

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密  
又は防護上の観点から公開できません。

## 新增設等計画書（変更）

令和2年1月

日本原子力発電株式会社

## 目 次

### 第一編 本体施設等

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. その他の自然現象等に対する考慮.....	4
3. 内部溢水に対する考慮.....	5
4. 火災に対する考慮.....	5
5. 電源の信頼性	
5. 1 外部電源の信頼性.....	6
5. 2 所内電源設備の多重化, 分散配置.....	6
6. 炉心損傷防止対策.....	9
7. 原子炉格納容器破損防止対策.....	11
8. 使用済燃料プール冷却対策.....	13
9. 放射性物質の拡散抑制対策	
9. 1 水素爆発防止対策.....	15
9. 2 原子炉格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制対策.....	16
10. その他の設備の性能.....	16
III. 新增設等計画対象設備	
1. 原子炉冷却系統施設等.....	18
2. 原子炉施設における主要な設備.....	18
3. 用地の取得.....	18
4. 設置計画.....	19
表-1 新規制基準対応方針.....	20
<添付資料>	
添付-1 基準地震動評価.....	22
添付-2 津波評価.....	27
添付-3 津波防護施設(防潮堤)概要.....	28
添付-4 津波防護施設(その他)概要.....	30
添付-5 その他の自然現象等に対する主な影響評価.....	32
添付-6 内部溢水に対する影響評価.....	33
添付-7 火災に対する影響評価.....	34

添付－8	電源の信頼性対策の概要.....	35
添付－9	炉心損傷防止対策の概要.....	38
添付－10	低圧代替注水系の概要.....	42
添付－11	高圧代替注水系の概要.....	45
添付－12	緊急用海水系の概要.....	47
添付－13	原子炉格納容器破損防止対策の概要.....	49
添付－14	格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付ベント装置）の概要.....	52
添付－15	代替循環冷却系の概要.....	56
添付－16	使用済燃料プール冷却対策の概要.....	58
添付－17	水素爆発防止対策の概要.....	59
添付－18	ブローアウトパネル閉止装置の概要.....	60
添付－19	放射性物質の拡散抑制対策の概要.....	61
添付－20	緊急時対策所の概要.....	62
添付－21	東海第二発電所敷地図.....	63

## 第二編 特定重大事故等対処施設等

I. 新增設等計画の目的.....	64
II. 特定重大事故等対処施設	
1. 施設の地盤.....	64
2. 耐震・耐津波機能	
2. 1 耐震機能.....	65
2. 2 耐津波機能.....	65
3. 火災による損傷の防止.....	65
4. 特定重大事故等対処施設を構成する設備の設計方針.....	66
5. 特定重大事故等対処施設を構成する設備.....	67
III. 所内常設直流電源設備（3系統目）	
1. 設置目的.....	69
2. 設計方針	
2. 1 容量.....	69
2. 2 耐震・火災防護・独立性.....	69
3. 主要機器仕様.....	69
IV. 新增設等計画対象設備	
1. 原子炉冷却系統施設等.....	70
2. 原子炉施設における主要な設備.....	70
3. 設置計画.....	70
<添付資料>	
添付-1 特定重大事故等対処施設の概要.....	71
添付-2 所内常設直流電源設備の概要.....	72

# 第一編

## 本体施設等

## 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 日に改正された。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施設が追加となった。

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」（以下「イ項」という。）及び「カ 原子炉施設における主要な設備の増設及び更新」（以下「カ項」という。）に該当するものである。

ここで、新增設等計画対象設備については、新規制基準適合性審査を通じて、既に設置工事に着手している設備を含め、安全対策に追加・変更が生じたことから、新增設等計画対象設備を適切に見直した。見直しに当たっては、福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえ、東海第二発電所の安全確保の観点から重要と考えられる設備を新增設等計画対象設備とした。

## 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 $S_d$ 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られるように設計する。なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動 $S_d$ に2分の1を乗じた地震動による影響について考慮し、建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

- d. 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能が損なわれないように設計する。

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ないように設計する。

- 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られるように設計する。

- 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ないように設計する。

- d. 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響により必要な機能を喪失しない場所に適切に保管する。

- e. 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設、上記a.～d.のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、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。

津波防護施設の概要を添付－３（防潮堤）概要及び添付－４（その他）概要に示す。

#### （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ないように次のとおり設計する。

- a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から流入させない設計とする（防潮堤の設置等）。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする（放水路ゲートの設置、取水路点検用開口部等への浸水防止蓋の設置等）。
- b. 取水・放水施設及び地下部等において、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. 及び b. のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。
- 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（貯留堰の設置等）。
- e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備（津波・構内監視カメラ等）については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。
- f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震による影響、津波の繰返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（漂流物等）及び自然条件（積雪等）を考慮する。
- g. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計、非常用海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動を考慮する。

