

様式第 1

新 増 設 等 計 画 書

平成 2 6 年 5 月 2 0 日

茨城県知事 橋 本 昌
東海村長 山 田 修 殿

住 所 茨城県那珂郡東海村大字白方 1 番の 1
事業所名 日本原子力発電株式会社
氏 名 東海第二発電所長 松 浦 豊

原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定第 5 条第 1 項の規定により、原子力施設（原子力施設と密接な関係を有する施設）の新增設等計画について了解を得るため、別添のとおり新增設等計画書を提出します。

新 増 設 等 計 画 の 種 別	1. 施設の新增設 ②. 施設の変更 3. 用地の取得
施 設 の 名 称	東海第二発電所
施設の建設予定地 又は取得予定地	茨城県那珂郡東海村大字白方 1 番の 1 東海第二発電所
施設の種別 又は 用地の面積・地目	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」 第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 5 号に規定する発電用原子炉施設
新 増 設 等 計 画 の 目 的 及 び 概 要	1. 新增設等計画の目的 平成 23 年 3 月 11 日に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力規制の強化のため「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」が平成 24 年 6 月 27 日付で改正された。本法に基づき発電用原子炉施設の新規制基準が平成 25 年 7 月 8 日に施行され、既設計基準事故対処設備に関する基準の強化及び重大事故対策（シビアアクシデント対策）として重大事故等対処設備が追加となった。 東海第二発電所においても福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子炉施設の安全性向上について自主的に取り組んできたが、新たな法令要求に適合するよう安全対策設備の設置準備を進めている。

	<p>2. 新增設等計画対象設備</p> <p>安全対策設備のうち低圧代替注水系は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵タンク水を原子炉等に注水することにより、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。また、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵タンク水を使用済燃料プールに注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却する設備である。</p> <p>安全対策設備のうち高圧代替注水系は、原子炉停止後の高圧状態において、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵タンク水及びサブプレッションプール水を原子炉に注水することにより、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設備である。</p> <p>これらの系統の設置は、原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定運営要項第2条（新增設等計画の了解）第2項第3号に規定する発電用原子炉施設（イ 原子炉本体、原子炉冷却系統施設又は計測制御系統施設の変更）に該当するものである。</p>
--	---

添付資料

1. 新增設等計画書
2. 原子力関係法令に基づく許認可申請書の写し（申請後速やかに提出）

新增設等計画書

平成26年5月

日本原子力発電株式会社

目 次

I. 新增設等計画の目的	1
II. 新規制基準対応	
1. 耐震・耐津波機能	
1. 1 耐震構造.....	1
1. 2 耐津波構造.....	2
2. 自然現象に対する考慮.....	3
3. 内部溢水に対する考慮.....	3
4. 火災に対する考慮.....	4
5. 電源の信頼性	
5. 1 外部電源の信頼性.....	4
5. 2 所内電源設備の多重化, 分散配置.....	4
6. 炉心損傷防止対策.....	6
7. 原子炉格納容器破損防止対策.....	8
8. 放射性物質の拡散防止対策	
8. 1 使用済燃料プール冷却対策.....	1 0
8. 2 水素爆発防止対策.....	1 1
9. 意図的な航空機衝突への対応.....	1 1
1 0. その他の設備の性能.....	1 2
III. 新增設等計画対象設備	
1. 低圧代替注水系.....	1 2
2. 高圧代替注水系.....	1 5
< 添付資料 >	
添付-1 基準地震動評価.....	2 7
添付-2 津波評価.....	3 1
添付-3 津波防護施設 (防潮堤) 概要.....	3 2
添付-4 自然現象に対する影響評価.....	3 4
添付-5 内部溢水に対する影響評価.....	3 5
添付-6 火災に対する影響評価.....	3 6
添付-7 格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ付ベント装置) 概要.....	3 7

I. 新增設等計画の目的

平成 23 年 3 月 11 日に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力規制の強化のため「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」が平成 24 年 6 月 27 日付で改正された。本法に基づき発電用原子炉施設の新規制基準が平成 25 年 7 月 8 日に施行され、既設設計基準事故対処設備に関する基準の強化及び重大事故対策（シビアアクシデント対策）として重大事故等対処設備が追加となった。

東海第二発電所においても福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子炉施設の安全性向上について自主的に取り組んできたが、新たな法令要求に適合するよう安全対策設備の設置準備を進めている。

本計画書における新增設等計画対象設備は、原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定運営要項第 2 条（新增設等計画の了解）第 2 項第 3 号に規定する発電用原子炉施設（イ 原子炉本体、原子炉冷却系統施設又は計測制御系統施設の変更）に該当するものである。

II. 新規制基準対応

東海第二発電所では、新規制基準の要求事項に対し、以下の対応を行う。

1. 耐震・耐津波機能

1. 1 耐震構造

原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 5 号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合する構造とする。

(1) 設計基準対象施設

- a. 設計基準対象施設は、地震により発生する可能性のある安全機能の喪失及びそれに続く環境への放射線による影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を S クラス、B クラス及び C クラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- b. S クラス、B クラス及び C クラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数 C_i に、それぞれ 3.0、1.5 及び 1.0 を乗じた水平震度から求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ 3.6、1.8、1.2 を乗じた水平震度から求められる水平地震力に耐えるように設計する。
- c. S クラスの施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。また、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く S クラスの施設は、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐える

ように設計する。

基準地震動 S_s は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。

基準地震動評価を添付－1 に示す。

(2) 重大事故等対処施設

重大事故等対処施設については、以下の項目に従って耐震設計を行う。

a. 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるよう設計する。

c. 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

1. 2 耐津波構造

原子炉施設は、その供用中に当該施設に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。）に対して、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造、地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定する。

また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して策定する。

津波評価を添付－2 に示す。

津波防護施設（防潮堤）の概要を添付－3 に示す。

(1) 設計基準対象施設

設計基準対象施設は、津波により発生するおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐津波設計上重要な施設とそれ以外の施設に分類し、耐津波設計上重要な施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれることがないように次のとおり設計する。

a. 耐津波設計上重要な施設を設置する敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、海と接続する取水口、

放水路等の経路から、同敷地及び耐津波設計上重要な施設を内包する建屋に流入させない設計とする。

- b. 取水・放水施設，地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重要な安全機能への影響を防止する設計とする。
- c. 上記 a.， b. の方針のほか，耐津波設計上重要な施設は，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。

(2) 重大事故等対処施設

重大事故等対処施設は，基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように耐津波設計を行う。

また，重大事故等対処設備のうち可搬型のものは，津波による影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設のものとは異なる保管場所に保管する。

2. 自然現象に対する考慮

安全施設は，発電所敷地で予想される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の自然現象，故意によるものを除く人為による事象によっても安全性が損なわれることのないよう設計する。

また，可搬型重大事故等対処設備は，上記の自然現象，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管するよう設計する。

自然現象に対する影響評価を添付－4に示す。

3. 内部溢水に対する考慮

(1) 安全施設は，原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む），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って溢水が発生した場合においても，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持でき，また，原子炉が停止状態にある場合は引き続きその状態を維持できるよう設計する。さらに，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できるよう設計する。

(2) 設計基準対象施設は，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することのない設計とする。

内部溢水に対する影響評価を添付－5に示す。

4. 火災に対する考慮

- (1) 設計基準対象施設は、火災により原子炉の安全性を損なうおそれがないようにするため、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計とする。
- (2) 重大事故等対処設備が設置される施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。
- (3) 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉の安全性を損なわない設計とする。また、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

火災に対する影響評価を添付－6に示す。

5. 電源の信頼性

5. 1 外部電源の信頼性

東海第二発電所は、東京電力(株)電力系統へ主回線（275kV）2回線と、予備回線（154kV）1回線で接続された設計となっている。主回線と予備回線は、異なる開閉所及び変電所により受電し、物理的にも分離することにより、いかなる2回線が喪失したとしても外部電源喪失に至らない構成としている。

東海第二発電所の送電系統の概要図を図－1に示す。

また、外部電源は、送電線の短絡や地絡等の異常を検知できる設計で、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化することにより、他の安全機能への影響を限定できる設計となっている。

5. 2 所内電源設備の多重化、分散配置

設計基準対象設備に加え重大事故等対処設備として、以下の代替交流電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備（常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備）を設ける。

また、これらの可搬型も含めた電源設備は、津波による影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置、その他の条件を考慮した上で設置・保管場所を分散する。

(1) 常設代替交流電源設備

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する。

常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備の電源喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷、及び運転停止中の原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する。

常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。

常設代替高圧電源装置に接続する主要な負荷は、以下の系統に属する設備となる。

- 残留熱除去系
- 重大事故等対処設備
- 換気空調系（中央制御室換気空調系）
- 蓄電池充電装置
- 計測制御設備

（２）可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、可搬型代替低圧電源車（可搬型代替直流電源設備の機能を兼用）を配備する。

可搬型代替低圧電源車は、設計基準事故対処設備の電源喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する。

可搬型代替低圧電源車は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。

可搬型代替低圧電源車に接続する主要な負荷は、以下の系統に属する設備となる。

- 重大事故等対処設備
- 換気空調系（中央制御室換気空調系）
- 蓄電池充電装置
- 計測制御系

（３）常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用蓄電池を設置する。

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源及び所内常設直流電源の喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する。【設置済】

緊急用蓄電池に接続する主要な負荷は、以下の系統に属する設備となる。

- 重大事故等対処設備
- 原子炉隔離時冷却系
- 高圧代替注水系

逃がし安全弁
非常用ガス処理系

(4) 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車（可搬型代替交流電源設備の機能を兼用）及び可搬型整流器を配備する。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、所内常設直流電源設備の電源喪失により重大事故等に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給する。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る。

可搬型代替直流電源設備に接続する主要な負荷は、以下の系統に属する設備となる。

重大事故等対処設備
原子炉隔離時冷却系
高圧代替注水系
逃がし安全弁
計測制御設備

所内電源系の信頼性向上対策の概要を図－2に示す。

6. 炉心損傷防止対策

炉心の損傷防止対策設備として、既設の設計基準事故対処設備に加え、原子炉への注水及び、原子炉運転停止後の減圧・除熱対策のため以下の重大事故等対処設備を新たに設ける。

重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能喪失時において、復水貯蔵タンク水、代替淡水源の水又は海水を原子炉に注水することにより、炉心の著しい損傷等を防止することができる。

炉心損傷防止対策の全体概要を図－3に示す。

(1) 低圧代替注水系（常設）

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、復水貯蔵タンク水を原子炉に注水する。

この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、運転を継続する機能を有する。

設備の詳細は、Ⅲ. 新增設等計画対象設備「低圧代替注水系」にて述べる。

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水消防ポンプ、接続口等で構成し、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失及び低圧代替注水ポンプが使用不可の場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、代替淡水源の水又は海水を、常設設備を介して原子炉に注水する。

(3) 高圧代替注水系

高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、復水貯蔵タンク水又はサプレッションプール水を原子炉に注水する。

この系統は、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

設備の詳細は、Ⅲ. 新增設等計画対象設備「高圧代替注水系」にて述べる。

(4) 代替残留熱除去系海水系

代替残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、海水を残留熱除去系海水系に送水し最終的な熱の逃がし場に熱を輸送することにより、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

この系統は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等で構成し、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

なお、代替残留熱除去系海水系に代わり、後述する格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

(5) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、復水貯蔵タンク水又はサプレッションプール水を原子炉に注水する。

