

新規制基準適合性審査申請

<(2)自然現象への対応について(その1)他>

平成26年12月24日

東北電力株式会社



目次

1. 竜巻影響評価 (No.62関連)
2. 重大事故等対策の有効性評価 (No.68, 69関連)
3. 監視測定設備 (No.79関連)
4. 通信連絡設備 (No.79関連)



1. 竜巻影響評価 (No.62関連)



1. 竜巻影響評価

1. 竜巻検討地域の設定

- 女川原子力発電所から半径180km(10万km²)の範囲内の太平洋側海岸線に沿った海側5kmと陸側5kmの範囲

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 V_{B1} と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 V_{B2} から基準竜巻の最大風速 V_B は69m/sと設定

3. 設計竜巻の最大風速(V_D)の設定

- 発電所の立地する地形特性により V_B の割り増しは不要
- 設計竜巻の最大風速 V_D は69m/sと設定

4. 設計竜巻の特性値の設定

- 設計竜巻の最大風速 V_D 等に基づいて移動速度, 最大気圧低下量等の特性値を設定

5. 設計竜巻荷重の設定

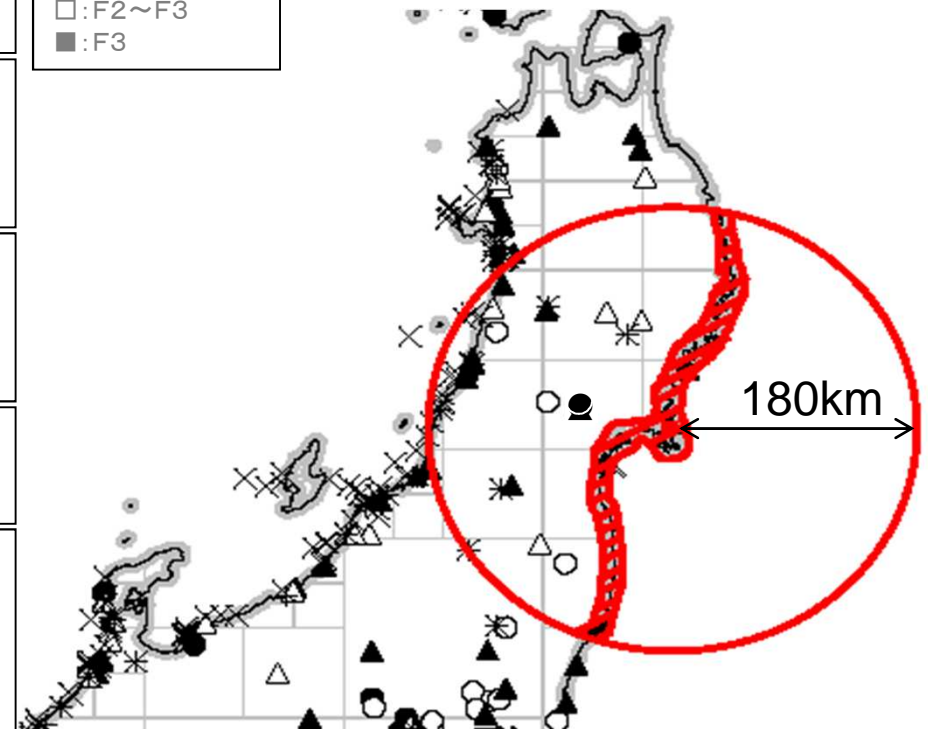
- 風圧力, 気圧差による圧力, 飛来物の衝撃荷重を設定

6. 施設の構造健全性等の確認

- 設計竜巻荷重に対して, 構造健全性等が維持され, 安全機能が維持されることにより, 安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計
- 竜巻防護施設に影響を与える可能性のある飛来物に対しては, 防護ネットの設置や飛来物の固縛等実施の方針

【凡例】
(藤田スケール)
×:不明
+:F0未満
○:F0
△:F0~F1
▲:F1
○:F1~F2
●:F2
□:F2~F3
■:F3

スケール	風速
F0	17~32m/s(約15秒間の平均)
F1	33~49m/s(約10秒間の平均)
F2	50~69m/s(約7秒間の平均)
F3	70~92m/s(約5秒間の平均)
F4	93~116m/s(約4秒間の平均)
F5	117~142m/s(約3秒間の平均)



