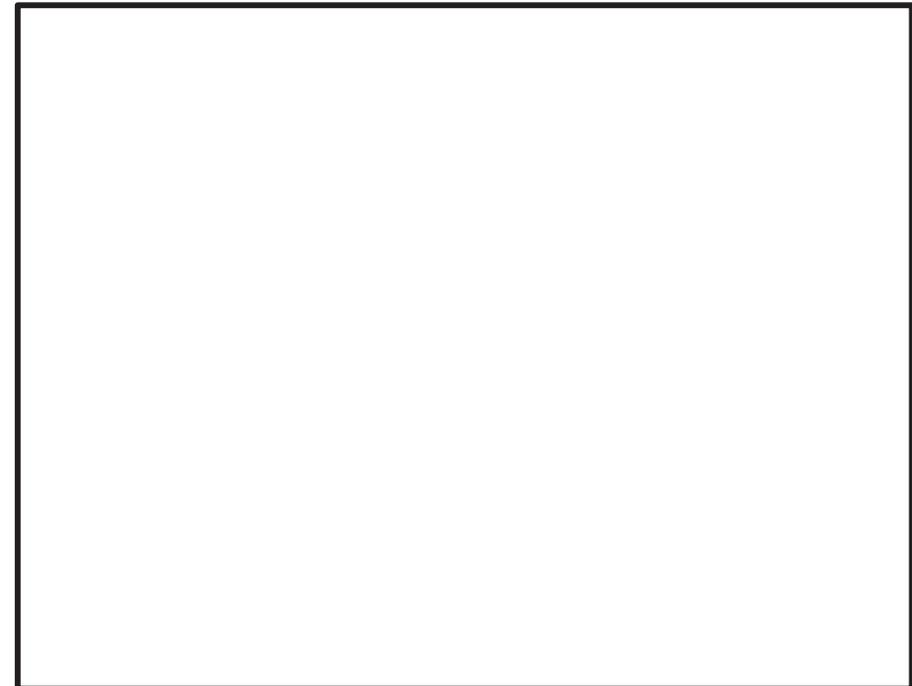
- ・①は、評価対象となる茨城空港の定期便のうち燃料積算量が多い航空機を選定
- ・②は、評価対象航空路を飛行すると考えられる定期便のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・③及び④は、全国の有視界飛行が可能な民間航空機のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑤は、全国の自衛隊機及び米軍機のうち、用途別に燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑥は、評価対象となる百里基地に所属する自衛隊機のうち燃料積載量が最大の航空機を選定

		落下事故のカテゴリ	対象航空機
計器飛行方式 民間航空機		①飛行場での離着陸時	B737-800
		②航空路を巡航時	B747-400
有視界飛行方式 民間航空機		③大型機 (大型固定翼機及び大型回転翼機)	B747-400
		④小型機 (小型固定翼機及び小型回転翼機)	Do228-200
自衛隊機又は 米軍機	⑤訓練空域 外を飛行中	空中給油機等, 高高度での巡航が想定 される大型固定翼機	KC-767
		その他の大型固定翼機, 小型固定翼機及び回転 翼機	F-15
	⑥基地-訓練空域間往復時	F-15	

(iii) カテゴリ別の離隔距離の評価



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する発電用原子炉施設
(使用済燃料乾式貯蔵建屋除く。)の離隔距離



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する
使用済燃料乾式貯蔵建屋の離隔距離

(iv) 熱影響評価

建屋に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)		許容温度(°C)
			原子炉建屋及びタービン建屋	使用済燃料式貯蔵建屋	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	B737-800	53	51	<200
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機及び大型回転翼機)	B747-400	71	58	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等, 高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	64	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	183	

主排気筒に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)	許容温度(°C)
			主排気筒及び放水路ゲート	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	B737-800	52	<325
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機及び大型回転翼機)	B747-400	63	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等, 高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	

非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)	許容温度(°C)
			非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	B737-800	45	<53
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機 及び大型回転翼機)	B747-400	45	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外 を飛行中	空中給油機等, 高高度 での巡航が想定される 大型固定翼機	45	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	

残留熱除去系海水系ポンプに対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)	許容温度(°C)
			残留熱除去系海水系ポンプ	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	B737-800	45	<70
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機 及び大型回転翼機)	B747-400	46	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外 を飛行中	空中給油機等, 高高度 での巡航が想定される 大型固定翼機	46	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	

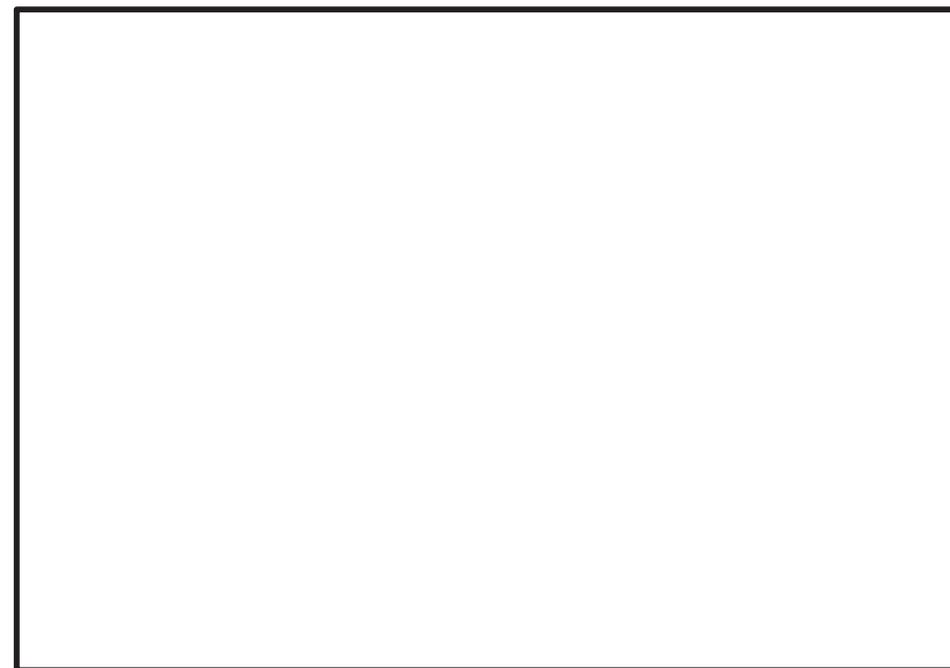
非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプに対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)		
			非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプ	許容温度(°C)	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	B737-800	45	<60	
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機 及び大型回転翼機)	B747-400	45		
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外 を飛行中	空中給油機等, 高高度 での巡航が想定される 大型固定翼機	KC-767		45
	基地-訓練空域間往復時		F-15		51

・航空機墜落火災と敷地内の危険物貯蔵施設等の火災との重畳評価を実施した結果、許容温度を下回ることを確認

重畳火災を想定した温度評価結果

重畳評価の想定ケース	評価対象施設	評価温度(°C)	許容温度(°C)
溶融炉灯油タンク及びF-15	原子炉建屋	196	<200
	タービン建屋	187	
	主排気筒	181	<325
	残留熱除去系海水系ポンプ	59	<70
	非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海ポンプ	51	<60
主要変圧器及びF-15	タービン建屋	195	<200



航空機墜落位置と危険物貯蔵施設等の位置関係

● 航空機火災が発生した場合の初期消火活動

- ・熱影響評価を行った結果、許容温度を下回るため、消火活動等を実施しなくても評価対象施設の防護は可能
- ・航空機燃料火災に対する消火対応のため、空港業務マニュアルをもとに、最大規模の航空機燃料火災にも対応できる量の泡消火薬剤を配備している。

(v) 二次的影響評価

- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下「建屋」という。)においては、ドライキャスクの除熱を自然対流により実施
- ・建屋付近で発生する航空機墜落火災(機種:F-15)を想定し、給気口から熱気流が侵入した場合について評価を実施
- ・建屋は、外部火災により発生する熱気流が周囲の風況の影響により建屋に向かうことが想定されるため、火災源から発生した熱気流が風により直接給気口から流入する事象を想定
- ・火災による熱気流の主軸傾き角より、熱気流が直接給気口に流入する風速を評価した結果、水戸地方気象台で観測した過去10年間の最大風速より大きいことから、熱気流が直接給気口に流入することはなく、ドライキャスクの除熱及び閉じ込め機能の監視に影響はないことを確認

*「火災により発生する上昇気流の風速↑」と「建屋側への横風→」の合成により、熱気流の斜め方向の流れが求められる。建屋に最も近い火災の上昇気流と最大風速の合成値が建屋の給気口高さを上回ることから、熱気流が給気口に流入しないと評価できる。

・火災源と給気口と結ぶ直線の傾きの算出式

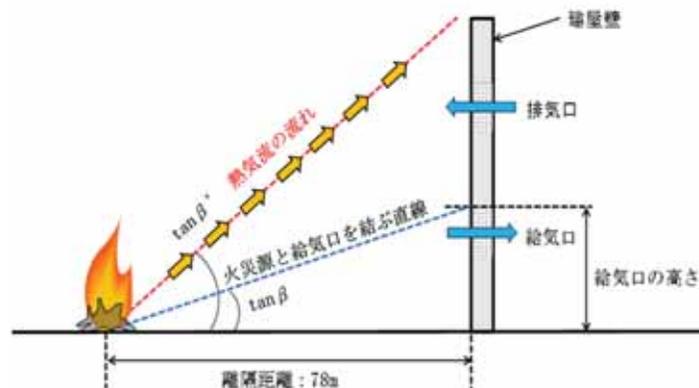
$$\tan \beta = \frac{\text{給気口の高さ}}{\text{火災源から給気口までの水平距離}}$$

・熱源寸法の算出式

$$D = 2 \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

D : 熱源寸法 (m)

S : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積 (44.6m²)



火災源と建屋概略図

・航空機火災の発生熱量の算出式

$$Q = (1 - \chi) \Delta H_{c, \text{eff}} S M$$

Q : 発生熱量 (kW) , χ : 放射分率 (0.05)

$\Delta H_{c, \text{eff}}$: 発熱量 (43,500kJ/kg)

S : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積 (44.6m²)

M : 質量低下速度 (kg/m²/s)

・熱気流が直接給気口に流入する風速の算出式

$$\tan \beta = 0.37 \Lambda^{-9/8} Fr^{0.0975}$$

$$\Lambda = \frac{UD^{1/3}}{(Qg/C_p \rho T_0)^{1/3}}$$

$$Fr = \frac{U}{\sqrt{Dg}}$$

$\tan \beta$: 火災源と給気口を結ぶ直線の傾き (rad)