この系統は、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することができる。仮に、これらの代替電源設備が機能しない場合であっても、現場での手動操作が可能な設計とする。

(6) 代替原子炉緊急停止回路

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ※により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行することができるよう停止回路を設ける。【設置済】

※代替制御棒挿入回路：原子炉の緊急停止が必要な状況において、原子炉を未臨界にするため、原子炉圧力高、原子炉水位異常低信号又は制御棒挿入手動スイッチにより、制御棒を挿入する。

代替原子炉再循環ポンプトリップ回路：原子炉の緊急停止が必要な状況において、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低信号により、原子炉再循環ポンプを停止する。

(7) 過渡時自動減圧回路

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉水位異常低信号から時間遅れで主蒸気逃がし安全弁2弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる回路を設ける。【設置済】

7. 原子炉格納容器破損防止対策

原子炉格納容器の破損防止対策設備として、既設の設計基準対象設備に加え、以下の重大事故等対処設備を新たに設ける。

原子炉格納容器破損防止対策の全体概要を図-4に示す。

(1) 格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付ベント装置）

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する。また、炉心の著しい損傷が発生する前後において、格納容器の破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付ベント装置）の概要を添付-7に示す。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、残留熱除去系の格納容器スプレイ

冷却系が機能喪失した場合において、格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。さらに、格納容器内に放射性物質が放出されたときには、この系統で原子炉格納容器にスプレイすることで放射性物質の沈着等を促進する。

また、この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の詳細は、Ⅲ．新增設等計画対象設備「低圧代替注水系」にて述べる。

（３）代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等で構成し、残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系が機能喪失及び低圧代替注水ポンプが使用不可の場合において、格納容器の破損を防止するため、代替淡水源の水又は海水を、常設設備を介して格納容器へスプレイする。さらに、格納容器内に放射性物質が放出されたときには、この系統で原子炉格納容器にスプレイすることで放射性物質の沈着等を促進する。

（４）格納容器下部注水系（常設）

格納容器下部注水系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器の下部（ペDESTAL部）に落下した熔融炉心に復水貯蔵タンク水を注水する。

この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の詳細は、Ⅲ．新增設等計画対象設備「低圧代替注水系」にて述べる。

（５）格納容器下部注水系（可搬型）

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心に代替淡水源の水又は海水を、常設設備を介して注水する。

（６）耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であり、かつ、代替残留熱除去系海水系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できる設計とする。

本系統は、全交流動力電源及び所内常設直流電源が喪失した場合でも、代替

交流電源設備及び代替直流電源設備からの給電が可能とする。【設置済】

8. 放射性物質の拡散防止対策

8. 1 使用済燃料プール冷却対策

使用済燃料プールは、使用済燃料プールの上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、燃料プール水位、燃料プール水温、燃料プール上部空間線量率及び燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

また、使用済燃料プールの安全対策設備として、既設の設計基準設備に加え、使用済燃料プールへの注水及び除熱対策のため以下の重大事故等対処設備を新たに設ける。

(1) 代替燃料プール注水系（常設）

燃料プール代替注水系（常設）は、使用済燃料プールの冷却機能や注水機能が喪失、又は、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使用済燃料プールの水位が低下した場合において、復水貯蔵タンクの水を使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することが可能な設計とする。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、復水貯蔵タンク水をスプレイすることにより、使用済燃料プール内の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とともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設計とする。

この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、運転を継続する機能を有する。

燃料プール代替注水系（常設）の詳細は、Ⅲ. 新增設等計画対象設備「低圧代替注水系」にて述べる。

(2) 代替燃料プール注水系（可搬型）

代替燃料プール注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水消防ポンプ、接続口等で構成する。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は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使用済燃料プールの水位が低下した場合において、低圧代替注水ポンプの使用不可時に代替淡水源の水又は海水を、常設設備を介して使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することが可能な設計とする。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、代替淡水源の水又は海水をスプレイすることにより、使用済燃料プール内の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とともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設計とする。

8. 2 水素爆発防止対策

原子炉建屋の水素爆発防止対策として、以下の設備を新たに設ける。

(1) 格納容器頂部注水系（常設）

格納容器頂部注水系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水貯蔵タンク水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで過温破損を防ぎ、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器頂部注水系（常設）の詳細は、Ⅲ. 新增設等計画対象設備「低圧代替注水系」にて述べる。

(2) 格納容器頂部注水系（可搬型）

格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、接続口等で構成する。

この系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源の水又は海水を、常設設備を介して原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで、過温破損を防ぎ、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

(3) 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋に水素が漏えいしたとしても、原子炉建屋内の水素を再結合することにより、水素濃度上昇を抑制し、原子炉建屋における水素爆発を防止する。

(4) 原子炉建屋水素ベント装置

原子炉建屋水素ベント装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋に水素が漏えいし建屋内の水素濃度が上昇するような場合に、水素ベント管及びブローアウトパネルの手動開放装置を用い水素を排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。【設置済】

放射性物質の拡散防止対策の全体概要を図－5に示す。

9. 意図的な航空機衝突への対応

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応可能なように、原子炉建屋放水設備を設け、泡放射による消火が可能な設計とする。

また、原子炉建屋へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制するための設備を配備する。

10. その他の設備の性能

その他の安全対策設備として、以下を設ける。

(1) 緊急時対策所

緊急時対策所は、緊急時対策室建屋内に設け、重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示・連絡を行うために設置する。

また、重大事故等に対処するための要員がとどまることができるよう遮蔽、換気について考慮した設計とするとともに、線量当量率を監視するエリア放射線モニタを設置する。

緊急時対策所は、代替交流電源設備等からの給電が可能な設計とする。

(2) 原子炉建屋放水設備

原子炉建屋放水設備は、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損または使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、複数方向からの放水が可能な設計とする。

また、原子炉建屋へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制するための設備を配備する。

原子炉建屋放水設備の概要を図－5 放射性物質拡散防止対策全体概要に示す。

(3) 代替淡水源

重大事故等対処設備の水源となる代替淡水源は、2基の淡水貯水池からなり、重大事故等に対処するために必要かつ十分な量を確保する。

(4) 燃料設備

燃料設備として新たに地下軽油タンクを設け、常設代替交流電源設備等が必要な期間にわたって、運転を継続することができる燃料を貯蔵する。

なお、非常用ディーゼル発電機が機能を喪失した場合は、タンクローリーを用いて軽油貯蔵タンク内の燃料を抜き取り、地下軽油タンク及び常設代替交流電源設備等に燃料を補給する。

以上の「1. 耐震・耐津波機能」から「10. その他の設備の性能」までの主な対策内容については、表－1 新規制基準対応方針に示す。

III. 新增設等計画対象設備

1. 低圧代替注水系

1. 1 設置の目的

低圧代替注水系は、原子炉の冷却機能をはじめ、以下の機能を設ける。

(1) 低圧代替注水系

設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、復水貯蔵タンク水を原子炉に注水する。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系が機能喪失した場合において、格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。さらに、格納容器内に放射性物質が放出されたときには、原子炉格納容器にスプレイすることで放射性物質の沈着等を促進する。

(3) 格納容器下部注水系

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器の下部に落下した熔融炉心に復水貯蔵タンク水を注水する。

(4) 格納容器頂部注水系

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水貯蔵タンク水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで過温破損を防ぎ、格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

(5) 代替燃料プール注水系

使用済燃料プールの冷却機能や注水機能が喪失、又は、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使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、復水貯蔵タンクの水を使用済燃料プールへ注水する。

1. 2 適用条文（設置許可基準）

本系統は、「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（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 5 号）」の、以下条文に該当する。

第四十七条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

また、本系統の一部は以下の条文にも該当する。

第四十九条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

第五十一条（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）

第五十三条（水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための設備）

第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

1. 3 系統概要

低圧代替注水系は、低圧代替注水ポンプ2台・配管・弁類等で構成し、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電によって、中央制御室よりの遠隔操作で運転が可能であり、復水貯蔵タンクを水源に原子炉へ注水する。

低圧代替注水ポンプは、低圧代替注水系に加え、代替格納容器スプレー冷却系、格納容器下部注水系、格納容器頂部注水系及び代替燃料プール注水系に必要な量の水を注水し、格納容器の破損を防止する機能、使用済燃料の著しい損傷を防止する機能、事故時に格納容器から原子炉建屋への水素ガスの流出を防止する機能を有する。

図-6に低圧代替注水系、代替格納容器スプレー冷却系、代替格納容器スプレー冷却系、格納容器下部注水系、格納容器頂部注水系及び代替燃料プール注水系の系統概要を示す。

なお、低圧代替注水ポンプが運転できない場合であっても、可搬型代替注水中型ポンプ等を接続口に繋ぐことにより、外部水源（代替淡水源または海水）の供給で各機能が維持できる系統構成となっている。

1. 4 低圧代替注水ポンプ仕様及び概要

(1) 機器仕様

台数	2
容量	約200m ³ /h
全揚程	約200m

(2) 機器概要

低圧代替注水ポンプは、交流電源設備を電源とした多段型の電動機駆動ポンプである。本ポンプは耐震性を考慮し、原子炉建屋内に設置する。図-7に多段ポンプ構造図の例を示す。

1. 5 設計上の留意点

(1) 地震対策（耐震設計等）

基準地震動 S_g による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(2) 停電対策（電源設備等）

全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの遠隔操作によって運転が可能な設計とする。

(3) 誤操作防止対策

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態が正確、かつ、迅速

に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りを生じにくいよう留意した設計とする。

1. 6 設置計画

低圧代替注水系設備の設置工事計画（案）を以下に示す。

	平成 25 年度 (2013 年度)	平成 26 年度 (2014 年度)	平成 27 年度 (2015 年度)	平成 28 年度 (2016 年度)
工事計画		申請 ▽ 設置変更許可申請		
		申請 ▽ 工事計画認可申請		
			着工（了解後） ▽ 設置工事	工事の終了 ▽

工事計画については、今後の進捗により変更になる場合がある。

2. 高圧代替注水系

2. 1 設置の目的

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵タンク水又はサプレッションプール水を原子炉に注水することにより、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

2. 2 適用条文（設置許可基準）

本施設は、「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（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 5 号）」の、以下条文に規定する「可搬型重大事故防止設備」と同等であって、更なる信頼性を向上させる設備として原子炉設置変更許可申請を行う。

第四十五条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

2. 3 系統概要

高圧代替注水系は、高圧代替注水ポンプ1台、配管・弁類等で構成し、高圧炉心スプレー系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合において、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源又は可搬型代替直流電源設備からの給電によって、中央制御室よりの遠隔操作で、復水貯蔵タンク水又はサプレッションプール水を原子炉へ注水する。仮に、常設代替直流電源及び可搬型代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高圧代替注水系の系統概要を図－8に示す。

2. 4 高圧代替注水ポンプ仕様及び概要

(1) 機器仕様

台数	1
容量	約136m ³ /h以上
全揚程	約869m～約186m

(2) 機器概要

高圧代替注水ポンプは、原子炉から発生する蒸気によって駆動するタービン駆動ポンプである。本ポンプは以下の特徴を有する。

- ・軸受冷却は系統水による自冷式
- ・ポンプインペラとタービンディスクが一体であることから軸封装置が不要
- ・ポンプ出口ベンチュリ管の圧力によりタービン駆動蒸気を制御するためガバナ油圧制御系が不要
- ・補機を有しないことから、直流電源の消費が少ない