竜巻検討地域



2. 重大事故等対策の有効性評価

(No.68, 69関連)

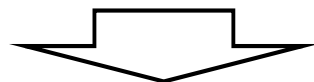


2. 重大事故等対策の有効性評価(1/6)

- ◆ 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原子炉格納容器破損モードを抽出（評価するプラント状態は，これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を考慮しない状態）

<PRAの実施範囲>

- 出力運転時内部事象レベル1 （全炉心損傷頻度 2.0×10^{-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 2.0×10^{-5} /炉年）
- 地震レベル1，津波レベル1 （全炉心損傷頻度 地震 2.0×10^{-5} /炉年 津波 2.2×10^{-5} /炉年）
- 停止時レベル1 （全炉心損傷頻度 9.8×10^{-7} /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，原子炉格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 想定する事故シーケンスグループ及び原子炉格納容器破損モードから，評価する事故シーケンス及び原子炉格納容器破損モードを想定し，重大事故等対策の有効性評価を実施
- ◆ 本評価において，1，3号機は停止中を想定

<有効性評価の内容>

- 炉心損傷防止対策の有効性評価
- 原子炉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
- 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

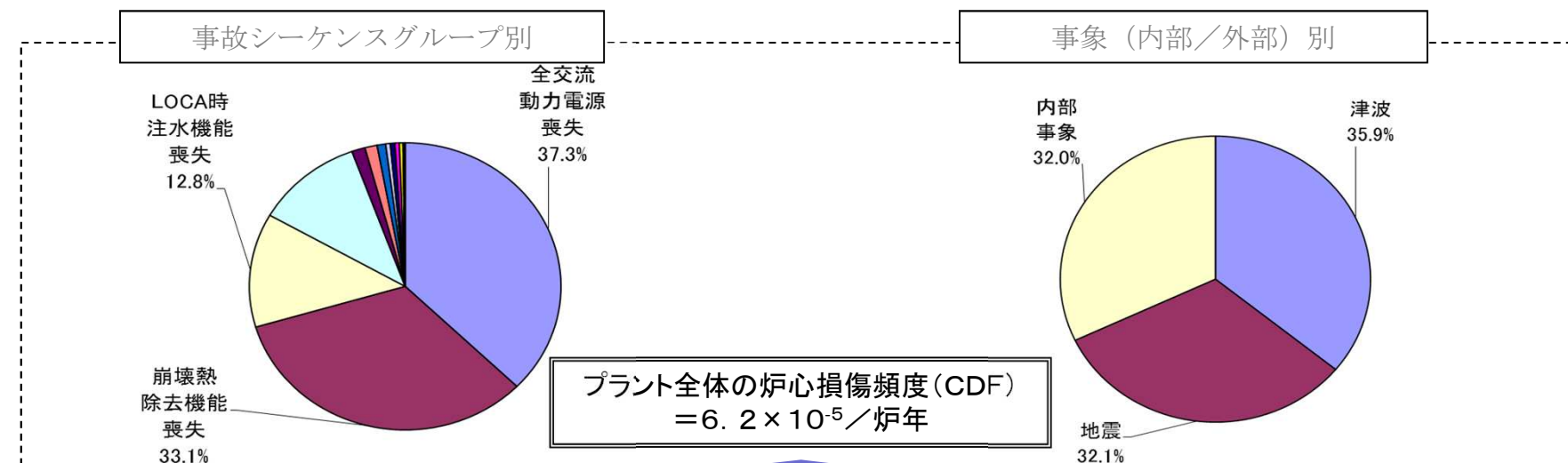


評価項目を満足することを確認

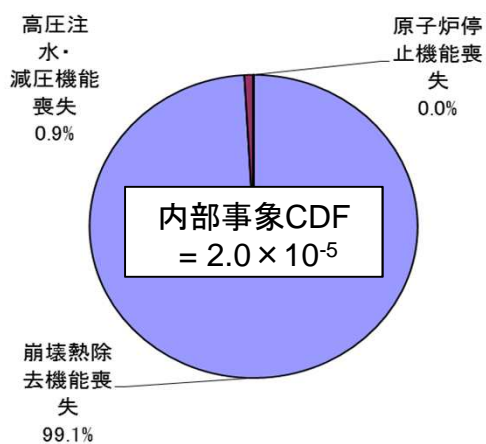


2. 重大事故等対策の有効性評価(2/6)

