

圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生 of 24 時間後に停止するものとする。

(a-2-1-10-3) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生 of 24 時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを越えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェット of 初期落下径は、計装用案内管の径と同等とする。

(c-2) エントレインメント係数は、Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径 of 最確値より算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次系冷却材配管（約 0.74m (29 インチ)） of 完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失す

るものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプ水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。

(d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。

(d-6) 静的触媒式水素再結合装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]）とする。

(d-7) 原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(d-8) 格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。

(e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で0.8MW/m²相当とする。

(e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、燃料頂部より 7.34m とする。

(a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 送水車による注水は、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

(b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部より 6.18m）まで低下するものとする。また、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮する。

(b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 送水車による注水は、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(a-1) 起因事象として、余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(a-2) 安全機能としては、運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。また、充てん／高圧注入機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 1.0MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(a-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は 30m³/h とする。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生の 60 分後、2 基目は事象発生の 90 分後に注水するものとする。

(a-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目の蓄圧タンクによる注水以降とし、事象発生の 91 分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 1.0MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(b-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は

30m³/h とする。

(b-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-6-1) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生後の 60 分後、2 基目は事象発生後の 90 分後に注水するものとする。

(b-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目の蓄圧タンクの注水以降とし、事象発生後の 91 分後に開始するものとする。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 起因事象として、余熱除去システムから 1 次冷却材が流出するものとする。

(c-2) 1 次冷却材は、流出流量を 380m³/h とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約 0.2m (8 インチ) 相当とする。

(c-3) 安全機能としては、1 次系水位が 1 次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。

(c-4) 外部電源はないものとする。

(c-5) 充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水流量は 31m³/h を設定する。

(c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失の 20 分後に開始するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 制御棒位置は全挿入状態とする。

(d-2) 1 次系の有効体積は、215m³ とする。

(d-3) 原子炉停止中の 1 次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう酸濃度は 2,800ppm とす

る。

(d-4) 臨界ほう素濃度は 1,850ppm とする。

(d-5) 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

(d-6) 1次系への純水注水最大流量は 81.8m³/h とする。

(d-7) 外部電源はあるものとする。

(d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後に開始し、操作に 1 分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目となるパラメータに対する評価結果は以下のとおりであり、原則、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対して最も厳しくなる原子炉施設の事故の結果を記載する。

a. 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

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目となるパラメータを満足する。なお、「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の

最高値は約 1,100℃、燃料被覆管の酸化量は約 4.0%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 740℃であり、不確かさを考慮しても 1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約 0.1%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 19MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.36MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.283MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 140℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.35MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.283MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 140℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプ

レイ注入機能が喪失する事故」において、 $Cs-137$ の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約4.2TBq、100日後までを考慮したとしても約4.5TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

- (d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において約1.4MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても2.0MPa[gage]を下回る。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原子炉格納容器内注水を考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。
- (f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約12vol%であり、不確かさを考慮しても13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。
- (g) 全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約0.44MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。
- (h) 熔融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心熔融が

早期に生じる「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」においても、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶解炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉下部キャビティのコンクリートは有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.4日であり、事故を検知し、送水車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.977であり、未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持

できる。また、炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-4.6\% \Delta k/k$ であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても炉心は露出することはないと見られ、未臨界は維持され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等に対処できる要員、水源、燃料及び電源が確保される。

B. 4号炉

3号炉に同じ。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (1 / 19)

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能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、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）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（以下「格納容器」という。）の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>原子炉緊急停止</p> <p>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停止することができない事象（以下「ATWS」という。）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、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）操作により、原子炉を緊急停止する。</p>
	<p>原子炉出力抑制（自動）</p> <p>ATWS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、ATWS緩和設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>
	<p>原子炉出力抑制（手動）</p> <p>ATWS緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>フロントライン系 機能喪失時</p>	<p>ほう酸水注入</p> <p>A T W S 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、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。</p> <p>ほう酸水注入は燃料取替ほう酸濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう酸濃度を目標にほう酸水注入を継続する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>優先順位</p>	<p>A T W S 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（A T W S 緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号によるA T W S 緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A T W S 緩和設備の作動状況の確認を行う。</p> <p>中央制御室から原子炉トリップスイッチにより原子炉が緊急停止できない場合で、かつA T W S 緩和設備が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。</p> <p>原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (2 / 19)

1.2 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手順等			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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、1次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</p>		
対応手順等	フロントライン系機能喪失時	1次系のフィードアンドブリード	<p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次系のフィードアンドブリードを継続する。</p>

<p style="text-align: center;">対応手順等</p>	<p style="text-align: center;">サポート系機能喪失時</p>	<p style="text-align: center;">補助給水ポンプの機能回復 (蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))</p>	<p>常設直流電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>全交流動力電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、空冷式非常用発電装置による非常用母線の回復により電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
		<p style="text-align: center;">主蒸気逃がし弁の機能回復(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))</p>	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p>

対応手順等	監視及び制御	<p>原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を蒸気発生器補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。</p> <p>燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合は、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	<p>フロントライン系</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1次系のフィードアンドブリードを行う。</p>
	サポート系	<p>補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。</p>
	復旧に係る手順等	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。</p> <p>電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