#### （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異なる保管場所に保管する。

- a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地において、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、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。
- b. 取水・放水施設及び地下部等において、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、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。
- c. 上記 a. 及び b. のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。

### (3) 防潮堤を越え地上部から敷地に流入した津波への主な防護対策

防潮堤を越え地上部から敷地に流入した津波が、重大事故等対処施設の敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋である原子炉建屋内、緊急用海水ポンプが設置される緊急用海水ポンプピットのモータ設置エリア、格納容器圧力逃がし装置が設置される格納容器圧力逃がし装置格納槽及び常設低圧代替注水系ポンプが設置される常設低圧代替注水系格納槽等に流入することを防止する。

## 2. その他の自然現象等に対する考慮

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、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象が発生した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設に生じる環境条件においても安全機能が損なわれないように設計する。

また、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となる事象であって人為によるもの（故意によるものを除く）に対して安全機能が損なわれないように設計する。

また、可搬型重大事故等対処施設は、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施設と異なる保管場所に保管するように設計する。

その他の自然現象等に対する主な影響評価を添付－5に示す。

### 3. 内部溢水に対する考慮

(1) 安全施設は、発電用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、使用済燃料プールのスロッシング及び自然現象やその波及的影響等により発生する溢水に対して、原子炉を高温停止し、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るように設計する。

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に設計する。さらに、使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持できるように設計する。

(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、配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限するように設計する。

内部溢水に対する影響評価を添付－6に示す。

### 4. 火災に対する考慮

(1) 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、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を安全に停止させるための機能が損なわれないように設計する。

(4) 火災感知設備は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類の組合せで設置する。

また、外部電源喪失時においても火災の検知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できるように設計する。

(5) 安全機能を有する機器に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する。また、非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を実証試験により確認した代替措置（複合体）を

使用する。

火災に対する影響評価を添付－7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、東京電力パワーグリッド株式会社電力系統へ主回線(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から受電し、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添付－8 図8. 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ように設計している。

### 5. 2 所内電源設備の多重化, 分散配置

設計基準対象施設に加え重大事故等対処施設として、以下の代替交流電源設備(常設, 可搬型), 代替直流電源設備(常設, 可搬型), 代替所内電気設備及び燃料給油設備を設ける。

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施設の配置, 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全交流動力電源の喪失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, 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内燃料体の著しい損傷を防止するために、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備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
- 重大事故等対処施設
- 換気空調系(中央制御室換気空調系)
- 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全交流動力電源の喪失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、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内燃料体の著しい損傷を防止するために、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備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。

- 重大事故等対処施設
- 換気空調系（中央制御室換気空調系）
- 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 125V 系蓄電池を設置する。

緊急用 125V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の全交流動力電源の喪失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、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内燃料体の著しい損傷を防止するために、代替所内電気設備に必要な電力を供給する。

緊急用 125V 系蓄電池は、非常用所内電気設備の電源が喪失した場合に、負荷切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な負荷に電力を供給できるように設計する。

また、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備と独立性を有し、位置的分散を図る。【今後蓄電池の増容量を予定】

緊急用 125V 系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。

- 重大事故等対処施設
- 高圧代替注水系
- 逃がし安全弁

## (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、設計基準事故対処設備の全交流動力電源の喪失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、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内燃料体の著しい損傷を防止するために、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備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、代替所内電気設備に接続して運転することで、非常用所内電気設備の直流母線へ 24 時間にわたり必要な電力を供給できるように設計する。

また、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。

- 重大事故等対処施設
- 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

#### (5) 代替所内電気設備

設計基準事故対処設備の全交流動力電源の喪失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、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原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、代替交流電源設備（常設、可搬型）及び代替直流電源設備（常設、可搬型）から必要な負荷に電力を供給する代替所内電気設備を設置する。

代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と共通要因で機能を失うことなく、非常用所内電気設備を含めて少なくとも 1 系統は機能を維持し、人の接近性の確保を図る。

#### (6) 燃料給油設備

外部電源が喪失した場合及び設計基準事故対処設備の全交流動力電源の喪失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、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原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、代替交流電源設備（常設、可搬型）、代替直流電源設備（可搬型）、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用）等に燃料を給油する燃料給油設備を設置する。

可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車に対しては、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油する（事象発生後、7 日間運転継続可能）。

また、常設代替交流電源装置に対しては、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて給油する（事象発生後、