また、本ポンプは水没試験により、津波等によるポンプの水没を想定しても運転が継続可能であることを確認している。

図－9に、高圧代替注水ポンプの構造概要を示す。

2. 5 設計上の留意点

(1) 地震対策（耐震設計等）

基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(2) 停電対策（電源設備等）

全交流電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室からの遠隔操作によって、復水貯蔵タンク水又はサプレッションプール水を原子炉

へ注水する。

また、常設代替直流電源及び可搬型代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により運転が可能な設計とする。

(3) 誤操作防止対策

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りを生じにくいよう留意した設計とする。

2. 6 設置計画

高圧代替注水系設備の設置工事計画（案）を以下に示す。

	平成 25 年度 (2013 年度)	平成 26 年度 (2014 年度)	平成 27 年度 (2015 年度)	平成 28 年度 (2016 年度)
工事計画		申請 ▽		
		設置変更許可申請		
		申請 ▽		
		工事計画認可申請		
			着工（了解後） ▽	工事の終了 ▽
			設置工事	

工事計画については、今後の進捗により変更になる場合がある。

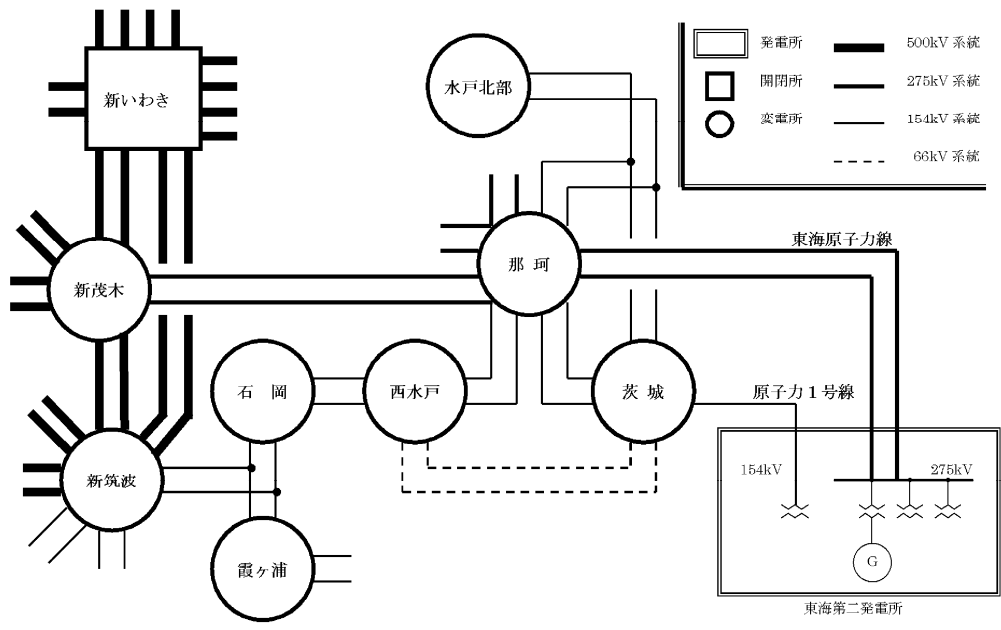
以 上

表一 1 新規制基準対応方針 (1)

規制要求項目		新規制基準を踏まえた主な対策
耐震・耐津波機能	耐震構造	<p>① これまでの調査結果や最新の知見を踏まえ、検討用地震を見直し基準地震動を3波策定。 新 Ss-D : 700 ガル、新 Ss-1 : 788 ガル、新 Ss-2 : 901 ガル</p> <p>② 耐震重要施設が設置される基礎地盤は、基準地震動による地震力に対し十分な安全性を有していることを確認。 耐震重要施設については、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれない設計とする。 耐震裕度向上対策として、施設の評価結果に応じてサポート追設、改造等。</p>
	耐津波構造	<p>① これまでの調査結果や最新の知見を踏まえ、複数の考慮する波源のうち最大となるプレート間地震による津波評価 (地震規模、すべり量、破壊開始点の不確かさ等の影響を考慮) に基づき基準津波を策定。 取水口前面 (最高水位) T.P. +14. 3m</p> <p>② 防潮堤の設置、重要な建屋扉の水密化 他</p>
自然現象に対する考慮	<p>① 火山灰対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空調フィルタの予備品準備 他 <p>② 竜巻対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 屋外配置の資機材等の固縛 他 	
内部溢水に対する考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・ 耐震 B、C クラス機器の耐震補強、扉の水密化、貫通部の止水処理、防護カバーによる被水防止 他 	
火災に対する考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブルに防火塗料塗布 (ケーブル全長)、火災感知設備と消火設備の設置、耐火隔壁の設置 他 	
電源の信頼性	外部電源の信頼性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 異なる変電所に接続、送電線回線の物理的分離などの信頼性確保 ・ 送電鉄塔の基礎の安定性に問題なし
	所内電源設備の多重化、分散配置	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置の設置、可搬型代替低圧電源車の配備、可搬型代替直流電源設備の配備 他
炉心損傷防止対策	<p>① 原子炉冷却設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系の設置 (常設、可搬型) ・ 高圧代替注水系の設置 (常設) ・ 常設代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動 他 	

表一 1 新規制基準対応方針（2）

規制要求項目	新規制基準を踏まえた主な対策
炉心損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ②最終ヒートシンク（最終的な熱の逃がし場）確保 ・代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水中型ポンプ）の配備 ・格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付付ベント装置）の設置 他 ③原子炉緊急停止 ・代替制御棒挿入機能（ARI）、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能（RPT）の設置 他【設置済】 ④原子炉減圧 ・主蒸気逃がし安全弁駆動用の予備高圧窒素ガスポンベ（予備）の配備、窒素発生装置配備 他
格納容器破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ①格納容器冷却 ・代替格納容器スプレイ冷却系の設置（常設、可搬型） ・格納容器下部注水系の設置（常設、可搬型） 他 ②格納容器減圧 ・格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付付ベント装置）の設置 他 ・耐圧強化ベント系の設置【設置済】
放射性物質の拡散防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・代替燃料プール注水系の設置（常設、可搬型） 他
使用済燃料プール冷却対策	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付付ベント装置）、格納容器頂部注水系の設置（常設、可搬型）、静的触媒式水素再結合器の設置 他 ・原子炉建屋水素ベント装置の設置。【設置済】
意図的な航空機衝突への対応	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型放水装置（可搬型代替注水大型ポンプ、放水ノズル）、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）の配備 他
その他の設備の性能	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所（新設）、代替淡水源（淡水貯水池）、地下軽油タンクの設置 他



- ・ 外部電源は、275kV送電線にて那珂変電所、154kV送電線にて茨城変電所に接続。
- ・ 那珂変電所、茨城変電所ともに複数の変電所と接続。

図－1 東海第二発電所 送電系統

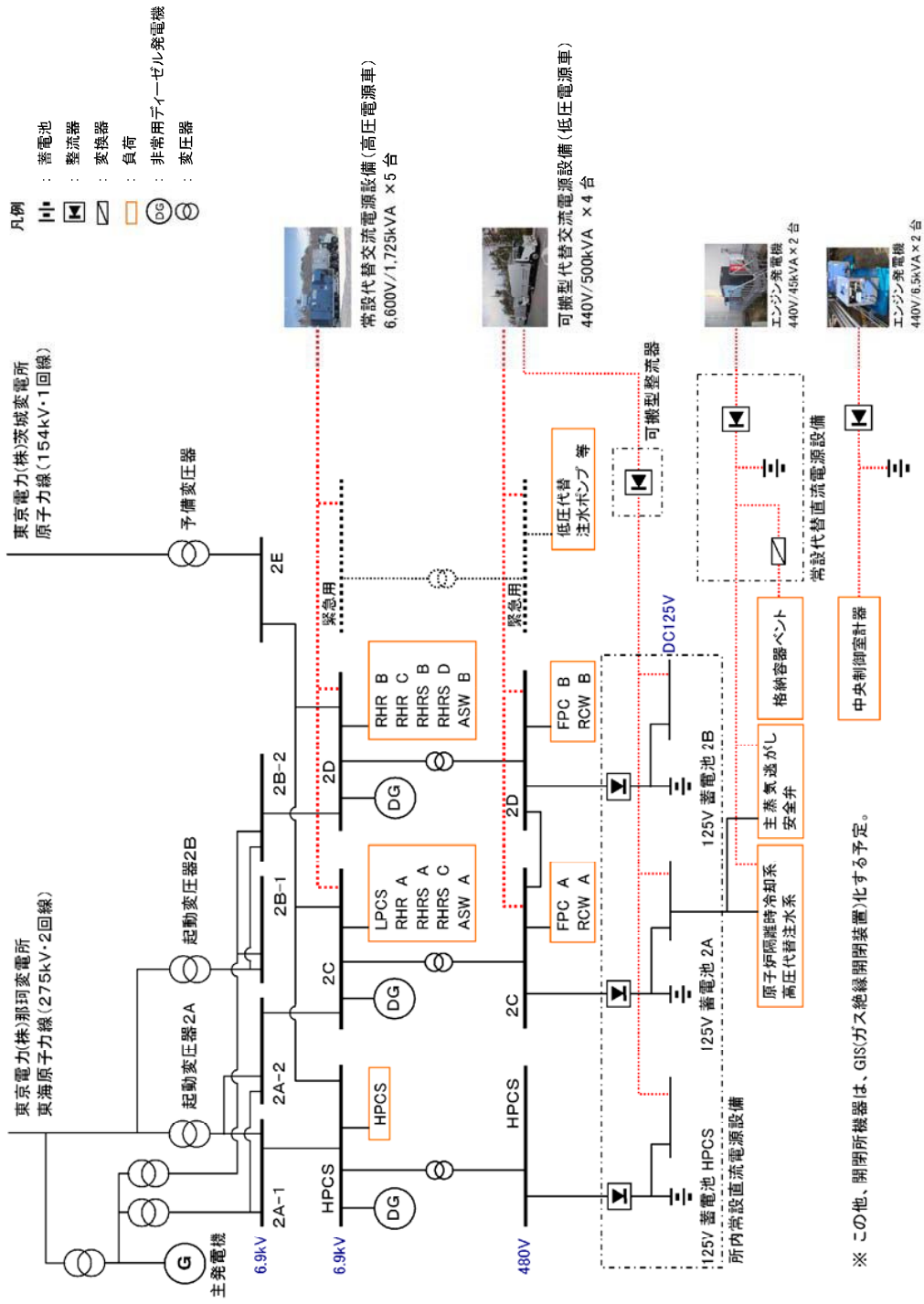
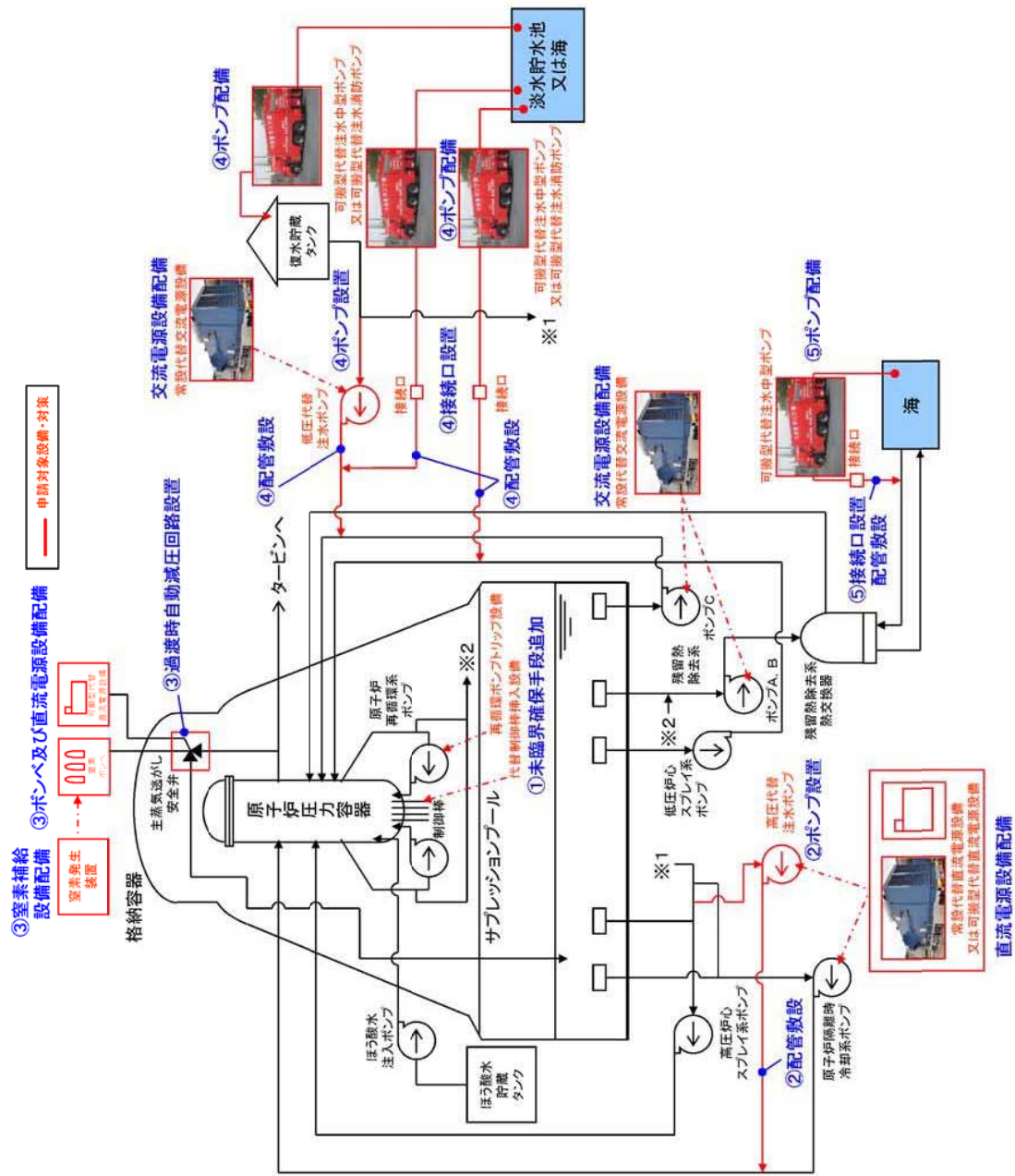