Λ : 無次元パラメータ, Fr : フルード数 (-)

C_p : 空気比熱 (1.007kJ/kg/K)

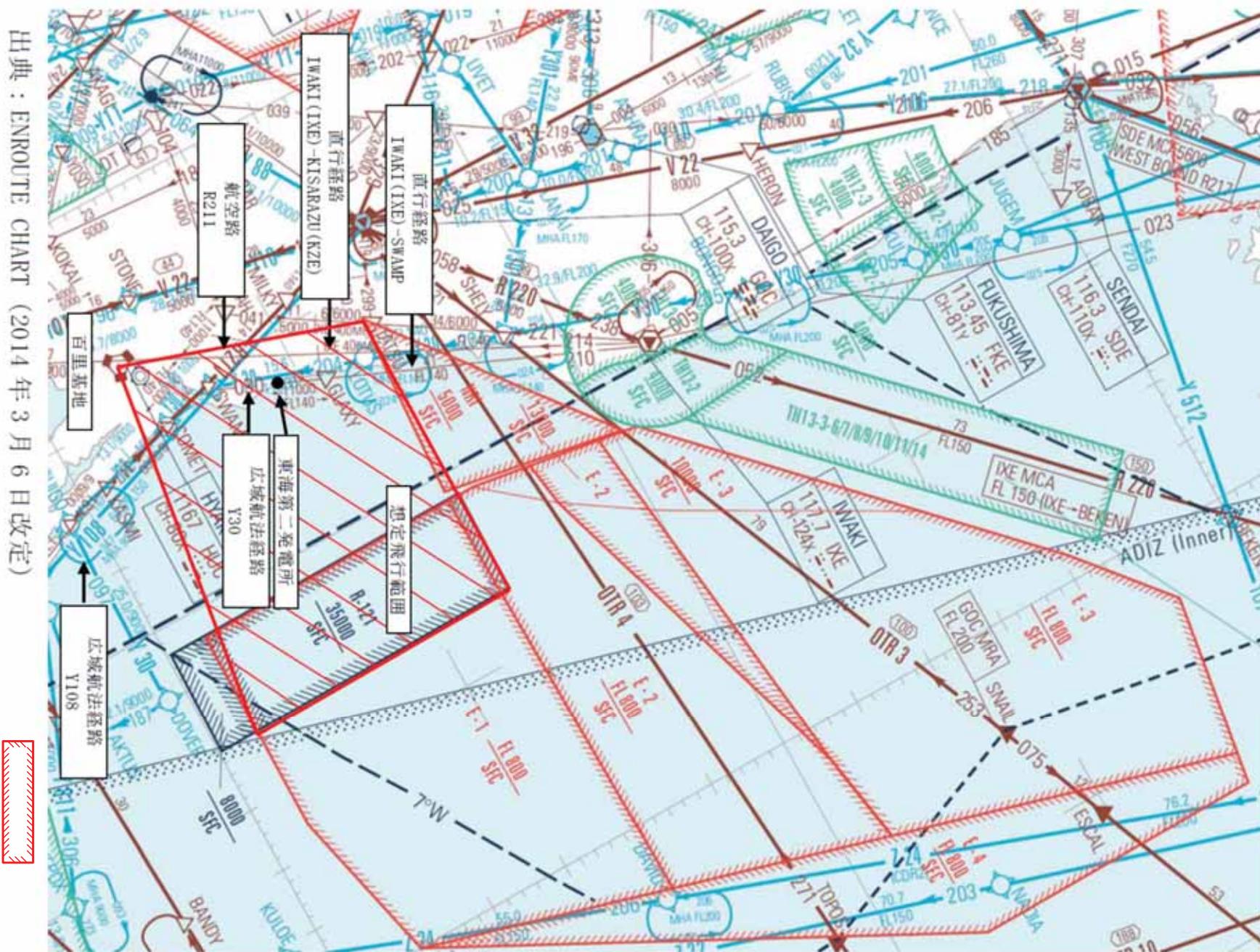
ρ : 空気密度 (1.17kg/m³) , T_0 : 周囲温度 (310K)

D : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積 (44.6m²)

g : 質量低下速度 (kg/m²/s)

熱気流が直接給気口に流入する風速の評価結果

評価対象施設	無次元パラメータ Λ (-)	フルード数 Fr (-)	熱気流が直接開口に 流入する風速 U (m/s)	水戸地方気象台で観測した 過去10年間の 最大風速(m/s)
使用済燃料 乾式貯蔵建屋	3.1	2.5	21.6 ~ 40.1	17.5



エンルートチャート (東海第二発電所付近)

○使用済燃料プールの新規制基準適合性について

新規制基準に基づき、使用済燃料プールは冷却機能や注水機能の強化、プール水位低下時の対応手段を整備している。

要求条文	主な内容	具体的対策
「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(設置許可基準規則)		
<p>第三章 重大事故等対処施設 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 第五十四条</p>	<p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>本文 「4. 事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策」参照</p>

○使用済燃料乾式貯蔵施設の新規制基準適合性について

使用済燃料乾式貯蔵施設については、福島第一原子力発電所事故においても貯蔵する使用済燃料に影響するような安全性の劣化が見られなかったこともあり、新規制基準においても施設固有の要求事項が追加されることはなかった。したがって、他の施設同様、耐震、耐津波にかかる強化を実施している。

要求条文	主な内容	具体的対策
「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(設置許可基準規則)		
第二章 設計基準対象施設 (地震による損傷の防止)第 四条	設計基準対象施設は、 <u>地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</u>	本文 「7. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価結果」, 「8. 使用済燃料乾式貯蔵容器の耐震評価結果」, 「9. 使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の耐震補強」参照
(津波による損傷の防止)第 五条	設計基準対象施設(兼用キャスク及びその周辺施設を除く。)は、その供用中に当該設計基準対象施設に <u>大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)</u> に対して <u>安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</u>	本文 「5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置」, 「10. 津波の影響評価及び対策」参照
(外部からの衝撃による損傷の防止)第六条	安全施設(兼用キャスクを除く。)は、 <u>想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)</u> が <u>発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</u>	本文 「6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性」参照

○今後の使用済燃料の保管方針等について

主な内容	詳細内容
<p> 今後は、当面は使用済燃料プールにより貯蔵保管を継続し、今後、新規制基準適合の工事等が完了し検査に合格した設備を用いて、<u>使用済燃料乾式貯蔵容器に使用済燃料を装荷，貯蔵を行う。</u> </p> <p> また、青森県六ヶ所村の再処理工場や、同県むつ市のリサイクル燃料備蓄センターが事業が開始した以降は、適宜、燃料を発電所外に搬出していく。 </p>	<p> 本文 </p> <p> 「5. 使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 核燃料サイクルにおける使用済燃料乾式貯蔵施設の位置付け」 </p> <p> 「11. 東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵・搬出及び処理方針」参照 </p>

13. 使用済燃料乾式貯蔵容器にて搬出するまでの冷却期間(1/2)

- 使用済燃料プールから使用済燃料を取り出し，使用済燃料乾式貯蔵容器で貯蔵を開始する条件として，燃料の崩壊熱等が一定程度低下する必要がある。
- 具体的には，燃料集合体の種類と平均燃焼度に応じて，以下のとおり最低7年以上の冷却期間を必要としている。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器で貯蔵するのに必要な冷却期間等

燃料集合体	平均燃焼度	発熱量/ 容器	<u>必要冷却期間</u>	評価の内容
① 8 × 8 燃料	33, 000MWd/t		<u>9年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
② 新型 8 × 8 燃料	35, 000MWd/t		<u>7年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
③ 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料	36, 000MWd/t		<u>7年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
④ 高燃焼度 8 × 8 燃料	39, 500MWd/t ^注		<u>7年以上</u>	
⑤ 高燃焼度 8 × 8 燃料	41, 000MWd/t ^注		<u>8年3か月以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用

注：④の燃焼度を上回った燃料は⑤の燃焼度の扱いとする。

* 1: 日立造船製 乾式貯蔵容器
* 2: 東芝, 日立製 乾式貯蔵容器

○使用済燃料乾式貯蔵容器の設計基準は以下のとおりとなっており，前述の必要冷却期間を確保することで，線量及び発熱に関する設計基準を満たすことを確認している。

① 【線 量】

- ・ 貯蔵容器表面の線量率 2mSv/h 以下及び貯蔵容器表面から 1m の線量率が $100\ \mu\text{Sv/h}$ 以下であること*

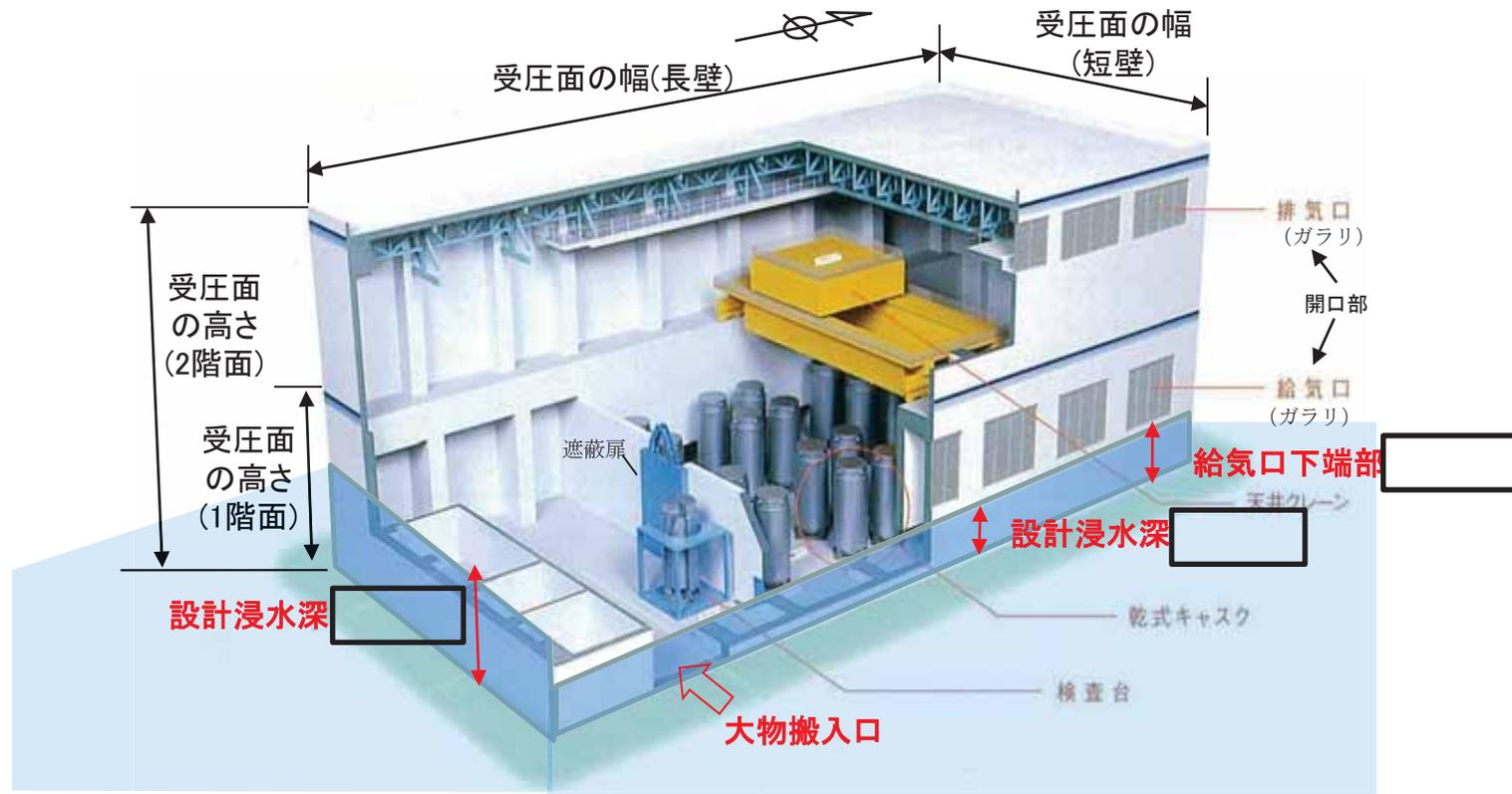
*事業所内運搬に係る法令「实用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」
(昭和53年 通商産業省令第77号)第13条に基づく

