

東海第二発電所
新規制基準への適合性に係る
申請の概要について
(詳細版)

平成26年6月
日本原子力発電株式会社



1

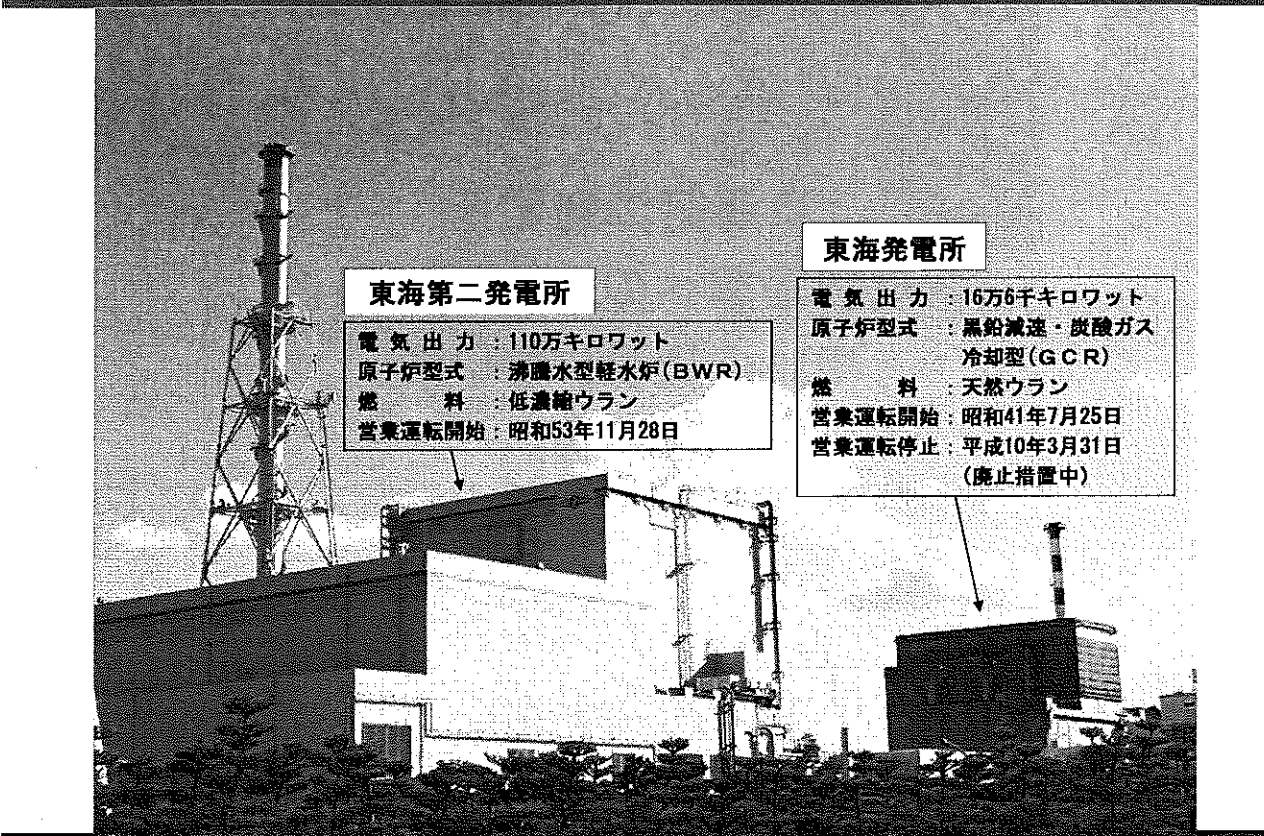
目次

1. 東海第二発電所の概要
2. 地震・津波による損傷の防止
3. 外部からの衝撃, 火災, 溢水による損傷の防止
4. 外部電源
5. 重大事故等対処施設(炉心損傷防止対策)
6. 重大事故等対処施設(格納容器破損防止対策,
放射性物質の拡散防止・抑制対策)
7. 重大事故等対処施設(その他の設備)
8. 重大事故等又は大規模損壊に対処するための
技術的能力
9. 重大事故等対策の有効性評価
10. 工事計画認可申請の概要
11. 保安規定変更認可申請の概要

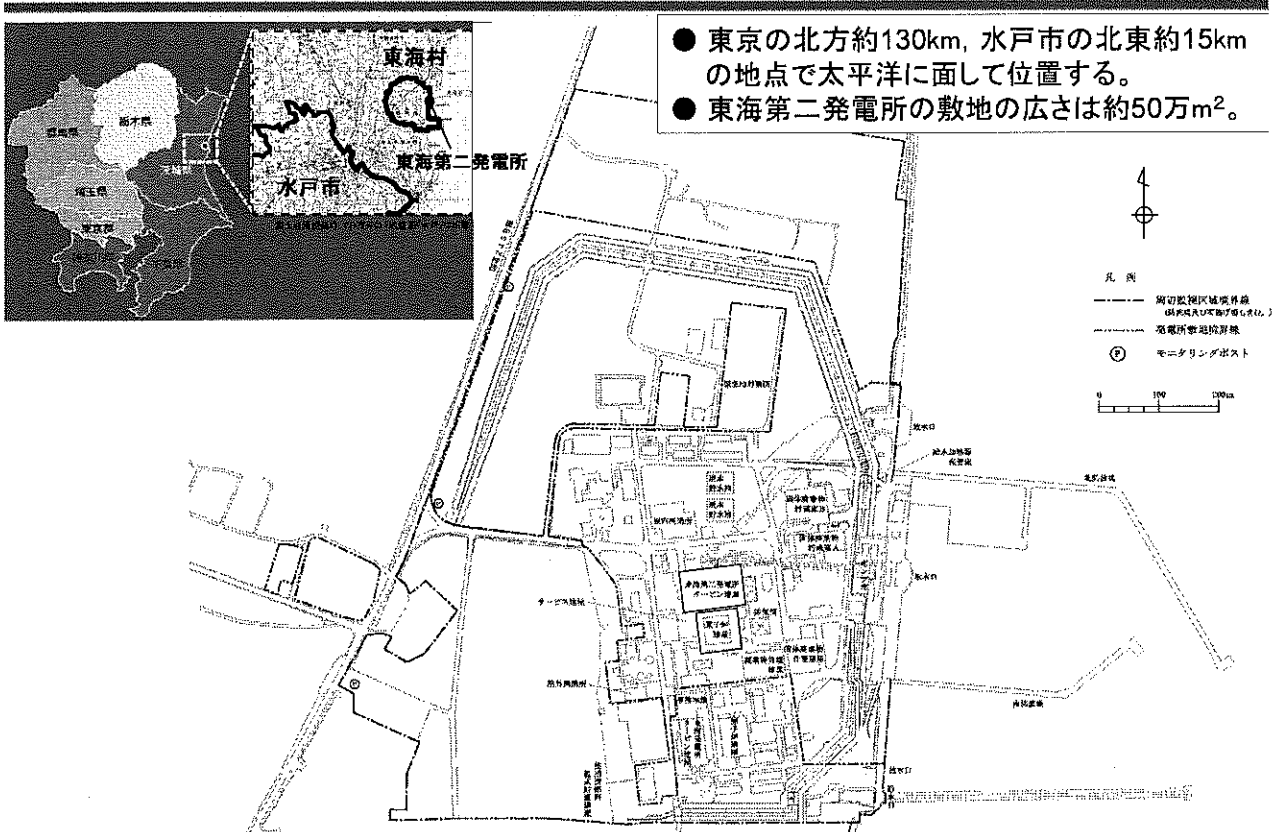


2

1. 東海第二発電所の概要

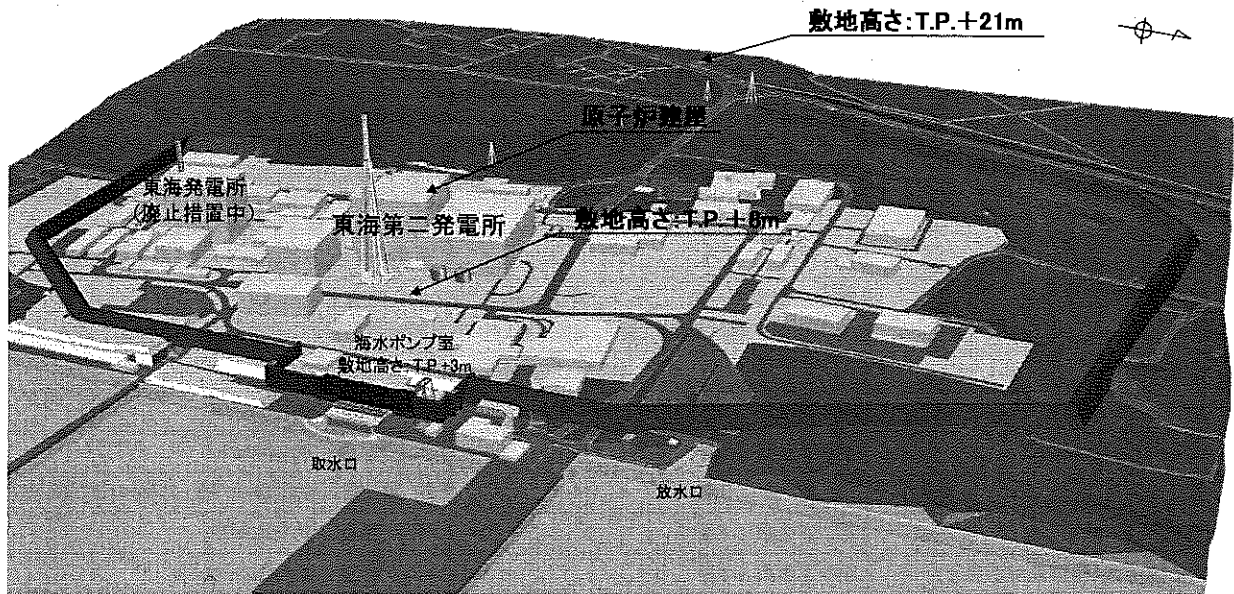


1.1 敷地の概況(1/2)

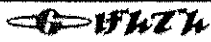


1.1 敷地の概況(2/2)

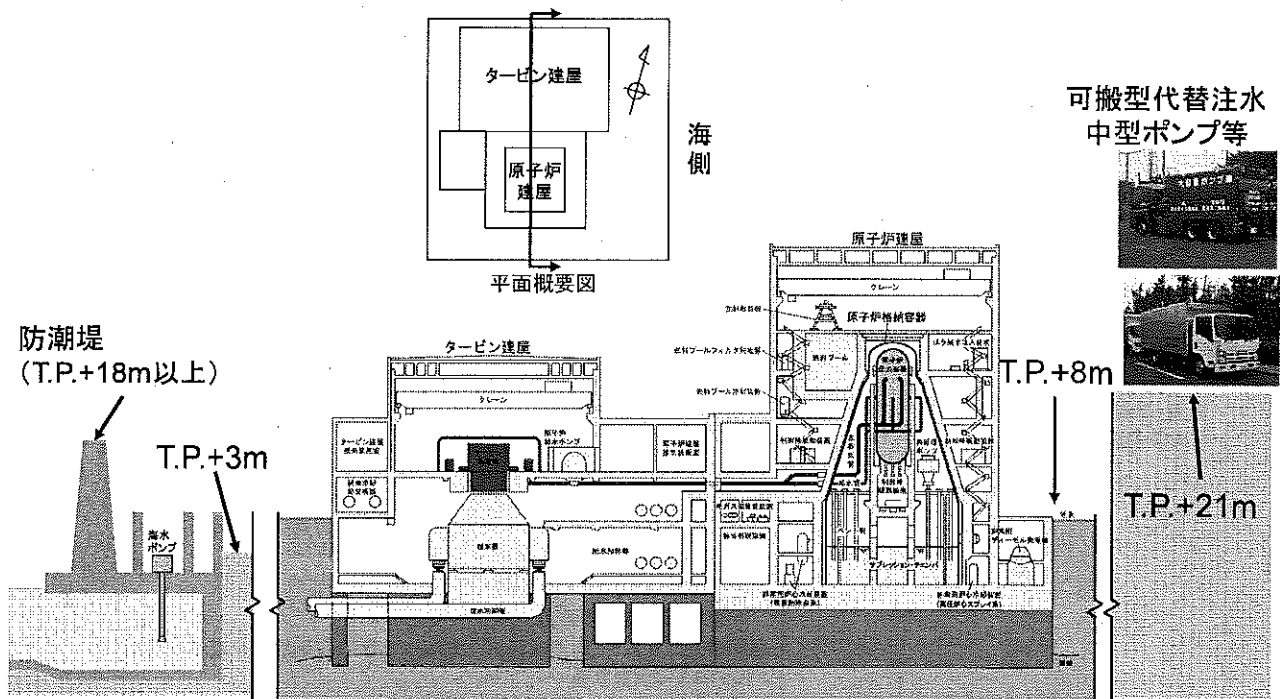
- 東海第二発電所の原子炉建屋等の設置位置はT.P.+8mである。



T.P.: 東京湾平均海面



1.2 断面概要図



建屋断面は南南東-北北西方向



1.3 設備・機器等の仕様

原子炉型式	沸騰水型軽水炉 (BWR-5)	
定格熱出力	3,293MW	
燃料集合体数	764体	
制御棒本数	185本	
原子炉圧力容器	胴部内径	約6.4m
	全高	約23m
格納容器	型式	圧力抑制形(Mark-II)
	全高	約48m
	直径	ドライウエル 円錐プラスタム頂部直径 : 約10m ドライウエル ダイアフラム部直径 : 約25m サブプレッション・チェンバ 円筒部直径 : 約26m
使用済燃料貯蔵能力	使用済燃料プール : 全炉心燃料の約290%相当分 使用済燃料乾式貯蔵設備 : 全炉心燃料の約190%相当分(17基設置済, 7基設置予定)	
制御棒駆動系	185個(制御棒駆動機構, 水圧制御ユニット)	
ほう酸水注入系	ポンプ台数 : 2台(うち1台は予備)	ポンプ容量 : 約9.78m ³ /h
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約1,440t/h
自動減圧系	弁個数 : 7個	弁容量 : 約360t/h/個(7.76MPa・dにおいて)
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約1,440t/h
低圧注水系(残留熱除去系)	ポンプ台数 : 3台	ポンプ容量 : 約1,690m ³ /h/台
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 142m ³ /h以上
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機 : 2台, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 : 1台	



7

2. 地震・津波による損傷の防止

・新規基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
地震・津波による損傷の防止	耐震設計上重要な建物等は、活断層の露頭がない地盤に設置すること	地質調査により、敷地に分布する新第三系鮮新統の久米層内には、鍵層が連続して分布し、その連続性は良好であること等から、敷地に活断層がないことを確認している。
	耐震設計上重要な建物等は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けること 耐震重要施設は、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こと	基準地震動Ssは、2011年東北地方太平洋沖地震等の知見を踏まえ、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動をSs-D、断層モデルを用いた手法による基準地震動をSs-1、Ss-2として設定した。また、震源を特定せず策定する地震動については、加藤他(2004)に基づき設定した。 原子炉建屋の基礎地盤が基準地震動Ssによる地震力に対して安全性を有することを確認している。耐震重要施設は、基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれないように設計する。
	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれないこと	最新の科学的・技術的知見を踏まえ、以下のとおり基準津波を策定。 ・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 基準津波に対して、耐津波設計上重要な施設の安全機能が損なわれないように設計する。