図-2 所内電源系の信頼性向上対策

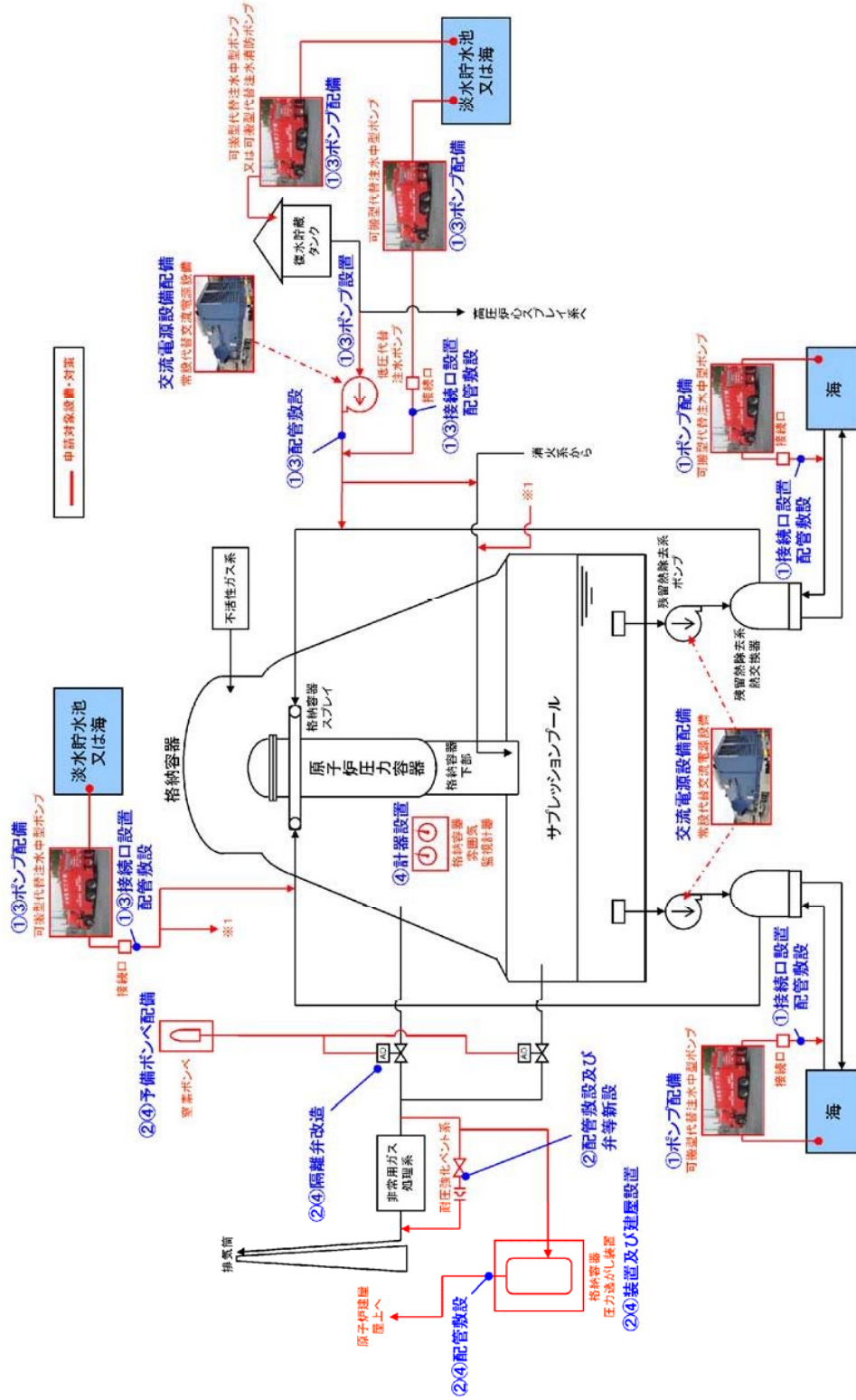


図一 3 炉心損傷防止対策全体概要

対策	
①	原子炉未臨界設備 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする手段の追加
②	高圧代替注水系 高圧時の原子炉への注水手段の追加
③	自動減圧系 可搬型代替直流電源設備及び予備ポンプへの配管、過速時の自動減圧回路の設置
④	低圧代替注水系 低圧時の原子炉への注水手段の追加 可搬型代替注水系(可搬型) 可搬型代替注水中型ポンプ等による低圧時の原子炉への注水手段の追加 代替水源(淡水貯水池又は海) 可搬型代替注水中型ポンプ等による淡水貯蔵タンクへの補給手段の追加
⑤	代替残留熱除去系海水系 可搬型代替注水中型ポンプによる海水送水手段の追加

※ 現状の対策設備を記載
(今後内容変更の可能性有り)

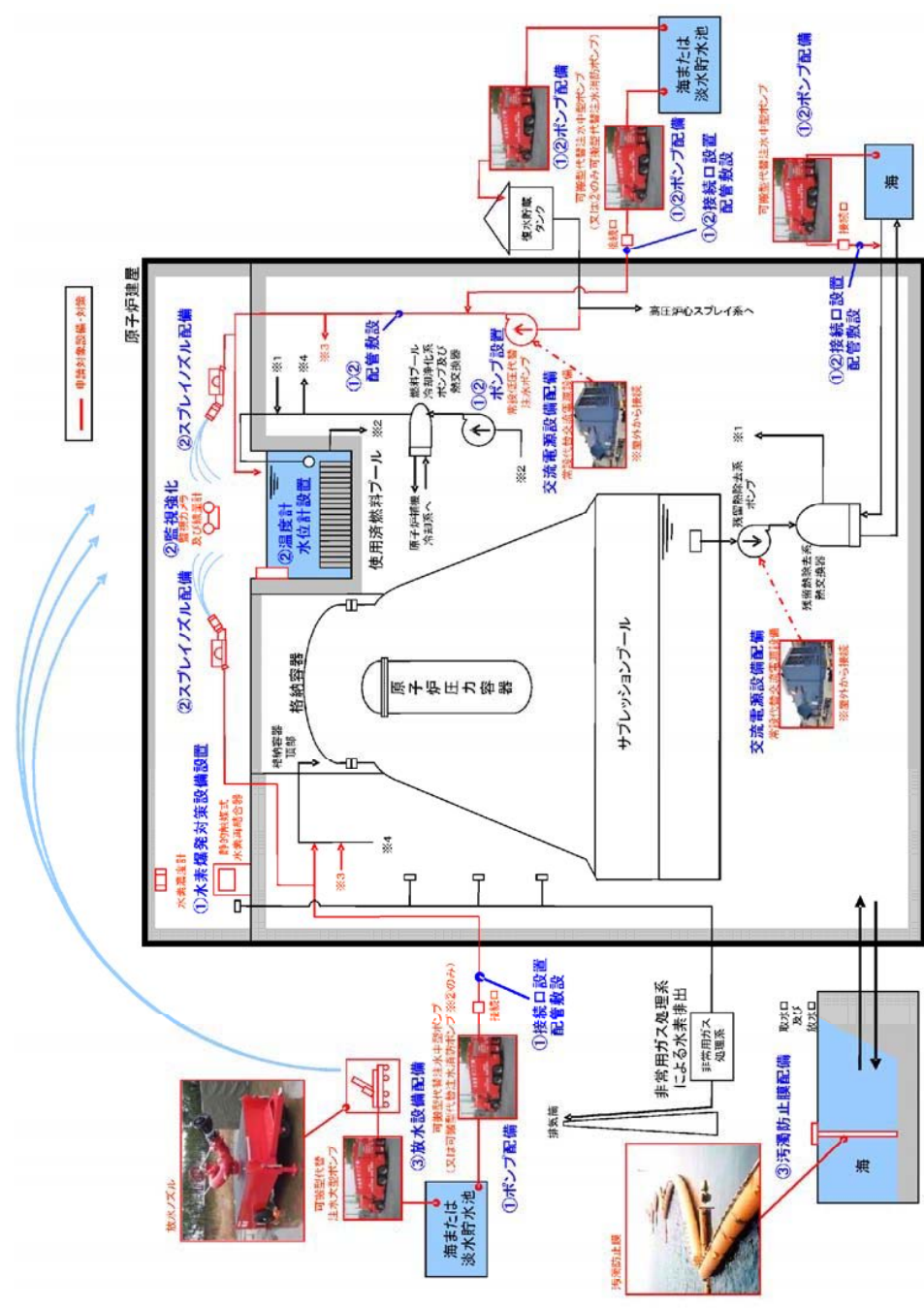
対策	
①	代替格納容器スプレイス系(常設及び可搬型) 低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器へのスプレイス手段追加
②	格納容器圧力逃がし装置 格納容器の最終ヒートシンク喪失時の除熱、炉心損傷時の格納容器破損及び水素爆発防止のベント手段追加 耐圧強化ベント系 格納容器の最終ヒートシンク喪失時のベントによる除熱手段の追加
③	格納容器下部注水系(常設及び可搬型) 低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器下部ベントへの注水手段追加
④	水素爆発防止設備 格納容器の水素爆発防止手段の追加