② 【発 熱】

- ・ 放射線の遮へい機能が確保される中性子及びガンマ線の遮へい材の温度の設計基準（上限値）として，
レジンの温度 149°C ，鉛の温度 327°C
- ・ 使用済燃料被覆管の健全性が維持される温度の設計基準（上限値）として，
使用済燃料の被覆管の累積クリープ量が 1% 以下となる，バスケット温度 300°C

14. 敷地遡上津波時の使用済燃料乾式貯蔵容器水没時の健全性確保(1/3)

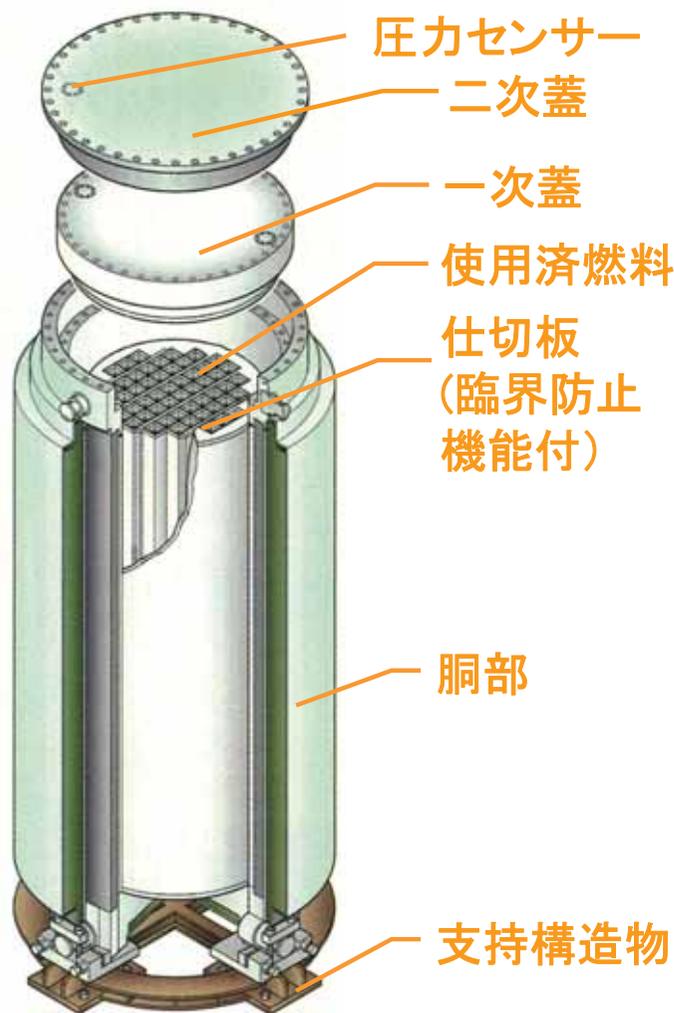
- 防潮堤を超え敷地に遡上する津波の発生を想定した場合の使用済燃料乾式貯蔵建屋外壁の津波による応力評価において、**建屋の長壁側では設計浸水深 を想定している**。この時に開口部となる給気口の高さは あるため、給気口からは海水は浸水しないと考えられるが、同じ長壁側にある**大物搬入口の扉の隙間等から浸水する可能性がある**。
- また、**建屋の短壁側では設計浸水深 を想定している**ことから、この津波が貯蔵建屋内へ浸水し、床面から 高さまでの浸水深を想定すると、高さ約 である貯蔵容器は水没すると考えられる。



敷地に遡上する津波による使用済燃料乾式貯蔵建屋の応力評価の浸水想定

○貯蔵容器が水没した場合を想定しても、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する**4つの安全機能**のうち、**除熱機能、遮蔽機能及び臨界防止機能は影響を受けないと判断**できる。

○一方で、**閉じ込め機能**については、**水没により蓋部に外部から水圧がかかるため**、次頁のとおり検討し、**機能維持に問題ないと判断**している。

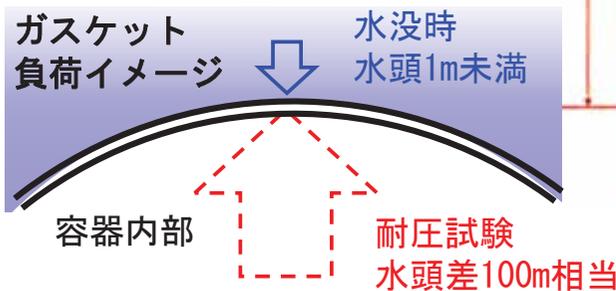
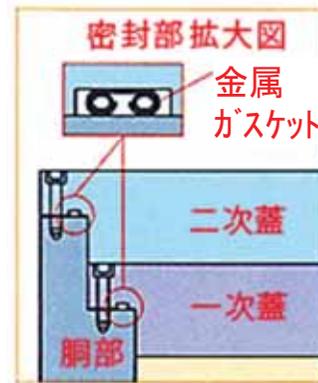
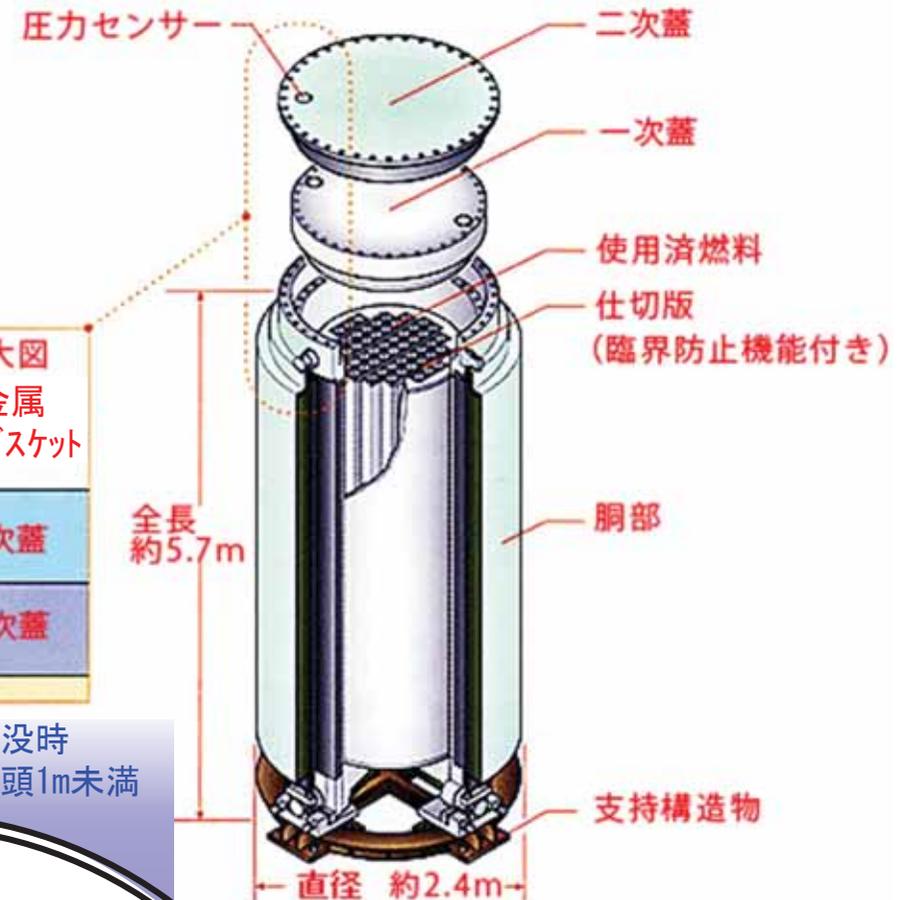


貯蔵容器概略図

使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能	貯蔵容器水没時影響
<p>1. 除熱機能 貯蔵施設には、給・排気口を設けて、外部から取り入れた空気の自然対流により冷却</p>	<p>○ 比熱の大きい水に直接接触れることで除熱機能は向上する方向</p>
<p>2. 閉じ込め機能 蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封</p>	<p>○ 水没時に貯蔵容器の閉じ込め機能が損なわれないことを確認(次頁)</p>
<p>3. 遮蔽機能 ステンレス鋼、鉛、レジン(合成樹脂)及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽</p>	<p>○ 水没時も遮蔽材に変化は生じない</p>
<p>4. 臨界防止機能 バスケット内の仕切板に、ほう素を添加したアルミニウム合金製の板(中性子吸収材)を設置</p>	<p>○ 水没時も中性子吸収材に変化は生じない</p>