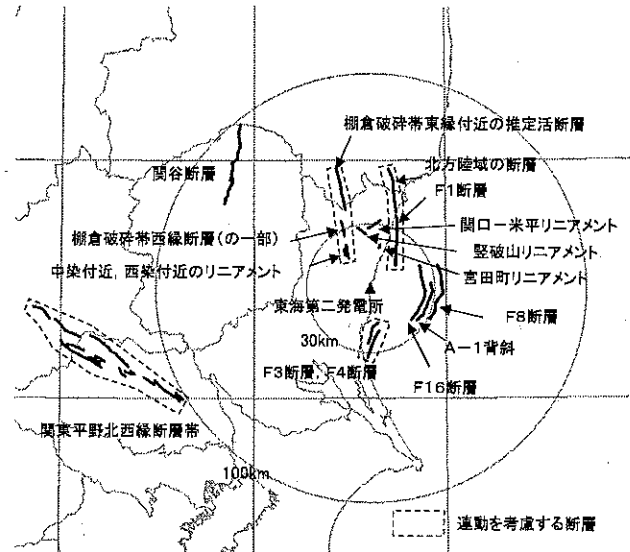
8

2.1 活断層評価

検討用地震の選定に用いる内陸地殻内地震の諸元

断層名	長さ (km)	地震規模 M	等価震源距離 (km)
棚倉破砕帯東縁付近の推定活断層, 棚倉破砕帯西縁断層(の一部), 中染付近, 西染付近のリニアメントの連動	42	7.5	37
関ロー米平リニアメント	6	6.8*	27
堅破山リニアメント	4	6.8*	26
宮田町リニアメント	1	6.8*	22
F1断層, 北方陸域の断層の連動	44	7.6	28
F3断層, F4断層の連動	16	6.8	22
F8断層	26	7.2	26
F16断層	26	7.2	30
A-1背斜	20	7.0	22
関谷断層	40	7.5	92
関東平野北西縁断層帯	82	8.0	130

※：長さの短い断層については、地震規模をM6.8として評価



対象断層位置図



9

2.2 基準地震動評価(1/3)

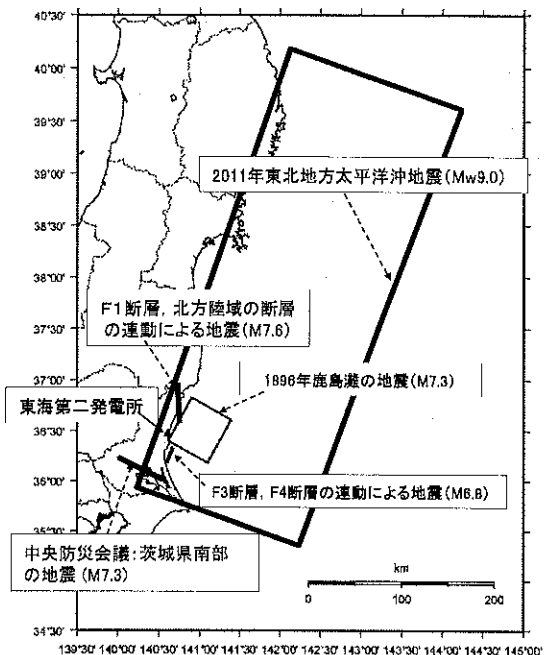
● 地下構造調査

- ▶ 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・屈折法探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。

● 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断層, F4断層の連動による地震 (M6.8)	F1断層, 北方陸域の断層の連動による地震 (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)	



検討用地震の断層面



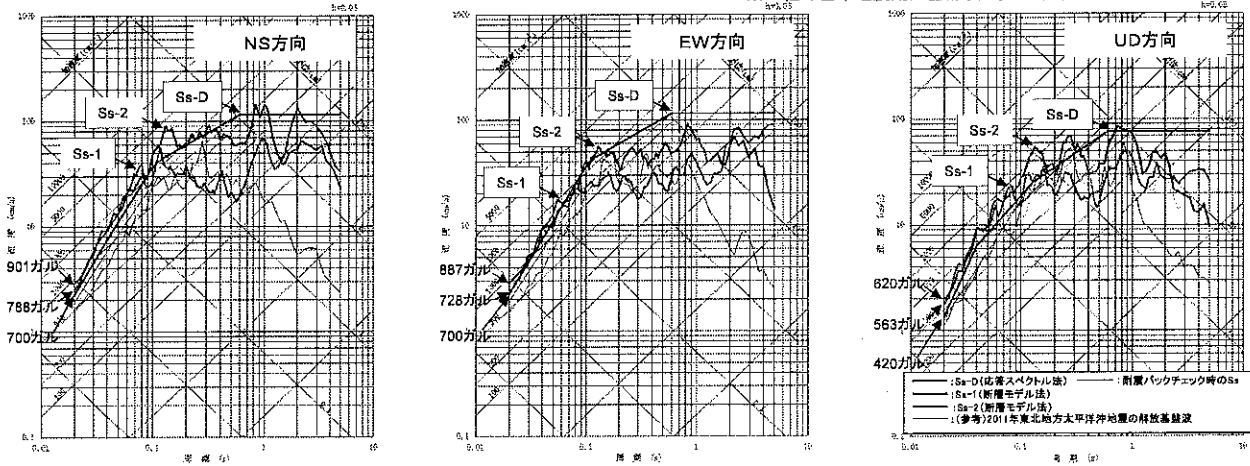
10

2.2 基準地震動評価(2/3)

● 基準地震動Ss

地震発生様式	検討用地震	地震規模	応答スペクトルに基づく手法による基準地震動	断層モデルを用いた手法による基準地震動
内陸地殻内地震	F1断層, 北方陸域の断層の運動による地震	M7.6	S _S -D _H (700ガル) S _S -D _V (420ガル)	S _S -1 _{NS} (788ガル) S _S -1 _{EW} (728ガル) S _S -1 _{UD} (563ガル)
プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖地震	Mw9.0		S _S -2 _{NS} (901ガル) S _S -2 _{EW} (887ガル) S _S -2 _{UD} (620ガル)
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		—※

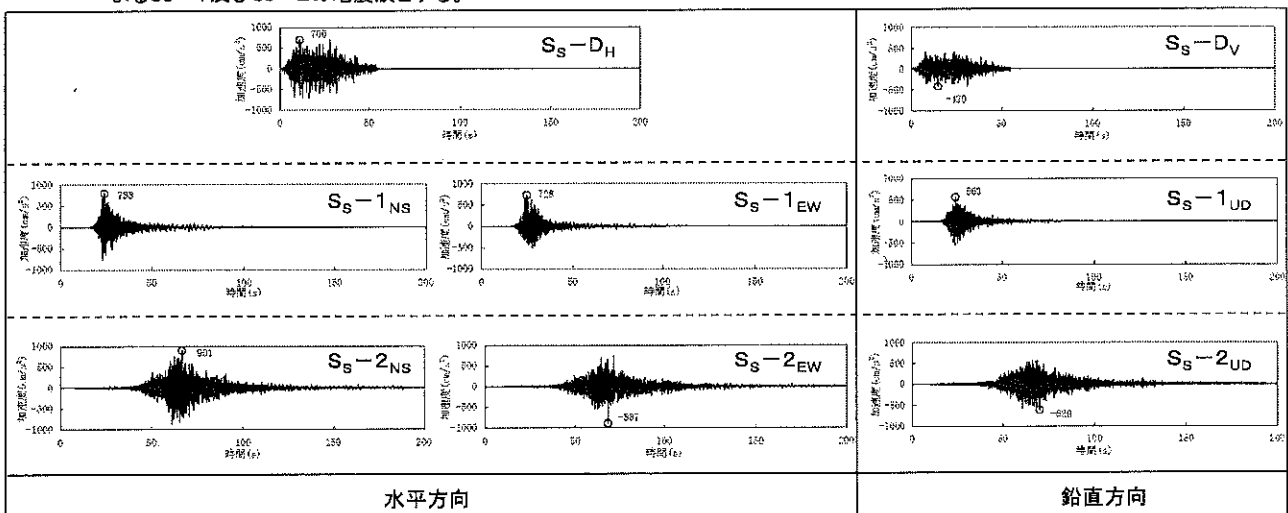
※：他の基準地震動に包絡されるため設定していない。



2.2 基準地震動評価(3/3)

● 基準地震動Ssの時刻歴波形

基準地震動Ssの時刻歴波形は、S_S-Dの設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波と断層モデルを用いた手法によるS_S-1及びS_S-2の地震波とする。



● 耐震設計方針

- ▶ 耐震重要施設(耐震クラス)が設置される原子炉建屋基礎地盤の安定性について、基準地震動Ssによる地震力に対して十分な安全性を有していることを確認する。
- ▶ 耐震重要施設については、詳細設計において基準地震動Ssによる地震力を用いた耐震安全性評価を行い、安全機能が損なわれない設計であることを確認する。また、耐震安全性の評価結果より、必要に応じてサポートの追設、改造等耐震強化を実施する。



2.3 原子炉施設の基礎地盤等の安定性評価

原子炉施設の基礎地盤の安定性評価として、原子炉建屋の基礎地盤について以下の検討を実施

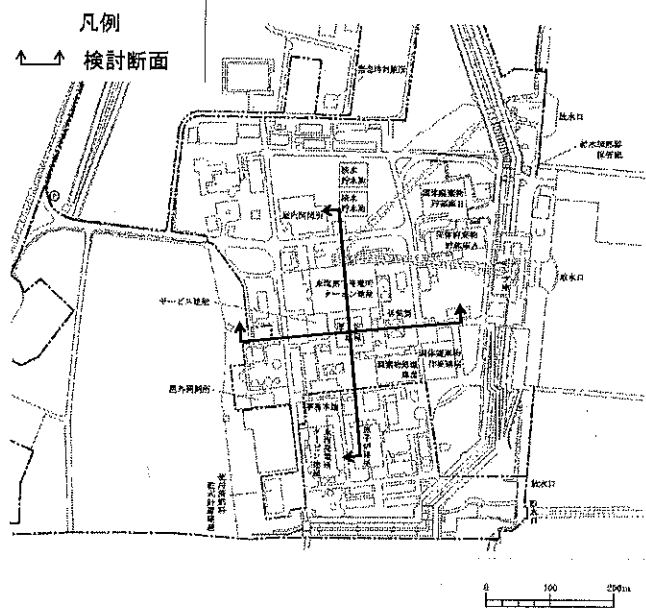
● 評価方針

- 耐震安全上重要な機器・配管を内包する原子炉建屋の基礎地盤について、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な安全性を有することの評価を行う。

● 原子炉建屋基礎地盤の評価

- すべり安全率が評価基準値1.5を上回っていること、原子炉建屋基礎底面の地震時最大接地圧に対して十分な支持力を有していること等から、原子炉建屋基礎地盤は、十分な安全性を有することを確認した。

なお、耐震重要施設の周辺には、地震の発生によって安全機能に重大な影響を与えるおそれのある斜面は存在しない。



評価対象断面位置図



2.4 津波評価(1/2)

● 地震に起因する津波

① プレート間地震

[地震規模 M_w]

- 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 $M_w 8.7$ と設定

※：地震調査研究推進本部地震調査委員会(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 $M_w 8.7$ 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

[津波水位]

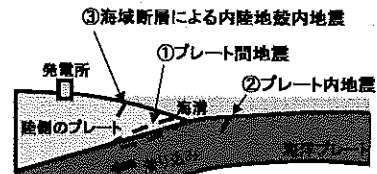
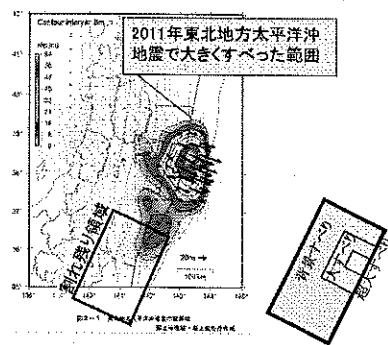
- 取水口前面での最高水位:T.P.+14.3m
- 防潮堤位置での最高水位:T.P.+17.2m
- 取水口前面での最低水位:T.P.- 5.3m

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

地震調査研究推進本部地震調査委員会(2011)に加筆



● 地震以外に起因する津波

- 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
- 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



● 基準津波

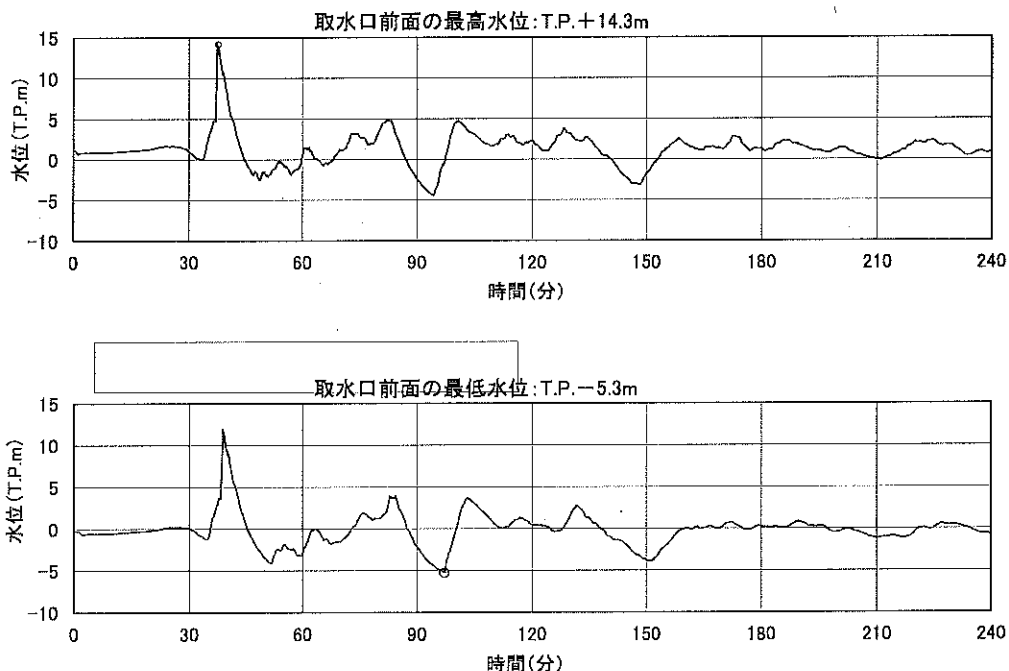
- プレート間地震による津波を基準津波として選定



2.4 津波評価(2/2)

● 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
- 取水口前面での時刻歴波形

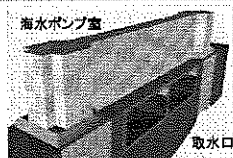
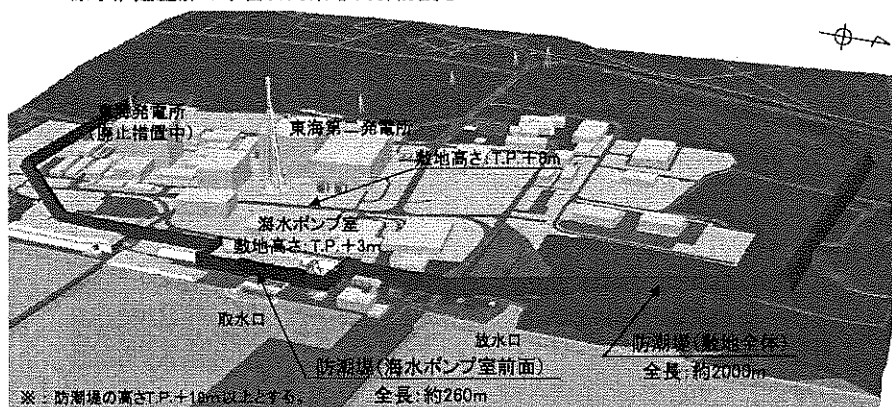