※ 現状の対策設備を記載
(今後内容変更の可能性有り)

図一4 原子炉格納容器破損防止対策全体概要

対策	
①	<p>格納容器頂部注水系(常設及び可搬型) 常設代替低圧注水ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプ等による格納容器トッヘットフランジへの注水手段の追加 水素燐発防止設備 積的触媒式水素結合器等による原子炉建屋の水素燐発防止設備の追加</p>
②	<p>代替燃料プール注水系(常設及び可搬型) 低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプ等による使用済燃料プール冷却手段の追加 使用済燃料プールの監視強化</p>
③	<p>原子炉建屋放水設備 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型放水装置による原子炉建屋及び使用済燃料プールへの放水 汚濁防止膜 汚濁防止膜(シルトフェンス)による海洋への拡散抑制</p>



※ 現状の対策設備を記載
 (今後内容変更の可能性有り)

図一5 放射性物質拡散防止対策全体概要

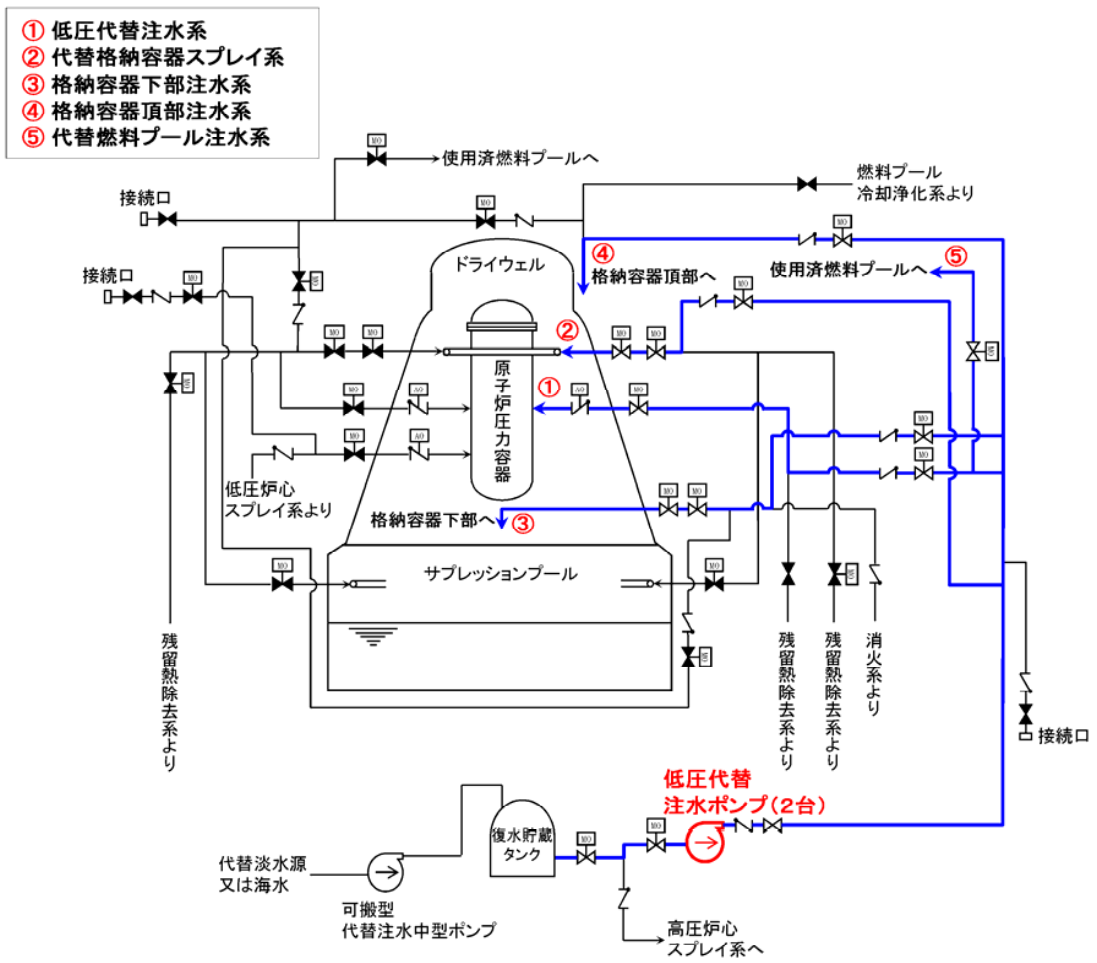


図-6 低圧代替注水系概要

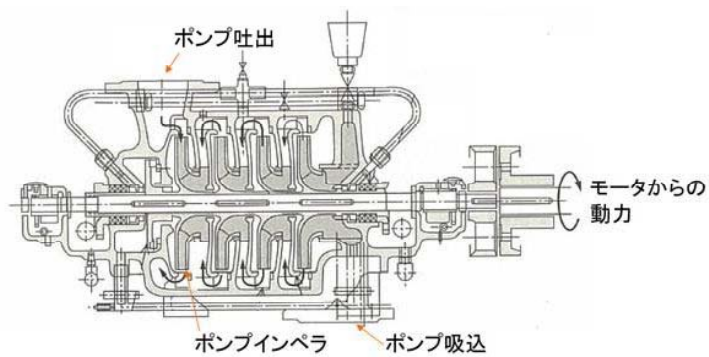
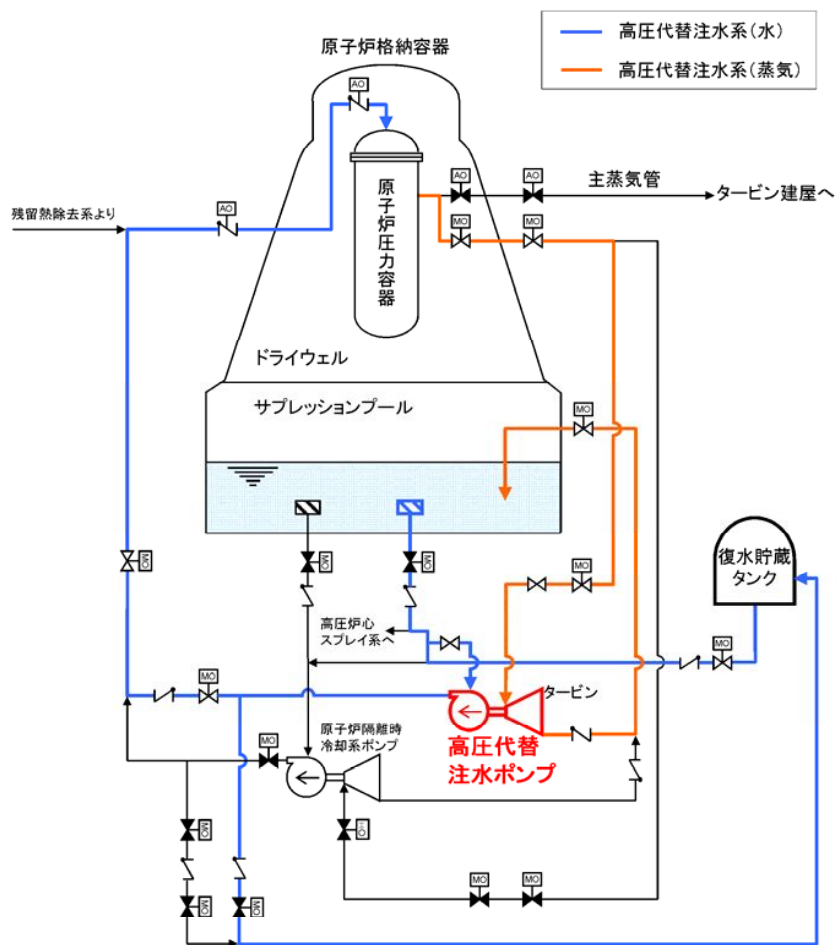
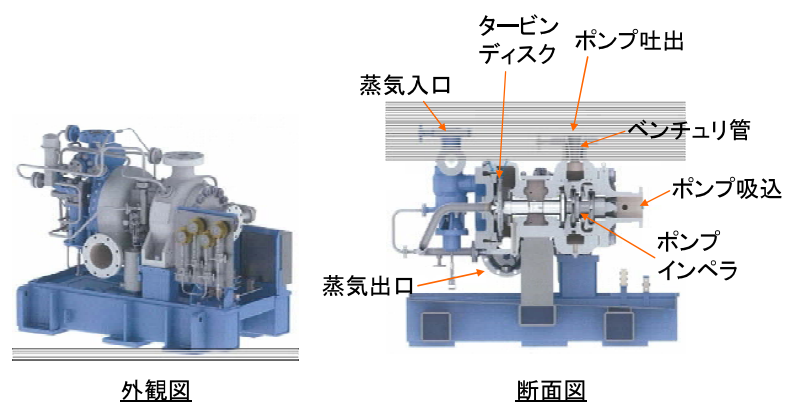