7日間運転継続可能)。

なお、タンクローリは、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。

所内電源系の信頼性向上対策の概要を添付－8 図8. 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施設を新たに設ける。

重大事故等対処施設は、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、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の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添付－9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が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原子炉格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して原子炉に注水する。

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。

低圧代替注水系の概要を添付－10に示す。

### (2) 低圧代替注水系（可搬型）

低圧代替注水系（可搬型）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原子炉格納容器の破損を防止するため、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプを使用し、常設設備を介して原子炉に注水する。

可搬型代替注水中型及び大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油できるように設計する。

### (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が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、サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプを使用して原子炉に注水する。

常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力

容器内で発生する蒸気で駆動できようように設計する。また、中央制御室からの遠隔操作によって起動し、高圧注水が必要な期間にわたって、運転が継続できるように設計する。

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。

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。

高圧代替注水系の概要を添付-11に示す。

#### (4) 緊急用海水系

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系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、この機能を代替し、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から除熱できるように設計する。

本系統は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備（SA用海水ピット、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔）から構成される。

重大事故等時においては、緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し、残留熱除去系と連携して原子炉圧力容器及び格納容器から除熱できるように設計する。

緊急用海水ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できるように設計する。

なお、代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は、緊急用海水ポンプにより送水され、非常用取水設備から取水できるように設計する。

緊急用海水系の概要を添付-12に示す。

#### (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が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、サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプを使用して原子炉に注水する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気で駆動できるように設計する。

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、代替交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) 代替制御棒挿入機能及び代替再循環ポンプトリップ機能

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、代替制御棒挿入機能<sup>\*1</sup>及び代替再循環ポンプトリップ機能<sup>\*2</sup>により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉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に停止回路を設ける。【設置済】

※1：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、原子炉水位異常低下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。

※2：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下信号により、再循環系ポンプを停止する。

#### (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原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位異常低下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施設に加え、以下の重大事故等対処施設を新たに設ける。

原子炉格納容器破損防止対策の概要を添付－13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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の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、原子炉格納容器の破損及び原子炉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、原子炉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－14に示す。

#### (2) 代替循環冷却系

代替循環冷却系は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるように設計する。

代替循環冷却系は、サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプを使用して、残留熱除去系を介して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウエル内に水をスプレイできるように設計する。

また、緊急用海水ポンプによりサブプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、全交流動力電源喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できるように設計する。

代替循環冷却系の概要を添付－15に示す。

### (3) 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、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して、原子炉格納容器へスプレイする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合、スプレイ水の放射性物質叩き落とし効果により、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下可能な設計とする。

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が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系の概要を添付－10に示す。

### (4) 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、可搬型代替注水大型ポンプ又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系ポンプが使用不可の場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水を、常設設備を介して原子炉格納容器へスプレイする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合、スプレイ水の放射性物質叩き落とし効果により、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下できるように設計する。

なお、可搬型代替注水大型及び中型ポンプは、屋外の保管場所に配置することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図る。

### (5) 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

原子炉格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して、原子炉格納容器の下部（ドライウェル部）へ注水することにより、落下した溶融炉心を冷却する。

また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTALへと落下するまでに、ペDESTALにあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できるように設計する。

さらに、溶融炉心によるコンクリート侵食影響を抑制し、ペDESTALの健全性を確保するため、ペDESTALの床面を平坦化するとともに、床面及び壁面に耐熱材（コリウムシールド）を設置する。

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の概要を添付－13に示す。

#### (6) 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、可搬型代替注水大型ポンプ又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溶融炉心を冷却する。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ又は西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプを使用し、常設設備を介して原子炉格納容器下部のペDESTALへ注水できるように設計する。

なお、可搬型代替注水大型及び中型ポンプは、常設代替交流電源装置を必要としないディーゼルエンジン駆動で設計する。

#### (7) 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、かつ、炉心が損傷していない場合において、原子炉格納容器の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できるように設計する。

この系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備から給電できるように設計する。【設置済】

### 8. 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、既設の設計基準対象施設に加え、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施設を新た

に設ける。

使用済燃料プール冷却対策の概要を添付－16に示す。

(1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）は、使用済燃料プールの冷却機能や注水機能が喪失、または、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、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して、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、臨界を防止できるように設計する。

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、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して、常設スプレイヘッドを経由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ように設計する。

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、運転を継続できるように設計する。

代替燃料プール注水系の概要を添付－10に示す。

(2) 可搬型代替注水中型又は大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

可搬型代替注水中型又は大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、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、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプを使用して、ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由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、臨界を防止できるように設計する。