2.5 耐津波設計

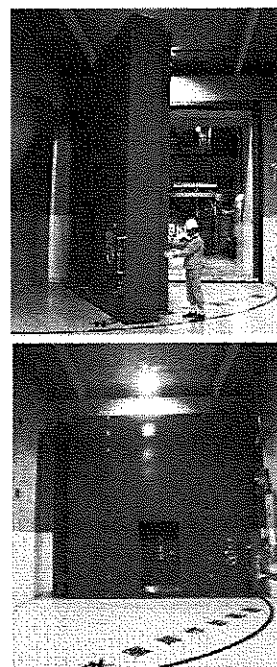
- 耐津波設計上重要な施設(耐震Sクラス)は, 基準津波に対して, 津波の敷地への流入防止【外郭防護1】, 漏水による安全機能への影響防止【外郭防護2】, 津波防護の多重化【内郭防護】により, その安全機能が損なわれないように設計する。

◀ 主な対策内容 ▶

- 防潮堤の設置, 放水路等からの流入防止対策【外郭防護1】
- 海水ポンプグランド冷却水ドレン配管からの逆流防止対策【外郭防護2】
- 原子炉建屋扉の水密化対策【内郭防護】



◀ 防潮堤の概要 ▶



◀ 水密扉の設置例 ▶
(原子炉建屋機器搬入口扉)



3. 外部からの衝撃，火災，溢水による損傷の防止

・新規基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
外部からの衝撃による損傷の防止	火山，竜巻，森林火災等により安全施設の安全機能が損なわれないこと	以下の自然現象による影響に対して，安全施設の安全機能が喪失しない設計とする。 ・火山：降下火砕物による堆積荷重，機器の閉塞，化学的影響 ・竜巻：最大風速等から設定した荷重，飛来物の衝撃荷重 ・森林火災等：熱，爆風，ばい煙
火災による損傷の防止	内部火災により原子炉施設の安全性が損なわれないこと	火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するために，火災発生防止，火災の感知・消火，火災の影響軽減の各防護策を考慮して設計する。
内部溢水による損傷の防止	内部溢水により安全施設の安全機能が損なわれないこと	内部溢水対策設備により，機器及び配管の破損，使用済燃料プールのスロッシング等による溢水を想定しても，炉心及び使用済燃料プールの冷却等の機能を有する構築物，系統及び機器の機能を維持できるよう設計する。

3.1 外部からの衝撃による損傷の防止

事象	評価内容	評価結果
火山	設計対応不可能な火山事象の有無確認	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した。
	降下火砕物の影響評価 > 降下火砕物堆積厚さ：40cm(赤城山)	安全施設について，降下火砕物の影響(堆積荷重，閉塞等)を評価した。 【対策例】 ・堆積荷重，閉塞対策：灰除去作業等 ・吸い込み対策：フィルタ設置，予備フィルタ交換
竜巻	設計竜巻の影響評価 > 最大風速：92m/s(F3クラスを想定)	安全施設について，設計竜巻の影響(荷重，飛来物衝撃)を評価した。 【対策例】 ・飛来物対策：防護ネット等の設置 ・飛散防止対策：構内物品の固縛，固定
	竜巻に伴う飛来物衝突の影響評価 > 鋼製材，鉄パイプ等	
森林火災等	森林火災の影響評価 > 発電所から10km圏内で出火し，延焼する森林火災	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が喪失しないことを確認した。
	近隣産業施設等の火災の影響評価 > 発電所から10km圏内にある産業施設等での火災・爆発(石油コンビナート等の産業施設，危険物タンク，燃料輸送車両，漂流船舶)	安全施設への火災・爆発等の影響を評価し，必要な対策を施すことで，安全施設の安全機能が喪失しないことを確認した。
	航空機墜落による火災の影響評価 > 落下確率が 10^{-7} 回/炉年となる位置での航空機墜落火災	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が喪失しないことを確認した。

3.1(1) 火山事象(1/2)

● 設計対応不可能な火山事象の有無

- 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から、将来の活動可能性が否定できない12火山(右図)を抽出した。
- 将来の活動可能性が否定できない12火山については、発電所から最も近い火山でも敷地から約90kmと十分離れており、また過去に設計対応不可能な火山事象※2が発電所に到達したこともない。このことから、設計対応不可能な火山事象が発電所に影響を及ぼす可能性はなく、火山活動のモニタリングは不要であると評価した。

※1: 約258万年前以降に活動した火山

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

● 発電所に影響を与える可能性のある火山事象

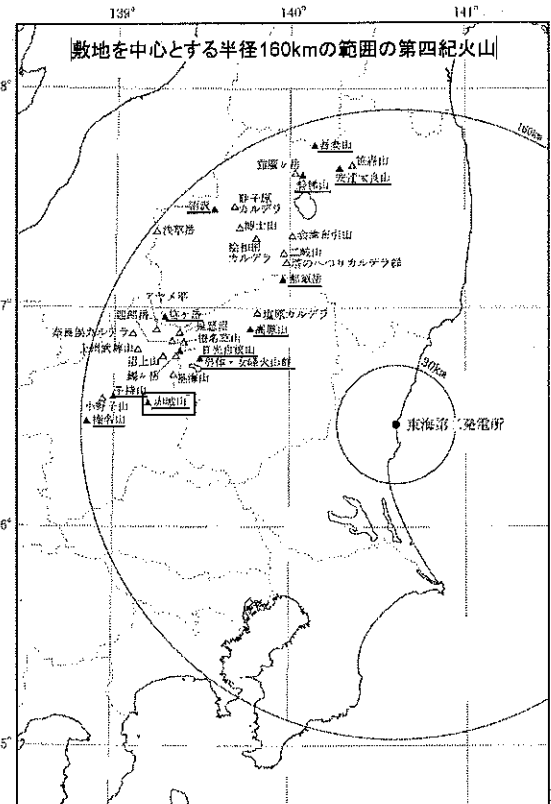
- 発電所敷地に到達する可能性のある火山事象として、降下火砕物が抽出された。
- 160km以遠の第四紀火山も含め、文献及び敷地調査を基に、敷地における降下火砕物の堆積厚さを40cm(赤城山)と評価した。

● 影響評価

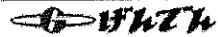
- 原子炉建屋, 海水系等の安全施設について、降下火砕物の影響(堆積荷重, 機器の閉塞, 化学的影響等)を評価した。

● 対策例

- 堆積荷重, 閉塞対策・・・灰除去作業等の実施。
- 吸い込み対策・・・フィルタ設置, 予備フィルタへの交換。



—: 将来の活動可能性が否定できない火山(12火山)



3.1(1) 火山事象(2/2)

● 発電所に影響を与える可能性のある火山事象

- 発電所敷地に到達する可能性のある火山事象として、降下火砕物が抽出された。
- 降下火砕物については、文献調査、敷地付近のボーリング調査等により、その層厚等を調査した。

● 調査結果

- 降下火砕物については、新編火山灰アトラス(町田・新井, 2003)によると、発電所付近において赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)が厚さ10cm~40cmとされている。
- 敷地付近のボーリング調査結果では、赤城鹿沼テフラが約20cmの厚さで確認されている。
- 以上のことから、敷地における降下火砕物の堆積厚さを40cmと評価した。

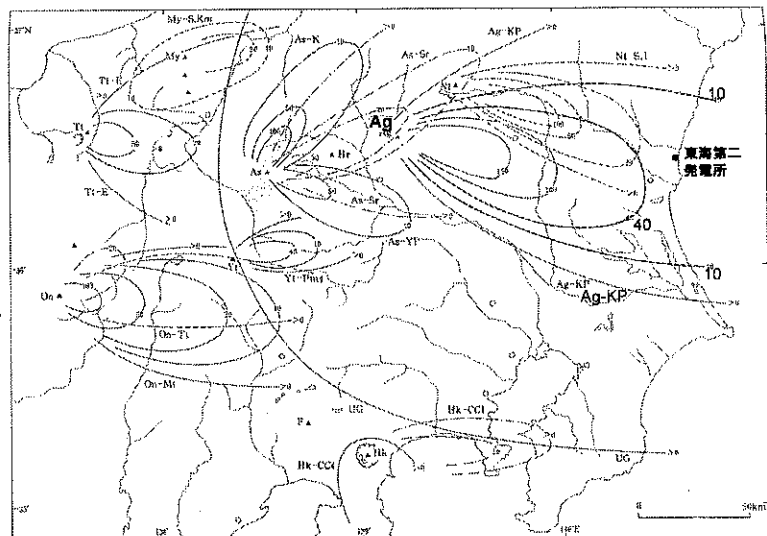


図 3-3-2 中部・関東地方の後期更新世主要テフラの等厚線図(その1)

Ni-G 男体七ヶ岳²²⁾²³⁾²⁴⁾ Ni-I 男体今市²²⁾²³⁾²⁴⁾ UG 立川ローム上層ガラス質²⁵⁾ An-K 浅間群²⁶⁾ (pHの分布も示す)²⁷⁾ As-YP 浅間群²⁸⁾ (pHの分布も示す)²⁹⁾
 As-S 浅間群³⁰⁾ Yl-Pmd ハマ³¹⁾ Ag-KP 赤城鹿沼³²⁾ My-S, Km 砂沢山・栗³³⁾³⁴⁾ Hk-CC4 新飯三島³⁵⁾
 Hk-CC1 鹿沼中央火口丘³⁶⁾ Tr-S 立山³⁷⁾³⁸⁾ On-ML 磐梯山³⁹⁾ On-T1 磐梯山⁴⁰⁾⁴¹⁾ On-T2 磐梯山⁴²⁾
 Tr: 立山; My: 砂沢山; As: 浅間; Hk: 新飯三島; An: 浅間; Ni: 男体山; UG: 立川; Yl: ハマ; F: 富士; Hk: 新飯三島; On: 磐梯山; (1) 関東第一・第二グループ (1940), (2) 赤城山 (1940), (3) 男体山 (1940), (4) 新飯三島 (1940), (5) 浅間 (1940), (6) 浅間 (1940), (7) 浅間 (1940), (8) 浅間 (1940), (9) 浅間 (1940), (10) 浅間 (1940), (11) 浅間 (1940), (12) 浅間 (1940), (13) 浅間 (1940), (14) 浅間 (1940), (15) 浅間 (1940), (16) 浅間 (1940), (17) 浅間 (1940), (18) 浅間 (1940), (19) 浅間 (1940), (20) 浅間 (1940), (21) 浅間 (1940), (22) 浅間 (1940), (23) 浅間 (1940), (24) 浅間 (1940), (25) 浅間 (1940), (26) 浅間 (1940), (27) 浅間 (1940), (28) 浅間 (1940), (29) 浅間 (1940), (30) 浅間 (1940), (31) 浅間 (1940), (32) 浅間 (1940), (33) 浅間 (1940), (34) 浅間 (1940), (35) 浅間 (1940), (36) 浅間 (1940), (37) 浅間 (1940), (38) 浅間 (1940), (39) 浅間 (1940), (40) 浅間 (1940), (41) 浅間 (1940), (42) 浅間 (1940)

新編火山灰アトラス(町田・新井, 2003)に加筆



3.1(2) 竜巻事象

● 基準竜巻・設計竜巻の設定

① 竜巻検討地域の設定

以下の観点に基づき竜巻検討地域を設定した。

- 「気象条件が類似する地域」と「局所的な地域特性」を考慮。
- 発電所は海岸線付近に立地していることから、海岸線から陸側5km及び海側5kmの範囲とする。

② 基準竜巻の最大風速(V_B)の設定

➢ 竜巻検討地域における過去最大の竜巻の風速 V_{B1} (藤田スケールF3:92m/s)と、ハザード曲線より求まる最大風速 V_{B2} から、基準竜巻の最大風速 V_B は92m/sと設定した。

③ 設計竜巻の最大風速(V_D)の設定

- シミュレーション評価結果に基づき、発電所近傍の地形効果による V_B の割増しは考慮不要と判断した。
- 設計竜巻の最大風速 V_D は92m/sと設定した。

● 影響評価

原子炉建屋、海水系等の安全施設について、影響評価(風荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重)を実施した。

(影響評価に用いる最大風速は、 V_D に対し保守性を考慮した100m/sとし、竜巻の特性値はこれに基づき設定した。)

● 対策例

- 風荷重対策 …… 排気筒の補強
- 飛来物対策 …… 防護ネット等の設置
- 飛散防止対策 …… 竜巻飛来物になり得る構内物品の固縛、固定



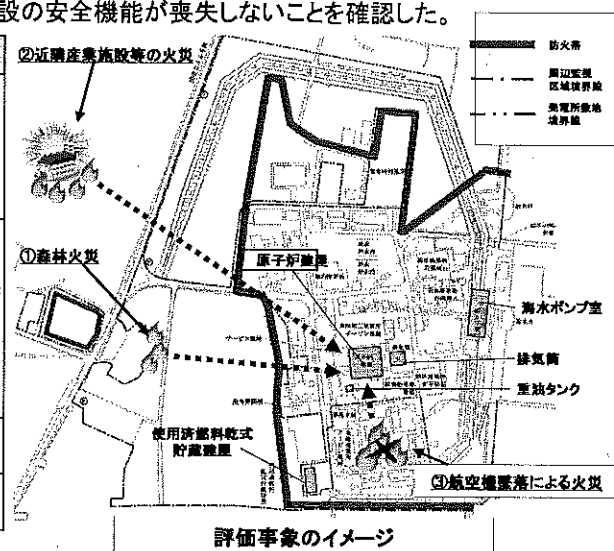
3.1(3) 森林火災等

● 森林火災等の評価事象について、熱、爆風、ばい煙等による影響評価を実施した。

評価事象	評価内容
① 森林火災	発電所から10km圏内で出火し、延焼する森林火災
② 近隣産業施設等の火災	発電所から10km圏内にある産業施設等での火災・爆発(石油コンビナート等の産業施設、危険物タンク、燃料輸送車両、漂流船舶)
③ 航空機墜落による火災	落下確率 10^{-7} 回/炉年となる位置に墜落した航空機による火災

● 必要な対策を施すことで、原子炉建屋、海水系等の安全施設の安全機能が喪失しないことを確認した。

評価事象	影響評価結果、対策例
① 森林火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要な防火帯幅が確保可能であることを確認した。 ・ 防火帯の外縁から原子炉建屋等の間に、必要となる離隔距離を確保可能であることを確認した。 ・ 火災到達時間評価結果から、発電所内に常駐する自衛消防隊による対応が可能であることを確認した。
② 近隣産業施設等の火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所に火災・爆発影響を及ぼす石油コンビナート等の産業施設が、10km圏内に無いことを確認した。 ・ 発電所外の考慮すべき屋外危険物タンク等からの火災・爆発影響について、必要となる離隔距離を確保していることを確認した。 ・ 発電所内の危険物タンクによる火災の熱影響に対し、軽油貯蔵タンクの地下化、重油タンクの貯蔵油量制限等の対策により、原子炉建屋等の外壁が許容限界温度未満となることを確認した。
③ 航空機墜落による火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 航空機墜落による火災の熱影響に対し、原子炉建屋等の外壁が許容限界温度未満となることを確認した。
二次的影響(ばい煙等)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室の居住環境が、換気空調系の外気遮断運転を行うことで影響を受けないことを確認した。

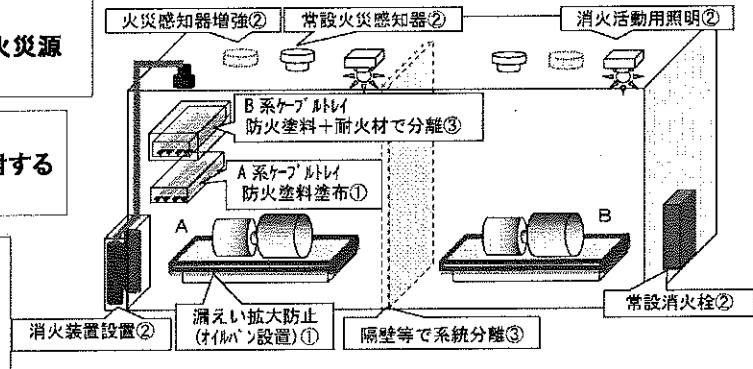


評価事象のイメージ



3.2 火災(1/3)