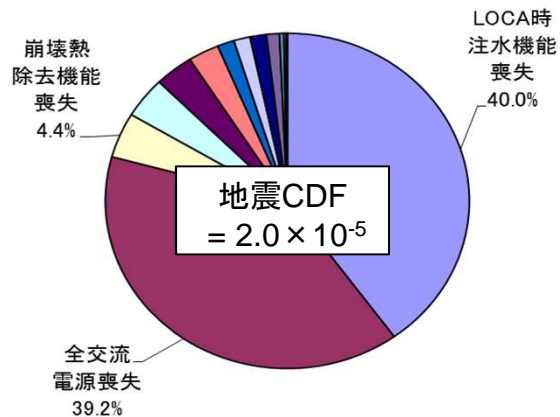
◆レベル1PRAの結果は以下のとおりであり、規則の解釈で指定された事故シーケンスグループ、原子炉格納容器破損モード以外のものは抽出されないことを確認した。



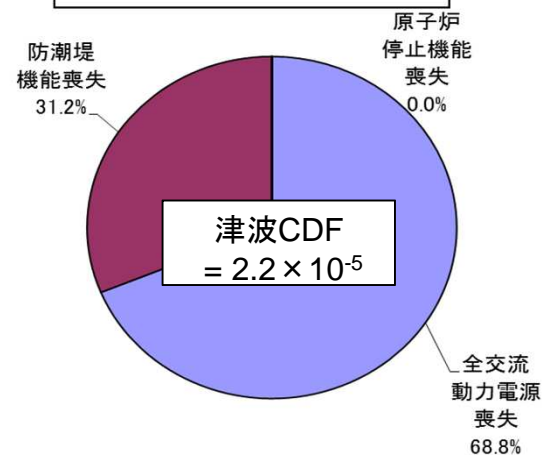
内部事象レベル1PRA



地震レベル1PRA



津波レベル1PRA



2. 重大事故等対策の有効性評価(3/6)

評価対象事故シーケンス及び計算コード(炉心損傷防止対策)

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ():判断基準値	使用計算 コード
高圧・低圧注水機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管最高温度(°C) 〔原子炉停止機能喪失〕 約961 (1, 200以下) 	SAFER MAAP
高圧注水・減圧機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の酸化量(%) 〔原子炉停止機能喪失〕 1以下 (15以下) 	SAFER MAAP
全交流動力電源喪失		外部電源喪失+非常用D/G等機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力(MPa[gage]) 〔原子炉停止機能喪失〕 約9. 42 (10. 34以下) 	SAFER MAAP
崩壊熱 除去機能喪失	取水機能 喪失時	全給水喪失 +RCW/RSW機能喪失(取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 〔LOCA時注水機能喪失〕 約0. 427 (0. 854以下) 	SAFER MAAP
	残留熱除去系 故障時	全給水喪失 +RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 		SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失		主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動 阻止機能 ・原子炉隔離時冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器最高温度(°C) 〔崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障時)] 約154 (200以下) 	REDY SCAT
LOCA時 注水機能喪失	中小破断 LOCA時	小破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉自動減圧機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・敷地境界外での実効線量(mSv) 〔LOCA時注水機能喪失〕 約1. 2 (5以下) 	SAFER MAAP
格納容器バイパス		弁開閉試験時のHPCS配管のIS-LOCA	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 		SAFER



2. 重大事故等対策の有効性評価(4/6)

評価対象事故シーケンス及び計算コード(格納容器破損防止対策)