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、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプを使用して、ホース及び可搬型スプレイノズルを経由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ように設計する。

### (3) 代替燃料プール冷却系

代替燃料プール冷却系は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系の復旧ができず、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系を用いて、貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却できるように設計する。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより、代替燃料プール冷却系熱交換器を介して、使用済燃料プールへ戻る循環系統である。

代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は、緊急用海水ポンプにより送水され、非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから取水する。

## 9. 放射性物質の拡散抑制対策

### 9. 1 水素爆発防止対策

#### (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、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用して原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器トップフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉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給電できるように設計する。

格納容器頂部注水系の概要を添付－10に示す。

#### (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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ又は西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプを使用して、常設設備を介して原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器トップフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉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。

また、静的触媒式水素再結合器は、運転員による起動操作を行うことなく、水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置を適用し、駆動用の電源が不要な設計とする。

水素爆発防止対策の概要を添付－17に示す。

#### (4) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇するような場合に、ブローアウトパネルの強制開放装置を用いパネル部を開放することで水素を排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するため、ブローアウトパネル開放時に容易かつ確実に開口部を閉止できることを実証試験により確認したブローアウトパネル閉止装置を設置する。

なお、ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室において遠隔操作できるとともに、現場において人力により操作できる設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置の概要を添付－18に示す。

#### (5) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

### 9. 2 原子炉格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質の拡散抑制対策として、以下の設備を新たに設ける。

#### (1) 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原子炉格納容器の破損又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、複数の方向から放水できるように設計する。

本設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲等で構成される可搬型の放水設備である。なお、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、泡放射により消火できる設備を配備する。

#### (2) 汚濁防止膜

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に、汚濁防止膜を配備する。

放射性物質の拡散抑制対策の概要を添付－19に示す。

### 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、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して機能を喪失しないようにするとともに、基準津波及び基準津波を越えて敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない、防潮堤内側の発電所高台用地に設置する。

また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室と同時に機能喪失しないように独立性を有する設計とする。

さらに、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を収容できるように設計する。

なお、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、緊急時対策所の居住性を確保するための設備（遮蔽、換気、エリア放射線モニタ等）を設置する。

緊急時対策所は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機等から給電できるように設計する。

緊急時対策所の概要を添付－20に示す。

### (2) 代替淡水源

重大事故等対処施設の水源となる代替淡水源として、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を設置し、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する。

### (3) 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等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する設備を設置する。（自主設備）

この系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、流路である配管・弁で構成され、流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し冷却できるように設計する。

### (4) 中央制御室待避室

重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。

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. 原子炉冷却系統施設等

イ項（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）に該当する以下の施設を設置する。

ここで，原子炉冷却系統施設とは，一次，二次及び非常用冷却設備に係るもの，また，計測制御系統施設は安全保護回路に係るものが該当する。

- (1) 低圧代替注水系（添付－10参照）
- (2) 高圧代替注水系（添付－11参照）
- (3) 緊急用海水系（添付－12参照）
- (4) 代替循環冷却系（添付－15参照）

#### 2. 原子炉施設における主要な設備

カ項（原子炉施設における主要な設備の増設及び更新）に該当する以下の設備を設置する（イ項に該当するものは除く）。

ここで，主要な設備とは，設計基準事故対応の強化のための設備及び重大事故等対処施設であり，かつ，常設のもので故障時に取替が容易でないものが該当する。

- (1) 津波防護施設（防潮堤等）（添付－3，4参照）
- (2) 火災防護対策（耐火隔壁等）（添付－7参照）
- (3) 格納容器圧力逃がし装置（添付－14参照）
- (4) ペDESTAL防護対策（添付－13参照）
- (5) 代替燃料プール冷却系（添付－16参照）
- (6) 静的触媒式水素再結合器（添付－17参照）
- (7) 緊急時対策所（添付－20参照）

#### 3. 用地の取得

緊急時対策所建屋並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，南側）については，高台に新たな用地を当社土地として権利を得た上で設置する。

用地の取得予定地を添付－21に示す。

#### 4. 設置計画

新增設等計画対象設備の設置工事計画（案）を以下に示す。

なお、新規制基準施行前から安全対策として実施しているものを含む。

	…	平成 26 年度 (2014 年度)	…	平成 29 年度 (2017 年度)	平成 30 年度 (2018 年度)	平成 31 年度 (2019 年度)	…	令和 4 年度 (2022 年度)
工事計画		申請 ▽				許可 ▽		
		設置変更許可申請						
		申請 ▽				認可 ▽		
		工事計画認可申請						
	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