貯蔵容器水没時の閉じ込め機能維持の確認

- 貯蔵容器は最高使用圧力1.0MPaで設計しており、容器の内圧を高めた1次蓋の耐圧試験を行い、内外圧力差1.0MPaまで耐えられることを実機で確認している。このことから、蓋の金属ガスケット部は水頭差で約100m相当まで密封機能を維持できる。
- 津波による貯蔵容器の水没時は外圧が高い状態となるが、金属ガスケットにかかる応力は耐圧試験と同じく円周方向に垂直であり、実機が約100m相当の水頭差まで機能維持できると比べて、水没時に金属ガスケットにかかる水頭は1m未満であることから、貯蔵容器の水没時も閉じ込め機能に影響はないと判断している。
- また、建屋内への津波浸水により監視設備は機能喪失する可能性が高いことから、事象収束後に監視設備の復旧を行うこととする。



- ・貯蔵容器本体を堅固な構造とし蓋部以外には開口部を設けず、蓋部は二重蓋構造(一次蓋, 二次蓋)
- ・蓋及び蓋貫通孔のガスケット部には長期間にわたって密封機能を維持する観点から耐熱性, 耐食性を有し耐久性の高い金属ガスケットを使用
- ・貯蔵容器内部は負圧とし、蓋間空間(一次蓋と二次蓋の間)は正圧にして、貯蔵容器内部から外部に漏えいし難いよう圧力障壁を設定

東海第二発電所

事故対応基盤について(監視測定設備への対応) (改訂版)

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3. 監視測定設備の主要な変更	5
4. まとめ	18

補足説明資料 事故対応基盤について(監視測定設備への対応)

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な放射性物質の放出

電源喪失に伴いモニタリング・ポストが機能喪失したため, 連続的な放射線監視ができず, モニタリングカー等を用いた人による代替測定のみで対応する必要があった。

電源喪失に伴い気象観測設備が喪失したため, 連続的な監視ができず, 代替値(福島第二原子力発電所データ等)を使用する必要があった。

モニタリング・ポストの電源強化

放射線量の測定機能強化

放射性物質の濃度の測定機能強化

海上モニタリングの追加

モニタリング・ポスト等のバックグラウンド低減対策の整備

気象観測項目の測定機能強化

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



対策方針	従来の対策	新たな対策	備考
モニタリング・ポストの電源強化	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用電源設備又は無停電電源装置による給電 	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)の機能喪失に備えて、代替交流電源設備(常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備)による給電を追加 	新規
放射線量の測定機能強化	<ul style="list-style-type: none"> ● モニタリング・ポストによる測定 	<ul style="list-style-type: none"> ● モニタリング・ポストが機能喪失した場合の代替措置として、可搬型モニタリング・ポストを追加 ● モニタリング・ポストが設置されていない海側等へ配備する可搬型モニタリング・ポストを追加 	新規
放射性物質の濃度の測定機能強化	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射能観測車(モニタリングカー)による測定 	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射能観測車が機能喪失した場合の代替措置として、可搬型放射能測定装置(β線サーベイメータ等)を追加 	新規
海上モニタリングの追加	/	<ul style="list-style-type: none"> ● 発電所の周辺海域のモニタリングのため、小型船舶等を追加 	新規
モニタリング・ポスト等のバックグラウンド低減対策の整備	/	<ul style="list-style-type: none"> ● 事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポスト等によるモニタリングができなくなることを避けるため、検出器保護カバー等を用いたバックグラウンド低減対策を追加 	新規
気象観測項目の測定機能強化	<ul style="list-style-type: none"> ● 気象観測設備による測定 	<ul style="list-style-type: none"> ● 気象観測設備が機能喪失した場合の代替措置として、可搬型気象観測設備を追加 	新規

■ モニタリング・ポストの電源（無停電電源装置（既存設備）, 代替交流電源設備）

モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置により、電源切替時の短時間の停電（12時間）時に電源を供給することができる。また、従来の電源（外部電源、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機））に加え、これらの電源設備からの給電が喪失した場合でも、代替交流電源設備から7日間に渡り給電が可能な設計とする。



無停電電源装置

代替交流電源設備



常設代替交流電源設備



可搬型代替交流電源設備

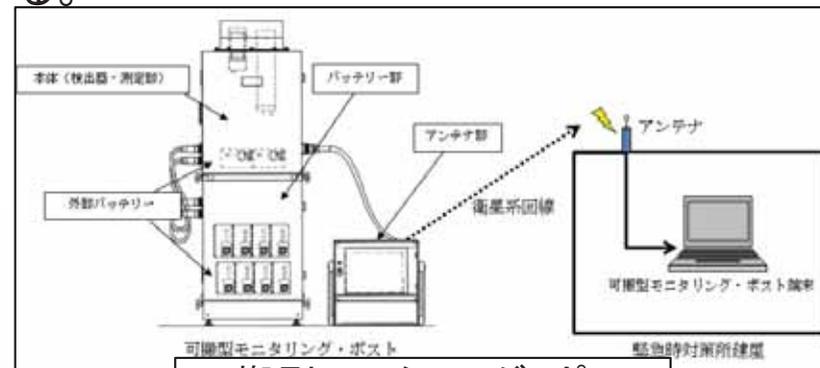
3. 監視測定設備の主要な変更 (2/13)

- 放射線量の測定(モニタリング・ポスト(既存設備), **可搬型モニタリング・ポスト**)
 モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、可搬型モニタリング・ポストにより**放射線量の代替測定**を行う。また、モニタリング・ポストの設置されていない**海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し**、放射線量を測定する。なお、可搬型モニタリング・ポストは、原子炉建屋から放出される放射性物質を監視できるよう**原子炉建屋を中心とした8方位に設置する**。



モニタリング・ポスト(既存設備)

機能喪失時に代替測定



可搬型モニタリング・ポスト

- モニタリング・ポスト
- 可搬型モニタリング・ポスト設置場所
- 可搬型モニタリング・ポスト保管場所



※現場の状況により、原子炉建屋からの放射線量が変わらない場所に設置場所を変更する。

可搬型モニタリング・ポストによる代替測定

可搬型モニタリング・ポスト仕様

- ・種類 :
 NaI(Tl)シンチレーション式検出器
 半導体式検出器
- ・計測範囲 : B.G.~10⁹nG/h
- ・台数 : 10(予備2)
- ・伝送方式 : 衛星系回線

可搬型モニタリング・ポストによる監視強化

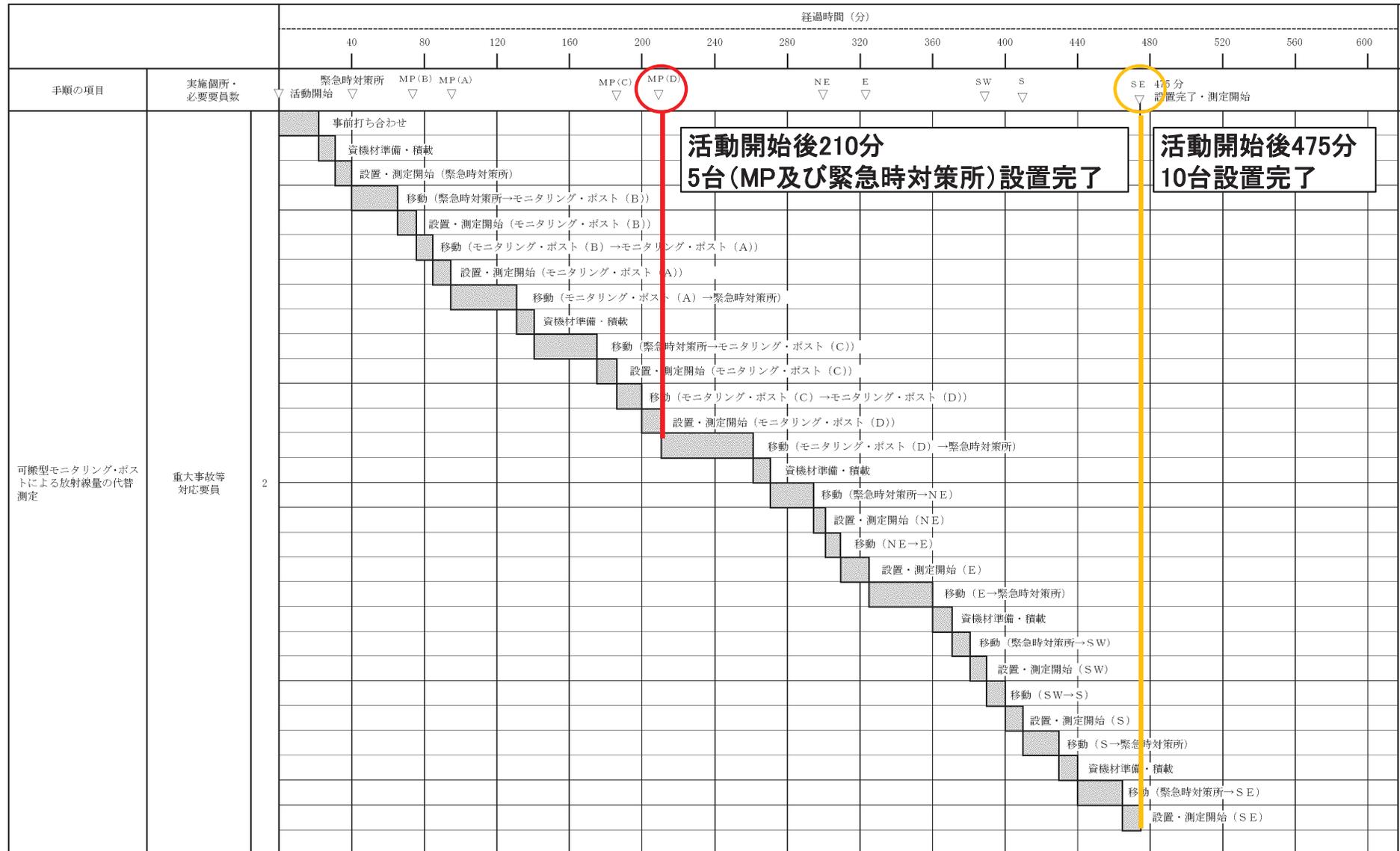
3. 監視測定設備の主要な変更 (3/13)



■ 可搬型モニタリング・ポストの設置に必要な要員数・設置時間

要員数: 2名

設置時間: 475分以内(可搬型モニタリング・ポスト10台設置した場合)



■ 設置時間の妥当性

本作業は、事故収束に直接関わらないため、設置に係る制限時間は無いが、例えばプルームの放出が想定される事故シーケンス（格納容器ベント：事故発生後約19時間）※が発生した場合でも**十分な余裕を確保しており、プルームの検知が可能**である。