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 ():判断基準値	使用計算 コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備	・格納容器最高圧力(MPa[gage]) 約0.854にてベント実施 (0.854) ・格納容器最高温度(°C) 約187(200以下) ・Cs-137総放出量(TBq) 約 2.6×10^{-5} (100以下)	MAAP
高圧溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧)	・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力 (MPa[gage]) 約0.5(2.0以下)	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	—	・溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する 際の圧力上昇は、原子炉格納容器の健全性に 影響を与えない。	MAAP
水素燃焼	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(窒素置換による原子炉格納容器の不活 性化)	・格納容器内の酸素濃度(vol%) 約3.7(5以下)	MAAP
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	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	・原子炉格納容器下部注水系(常設) ・常設代替交流電源設備	・溶融炉心による侵食により原子炉格納容器の 構造部材の支持機能が喪失しない。	MAAP



2. 重大事故等対策の有効性評価(5/6)

評価対象事故シーケンス(使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)

想定事故	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失	・燃料プール代替注水系	・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0.5m低下するにとどまり、燃料は露出することなく、放射線の遮へい、未臨界の維持は確保される。	—
想定事故2	SFP冷却系及び補給水系の故障 +サイフォン現象(燃料プール冷却浄化系配管全周破断)による漏えい	・燃料プール代替注水系 ・サイフォンブレイク孔		—

評価対象事故シーケンス及び使用計算コード(運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策)

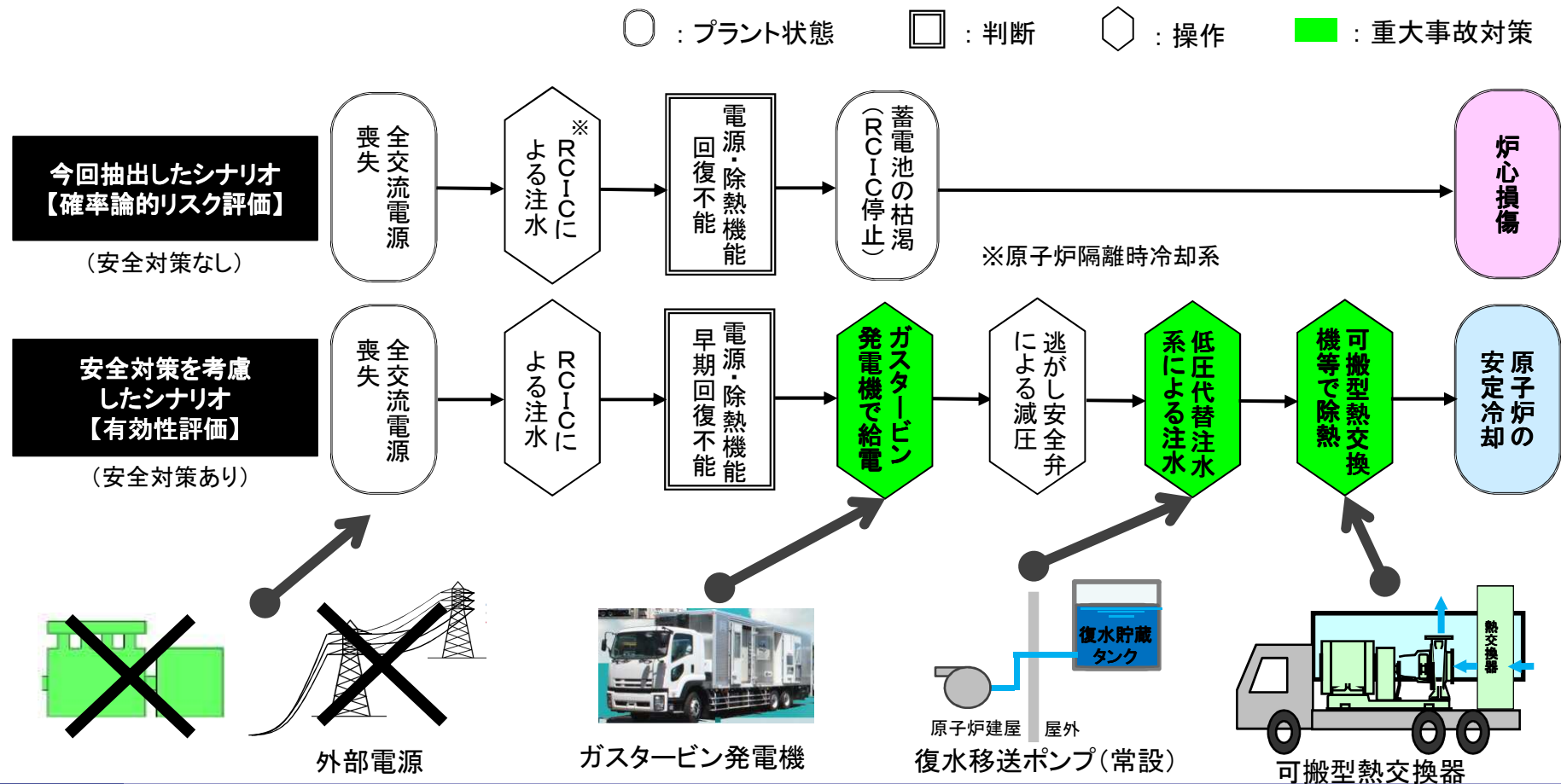
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
崩壊熱除去機能喪失	運転中RHR機能喪失	・待機中RHR(LPCIモード)	・水位低下が厳しい【崩壊熱除去機能喪失】においても、燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下するにとどまり、燃料は露出することなく、放射線の遮へいの維持は確保される。	—
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 +RCW/RSW機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備		—
原子炉冷却材の流出	RHRミニマムフロー弁の閉失敗に伴う原子炉冷却材の流出	・待機中RHR(LPCIモード)		—
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜	—	・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。 ・燃料は露出することなく冷却可能	APEX SCAT