- 火災源
 - 火災の影響評価のための想定火災源
ケーブル、盤、補機油等
- 火災の影響評価
 - 火災源から火災区域(区画)に対する
影響評価を実施
- 火災防護対策
 - ① 火災発生防止
 - ② 火災の感知及び消火
 - ③ 火災の影響軽減



火災防護対策イメージ

① 火災発生防止

- 不燃性又は難燃性材料の使用を基本とし、同等以上の性能を有する代替材料についても使用する。
 - ・ 機器、配管、トレイ、電線管等は不燃材料を使用
 - ・ 建屋内の変圧器及び遮断器は絶縁油を内包していないものを設置
 - ・ 非難燃性ケーブルについては、難燃ケーブルへの取替えに伴う安全性の低下リスクを考慮し、防火塗料を塗布。自己消火性及び延焼性については、実証試験により性能を検証
(3.2 火災防護対策(3/3)(実証試験について)の項参照)
- 潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とするとともに、拡大防止のため堰等を設置する。
- 電気系統は、保護装置と遮断器の組合せ等により故障回路を切離し過熱、焼損の防止を図る。
- 落雷により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設ける。



3.2 火災(2/3)

② 火災の感知及び消火

- 火災発生を早期に感知し消火するため、中央制御室に警報を発する火災感知設備及び消火設備を設置するとともに初期消火体制を確立する。
 - ・ 確実な火災感知、早期消火のため環境等を考慮した感知器の設置及び消火困難箇所等への固定式消火設備設置
 - ・ 安全機能を有する機器等を設置している火災区域の感知器は多重性、多様性を考慮するとともに作動した場所を特定できる受信器を設置
 - ・ 火災感知設備は外部電源喪失時にも機能を失わないように、非常用電源等から充電

③ 火災の影響軽減

- 原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する系統が、火災により全て喪失しないように、原則、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁等で他の火災区域から分離する。
- 原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する以下の系統の多重化された火災防護対象機器等について、隔壁等により系統分離を行う。

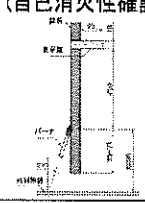
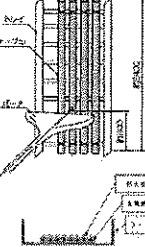
	安全区分Ⅰ	安全区分Ⅱ	安全区分Ⅲ
高温停止	原子炉隔離時冷却系 自動減圧系(A) 低圧注水系(A)/低圧炉心スプレイ系	自動減圧系(B) 低圧注水系(B)/低圧注水系(C)	高圧炉心スプレイ(HPCS)系
冷温停止	残留熱除去海水系(A) 残留熱除去系熱交換器(A)	残留熱除去海水系(B) 残留熱除去系熱交換器(B)	
電源	非常用ディーゼル発電機(C)系 直流電源(A)系	非常用ディーゼル発電機(D)系 直流電源(B)系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(HPCS)系 直流電源(HPCS)系



3.2 火災(3/3)(実証試験について)

実証試験について

- 難燃ケーブルに求められる「火災により燃焼し難く、著しい燃焼をせず、延焼をしない」性能を確認するための実証試験を、防火塗料を塗布した非難燃性ケーブルを使って実施した。
- 実証試験は難燃ケーブルと同じ試験内容で、UL 垂直燃焼試験(自己消火性確認)及びIEEE383 垂直トレイ燃焼試験(延焼性確認)を実施し、性能を検証した。試験結果は以下のとおり。

燃焼試験種類	試験内容	判定基準	判定
UL 垂直燃焼試験 (自己消火性確認) 	<ul style="list-style-type: none"> ・試料を垂直に保持、バーナは20°の傾斜でセットする。(防火塗料厚さ:1.5mm以上) ・バーナを点火して15秒間試料にあてた後、15秒離す操作を5回繰り返す。 ・試験回数3回 	1. 残炎による燃焼が60秒を超えないこと。 2. 表示旗が25%以上燃焼しないこと。 3. 落下物により底部の外科用綿が燃焼しないこと。	良
IEEE 383 垂直トレイ燃焼試験 (延焼性確認) 	<ul style="list-style-type: none"> ・試料をトレイの長さ約2400mmに切断し、トレイ中央に150mm以上になるよう、一層に配列固定する。(防火塗料厚さ:1.5mm以上) ・バーナはトレイの底部から約600mmの高さでトレイの幅方向の中央部にケーブル表面とバーナ口の間隔が75mmとなるように水平に設置。 ・バーナ炎にて20分間燃焼を続ける。 ・規定時間経過後バーナの燃焼を停止し、試料の燃焼の程度を調べる。 ・試験回数3回 	ケーブルがトレイ上端まで延焼しないこと。	良



25

3.3 内部溢水(1/3)

● 溢水源

- ① 溢水影響評価のため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
- ② 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
- ③ 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

● 評価

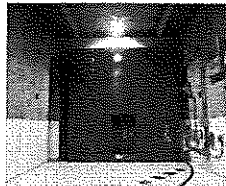
- 上記の溢水に伴う「没水評価」、「被水評価」、「蒸気評価」を実施

● 対策

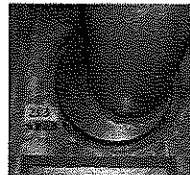
- 耐震B、Cクラス機器の耐震補強による溢水量削減
- 水密扉や浸水防止堰の設置、貫通部シール処理による溢水伝播経路の遮断
- 防護カバー設置による防護対象機器の被水防止、漏えい検知器による早期検知などの実施により、安全施設の機能を確保

・その他：放射性物質を含む溢水が管理区域外へ漏えいすることを防止するための、内部溢水対策を実施。
 具体的例 ⇒ タービン建屋での機器の破損による溢水を考慮した場合に、その溢水が管理区域外に漏えいすることを防止する等。

水密扉の設置(例)

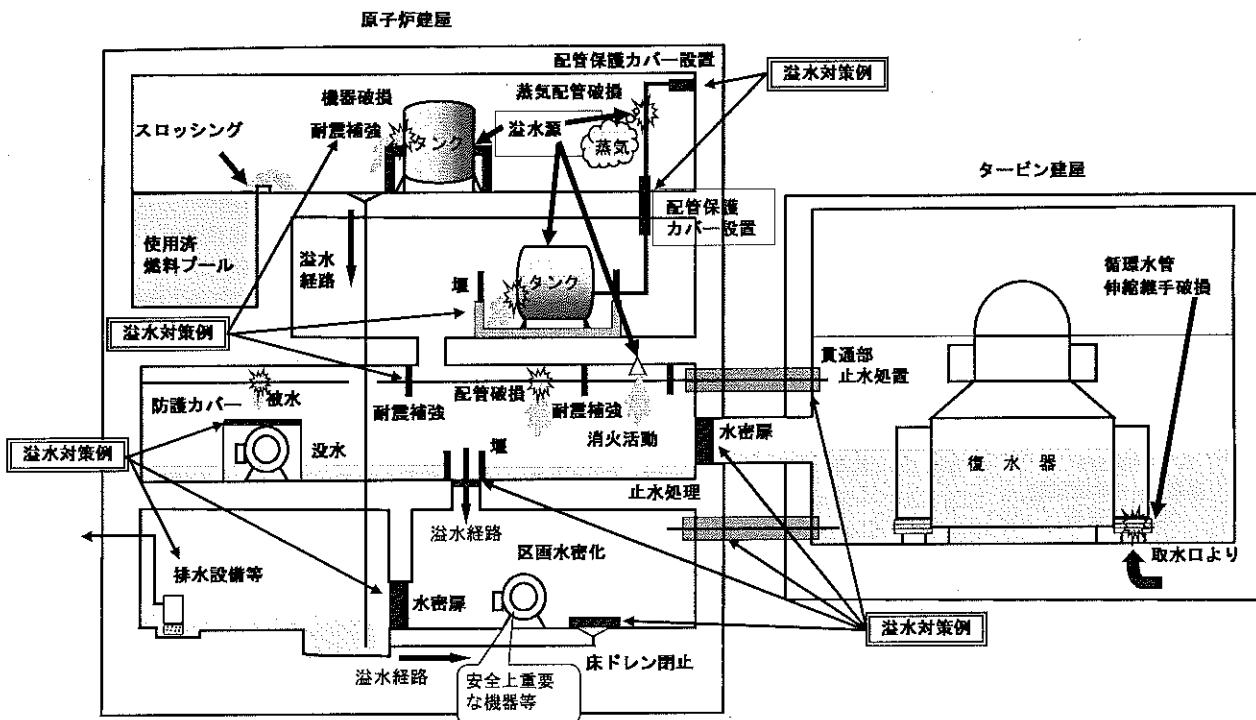


貫通部の止水処理(例)

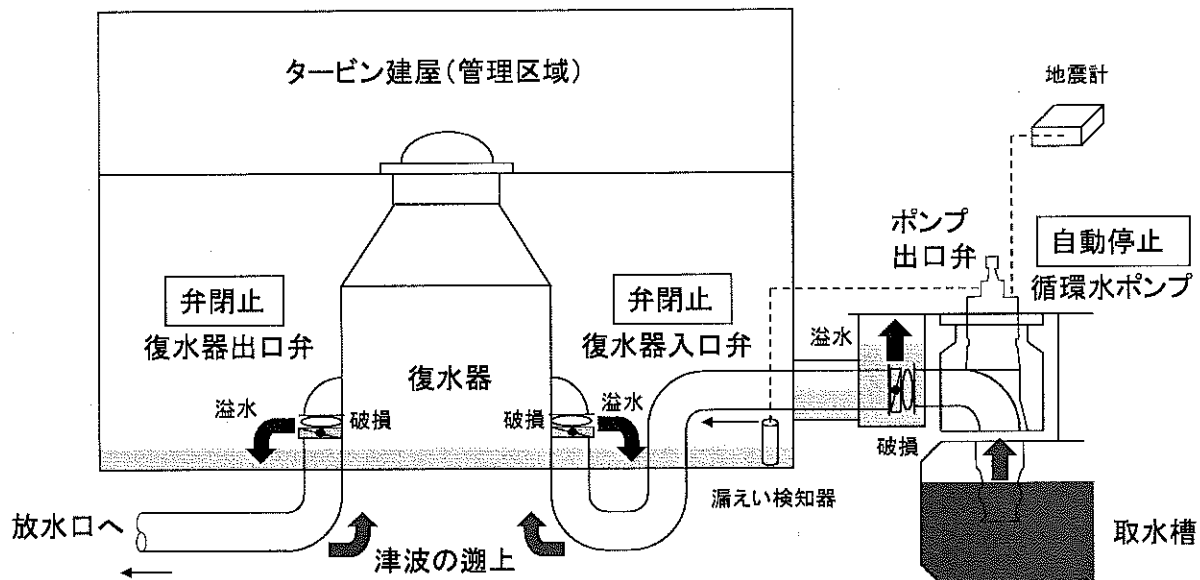


26

3.3 内部溢水(2/3)



3.3 内部溢水(3/3)



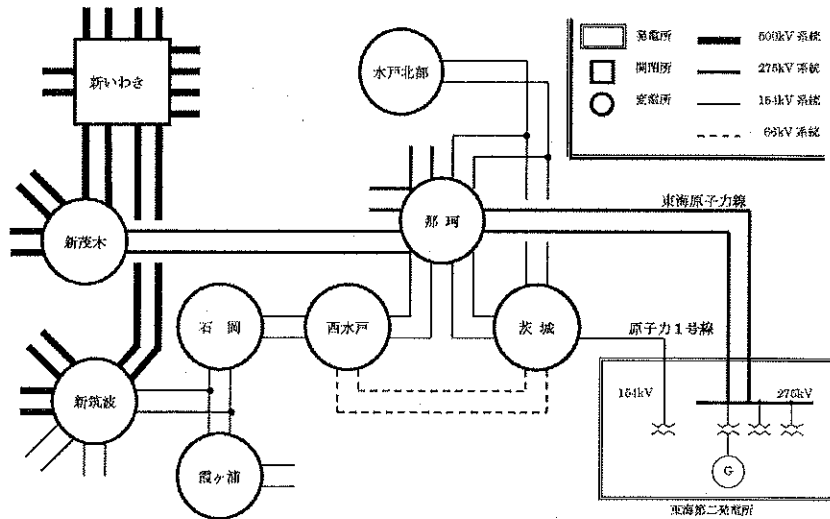
循環水管伸縮継手の破損想定による溢水対応
インターロックによるポンプ自動停止, 弁閉止

- <停止条件>
- ・地震発生時
 - ・漏えい検知時



4. 外部電源

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
外部電源の信頼性	保安電源設備	電力系統へ主回線2回線と予備回線1回線で接続されており、主回線と予備回線は、それぞれ異なる変電所に連系し、物理的にも分離することにより、一方の停止によって原子炉施設に接続された送電線が全て停止しない構成とする。



- 東海第二発電所の外部電源は、275kV送電線にて那珂変電所に、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
- 275kV送電線と154kV送電線は、それぞれ別の送電鉄塔に架線



5. 重大事故等対処施設(炉心損傷防止対策)

新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
炉心損傷防止対策	緊急停止失敗時に未臨界にするための設備	代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及びぼう酸水注入系により、原子炉の緊急停止に失敗した場合でも原子炉を未臨界に維持する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備	常設代替直流電源設備等から原子炉隔離時冷却系への給電により、直流電源系統が使用できない場合でも、原子炉冷却機能を維持する。また、新たに高圧代替注水系を設置することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の冷却機能を強化する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	過渡事象発生時に主蒸気逃がし安全弁を自動で作動させるロジックを設けることにより、原子炉減圧機能を強化する。また、常設代替直流電源設備からの給電及び予備窒素ポンベの配備により、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧機能を維持する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に冷却するための設備	常設低圧代替注水ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等による原子炉注水手段の確立により、既存の炉心注水設備等が機能喪失した場合でも、原子炉冷却機能を維持する。
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	可搬型代替注水中型ポンプ及び残留熱除去系海水系への接続口の設置等により、既存の海水ポンプが機能喪失した場合でも、最終ヒートシンクの機能を維持する。

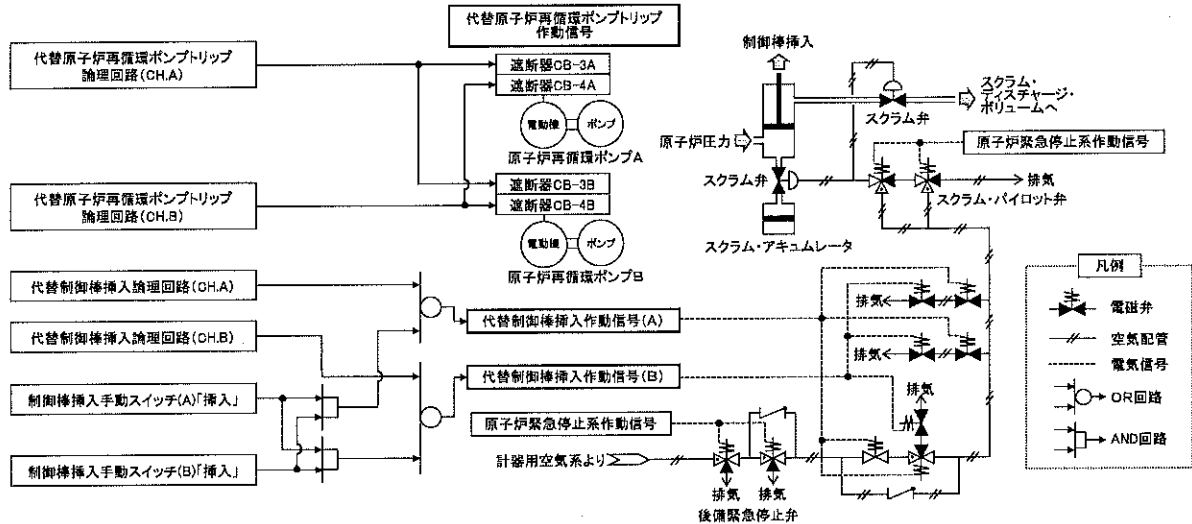


5.1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備

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原子炉を未臨界に移行するため、以下の対策を実施する。

- 代替制御棒挿入機能
 - 原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による制御棒の自動挿入
 - 制御棒挿入手動スイッチによる作動
- 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - 原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による原子炉再循環ポンプの自動停止
- ほう酸水注入系
 - ほう酸水注入手動スイッチによる作動