※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

■ 放射線防護具の着用

可搬型モニタリング・ポストの設置や現場での指示値確認を行う際は、**必要な防護服を着用**して実施する。

■ 平日／夜間休日の対応

平日：**放射線管理班4名（現場要員）のうち2名が、可搬型モニタリング・ポストを設置**する。また、残りの2名が、可搬型気象観測設備を設置する。

夜間休日：**発電所構内に待機する放射線管理班2名が下記の順番で設置**する。

なお、残りの2名が発電所に参集した後は、4名で分担して実施する。

①**可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所付近に設置する1台）**※

②**可搬型気象観測設備** ③**残りの可搬型モニタリング・ポスト**

※緊急時対策所の正圧化判断に使用するため優先的に設置する。

なお、状況を踏まえ、放射線管理班長が作業の優先度を変更する場合がある。

■ 可搬型モニタリング・ポストの電源

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリーにより**6日間以上連続で測定可能**である。また、6日後からは、予備の外部バッテリーと交換することにより測定を継続して行う。

■ 可搬型モニタリング・ポストの通信機能喪失時の対応

可搬型モニタリング・ポストの通信機能（アンテナ部）が故障した場合は、予備機を設置し、測定を行う。

通信衛星の接続不良等により衛星系回線が使用できない場合は、現場にて本体の指示値を確認する。

上記の対応により、**通信機能が喪失した場合でも、測定を継続して行うことが可能**である。

■ 可搬型モニタリング・ポストの保管場所

可搬型モニタリング・ポストは、**地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難い緊急時対策所建屋内に保管**する。

3. 監視測定設備の主要な変更 (6/13)

- 放射性物質の濃度の測定(放射能観測車(既存設備), **可搬型放射能測定装置**)
放射能観測車が機能喪失した場合は, β 線サーベイメータ等の可搬型放射能測定装置により, **空気中の放射性物質の濃度の代替測定**を行う。また, 可搬型放射能測定装置により, **土壌中や水中の放射性物質の濃度を測定**する。

配備する可搬型放射能測定装置

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ
- ・ β 線サーベイメータ
- ・NaIシンチレーションサーベイメータ
- ・ZnSシンチレーションサーベイメータ

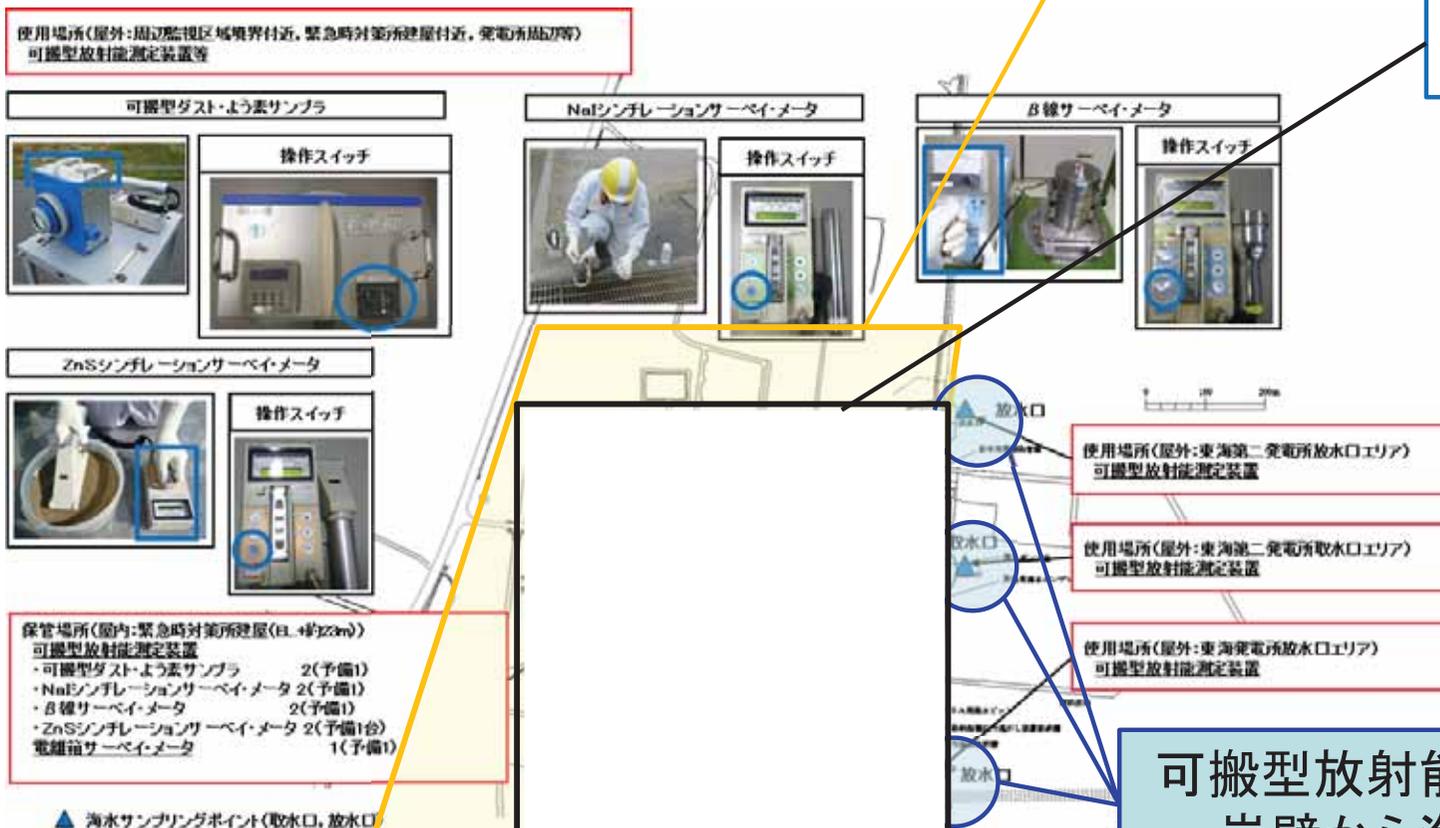
可搬型放射能測定装置による
空気, 土壌の試料採取・測定

放射能観測車保管場所※
(屋外(T.P.+約8m))

放射能観測車

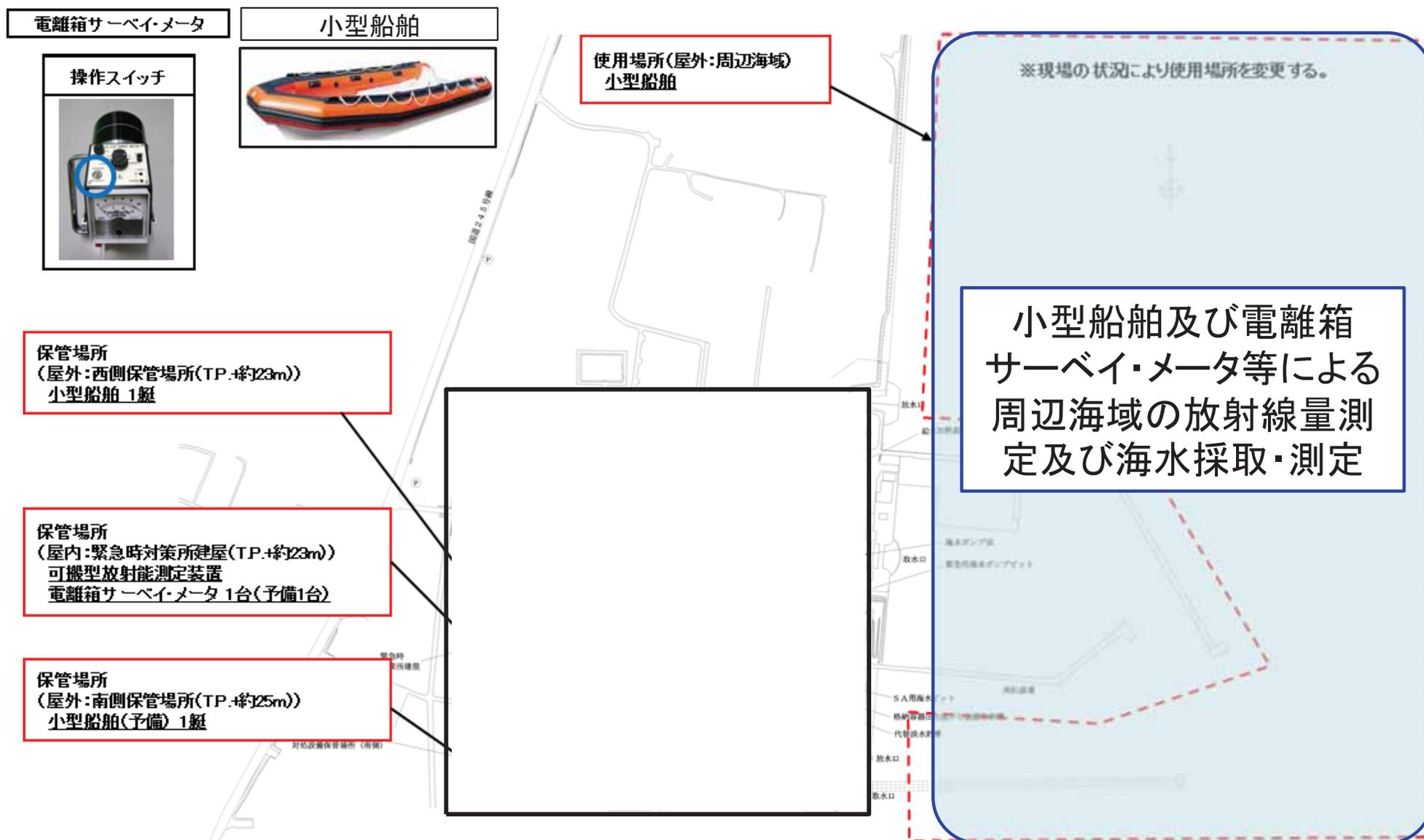
※周辺監視区域境界付近
等における放射性物質の
濃度の測定に用いるため、
周辺監視区域境界付近
へのアクセス性を考慮し、
防潮堤内のうち正門に近い
場所を選定した。

可搬型放射能測定装置による
岸壁から海水採取・測定



■ 海上モニタリング(小型船舶等)