2. 重大事故等対策の有効性評価(6/6)

有効性評価の例

(全交流電源喪失の場合) 今回抽出したシナリオに対し、「ガスタービン発電機, 可搬型熱交換器, 低圧代替注水系」の新たな対策を講じることにより, 重大事故(炉心損傷)を回避。



3. 監視測定設備 (No.79関連)



3. 監視測定設備

◆ 原子炉施設の重大事故等が発生した場合において、原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定、記録するため、並びに原子炉施設において風向、風速等を測定、記録するため以下の設備を配備

➤ 放射線監視設備

- モニタリングポスト: 6基
- 放射能観測車: 1台
- 可搬型代替モニタリング設備: 10台(追加配備)

➤ 気象観測設備

- 気象観測設備: 1式
- 代替気象観測設備: 1式(追加配備)

【放射能観測車】

(外観)



(搭載機器)

- ・γ線サーベイメータ
- ・ダストサンプラ
- ・よう素モニタ
- ・風向風速計
- ・無線通話装置

【可搬型代替モニタリング設備】

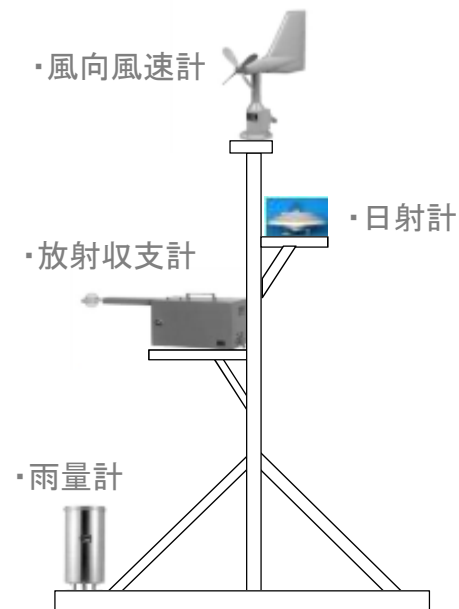
(外観)



(検出器)