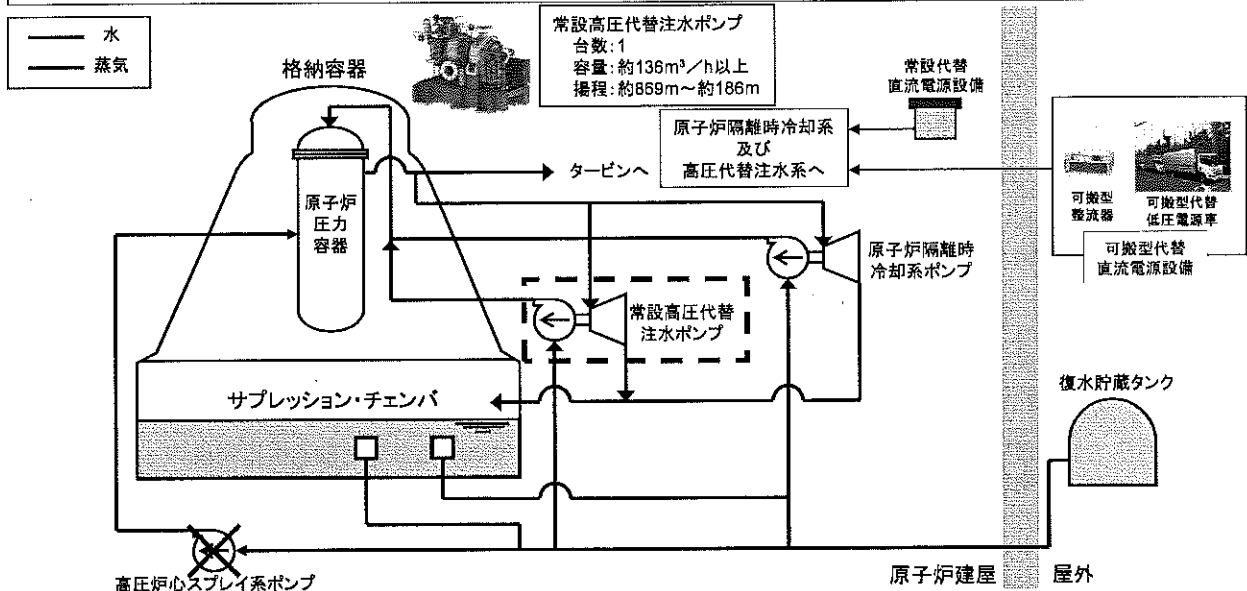
【代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能】



5.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備

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冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策を実施する。

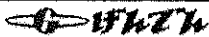
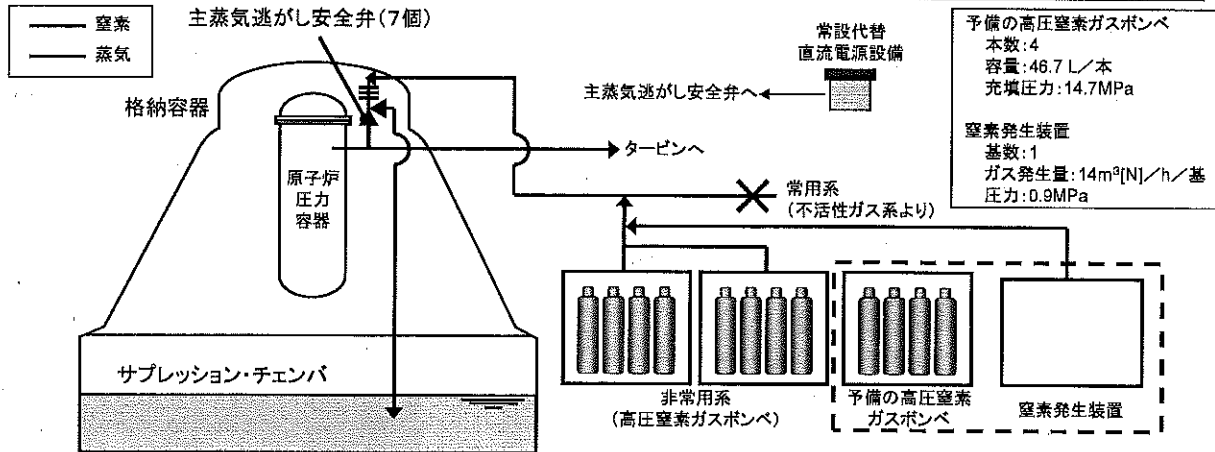
- 全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、必要な期間にわたって原子炉隔離時冷却系が継続運転可能。
- 上記の代替電源設備が機能しない場合であっても現場での手動操作により必要な期間にわたって原子炉隔離時冷却系が運転継続可能。
- 更なる信頼性向上のため、常設高圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクの水等を原子炉に注水する高圧代替注水系を設ける。



5.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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、以下の主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な対策を実施する。

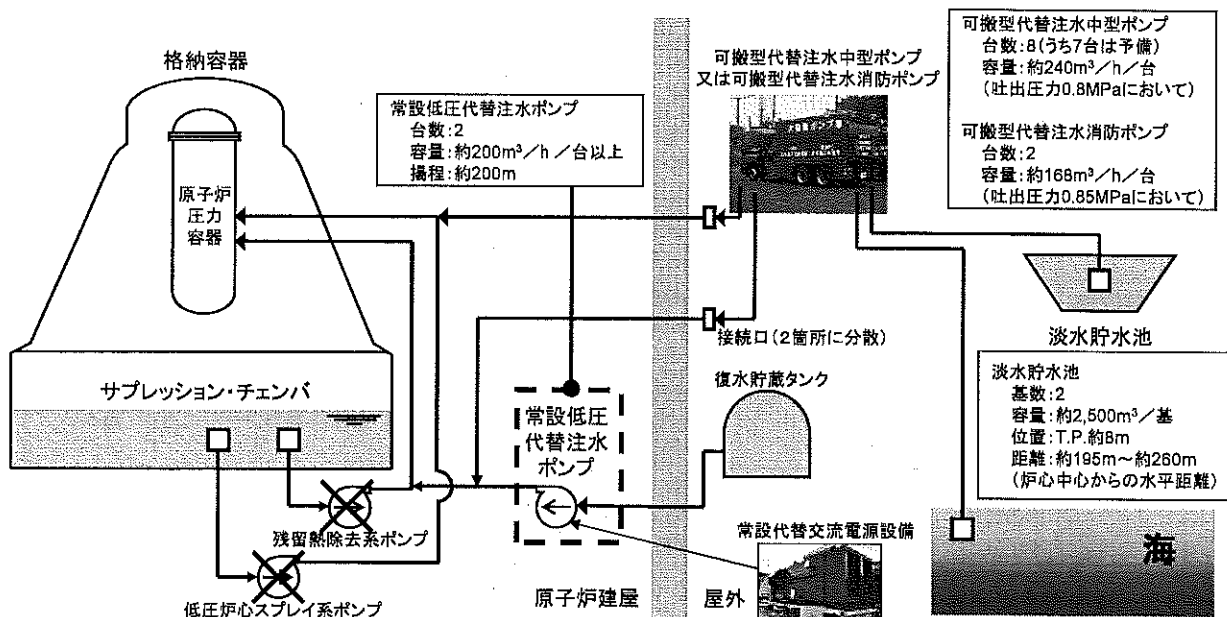
- 過渡時自動減圧機能
 - 原子炉水位異常低下及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の信号より、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる減圧自動化ロジックを設置。
- 電源対策
 - 常設代替直流電源設備により、所内常設直流電源が喪失した場合でも給電が可能。
- 駆動ガス喪失及び背圧対策(自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁7個に対して)
 - 予備の高圧窒素ガスポンベにより、高圧窒素ガス供給系の供給圧力が喪失した場合でも窒素の供給が可能。
 - 更なる信頼性向上のため、窒素発生装置により、予備の高圧窒素ガスポンベの機能が喪失した場合においても、窒素の供給が可能。
 - 想定される重大事故等の環境条件において確実に作動させることができるように、供給圧力を調整することが可能。



5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、以下の対策を実施する。

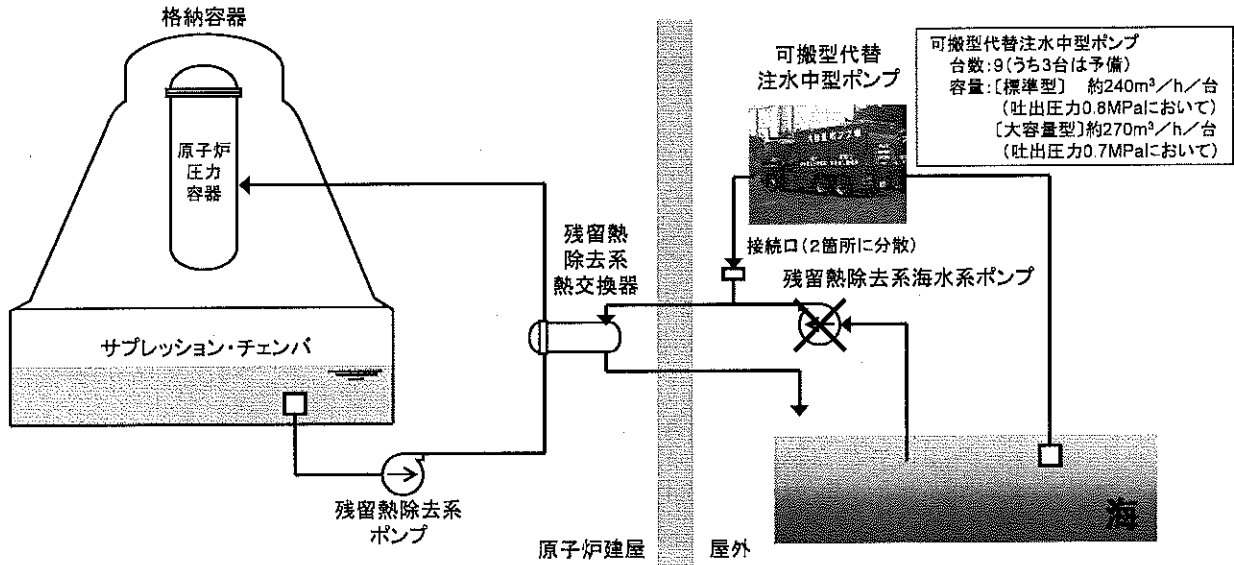
- 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として原子炉に注水する低圧代替注水系(常設)を設ける。
本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
- 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を原子炉に注水する低圧代替注水系(可搬型)を設ける。
- 上記の設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。



5.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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格納容器の破損(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、以下の対策を実施する。

- 残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した際に可搬型代替注水中型ポンプで熱交換器に海水を送水し、海を最終ヒートシンクとして熱を輸送する代替残留熱除去系海水系を設ける。
- 本設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。
- 格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。(格納容器圧力逃がし装置については、6.2を参照。)



6. 重大事故等対処施設(格納容器破損防止対策, 放射性物質の拡散防止・抑制対策)

新規基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

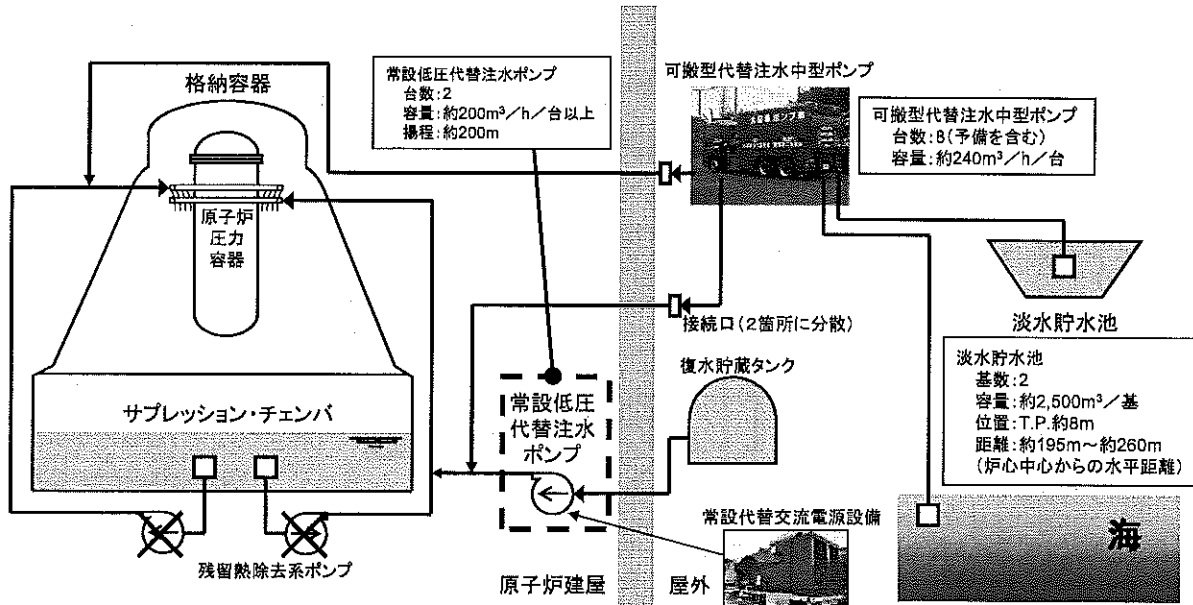
項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ系(常設及び可搬型)により、残留熱除去系の格納容器スプレイ機能が喪失した場合でも、格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質の低減機能を維持する。
	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることで、残留熱除去系が機能喪失した場合でも、格納容器の過圧破損を防止する。
	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系(常設及び可搬型)により、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。
	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	格納容器内の不活性化、水素濃度計による格納容器内水素濃度の監視及び格納容器圧力逃がし装置による水素ガスの格納容器外への排出により、格納容器内の水素爆発を防止する。
放射性物質の拡散防止・抑制対策	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	原子炉建屋6階に設置する静的触媒式水素再結合器、格納容器頂部注水系(常設及び可搬型)及び原子炉建屋内の水素濃度計により、原子炉建屋等の水素爆発を防止する。
	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	代替燃料プール注水系(常設及び可搬型)、使用済燃料プールの状態監視設備(水位、水温、空間線量率)により、使用済燃料プールの冷却、遮へい、未臨界確保機能を維持する。
	放射性物質の拡散を抑制するための設備	可搬型放水装置により、格納容器や使用済燃料プールが破損した場合でも、放射性物質の放出を抑制する。また、汚濁防止膜により、放射性物質を含む水の海洋への拡散を抑制する。



6.1 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する格納容器内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の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために、以下の対策を実施する。

- 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として格納容器内の圧力及び温度を低下させる設備として代替格納容器スプレイ冷却系(常設)を設ける。本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
- 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を格納容器にスプレイする代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を設ける。
- 上記の設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