図-7 多段ポンプ構造図例



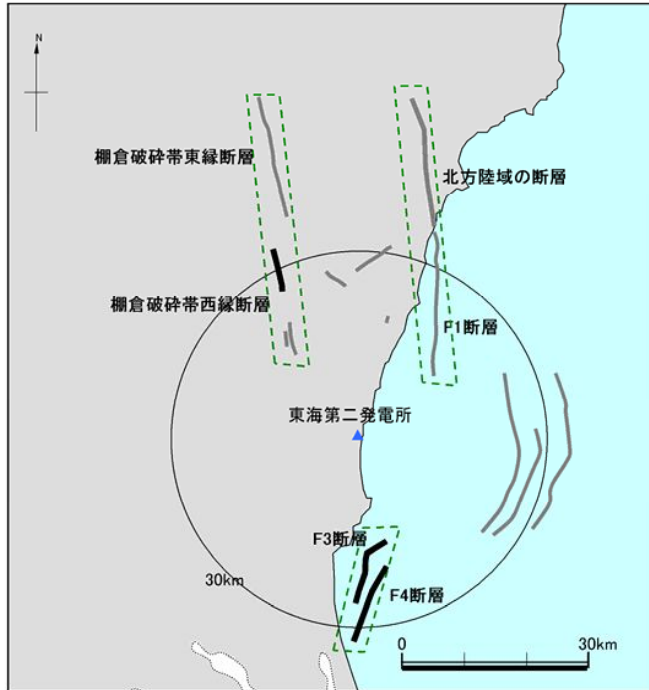
図一 8 高圧代替注水系概要






図一 9 高圧代替注水ポンプ構造概要

添付－1 基準地震動評価

(1) 活断層評価



断層名	断層長さ
棚倉破砕帯東縁断層, 棚倉破砕帯西縁断層	約42km
F1断層, 北方陸域の断層	約44km
F3断層, F4断層	約16km

	耐震設計上考慮している断層
	念のため敷地への影響を検討した断層
	連動を考慮している断層

(2) 基準地震動評価

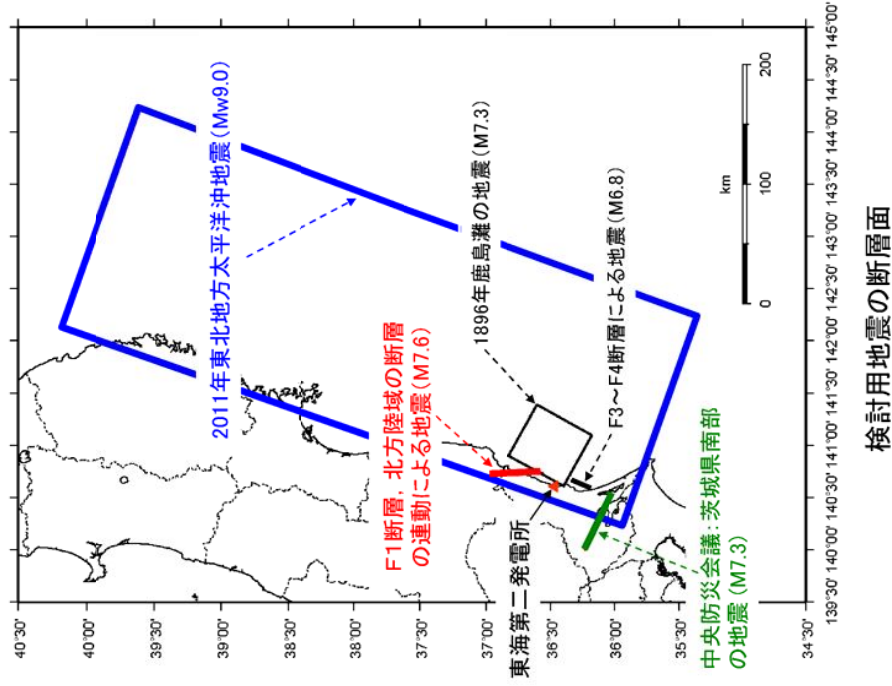
① 地下構造調査

- ・大深度ボーリング及び高感度地震計を地下約1000mに設置し、地震観測を行っている。(2012年8月～)
- ・地震観測記録の分析結果や敷地及び敷地周辺で実施した反射・屈折法調査による速度構造を用いた解析的検討の結果から、地下構造による影響は小さいことを確認した。

② 検討用地震

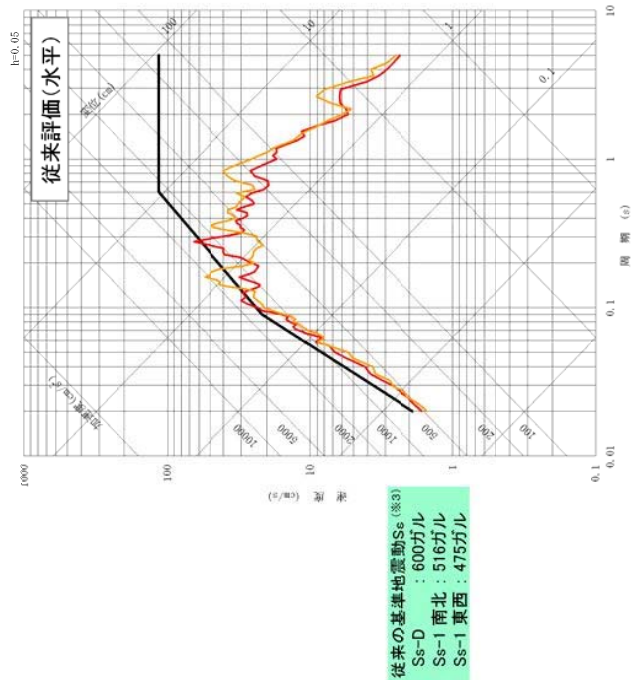
2011年東北地方太平洋沖地震の発生等を踏まえ、検討用地震を下記のとおり見直した。

地震発生様式	検討用地震	
	耐震バックチェック	今回
内陸地殻内地震	F3～F4断層による地震(M6.8)	F1断層、北方陸域の断層の運動による地震(M7.6)
プレート間地震	1896年鹿島灘の地震(M7.3)	2011年東北地方太平洋沖地震(Mw9.0)
海洋プレート内地震		中央防災会議：茨城県南部の地震(M7.3)

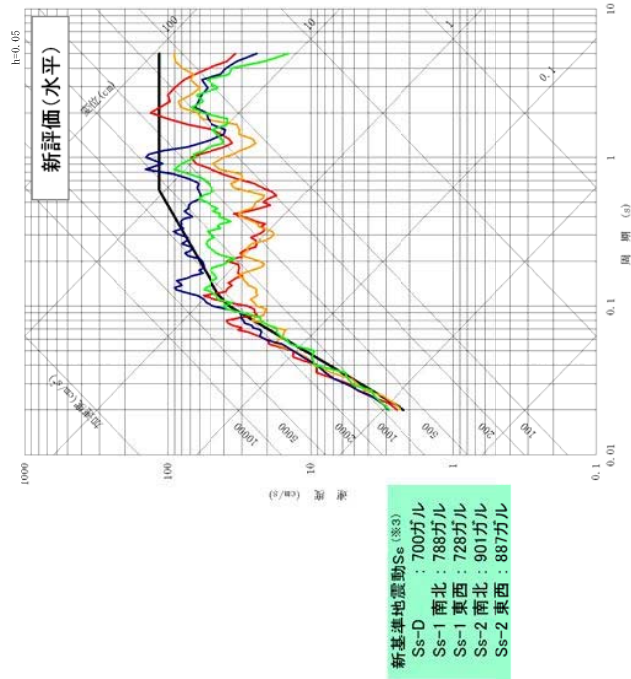


③基準地震動Ss

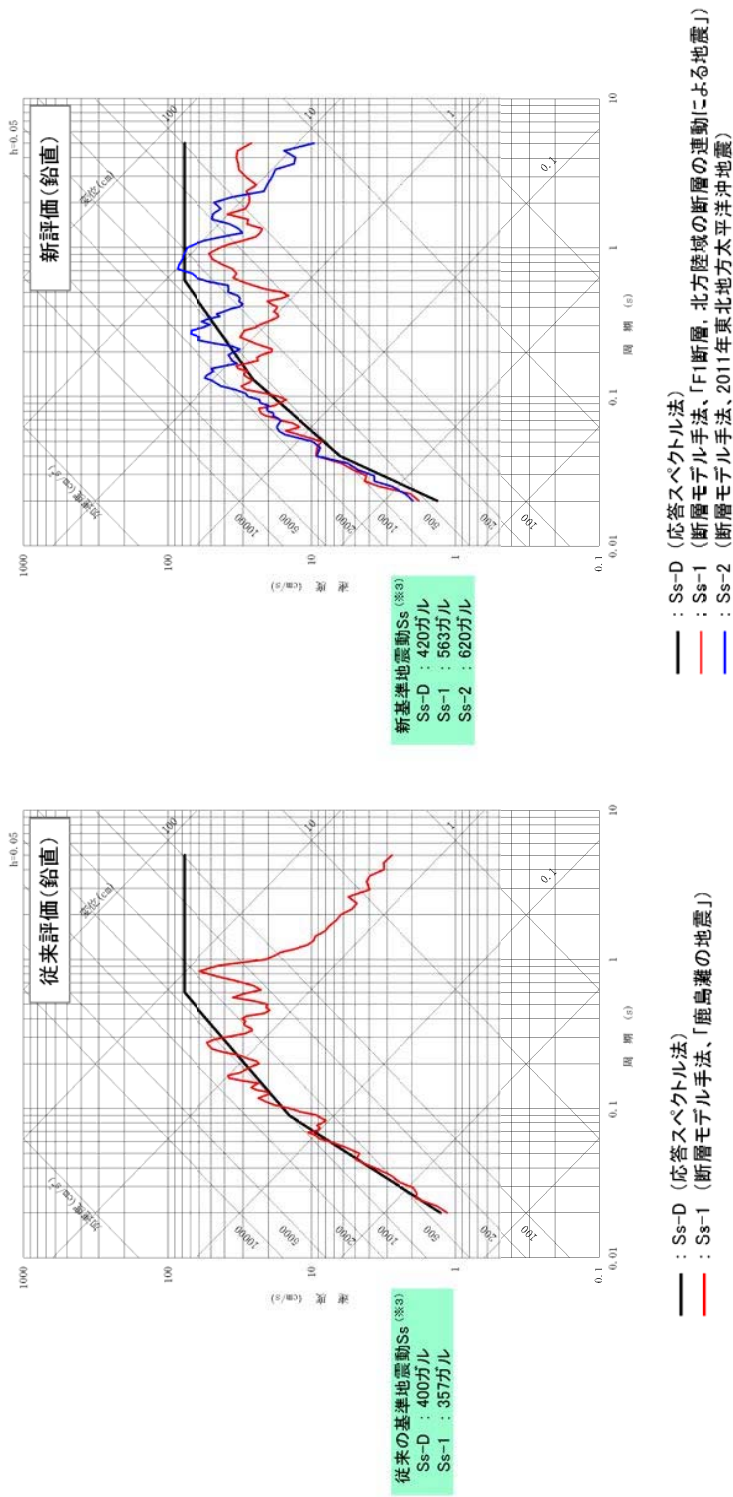
- ・応答スペクトルに基づく手法^(※1)による基準地震動Ss - Dは、従来のバックチェック時の基準地震動Ss - D、F1断層、北方陸域の断層の運動による地震及び2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録(解放基盤波)を包絡するように、水平方向700ガル、鉛直方向420ガルの地震動として策定。
- ・断層モデルを用いた手法^(※2)による基準地震動Ssは、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ss - Dを超えたケースをSs-1(南北:788ガル、東西:728ガル、鉛直:563ガル)及びSs-2(南北:901ガル、東西:887ガル、鉛直:620ガル)として策定。



- : Ss-D (応答スペクトル法)
- : Ss-1 南北 (断層モデル手法、「鹿島灘の地震」)
- : Ss-1 東西 (〃)



- : Ss-D (応答スペクトル法)
- : Ss-1 南北 (断層モデル手法、「F1断層、北方陸域の断層の運動による地震」)
- : Ss-1 東西 (〃)
- : Ss-2 南北 (断層モデル手法、2011年東北地方太平洋沖地震)
- : Ss-2 東西 (〃)



- ※1 応答スペクトルに基づく手法とは、地震の規模(マグニチュード)と震源距離から、簡易的に応答スペクトルを求める地震動評価手法の一つである。
- ※2 断層モデルを用いた手法とは、複数のパラメータを代入して、震源の壊れ方や震源からの地震波の伝わり方を詳細に計算して地震波を求める地震動評価手法の一つである。
- ※3 基準地震動Ssは、解放基盤表面(東海第二の場合地下378m)における地盤の揺れ(加速度)として設定している。上図は、この地震動で建物や施設を揺らした時に、どれだけ揺れるかを簡易的に表した応答スペクトル図である。なお、基準地震動Ssの最大加速度は、この図の周期0.02秒の加速度がそれに相当する。

添付－2 津波評価

(1) 地震に起因する津波

①プレート間地震

〔地震規模Mw〕

・2011年東北地方太平洋沖地震の「割れ残り領域※」の大きさからMw8.7と設定

※地震本部(2011)では、「2011年東北地方太平洋沖地震で大きくすべった範囲については、これまでの歪みを解放した状態と考えられる」としている。

〔すべり量〕

・地震規模をMw8.7とし、中央防災会議(2012)の方法に基づきすべり量を設定。

〔その他〕

・破壊開始点の不確かさ等の影響を考慮

〔津波高さ〕

・取水口前面での最高水位:T.P.+14.3m (防潮堤位置での最高水位:T.P.+17.2m)