- ・シンチレーション
- ・半導体

【代替気象観測設備】



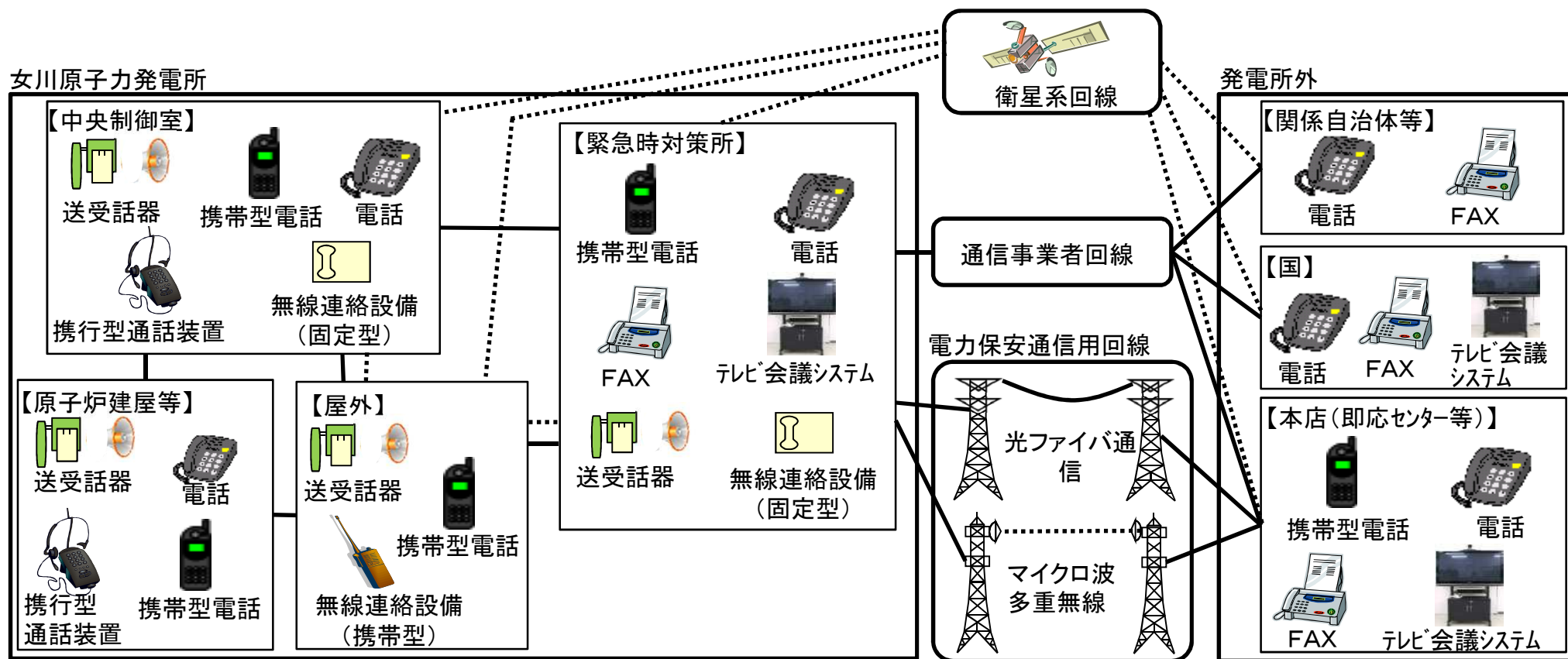
4. 通信連絡設備 (No.79関連)



4. 通信連絡設備

◆ 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

- 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し、多様性を有した通信連絡手段を確保
- 所外必要箇所とは、緊急時対策所に局線加入電話設備、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



[付録] 略語集



略語	名称	略語	名称
HPCS	高圧炉心スプレイ系	LOCA	原子炉冷却材喪失
LPCS	低圧炉心スプレイ系	IS-LOCA	インターフェイスシステム冷却材喪失
LPCI	低圧注水系	SFP	使用済燃料プール
RCIC	原子炉隔離時冷却系	SAFER	長期間熱水力過渡変化解析コード
RCW	原子炉補機冷却系	MAAP	シビアアクシデント総合解析コード
RSW	原子炉補機冷却海水系	REDY	プラント動特性解析コード
RHR	残留熱除去系	SCAT	単チャンネル熱水力解析コード
MSIV	主蒸気隔離弁	APEX	反応度投入事象解析コード