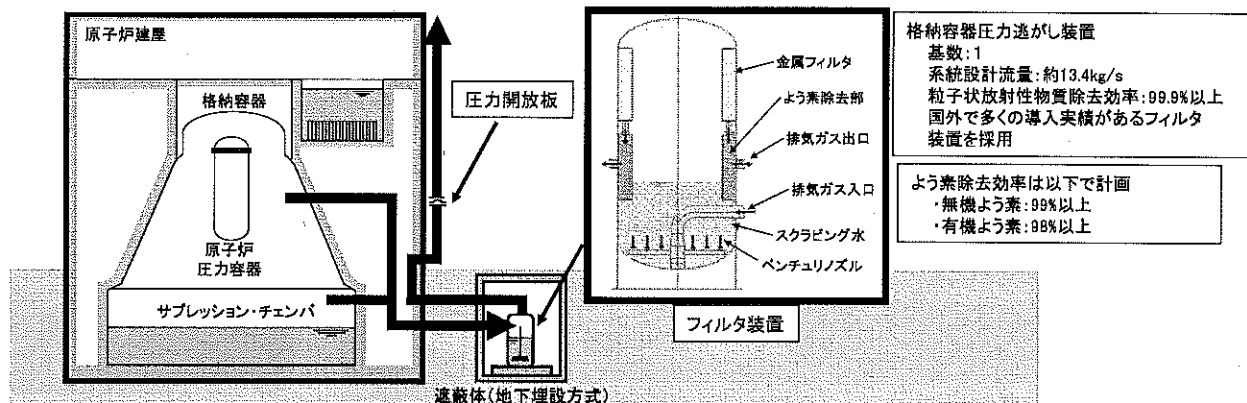


37

6.2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の過圧破損、並びに水素爆発による格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

- 格納容器圧力逃がし装置
 - フィルタ装置及び圧力開放板(排気圧力に対して十分低い圧力に設定)等で構成。
 - 系統内を圧力開放板まで不活性ガスである窒素に置換した状態で待機。
 - 隔離弁(空気駆動弁、電動駆動弁)は二次格納施設外より操作が可能。
 - フィルタ容器は地下埋設方式にて設置(遮蔽、航空機衝突を考慮)。
 - 粒子状放射性物質除去効率99.9%以上より、Cs-137放出量を低減(100TBqを十分下回る)。
 - よう素放出対策技術を適用。
 - 排出経路には、水素及び放射性物質濃度測定装置を設置。
 - 希ガスについてはフィルタによる除去が困難であるため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力上昇を抑制し、格納容器バント実施までの時間を可能な限り遅延させることで、希ガスを減衰させ、放出量の低減を図る。

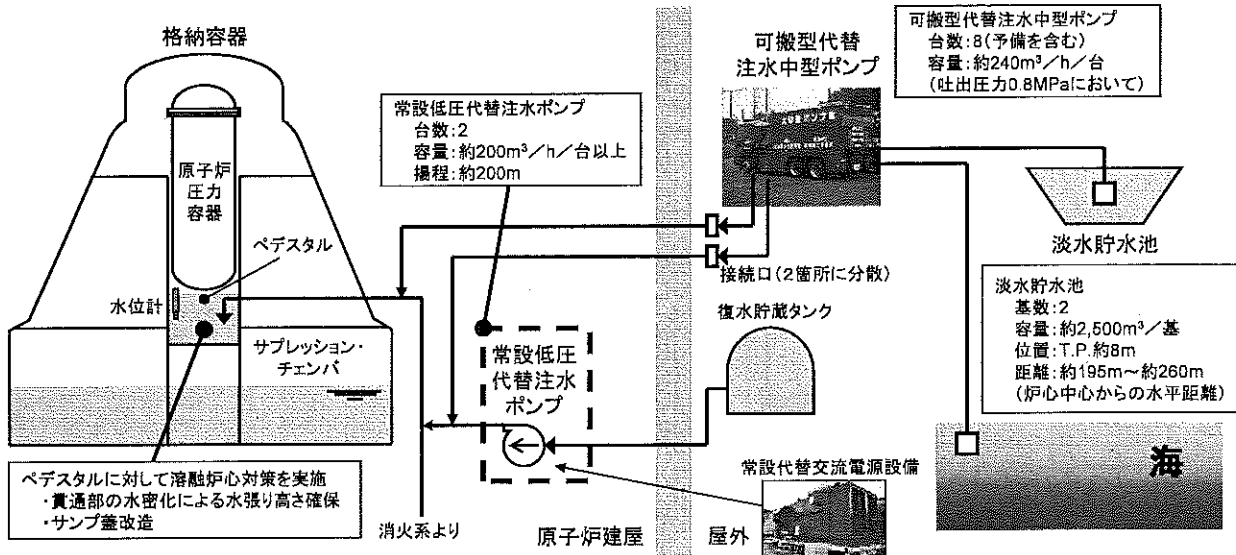


38

6.3 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

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溶融炉心を冷却する、以下の対策を実施する。

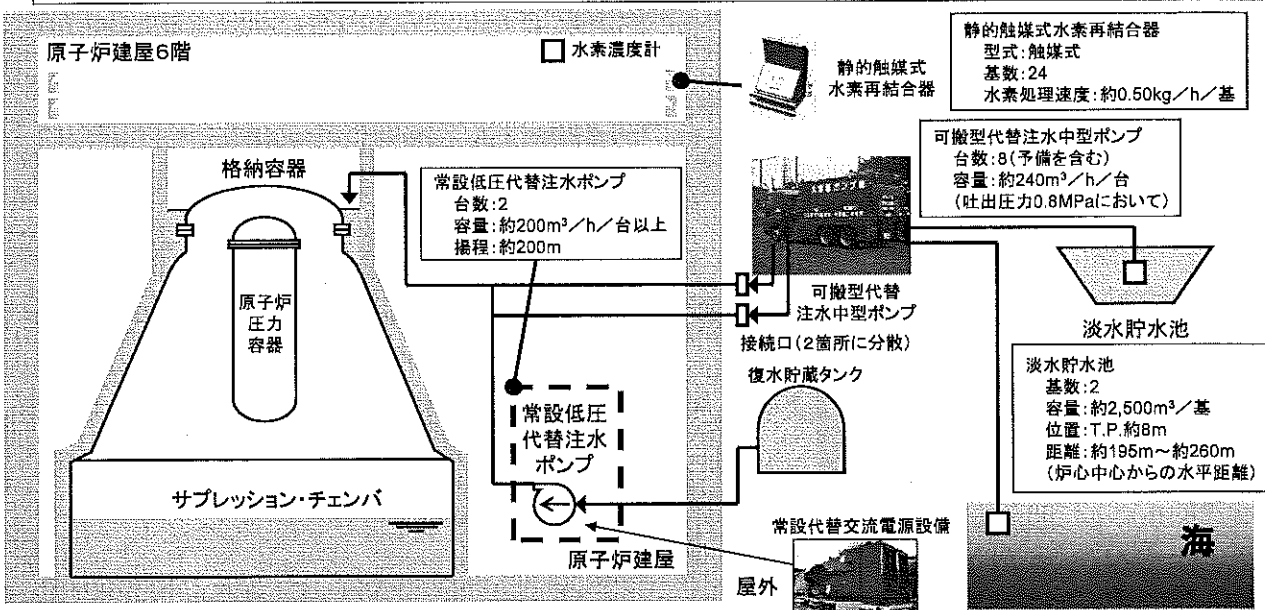
- 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(常設)を設ける。本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
- 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(可搬型)を設ける。
- 上記の設備は、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。



6.4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施する。

- 原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制するため、原子炉建屋6階に静的触媒式水素再結合物を設置する。
- 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として格納容器頂部に注水する格納容器頂部注水系(常設)を設ける。本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
- 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を格納容器頂部に注水する格納容器頂部注水系(可搬型)を設ける。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置する。本設備は代替電源設備からの給電が可能。

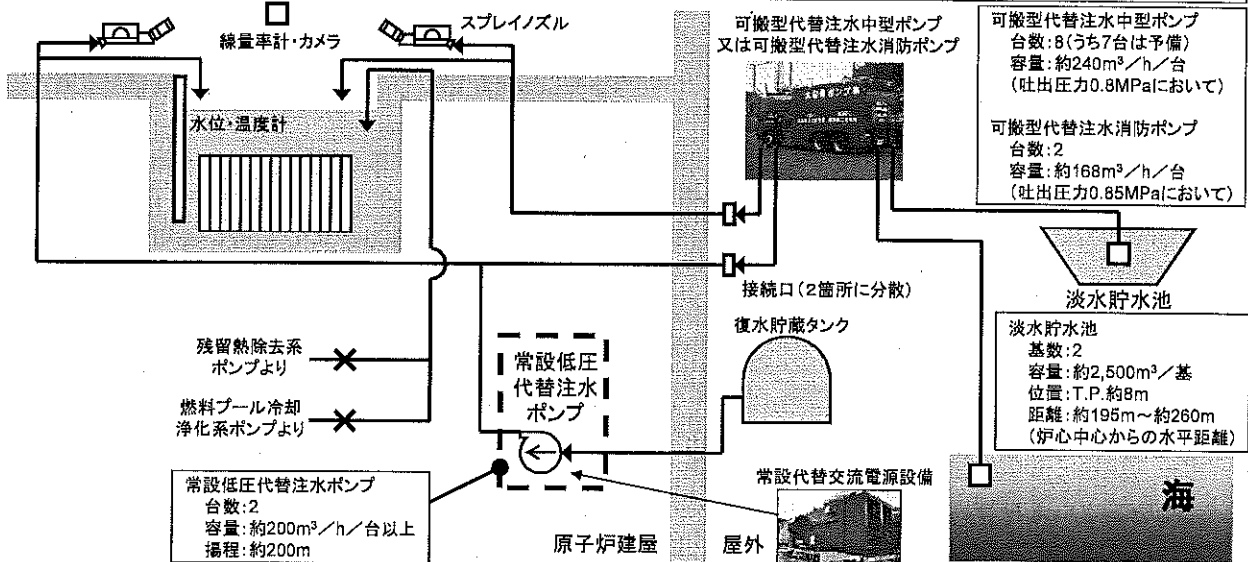


6.5 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

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プール水位が低下した場合において、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に、以下の対策を実施する。

- 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として使用済燃料プールへ注水する代替燃料プール注水系（常設）を設ける。本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
- 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を使用済燃料プールへ注水する代替燃料プール注水系（可搬型）を設ける。
- 上記の設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

プールからの大量の水の漏えいその他の要因によりプールの水位が維持できない場合には、プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するために、代替燃料プール注水系（常設及び可搬型）により燃料体等に直接スプレイし、崩壊熱を除去する。

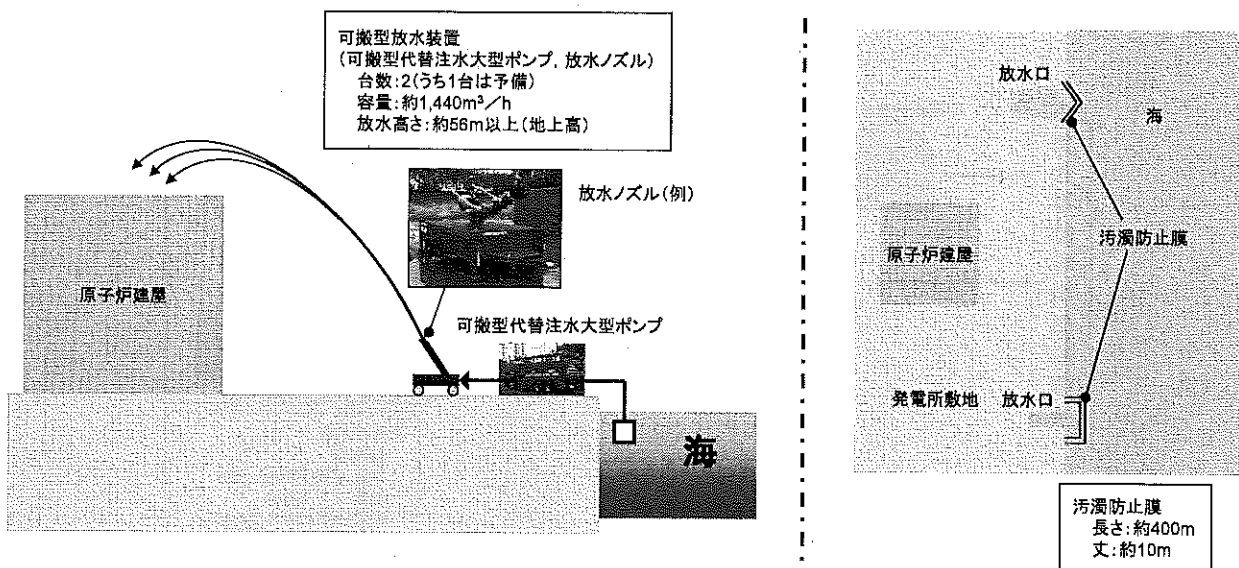


41

6.6 放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び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、原子炉建屋から発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために、以下の対策を実施する。

- 可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し、原子炉建屋へ放水できる可搬型放水装置を配備する。本設備は原子炉建屋の周辺における航空機燃料火災へ対応するため、油火災に有効な泡放射が可能。
- 原子炉建屋へ放水した後の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。



42

7. 重大事故等対処施設(その他の設備)

・新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
その他の設備	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	複数の代替淡水源の使用手順の整備や、代替水源として海水を活用する手順の整備等により、水供給機能を維持する。
	電源設備	常設代替高圧電源装置や可搬型代替低圧電源車を活用した交流電源の確保、所内常設直流電源設備を活用した直流電源の確保等により、電源供給機能を維持する。
	計装設備	主要パラメータの推定手段(代替パラメータ等)の整備により、計測設備が機能喪失した場合でも、プラントパラメータの把握機能を維持する。
	中央制御室	中央制御室(既設)の遮へいや換気空調設備により、制御室の機能(居住性)を維持する。
	監視測定設備	可搬型測定器等により、既存のモニタリング設備が機能喪失した場合でも、放射線量率等の監視機能を維持する。
	緊急時対策所	緊急時対策所の耐震性、遮へい設計、換気空調設備等により、重大事故発生時でも緊急時対策所の機能(居住性)を維持する。
	通信連絡を行うために必要な設備	衛星電話、統合原子力防災ネットワーク等により、通信連絡機能を維持する。
	可搬型重大事故等対処設備の保管場所等	地震、津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他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場所に保管する。

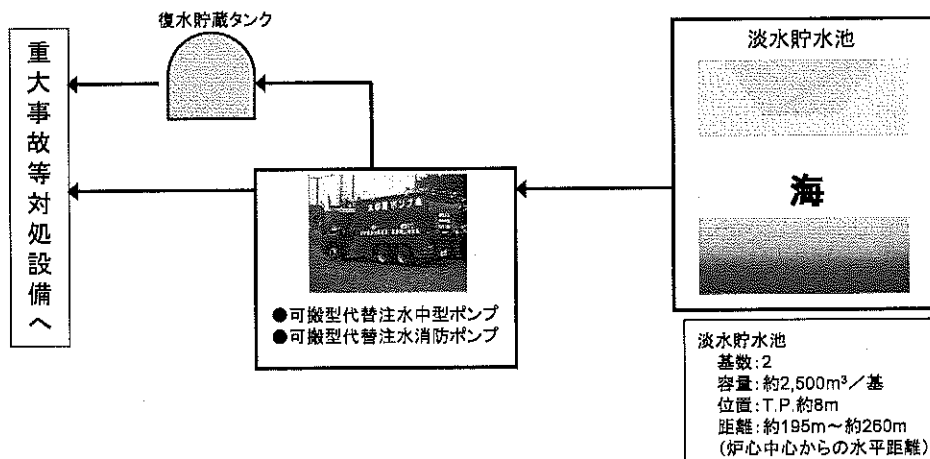


43

7.1 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、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とともに、これらの水源から注水が必要な場所への供給設備を配備する。

- 水源の確保
 - > 淡水については、淡水貯水池を設置。
 - > 海水については、複数箇所から取水が可能。
- 淡水貯水池の水、若しくは海水を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ等により各注水先へ注水が可能。
- 淡水貯水池の水、若しくは海水を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ等により復水貯蔵タンクへ補給が可能。