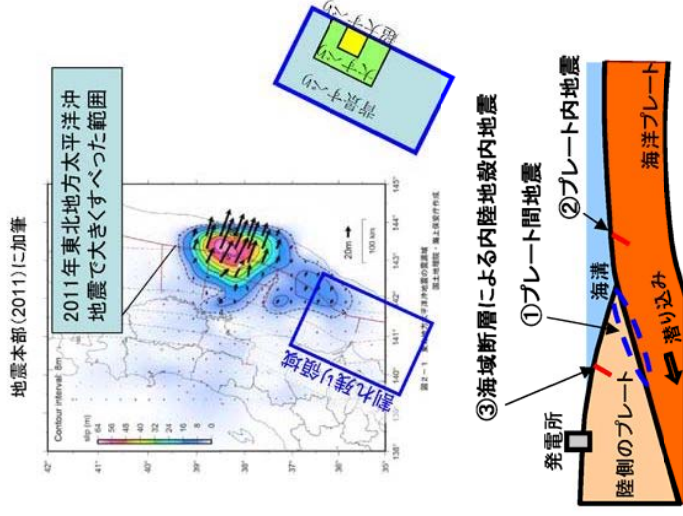
・取水口前面での最低水位:T.P.- 5.3m

T.P.: 東京湾平均海面

②海洋プレート内地震

③海域活断層による内陸地殻内地震

プレート間地震を上回ることはない。



(2) 地震以外に起因する津波

①陸上や海底での地すべりによる津波 → 陸域及び海底での地すべりに起因する津波について、敷地への影響はない。

②海底の活火山の噴火による津波 → 火山現象に起因する津波について、敷地への影響はない。

(3) 基準津波

・取水口前面での最高水位: T.P.+14.3m(防潮堤位置での最高水位:T.P.+17.2m)、取水口前面での最低水位:T.P.-5.3m。

添付－3 津波防護施設（防潮堤）概要

（1）設置目的

防潮堤は、想定される津波に対して、発電所の安全機能の確保及び人身安全を確保するため、海水ポンプ室を含む敷地全体にT.P. + 18.0 m^{※1}以上の防潮堤を設置する。

※1 T.P.：東京湾平均海面

（2）適用条文（設置許可基準）

本施設は、「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（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第5号）」第五条（津波による損傷の防止）、「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の解釈（平成25年6月19日 原子力規制委員会）」第五条（津波による損傷の防止）別記3に規定する「津波防護施設」に該当する。

（3）施設概要

重要な安全機能を有する施設が設置された発電所敷地において、基準津波による遡上波を到達又は流入させないよう、敷地全体を取り囲むセメント改良土による防潮堤と海水ポンプ室前面に鉄筋コンクリート造の防潮堤を設置する。

防潮堤の設置イメージ図を添付－3 図1に示す。

- ・基準津波（T.P.）：+14.3 m（取水口前面での最高水位）
+17.2 m（防潮堤位置での最高水位）
- ・防潮堤高さ（T.P.）：+18.0 m以上
（今後の設計進捗により、防潮堤高さを決定する。）
- ・種類、主要寸法、材料

		敷地全体	海水ポンプ室前面	
主要寸法 ^{※2}	高さ	T.P. + 18.0m以上		
	長さ	約2,000m	約180m	約80m
材 料 ^{※2}		セメント改良土	鉄筋コンクリート	鋼材

※2 種類、主要寸法、材料については、今後の設計進捗により変更になる場合がある。

（4）設計上の留意点

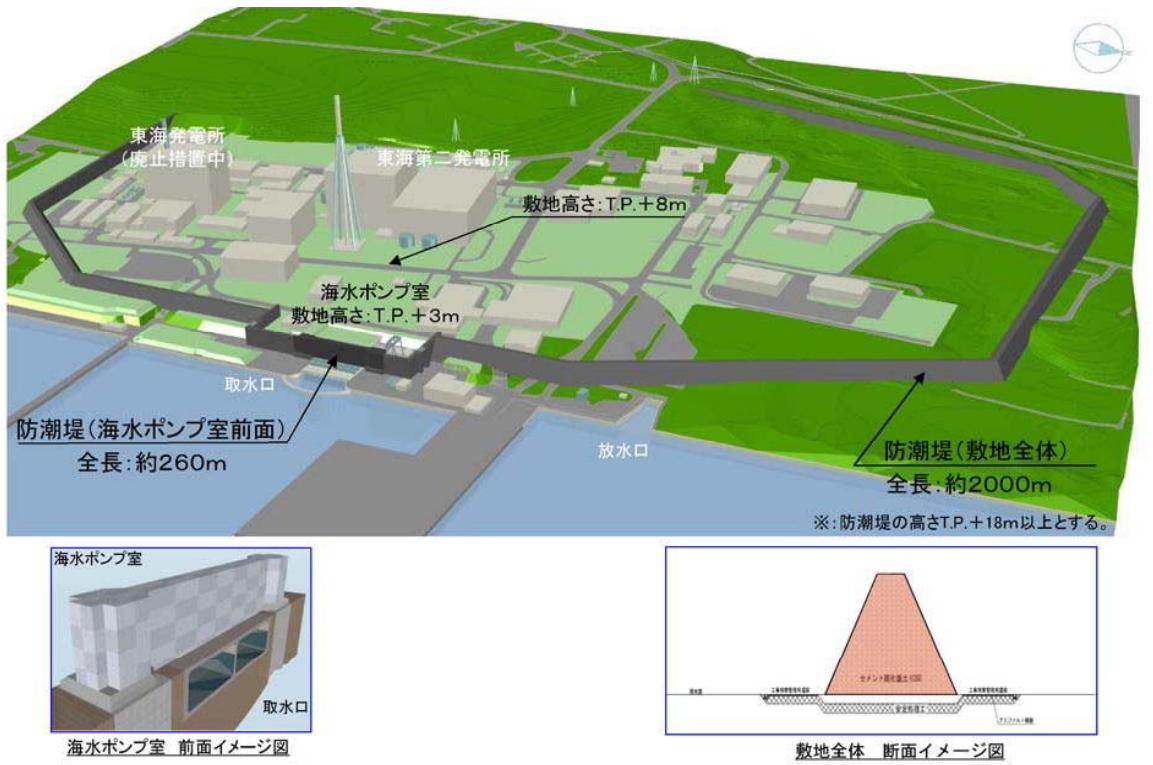
1) 地震対策（耐震設計等）

防潮堤は耐震Sクラスとして設計する。なお、耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月 原子力安全委員会）」に従う。

2) 漏水防止対策

防潮堤の内外を往来するためのゲートについては、防潮堤と同等の耐津波強度を持たせて浸水防止対策とするとともに、各種配管等には逆流防止機能（逆止弁等）の設

置及び貫通部への止水処置を実施する。



※T.P.: 東京湾平均海面

添付-3 図1 防潮堤設置イメージ図

添付一 4 自然現象に対する影響評価

事象	評価内容	設計方針
火山	<p>設計対応不可能な火山事象の有無確認</p> <p>降下火砕物の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物堆積厚さ(赤城山): 約40cm 	<p>設計対応不可能な火山事象(火砕物密度流等)が発電所に影響を及ぼす可能性はないと判断する。</p> <p>安全機能を有する機器が、降下火砕物の堆積荷重や閉塞等により機能を喪失しない設計とする。</p>
竜巻	<p>設計竜巻の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 最大風速: 92m/s(F3クラスを想定) <p>竜巻に伴う飛来物衝突の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 鋼製材, 鉄パイプ等 	<p>最大風速等から設定した設計荷重に対して、安全機能を維持する設計とする。</p> <p>飛来物に対して、安全機能を維持する設計とする。</p>
森林火災等	<p>森林火災の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 発火点が半径10km圏内にある森林火災 <p>近隣産業施設等の火災の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 半径10km圏内にある危険物タンクによる火災爆発 <p>航空機墜落による火災の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 落下確率が10^{-7}回/炉・年となる位置での航空機墜落火災 	<p>森林との間に適切な離隔距離を設ける等の措置により、森林火災によって安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>安全施設への火災・爆発等の影響を評価し、安全施設の安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>安全施設への火災等の影響を評価し、安全施設の安全機能を損なわないように設計する。</p>

添付ー5 内部溢水に対する影響評価

(1) 溢水源

- 溢水影響評価の為の想定破損による溢水
 - ・ 高エネルギー配管：主蒸気系、原子炉冷却材浄化系、補助蒸気系等
 - ・ 低エネルギー配管：循環水系、消火系等
- 消火活動に伴う放水による溢水、格納容器スプレイ系統からの放水
- 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
 - ・ 耐震B, Cクラス機器
 - ・ 使用済燃料プールのスロッシング

上記の溢水に伴う「没水評価」「被水評価」「蒸気評価」を実施

(2) 対策

- 耐震B, Cクラス機器の耐震補強による溢水量削減
- 水密扉や浸水防止堰の設置、貫通部シール処理による溢水伝播経路の遮断
- 防護カバー設置による防護対象機器の被水防止、漏えい検知器による早期検知などの実施により、安全施設の機能を確保

水密扉の設置



浸水防止堰の設置



貫通部の止水処理



防護カバーの設置(例)



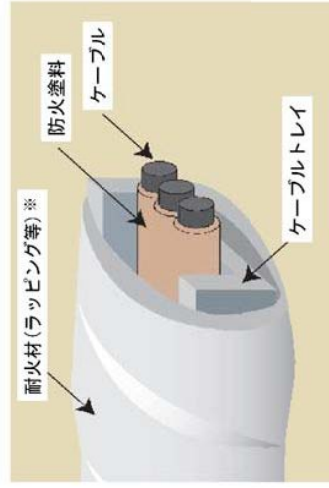
漏えい検知器の設置(例)



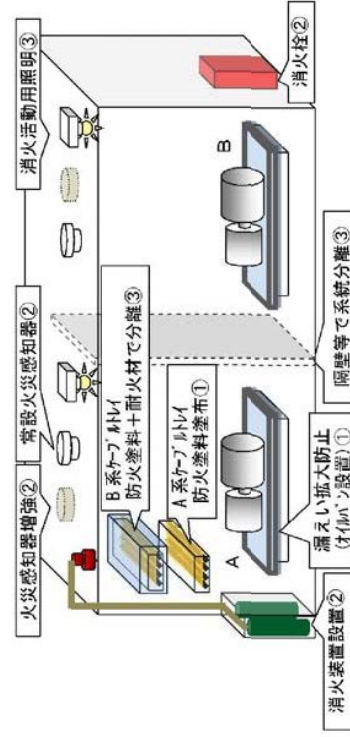
添付一6 火災に対する影響評価

火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の3つの概念に基づき対策を実施する。

- (1) 不燃性または難燃性材料を使用することにより火災発生を防止(火災発生防止①)
 - ・防火塗料(SFコート等)は、燃焼試験により難燃性材料と同等以上の性能を有していることを確認済。
 - ・過去に塗布した防火塗料に加え、ケーブル全長に新たに防火塗料(SFコート等)を塗布する。
- (2) 火災感知および消火を行えるよう火災感知設備と消火設備を配置(火災の感知・消火②)
- (3) 安全機能の重要度に応じ、火災区域・区画および隣接区画からの影響軽減(火災の影響軽減③)
 - ・3時間以上の耐火隔壁等による系統分離
 - ・1時間以上の耐火隔壁等および自動消火設備による系統分離