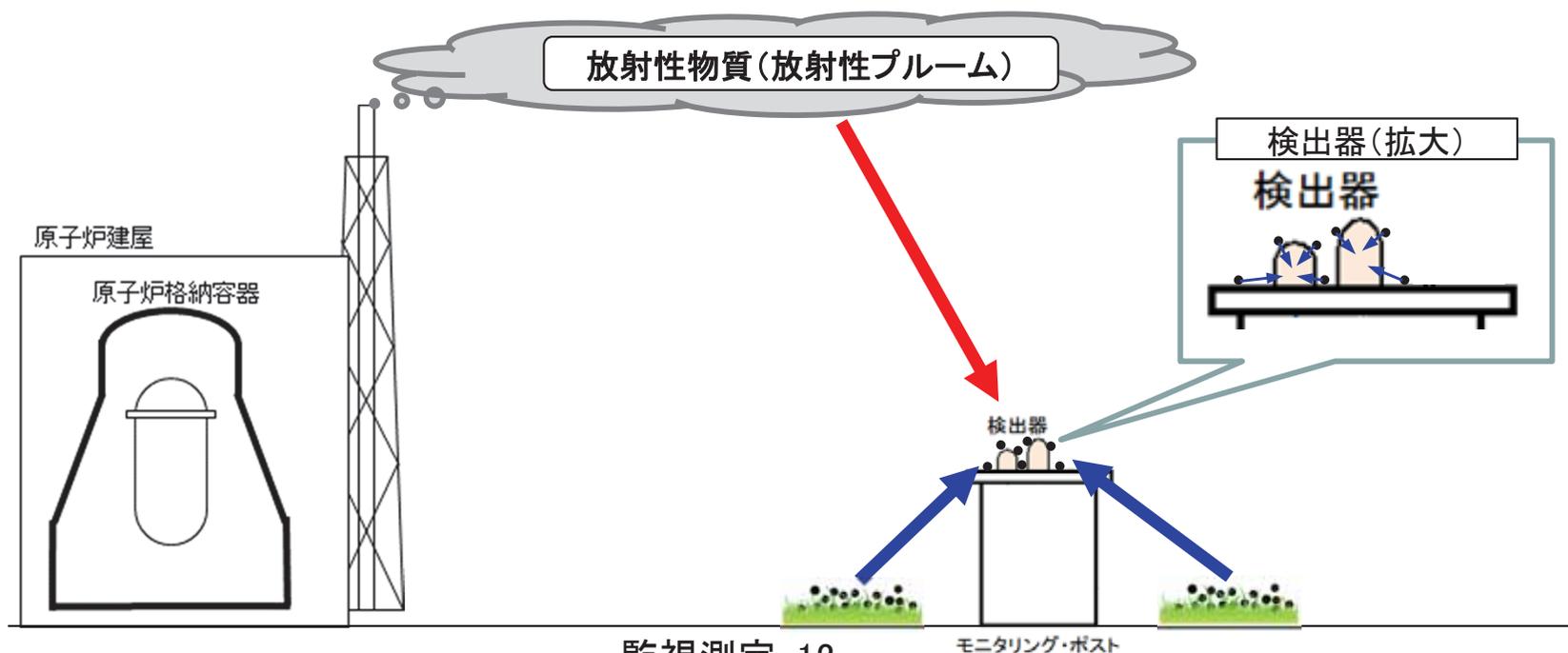
海上モニタリングとして、小型船舶により発電所の周辺海域を航行し、電離箱サーベイメータ等を用いて放射線量の測定及び海水採取・測定を行う。



■ バックグラウンド低減対策(検出器保護カバー等)

モニタリング・ポスト等の周辺や検出器が放射性物質により汚染した場合、それらの放射性物質から放出される放射線(下図の青線)が検出器へ多く入射し(=バックグラウンドが高い)、発電所から放出される放射性物質(放射性プルーム)からの放射線(下図の赤線)の検知が難しくなるため、下記の資機材を用いてバックグラウンド低減対策を行う。

- 検出器保護カバー(モニタリング・ポスト)
- 養生シート(可搬型モニタリング・ポスト)
- 遮蔽材(可搬型放射能測定装置)



■ バックグラウンド低減対策（検出器保護カバー等）

【モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策】

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、災害対策本部長代理がモニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

b. 操作手順

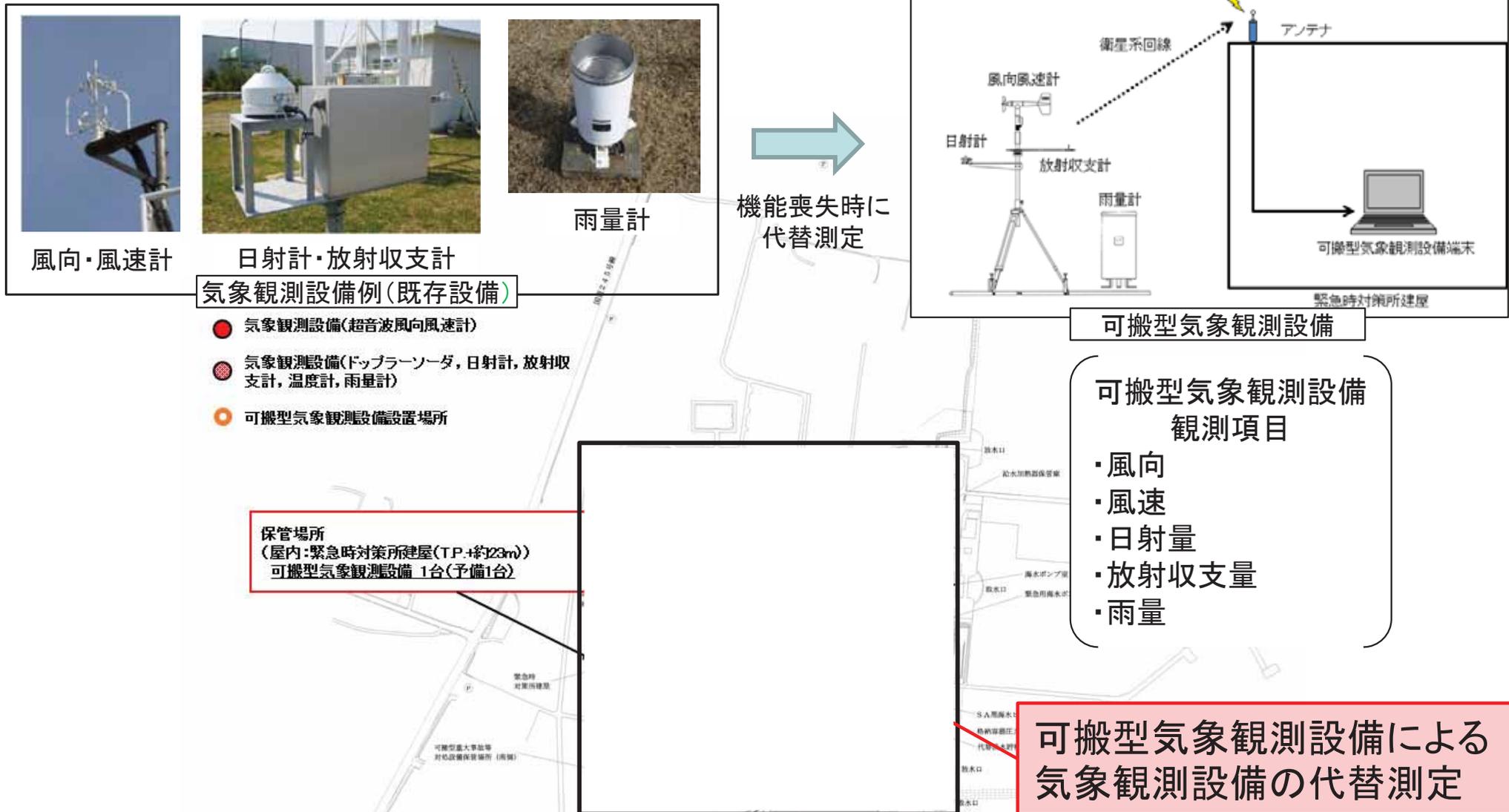
- ①災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。
- ②重大事故等対応要員は、車両等によりモニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③重大事故等対応要員は、モニタリング・ポスト周辺汚染を確認した場合、必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。



3. 監視測定設備の主要な変更 (10/13)

■ 気象観測項目の測定(気象観測設備(既存設備), **可搬型気象観測設備**)

気象観測設備が機能喪失した場合は, 可搬型気象観測設備により**気象観測項目(風向, 風速, その他の気象条件)**の代替測定を行う。



※現場の状況により設置場所を変更する。

3. 監視測定設備の主要な変更 (11 / 13)



■ 可搬型気象観測設備の設置に必要な要員数・設置時間

要員数: 2名

設置時間: 80分以内

		経過時間 (分)																
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
手順の項目	実施個所・必要要員数	▽ 活動開始																
可搬型気象観測設備による代替測定	重大事故等対応要員	2	事前打ち合わせ															
			資機材準備・積載															
			移動 (緊急時対策所→気象観測設備設置場所)															
			設置・測定開始															

80分 配置完了, 測定開始

活動開始後80分 設置完了

■ 設置時間の妥当性

本作業は、事故収束に直接関わらないため、設置に係る制限時間は無いが、例えばプルームの放出が想定される事故シーケンス（格納容器ベント：事故発生後約19時間）※が発生した場合でも**十分な余裕を確保しており、プルームの検知が可能である。**

※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

■ 放射線防護具の着用

可搬型気象観測設備の設置や現場での指示値確認を行う際は、**必要な防護服を着用して実施する。**

■ 平日／夜間休日の対応

平日：**放射線管理班4名（現場要員）のうち2名が、可搬型気象観測設備を設置する。また、残りの2名が、可搬型モニタリング・ポストを設置する。**

夜間休日：**発電所構内に待機する放射線管理班2名が下記の順番で設置する。**

なお、残りの2名が発電所に参集した後は、4名で分担して実施する。

①可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所付近に設置する1台）※

②可搬型気象観測設備 ③残りの可搬型モニタリング・ポスト

※緊急時対策所の正圧化判断に使用するため優先的に設置する。

なお、状況を踏まえ、放射線管理班長が作業の優先度を変更する場合がある。

■ 可搬型気象観測設備の電源

可搬型気象観測設備は、外部バッテリーにより**2日間以上連続で測定可能**である。また、2日後からは、予備の外部バッテリーと交換することにより測定を継続して行う。

■ 可搬型気象観測設備の通信機能喪失時の対応

可搬型気象観測設備の通信機能（アンテナ部）が故障した場合は、予備機を設置し、測定を行う。

通信衛星の接続不良等により衛星系回線が使用できない場合は、現場にて本体の指示値を確認する。

上記の対応により、**通信機能が喪失した場合でも、測定を継続して行うことが可能**である。

■ 可搬型気象観測設備の保管場所

可搬型気象観測設備は、**地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難い緊急時対策所建屋内に保管**する。