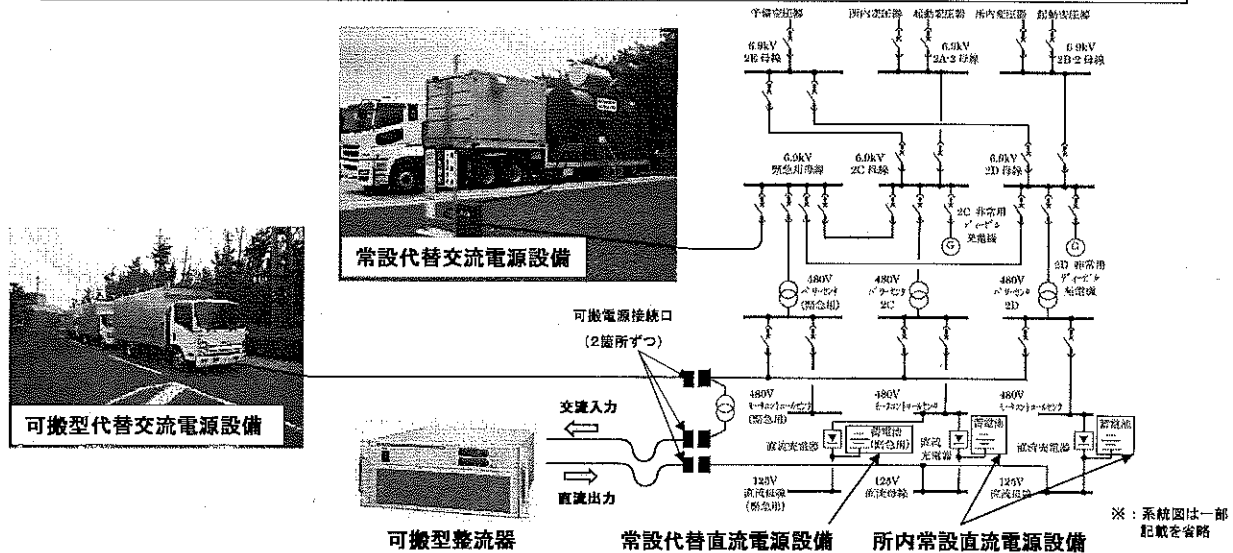


44

7.2 電源設備

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、以下の対策を実施する。

- 常設代替交流電源設備を設置する。
- 可搬型代替交流電源設備及び可搬型整流器を配備する。
- 所内常設直流電源設備を増強(増容量)する。
- 常設代替直流電源設備を設置する。
- 軽油貯蔵タンク、地下軽油タンクにより、7日間重大事故等対処設備の運転に必要な燃料を確保する。



7.3 計装設備(1/2)

重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難になった場合においても、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、以下の対策を実施する。

- 原子炉施設の状態の推定手段
 - 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位、原子炉圧力容器及び格納容器への注水量)の把握能力(最高計測可能範囲)を明確にし、これを超えた場合の原子炉施設の状態を推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける。

【原子炉施設の状態を推定する計装】

項目	主機器	計測範囲	主な代替機器
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器表面温度計	0~300°C	原子炉圧力計 原子炉水位計
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力計	0~10.5MPa	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計 原子炉水位計、原子炉圧力容器表面温度計
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位計	-3,800~+1,500mm ^{※1} -3,800~+1,300mm ^{※2}	高圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計、原子炉隔離時冷却系系統流量計及びポンプ吐出圧力計、低圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計、残留熱除去系系統流量計及びポンプ吐出圧力計、高圧代替注水系系統流量計及びポンプ吐出圧力計、低圧代替注水系系統流量計(原子炉圧力容器)及びポンプ吐出圧力計、原子炉圧力計
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量計 原子炉隔離時冷却系系統流量計 低圧炉心スプレイ系系統流量計 残留熱除去系系統流量計 高圧代替注水系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計(原子炉圧力容器)	0~500 L/s 0~50 L/s 0~600 L/s 0~600 L/s 0~50 L/s 0~500 m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力計 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 原子炉圧力計、原子炉水位計、復水貯蔵タンク水位計
格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計(格納容器)	0~600 L/s 0~500 m ³ /h 0~200 m ³ /h ^{※3}	残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 格納容器内圧力計、格納容器内水位計、復水貯蔵タンク水位計

※1：基準点は蒸気乾燥器スカート下部(ベッセルゼロレベルより1,340cm)

※2：基準点は有効燃料頂部(ベッセルゼロレベルより915cm)

※3：下部ベズスタル注水量



7.3 計装設備(2/2)

- 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの計測又は監視及び記録
 - 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータ(格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率)が計測又は監視及び記録できる設備を設ける。

【格納容器内に係るパラメータ】

項目	主機器	計測範囲	監視/記録
格納容器内の温度	格納容器内温度計	0~200°C	指示計, 記録計
格納容器内の圧力	格納容器内圧力計	0~1MPa abs	指示計, 記録計
格納容器内の水位	格納容器内水位計	-4~+16m* (T.P.-970mm~+19,030mm)	指示計, 記録計
格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気気水素濃度計	0~20% (狭域) 0~100% (広域)	指示計, 記録計
格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	指示計, 記録計

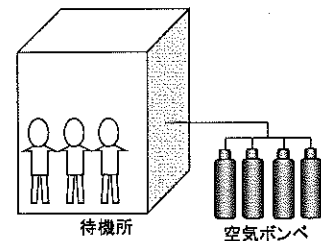
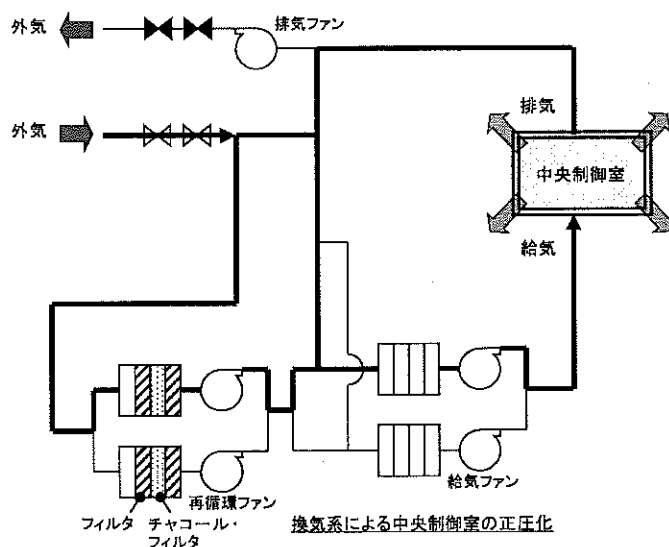
※：基準点は通常運転水位(T.P.+3,030mm)



7.4 中央制御室

重大事故が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な対策を実施する。

- 中央制御室用の空調、照明及び原子炉建屋ガス処理系等は、代替交流電源設備からの給電が可能とする。
- 格納容器破損防止対策の有効性評価において、被ばくの観点から厳しい事象(大破断LOCA+ECCS機能喪失+全交流動力電源喪失)においても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計
 - 中央制御室へのインリークを防止するため、換気系により中央制御室を正圧化する。
 - 格納容器ベント実施時(ブルーム通過時)に運転員が滞在する、遮蔽機能付きの待機所を設ける(主要なパラメータを監視可能とする)。
 - 原子炉建屋ガス処理系の運転により、格納容器より漏えいする放射性物質を除去する。
- 放射性物質による汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置。



待機所の設置



7.5 監視測定設備

可搬型測定器等により、既存のモニタリング設備が機能喪失した場合でも、放射線量率等の監視機能を維持する。

- モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る可搬型モニタリング・ポストを配備する。
- 気象観測設備が機能喪失しても代替し得る可搬型気象観測設備を配備する。

● 放射線監視設備

- モニタリング・ポスト(4基:既設)
 - 電源：非常用電源, 代替交流電源, 専用無停電電源装置
 - 通信：有線, 無線
- 放射能観測車(1台:既設)
 - γ線サーベイメータ, タストサンプラ, 風向風速計, 無線通話装置等
- 可搬型モニタリング・ポスト(4基+予備)
 - 電源：外部バッテリー
 - 通信：衛星回線

● 気象観測設備

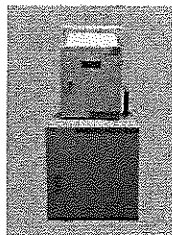
- 気象観測設備(1式:既設)
 - 風向風速計*, 日射計*, 放射収支計*, 温度計, 雨量計
- 可搬型気象観測設備(1式+予備)
 - 風向風速計*, 日射計*, 放射収支計*

※：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

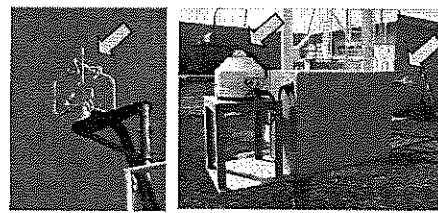
【放射能観測車(既設)】



【可搬型モニタリング・ポストイメージ】



【可搬型気象観測設備イメージ】



(風向風速計)

(日射計(左), 放射収支計(右))



7.6 緊急時対策所

設計基準事故又は重大事故等の発生時においても、必要な指示を行う要員がとどまることができる緊急時対策所を設置する。

- 設置場所
 - 東海第二発電所原子炉建屋北側に位置し、当該建屋より約360m離れた場所に設置する。
- 耐震性・耐津波性
 - 基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しない設計とする。
 - 基準津波に対し、防潮堤の内側に設置するとともに、溢水を考慮した浸水対策により緊急時対策所の機能を喪失しない設計とする。

【居住性】

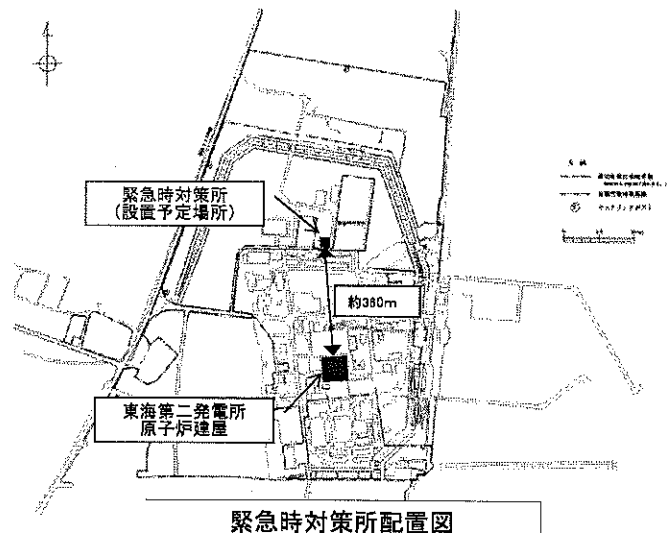
- 福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出に対して、緊急時対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう、適切な換気設計及び遮蔽設計を行う。
 - ・ 空気浄化ファン及び空気浄化フィルタユニット(100%容量×2系統)を配備
 - ・ 緊急時対策所へのインリークを防止するため、空気ポンペにより建屋内を加圧
 - ・ 天井、壁及び床に鉄筋コンクリート遮蔽壁を設置
- 放射性物質による汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する設計とする。

【電源設備】

- 所内電源に加え、代替電源設備として専用の発電機(100%容量×2台)を配備し、電源の多重性又は多様性を確保する設計とする。

【通信連絡設備】

- 発電所内外の必要箇所と連絡をとるための通信連絡設備(無線通信設備, 衛星通信設備, テレビ会議システム, プラントパラメータ表示端末等)を設置する設計とする。

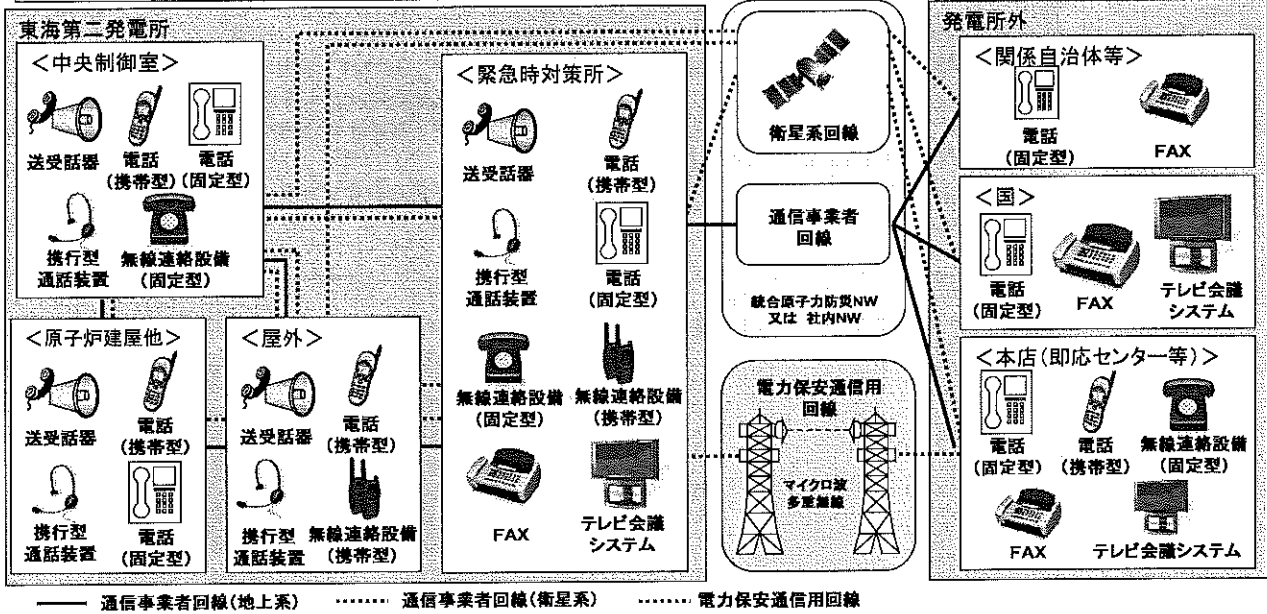


緊急時対策所配置図



7.7 通信連絡を行うために必要な設備

- 重大事故等が発生した場合において、発電所内及び所外必要箇所との通信連絡を行うために、以下の設備を配備する。
 - 発電所内は中央制御室及び緊急時対策所に送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備を設置又は配備し、多様性を有した通信連絡手段を確保する。
 - 所外必要箇所とは、緊急時対策所に加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設置し、多様性を有した通信連絡手段を確保する。



7.8 可搬型重大事故等対処設備の保管場所等

- 可搬型設備保管場所
 - 可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象(主に竜巻と森林火災)によって、設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうことがないように、1セットずつ分散配置する。
 - 故意による大型航空機衝突、その他テロリズム等に対して原子炉建屋と同時に影響を受けることがないように、原子炉建屋から100m以上離れた場所に保管する。また、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋、海水ポンプ室及び屋外に設置される常設代替高圧電源装置と異なる場所に保管する。
- アクセスルート
 - 分散した可搬型設備保管場所から、複数ある取水箇所及び接続口(電源)それぞれへのアクセスルートを設定し、可能な限りサブルートも設定する。また、それぞれの取水箇所から複数ある接続口(水源)についても同様に設定する。



8. 重大事故等又は大規模損壊に対処するための技術的能力

重大事故等が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは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発電用原子炉施設の大規模損壊が発生した場合における必要な体制、手順等を整備するとともに、緊急時対策要員に対する教育・訓練を継続的に実施し、対応能力の維持・向上を図る。

対応体制

- 重大事故等が発生した場合は、原子力事業者防災業務計画に基づき、緊急時対応体制を発令するとともに、発電所及び本店に災害対策本部を設置し、プラントメーカーや協力会社からの支援を得ながら、全社体制で事故収束活動を行う。
- 休日・夜間の速やかな対応のため発電所及び近隣への常駐体制を整備するとともに、十分な訓練を受けた者を配置する。
(常駐要員)・運転員・指揮命令、通報連絡要員・初期消火要員・アクセスルート確保要員・電源、注水・除熱確保要員