※安全機能上重要なエリアに対して実施



添付ー 7 格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付ベント装置）概要

（1）設置目的

炉心の著しい損傷が発生する前後において、格納容器破損及び格納容器内の水素ガスによる爆発を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、滞留する水素ガスを環境へ放出する格納容器圧力逃がし装置を設置する。

（2）適用条文（設置許可基準）

本施設は、「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（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第5号）」の、以下条文に該当する。

第四十八条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

第五十条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

第五十二条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

（3）系統概要

設計基準事故対処設備及び新たに設けられる安全対策設備のうち、炉心損傷防止対策設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の損傷前にフィルタ装置を介し、格納容器内に蓄積された熱を大気に逃がすことにより、格納容器の破損を防止する。さらに、格納容器の圧力を下げることにより原子炉への低圧注水を確実にし、炉心損傷を防止する。

また、炉心損傷前後に発生する放射性物質、水素ガス等についても、フィルタ装置を介して大気に放出することにより、格納容器の破損を防ぐとともに、発電所周辺地域の長期的な土壌汚染を緩和する。

本設備は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、放射性物質を低減させた後に、原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。フィルタ装置は、鉄筋コンクリート製の遮蔽体（約幅 11m×奥行 13m×高さ 22m）内に設置し、粒子状放射性物質捕集後においても、建物外への放射線の影響を軽減する。

添付ー 7 図 1 にフィルタ装置設置位置、添付ー 7 図 2 に格納容器圧力逃がし装置系統図を示す。

（4）フィルタ装置仕様及び概要

1) 装置仕様

・ 系統設計流量	約13.4kg/s (格納容器圧力310kPa[gage]において)
・ 粒子状放射性物質除去効率	99.9%以上
・ 容器材質	ステンレス鋼
・ 容器外径	約5m
・ 容器高さ	約11m

2) 装置概要

格納容器より導かれたガスは、フィルタ容器入口に導かれる。ベンチュリ効果により、細分化された水をベンチュリノズル内に霧状に噴霧されることにより、ガス中の大部分の粒子状放射性物質を捕集する。さらに金属フィルタを通すことで除去効率を高める効果がある。フィルタ装置の構造概要図を添付－7 図3に示す。

(5) 設計上の留意点

1) 放射線管理（監視設備等）

フィルタ装置の排気ラインに放射性物質濃度測定装置を設置し、放出する放射性物質濃度を監視できる設計とする。

2) 地震対策（耐震設計等）

基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

3) 爆発対策（警報設備等）

排気ラインには圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。なお、当該圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないよう格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定し、格納容器からの排気経路には、水素濃度測定装置を設置する。

4) 停電対策（電源設備等）

電動駆動弁については、駆動部にエクステンションを設け、原子炉建屋（原子炉棟）外に導くことで、全電源喪失時においても放射線量率の低い原子炉建屋（附属棟）より遠隔で操作することができる設計とする。

また、空気駆動弁については、直流電源設備（所内常設直流電源、常設代替直流電源及び可搬型代替直流電源設備）と原子炉建屋（原子炉棟）外に弁駆動用のポンペを設置し、全交流電源喪失時においても放射線量率の低い原子炉建屋（附属棟）より遠隔で操作することができる設計とする。

5) 誤操作防止対策

格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器内の圧力を監視し、格納容器スプレイ冷却系の運転・停止操作を実施することで、格納容器内の負圧による破損を防止できる設計とする。

(6) 周辺公衆の線量評価

1) 平常時

今回の設備変更では、放射性廃棄物の発生量を変えるものではないため、新たな線量評価を必要としない。

2) 事故時

ア 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

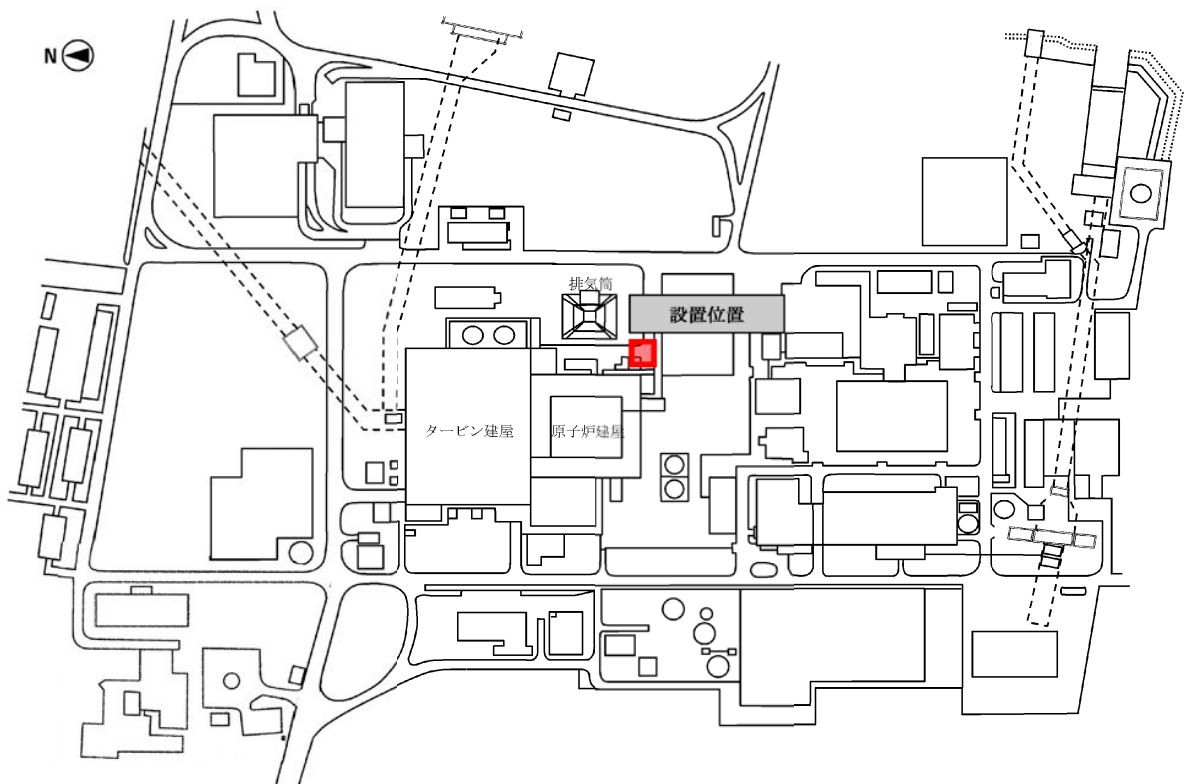
事故時に設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失し、格納容器からの除熱ができないようなプラント状況になった場合、炉心

の著しい損傷を防止するためサブプレッションチェンバからのベントライン経由で格納容器圧力逃がし装置を使用し、大気を最終ヒートシンクとする。追加放出を事象発生直後に全量冷却材中へ放出されたと仮定した場合、敷地境界での実効線量（内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和）の評価結果は、約0.12mSvである。これは、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成25年6月 原子力規制委員会）」に示される基準（発生事故当たり概ね5mSv以下）を下回っている。

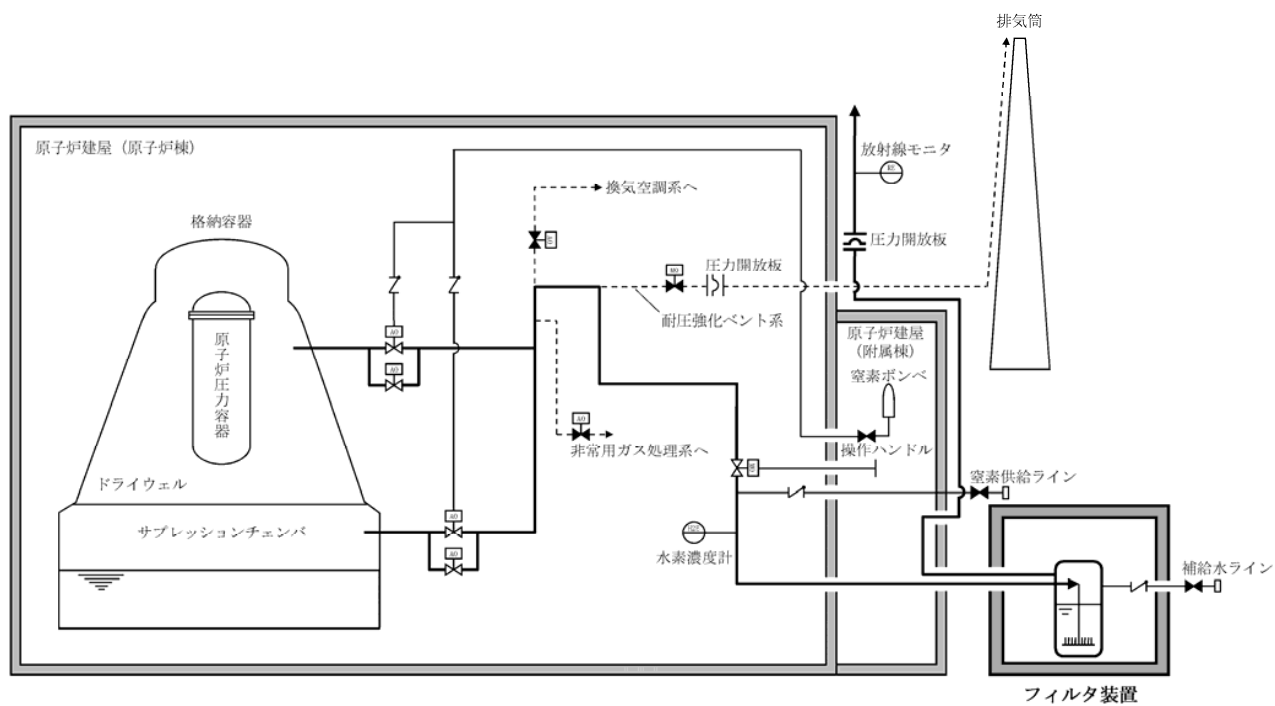
イ 重大事故

炉心の著しい損傷後において、格納容器の破損を防止するために格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、サブプレッションチェンバからのベントライン経由での Cs-137 の総放出量は、炉心に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で格納容器内に放出されたと仮定し、約 1×10^{-4} TBq* である。これは、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示される基準（100TBq）を下回っている。

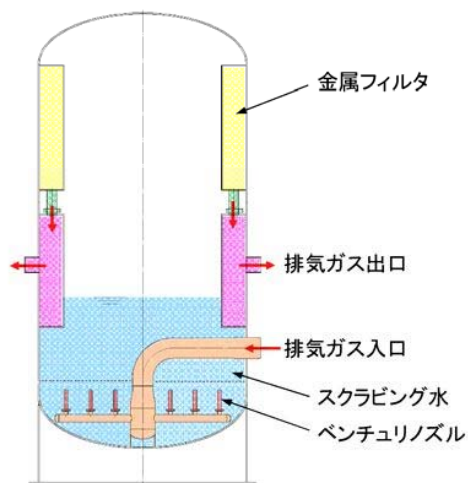
※福島第一事故 Cs-137 推定放出量：約 8.2×10^3 TBq（H24. 3. 28 原子力安全・保安院）



添付ー7 図1 フィルタ装置設置位置



添付-7 図2 格納容器圧力逃がし装置系統図



添付-7 図3 フィルタ装置構造概要