- ◆ 代替交流電源設備の追加により、非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合でもモニタリング・ポストへの給電が可能
- ◆ 可搬型モニタリング・ポストの追加により、モニタリング・ポストが機能喪失した場合でも、放射線量の代替測定が可能
- ◆ 可搬型放射能測定装置の追加により、放射能観測車が機能喪失した場合でも、空气中、土壌中及び水中の放射性物質濃度の測定が可能
- ◆ 可搬型気象観測設備の追加により、気象観測設備が機能喪失した場合でも、風向、風速等の気象観測の代替測定が可能
- ◆ 小型船舶等により、発電所の周辺海域における海上モニタリング（放射線量の測定の追加、海水取水・測定）が可能
- ◆ 検出器保護カバー等の資機材及び対策手順の追加により、モニタリング・ポスト等が汚染した場合のバックグラウンド低減が可能
- ◆ これらの対策により、重大事故等が発生した場合の放射線監視等のモニタリング機能を確保できる。

(補足説明資料 事故対応基盤について(監視測定設備への対応))

補足説明資料 目 次

1. 可搬型放射能測定装置の仕様	21
2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び 放出された放射性物質の遠隔監視	22
3. 平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び 環境放射線モニタリング	25

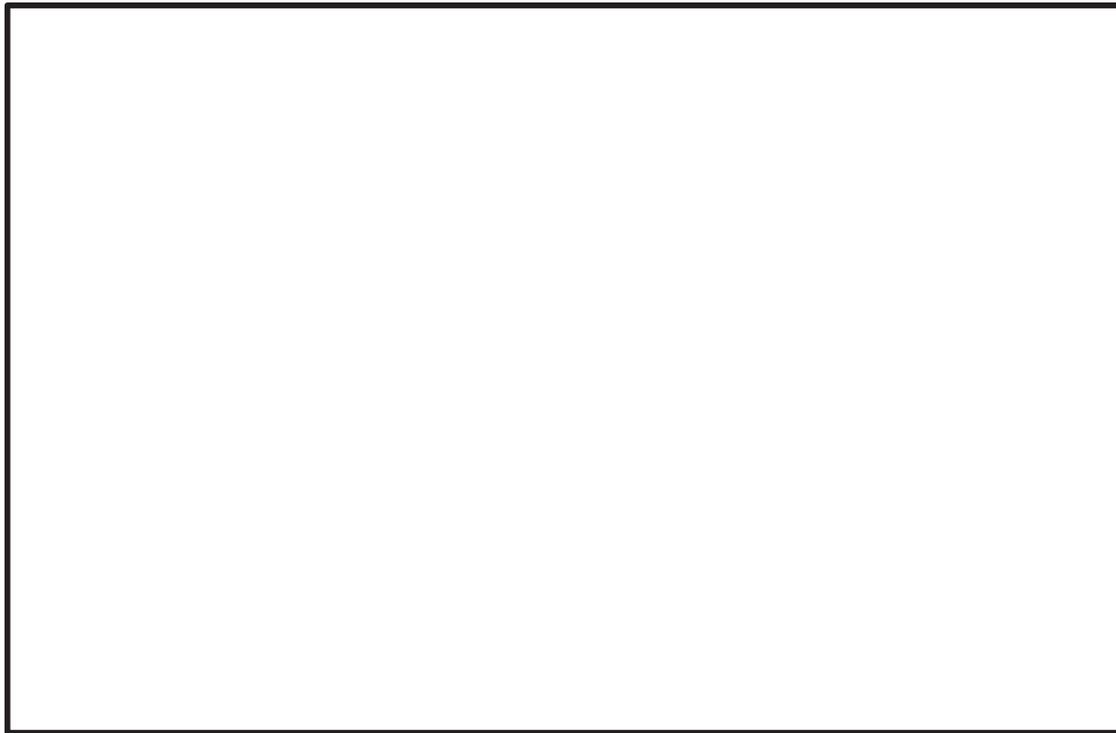
1. 可搬型放射能測定装置の仕様



名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	—	—※1	—	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
Na Iシンチレーション サーベイ・メータ	Na I (Tl) シンチレーショ ン式検出器	B. G. ~ 30 μ Sv/h ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
β 線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ~99.9kmin ⁻¹ ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
ZnSシンチレーション サーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーショ ン検出器	B. G. ~99.9kmin ⁻¹ ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)

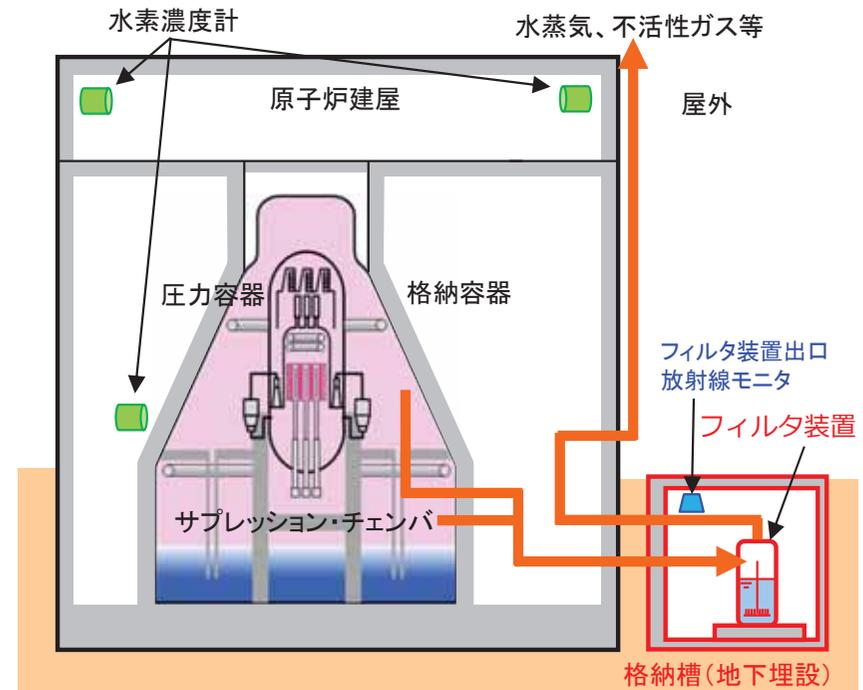
※1 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (3.7×10^1 Bq / cm³) を満たす設計とする。

- 重大事故等が発生した場合、放射性プルームの放出前に可搬型モニタリング・ポストの設置及び気象観測装置を設置することにより、放射性プルームの放出の方向等を観測できる。



可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の配置の概要図

- 発電所海側等での監視・測定、緊急時対策所の加圧判断を行えるよう可搬型モニタリング・ポストを原子炉建屋の各方位のアクセスルートを検討した位置に設置する(現場状況により、原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する)。可搬型モニタリング・ポストは設置する10台に加えて予備2台を保管する。
- 気象観測装置が機能喪失した際に代替できるよう可搬型気象観測設備を気象観測設備近傍に設置する。可搬型気象観測設備は設置する1台に加えて予備1台を保管する。

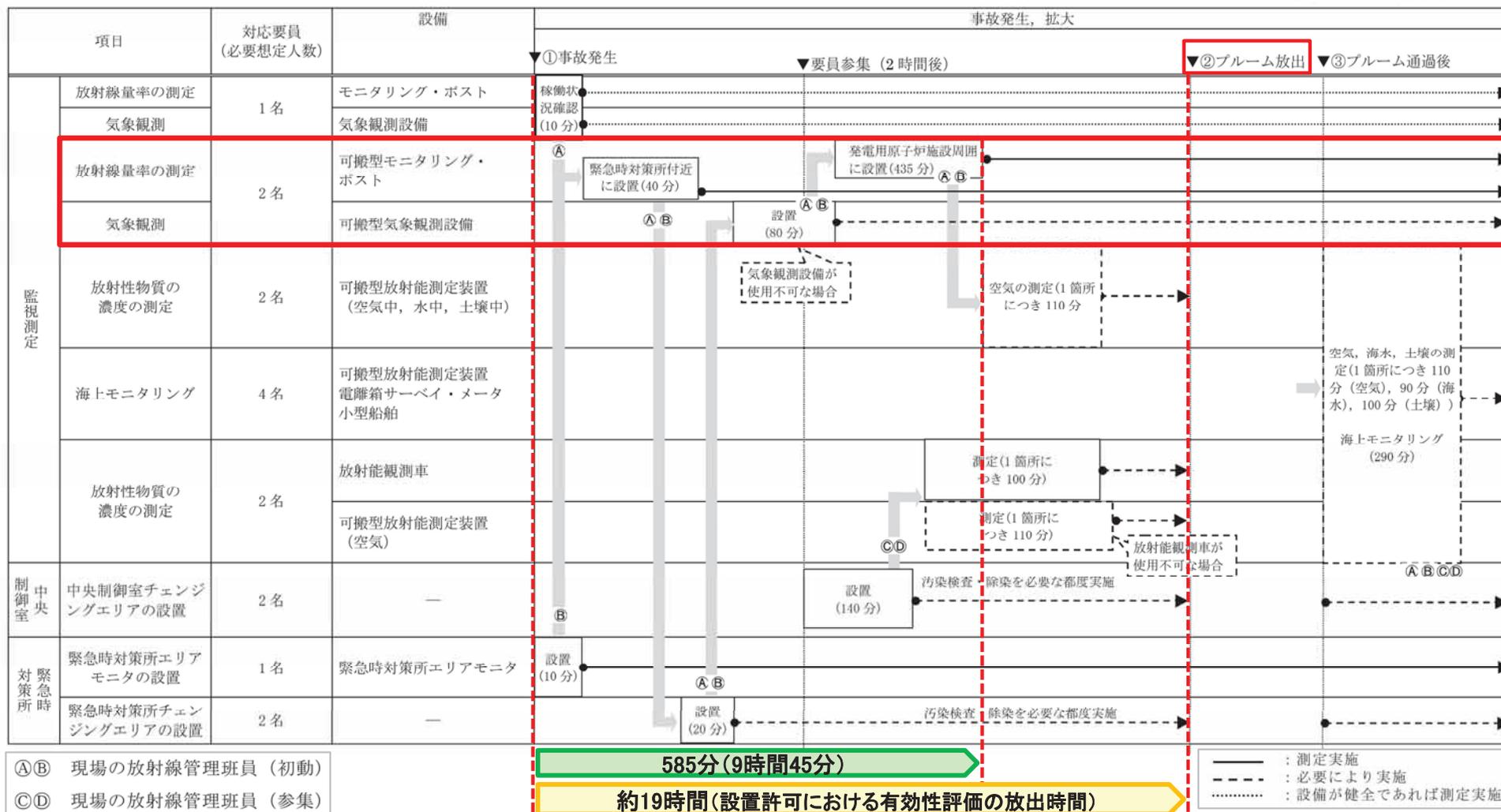


格納容器圧力逃がし装置概要図

- 格納容器からの漏えいは、原子炉建屋内に設置している水素濃度計や可搬型モニタリング・ポストにより検知する。
- 格納容器からの漏えい検知後は、格納容器ベントの実施手順に従い対応する。プルーム通過中は、作業員は緊急時対策所等へ待避する手順としている。
- ベント実施時は、フィルタ通過後の配管に設置した「フィルタ装置出口放射線モニタ」により、大気に放出される放射性物質を測定する。