手順の整備

- 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順
- 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順
- 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手順
- 使用済燃料プールの冷却等のための手順
- 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順
- 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順
- 電源の確保に関する手順 等を整備

教育・訓練

- 緊急時対応訓練を平成23年4月から実施

年度	訓練回数			合計	年度	参加延べ人数		
	H23	H24	H25			H23	H24	H25
総合	1回	1回	1回	3回	総合	128名	185名	160名
要素	80回	97回	127回	304回	要素	526名	588名	1009名

(H26年3月末現在)

> 総合訓練内容

- ・ 原子力災害を想定し、いくつかの要素訓練を組み合わせ、組織間を有機的に活動させる訓練

> 要素訓練内容

- ・ 災害対策本部要員のフルスコープシミュレータ連携訓練
- ・ 電源車と電源盤とのケーブル接続等の電源確保実動訓練
- ・ 原子炉・使用済燃料プールへの代替注水等の実動訓練
- ・ ホイールローダを用いた模擬がれき撤去の実動訓練
- ・ 緊急時通信手段を用いた通信訓練 ・ 夜間訓練 他

訓練実施状況



総合訓練

がれき撤去訓練

電源確保訓練



代替注水訓練

通信訓練

夜間訓練



9. 重大事故等対策の有効性評価

・ 新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容

項目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
重大事故等の拡大の防止等	PRAによる事故シーケンスグループ、格納容器破損モードの抽出	PRAの知見を踏まえ事故シナリオを分析した結果、規則の解釈で指定される事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されなかった。
	炉心の著しい損傷防止	想定する事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するための対策が有効であることを確認した。
	原子炉格納容器の破損の防止	想定する格納容器破損モードに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するための対策が有効であることを確認した。
	使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止	使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料が著しい損傷に至る可能性のある想定事故への対策が有効であることを確認した。
	運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止	想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、原子炉内燃料体が著しい損傷に至る可能性のある想定事故への対策が有効であることを確認した。



9.1 PRA(1/2)

- 確率論的リスク評価(PRA)の知見を活用して、想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードを抽出

＜評価対象範囲＞

- 出力運転時内部事象レベル1 (炉心損傷頻度 約 2.3×10^{-5} /炉年)
- 出力運転時内部事象レベル1.5 (格納容器破損頻度 約 2.3×10^{-5} /炉年)
- 地震レベル1 (詳細評価中)
- 津波レベル1 (詳細評価中)
- 停止時レベル1 (炉心損傷頻度 約 4.7×10^{-6} /定期検査)



「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」で指定される事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- 抽出した事故シーケンスグループ、格納容器破損モードについて、評価する重要事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施

＜有効性評価の内容＞

- 炉心損傷防止対策の有効性評価
- 格納容器破損防止対策の有効性評価
- 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



評価項目を満足することを確認



9.1 PRA(2/2)

- PRA結果から得られるプラントの特徴*

PRA	プラントの特徴	主な重大事故等対策
出力運転時内部事象レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい (崩壊熱除去機能を有する系統は残留熱除去系のみであるため) ⇒代替除熱手段、サポート系の代替手段の確保により、リスク低減が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント系による除熱 ・代替残留熱除去系海水系による除熱 ・常設代替高圧電源装置による電源供給
出力運転時内部事象レベル1.5PRA	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器過圧・過温破損の割合が大きい (レベル1PRAの崩壊熱除去機能喪失は格納容器先行破損シーケンスであり、レベル1.5PRAの結果に対して支配的となるため) ⇒リスク低減対策は出力運転時内部事象レベル1PRAと同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント系による除熱 ・代替残留熱除去系海水系による除熱 ・常設代替高圧電源装置による電源供給
停止時レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい (定期検査工程の進捗に伴い、緩和手段として電源供給機能及び注水・除熱機能が少ない場合があるため) ⇒代替電源、代替注水・除熱手段の確保により、リスク低減が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置による電源供給 ・低圧代替注水系(常設・可搬型)による原子炉注水 ・代替残留熱除去系海水系による除熱

※：地震レベル1PRA、津波レベル1PRAについては詳細評価中



9.2 有効性評価(1/3)

【炉心損傷防止対策の有効性評価】

事故シーケンスグループ	解析コード	重要事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策	評価結果の概要*	
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 +高圧注水失敗 +低圧注水失敗	・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系	・燃料被覆管最高温度: 約860°C (1200°C) 【原子炉停止機能喪失】 ・燃料被覆管の酸化量: 1%以下 (15%) 【原子炉停止機能喪失】 ・原子炉圧力: 約8.4MPa[gage] (10.34MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)) 【原子炉停止機能喪失】 ・格納容器最高圧力: 約0.32MPa[gage] (0.62MPa[gage] (限界圧力)) 【LOCA時注水機能喪失】 ・格納容器最高温度: 約170°C (200°C (限界温度)) 【全交流動力電源喪失】 ・非居住区域境界外の実効線量: ○格納容器圧力逃がし装置 約0.12mSv (5mSv) ○耐圧強化ベント 約0.10mSv (5mSv) 【全交流動力電源喪失】	
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 +高圧注水失敗 +原子炉手動減圧失敗	・過渡時自動減圧回路 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧注水系 ・残留熱除去系		
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	外部電源喪失 +非常用所内電源喪失 +原子炉隔離時冷却系 による注水継続	・原子炉隔離時冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・残留熱除去系及び代替残留熱除去系海水系		
崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 +取水機能喪失 +全交流動力電源喪失		・原子炉隔離時冷却系 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・残留熱除去系及び代替残留熱除去系海水系
	残留熱除去系故障	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 +残留熱除去系機能喪失		・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	主蒸気隔離弁の誤閉止 +スクラム失敗	・代替原子炉再循環ポンプトリップ回路 ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系		
LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP	中小破断LOCA +ECCS機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系		
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	残留熱除去系配管破断	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系		

※: ()内は判断基準となる数値を示す



9.2 有効性評価(2/3)

【格納容器破損防止対策の有効性評価】

格納容器破損モード	解析コード	重要事故シーケンス	主な格納容器破損防止対策	評価結果の概要*
費用気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP	大破断LOCA +全交流動力電源喪失 +ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置	・格納容器最高圧力: 約0.62MPa[gage] (0.62MPa[gage] (限界圧力)) ・格納容器最高温度: 約190°C (200°C (限界温度)) ・Cs-137総放出量 約1 × 10 ⁻⁴ TBq (100TBq)
高圧溶融物放出/格納容器昇気筒直接加熱	MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	・主蒸気逃がし安全弁	・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力: 約0.16MPa[gage] (2.0MPa[gage])
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP	大破断LOCA +全交流動力電源喪失 +ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・格納容器下部注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	・格納容器圧力(溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下時): 約0.43MPa[gage] (0.62MPa[gage] (限界圧力))
水素燃焼	MAAP	大破断LOCA +全交流動力電源喪失 +ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置	・格納容器内の酸素濃度(ベント直前): 約3.3vol% (5vol%)
格納容器直接接触(シェルアタック)	-	(原子炉圧力容器から落下した溶融炉心が原子炉格納容器/バウンダリに直接接触することはない構造)		
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	大破断LOCA +全交流動力電源喪失 +ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・格納容器下部注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	・溶融炉心によるコンクリート侵食: 侵食は生じることなく、溶融炉心は適切に冷却される

※: ()内は判断基準となる数値を示す



9.2 有効性評価(3/3)

【使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価】

事故シーケンスグループ	解析コード	重要事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策	評価結果の概要
想定事故1: 使用済燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	-	使用済燃料プール冷却系の故障 +水補給失敗	・代替燃料プール注水系(可搬型)	・水位低下が厳しい【想定事故2】においても、通常運転水位から約0.38m低下するに留まり、燃料は露出することなく、放射線の遮蔽、未臨界の維持は確保される
想定事故2: サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故	-	冷却系配管の全周破断 +水補給失敗	・代替燃料プール注水系(可搬型)	

【運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価】

事故シーケンスグループ	解析コード	重要事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策	評価結果の概要
崩壊熱除去機能喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失)	-	運転中の残留熱除去系(停止時冷却モード)の故障	・残留熱除去系	・水位低下が最も厳しい【原子炉冷却材の流出】においても、燃料有効長頂部の約3.7m上まで低下するに留まり、燃料は露出することなく、放射線の遮蔽の維持は確保される
全交流動力電源喪失	-	外部電源喪失 +非常用所内電源喪失 +崩壊熱除去機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系(常設) ・残留熱除去系及び代替残留熱除去系海水系	
原子炉冷却材の流出	-	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材の流出	・残留熱除去系	・燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界であり、スクラム後は未臨界が確保される
反応度の誤投入	APEX SCAT	最大価値制御棒1本引抜き状態に対角隣接制御棒の誤引き抜き	・原子炉出力ペリオド短(10秒)信号による原子炉自動スクラム	



59

10. 工事計画認可申請の概要

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」改正に伴い、重大事故等対処設備について、詳細設計の内容を申請

主な項目	申請書記載内容
重大事故等対処設備 ポンプ ・常設低圧代替注水ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ 等	・ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する方針書 等
主配管 ・代替燃料プール注水系 ・低圧代替注水系 ・高圧代替注水系 等	・主配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する方針書 等
圧力逃がし装置 フィルター	・フィルターの種類、効率、主要寸法、個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する方針書 等
非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 等	・機関(常設)の名称、種類、出力、回転速度、燃料の種類及び使用量、個数並びに取付箇所並びに過給機の種類、出口の圧力、回転速度、個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する方針書 等

※：今回申請する設備の耐震性・強度に関する計算書、図面等及び既設設備の耐震性に関する計算書については、各種解析等のデータ整理・取り纏めが完了次第申請する。また、火災防護設備、浸水防護設備及び重大事故等対処設備の一部(放射線モニター他)等についても詳細がまとまり次第申請する。



60

11. 保安規定変更認可申請の概要

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等の改正に伴い、重大事故等対処設備、体制の整備について、保安規定の変更認可申請※

※：「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備に関する規則」の附則第12条第1項の規定に基づく。

	項目	概要
重大事故等 対処設備	<p>《実用炉規則第92条第1項第9号》 重大事故等対処設備に対する運転上の制限(LCO)、サーベランス、要求される措置及び措置の完了時間(AOT)の設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備の設置、対策の有効性評価を踏まえ、運転上の制限及び要求される措置等について規定 上記に伴い、「添付1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に重大事故等対処設備を追加等
体制の整備	<p>《実用炉規則第92条第1項第20号》 火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</p>	火災発生時における施設の保全活動を行うための要員、資機材、訓練等の整備について規定
	<p>《実用炉規則第92条第1項第21号》 内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</p>	内部溢水発生時における施設の保全活動を行うための要員、資機材、訓練等の整備について規定
	<p>《実用炉規則第92条第1項第22号》 重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</p>	重大事故発生時における施設の保全活動を行うための要員、資機材、手順、教育・訓練等の整備について規定
	<p>《実用炉規則第92条第1項第23号》 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</p>	大規模損壊発生時における施設の保全活動を行うための要員、資機材、手順、教育・訓練等の整備について規定



(補足) 主要な審査項目(27項目)の記載箇所

主要な審査項目			記載頁	主要な審査項目			記載頁
1	重大事故対策	確率論的リスク評価	55, 56	14	保安規定関連	組織・体制	53, 61
2		有効性評価(炉心損傷防止)	57	15		教育・訓練	53, 61
3		有効性評価(格納容器破損防止)	58	16		LCO/AOT	61
4		有効性評価(SFP, 停止中)	59	17		重大事故対策の手順書(大規模損壊を含む)	53, 61
5		解析コード	57~59	18	敷地内の破砕帯	8	
6	設計基準事故対策	制御室	48	19	地震動	敷地及び敷地周辺の地下構造	10
		緊急時対策所	50	20		震源を特定して策定する地震動	9~12
7		内部溢水	26~28	21		震源を特定せず策定する地震動	8
8		内部火災	23~25	22		基準地震動	10~12
9		外部火災	22	23		耐震設計方針	12
10		竜巻(影響評価・対策)	21	24	津波	基準津波	14, 15
11	火山(対策)	19, 20	25	耐津波設計方針		16	
12	工事計画関連	耐震・耐津波	12, 14~16	26	地盤・斜面の安定性	13	
13		重大事故対策機器・設備の評価	57~60	27	火山影響評価	19, 20	



(参考) 自主的に実施する主な対策について(1/3)

(1) 新規制基準の要求事項に適合する対策と同等以上の効果を有する対策(申請書に記載)

設置許可 基準規則	要求事項に適合 するための対策	自主的な対策	概要
第四十五条 高圧時に原子炉を 冷却するための設備	常設代替直流 電源設備	高圧代替注水系(常設)	・全交流動力電源喪失時の高圧注水 機能の信頼性向上
第四十六条 バウンダリを減圧する ための設備	予備の高圧窒素 ガスポンペ	窒素発生装置	・逃がし安全弁作動のための駆動用 窒素供給機能の信頼性向上
第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための設備	代替燃料プール 注水系(可搬型)	代替燃料プール 注水系(常設)	・使用済燃料プールへの注水機能の 信頼性向上



(参考) 自主的に実施する主な対策について(2/3)

(2-1) 新規制基準の要求全てには適合しないが、重大事故の防止/緩和に有効な対策

設置許可 基準規則	要求事項に適合 するための対策	自主的な対策	概要
第四十五条 高圧時に原子炉を 冷却するための設備	常設代替直流 電源設備	エンジン発電機による常設 代替直流電源設備への給 電	・原子炉隔離時冷却系等への給電 ・全交流動力電源喪失・常設直流電 源系統喪失時の高圧注水機能の信 頼性向上
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	代替残留熱除去系海 水系等	原子炉冷却材浄化系	・再生熱交換器バイパスラインを活用 した原子炉の冷却 ・原子炉冷却機能の強化
第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための設備	代替燃料プール 注水系(可搬型)	使用済燃料プール代替 冷却装置	・プレート型熱交換器による使用済燃 料プールの冷却 ・使用済燃料プールの冷却機能の多 様化
第五十六条 重大事故等の収束に 必要となる水の供給設備	淡水貯水池	地下集水池	・代替淡水源の多重化
第五十七条 電源設備	常設代替交流 電源設備	非常用ディーゼル発電機海 水系への海水注入 接続口	・非常用ディーゼル発電機海水系へ の海水送水 ・電源供給機能の信頼性向上



(参考) 自主的に実施する主な対策について(3/3)

(2-2) 新規制基準の要求全てには適合しないが、重大事故の防止／緩和に有効な対策

AM要請(通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」(平成4年7月))にて整備

設置許可 基準規則	要求事項に適合 するための対策	自主的な対策	概要
第四十七条 低圧時に原子炉を 冷却するための設備	低圧代替注水系 (常設)	消火系、復水移送系による 原子炉への代替注水	・低圧注水機能の信頼性向上
第四十九条 格納容器内の冷却等の ための設備	代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)	消火系、復水移送系による 代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ機能の信頼性 向上
第五十条 格納容器の過圧破損を 防止するための設備	格納容器圧力 逃がし装置	ドライウエル内ガス冷却装置 を利用した代替除熱	・格納容器除熱機能の強化
第五十一条 格納容器下部の溶融炉心 を冷却するための設備	格納容器下部 注水系(常設)	消火系、復水移送系による ペDESTAL部直接注水	・ペDESTAL注水機能の信頼性向上
第五十七条 電源設備	— (単機設置プラントの ため)	高圧炉心スプレイ系ディー ゼル発電機からの電源の 融通	・高圧炉心スプレイ系母線から非常用 母線への電源供給 ・電源供給機能の信頼性向上