2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び放出された放射性物質の遠隔監視(2/3)

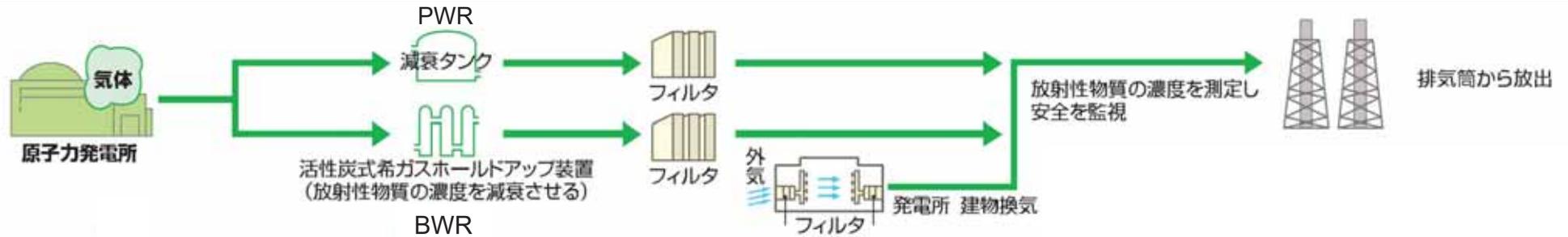
➤ 可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備をプルーム放出前に設置する。



事故発生からプルーム通過後までの現場対応要員の動きの例

- 放射線管理班(現場対応4名, 本部対応2名)により, 可搬型設備の設置及び各種対応を実施する。
- 可搬型モニタリング・ポストの設置時間は, 緊急時対策所付近は40分, 各方位への設置(9台)は435分(1台あたり平均約48分)である。
- 可搬型気象観測設備は, 80分で設置を完了する。
- その他の対応時間を含め, 設置に要する時間は585分(9時間45分)と評価しており, 有効性評価におけるプルームの放出(事故の発生から約19時間後)までに設置を完了する。

3. 平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び環境放射線モニタリング(1/4)



出典：電気事業連合会「放射性廃棄物Q&A」より引用した画像を一部加工して作成

- ・ 放射性気体廃棄物の主な発生源は、原子炉内から排出されたガス、及び建屋空調の排気

【放射性希ガス】

- ・ 短半減期核種であることから、発電所設備(減衰タンク、希ガスホールドアップ装置)にて減衰させる。
- ・ 放出に当たっては、排気筒モニタにより、監視・測定しながら排気筒より放出する。

【粒子状物質・よう素】

- ・ 発電所設備(フィルタ装置)にて、捕集する。
- ・ 放出に当たっては、サンプリング装置により捕集した試料を定期的に測定し、異常のないことを確認する。

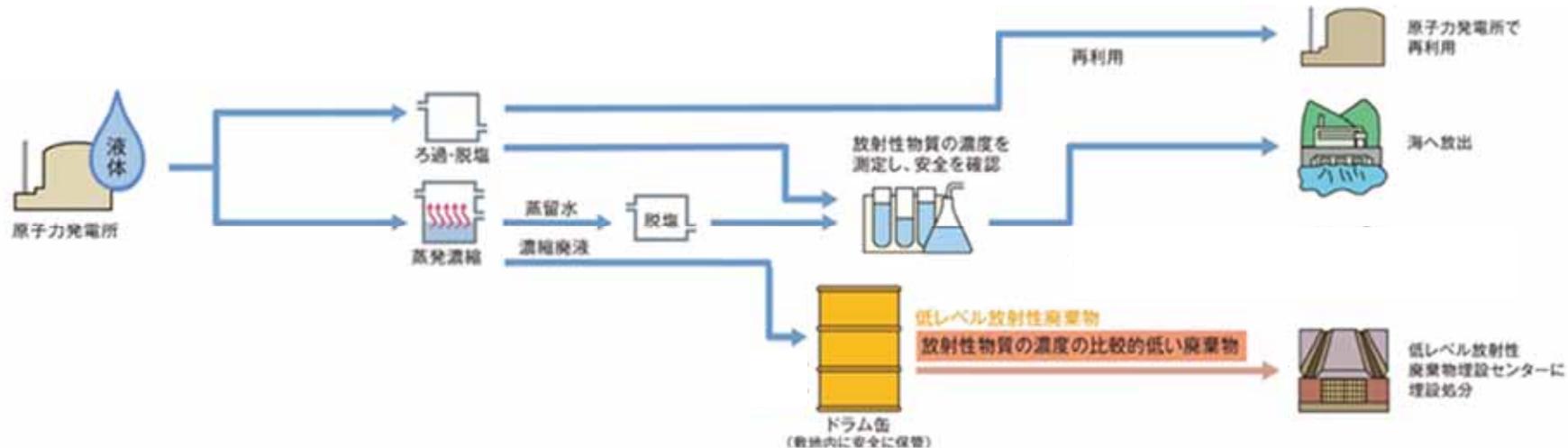
【その他の放射性物質】

- ・ 主要な放射性物質は、上記の処理により除去されると考えられるが、 α 線のみ又は β 線のみ放出する核種についても定期的に測定を行い、異常の兆候を確認している。
- ・ トリチウムは、定期的な測定を行い、法令に定める濃度限度を下回ることを確認している。
- ・ 核燃料の燃焼により生成されるプルトニウムは、燃料被覆管の中に留まり、水中・気中に移行しないため、通常運転中において放射性廃棄物にプルトニウムは含まれないが、上述の α 線のみ放出する核種の測定により、異常が無いことを確認している。

【評価】

- ・ これらの測定結果を定期的に評価し、法令の濃度限度及び保安規定に定める放出管理目標値等を下回っていることを確認している。

3. 平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び環境放射線モニタリング(2/4)



出典: 電気事業連合会「放射性廃棄物Q&A」より引用した画像を一部加工して作成

- 放射性液体廃棄物の主な発生源は、発電所内の機器から発生する廃液や、作業員の被服の洗濯による廃液

【 γ 線放出核種】

- 発電所設備(ろ過・脱塩, 蒸発濃縮)にて放射性物質を処理(除去)した後, タンクに貯留する。
- 貯留したタンクからサンプリングした試料を測定し, 法令に定める濃度限度を下回っていることを確認したうえで放出する。
- 放出に当たっては, 系統モニタによる監視を行いながら放出する。

【その他の放射性物質, トリチウム】

- 主要な放射性物質は, 上記の処理により除去されると考えられるが, α 線のみ又は β 線のみ放出する核種についても定期的に測定を行い, 異常の兆候を確認している。
- トリチウムは, 定期的な測定を行い, 放出管理の基準値を下回ることを確認している。
- 核燃料の燃焼により生成されるプルトニウムは, 燃料被覆管の中に留まり, 水中・気中に移行しないため, 通常運転中において放射性廃棄物にプルトニウムは含まれないが, 上述の α 線のみ放出する核種の測定により, 異常が無いことを確認している。

【評価】

- これらの測定結果を定期的に評価し, 法令の濃度限度及び保安規定に定める放出管理目標値等を下回っていることを確認している。

3. 平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び環境放射線モニタリング(3/4)

- 放射性気体・液体廃棄物は、測定・評価を行い、以下の原子炉施設保安規定に定める目標値等に基づき管理を行っている。

【気体】

- 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと
- 排気筒からの放射性物質(希ガス, 陽素131)の放出量が、放出管理目標値を超えないように努めること

項目	放出管理目標値
希ガス	1.4×10^{15} Bq/年
陽素131	5.9×10^{10} Bq/年

【液体】

- 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと
- 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、放出管理目標値を超えないように努めること
- 復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、放出管理の基準値を超えないように努める

項目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	3.7×10^{10} Bq/年

項目	放出管理の基準値
トリチウム	3.7×10^{12} Bq/年

- 放出管理目標値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」における線量目標値(50 μ Sv/年)に基づいて設定される値
- 空気中又は周辺監視区域外における水中の濃度限度は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される値
- 液体中のトリチウムは、人体影響が小さいことから放出管理目標値を定めていないが、「放出管理の基準値」を設定し管理している。
- 気体中のトリチウムについても、気体廃棄物中の水分を定期的にサンプリング・測定し、周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度が法令に定める濃度限度を超えていないことや、有意な変動がないことを確認している。

3. 平常運転時の排気・排水の処理方法・放出基準及び環境放射線モニタリング(4/4)

- 東海第二発電所原子炉施設保安規定及び茨城県環境放射線監視計画に基づき、平常時の環境放射線モニタリング(発電所周辺の空間線量率, 積算線量, 大気・海水等の放射能濃度の測定・評価)を行う。

【茨城県環境放射線監視計画の目的】

- 周辺公衆の線量を推定評価し、線量限度を十分に下回っているかどうかを確認する。
- 環境における放射線と放射性物質の水準及び分布の長期的変動を把握する。
- 放射性物質の予期しない放出による環境への影響を早期に把握する。

- 海水中の放射性物質濃度については、茨城県沿岸の海洋において、茨城県、事業者が分担して試料の採取、測定を実施し、**環境への異常な放出が無いことを継続的に確認している。**
- 茨城県環境放射線監視計画に基づく測定結果については、定期的に茨城県環境放射線監視委員会において検討・評価され、その結果は茨城県のHPなどで公開されている。

線量評価	短期的変動調査		長期的変動調査	
	空間線量率	積算線量	空間線量率	積算線量
原乳	塵埃	降下塵	土壌	
葉菜	降下塵	河底土	海岸砂	
精米	原乳	河川水	飲料水	
飲料水	海水	海水	海底土	
魚類	排気	排水口近辺土砂	漁網	
貝類	排水			
海藻類				
排気				
排水				

茨城県環境放射線監視計画における調査目的別測定項目
(原電以外の事業者の実施する項目を含む)



海洋環境試料採取地点
(茨城県環境放射線監視計画より引用し一部加工)