配慮すべき事項	主蒸気逃がし弁 操作時の留意事項	<p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p>
	主蒸気逃がし弁 操作時の環境条件	<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p>
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	<p>全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p>
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	<p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。</p>
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	<p>蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリードを開始するすべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>
	作業性	<p>タービン動補助給水ポンプ起動弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作できる。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3 / 19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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原子炉格納容器の破損を防止するため、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステム L O C A 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	フロントライン系機能喪失時	<p>1次系のフィードアンドブリード</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次系のフィードアンドブリードを継続する。</p>

対応手順等	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p>
		蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開放していなければ中央制御室にて開操作する。</p>

<p style="text-align: center;">対応手順等</p>	<p>サポート系機能喪失時</p>	<p style="text-align: center;">補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器 2次側による炉心冷却（注水））</p> <p>常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>全交流動力電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、空冷式非常用発電装置による非常用母線の回復により電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
	<p>弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））</p>	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>また、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復が不能時は、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。常設蓄電池が機能喪失した場合又は24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し1次冷却系の減圧を行う。</p>

対応手順等	<p>高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止</p>	<p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p>
	<p>蒸気発生器伝熱管破損</p>	<p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。</p> <p>破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。</p> <p>1次冷却系を減圧後、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。</p>
	<p>インターフェイス</p>	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>1次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に見出し隔離する。</p> <p>破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。</p> <p>低温停止に移行するに当たり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p>

配慮すべき事項	優先順位	系機能喪失時 フロントライン	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による 1 次系のフィードアンドブリードを行う。
		機能喪失時 サポート系	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る 手順等	常設直流電源喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。	
	主蒸気逃がし弁操作時の 留意事項	主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。	
	水喪失及び補助給 水失敗時の留意 事項	全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。	
	環境条件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。	

配慮すべき事項	時のシステムLOCAの漏えい箇所について	インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器等により行う。
	時のシステムLOCAの内部溢水の影響について	遠隔駆動機構による操作場所及び操作場所への通路部を、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器の影響を受けない建屋とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する、すべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ起動弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作できる。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作は、アクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して、遠隔駆動機構により行う。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（4 / 19）

1.4 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手順等			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却する手順等を整備する。</p>		
対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	<p>代替炉心注水</p> <p>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用準備時間の短いA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p>	<p>フロントライン系機能喪失時</p>	<p>代替再循環運転</p> <p>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。</p> <p>再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水タンクを水源とし充てん/高圧注入ポンプ1台により原子炉への注水を行う。燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水又は恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。</p> <p>また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却及び原子炉補機冷却水を使用し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。</p> <p>原子炉への注水は、格納容器内水位が格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さとなれば停止する。</p>
--------------	---------------------------	----------------------	---

対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	代替炉心注水	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・空冷式非常用発電装置より受電したB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備の早い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合、大容量ポンプによる代替補機冷却水の確保及び代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されていることを確認する。また、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。</p>

対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	<p>格納容器水張り</p> <p>炉心の著しい損傷・溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は格納容器再循環ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。</p> <p>格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用し、次に可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へ注水する。</p> <p>なお、格納容器への注水量は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまでとする。</p>
	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時 サポート系機能喪失時	<p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場にて手動で主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において低温停止への移行が必要な場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>

対応手順等	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	炉心注水／代替炉心注水	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 ・ 蓄圧タンク水を原子炉に注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、蓄圧タンクを使用する。</p> <p>上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いA格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器を用いた代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。</p>

対応手順等	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において、低温停止への移行が必要な場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>
-------	----------	---------------	-----------------	---

対応手順等	運転停止中の場合	サポ-ト系機能喪失時	代替炉心注水	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置より受電した後、蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・空冷式非常用発電装置より受電したB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短い蓄圧タンクを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
-------	----------	------------	--------	--

対応手順等	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが使用準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。</p>
			蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却システムに開口部がない場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動で開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において、低温停止への移行が必要な場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系機能喪失時	<p>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
			サポート系機能喪失時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	格納容器隔離弁の閉止	<p>全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。</p> <p>隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。</p>
		恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>全交流動力電源喪失と1次冷却材漏えい事象が重畳した場合の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、炉心注水側に系統構成し、空冷式非常用発電装置より受電すれば炉心注水を行う。なお、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば注水先を格納容器スプレイ側へ変更する。その後、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。</p>
		1次冷却材圧力監視の残存デブリ冷却時について	<p>原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉内と格納容器を均圧させる。</p>
		残存デブリ冷却時の注水量について	<p>格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、格納容器スプレイ流量計、A格納容器スプレイ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により注水量を把握する。</p> <p>残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまでとする。</p>

<p>配慮すべき事項</p>	<p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p>	<p>再循環運転後の 炉心損傷後の</p>	<p>炉心が損傷した場合において、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周縁線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。</p>
	<p>再循環不能時の 格納容器内の冷却</p>	<p>代替再循環運転により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水できない場合、余熱除去ポンプを格納容器再循環サンプル側入口隔離弁の開放不能により再循環運転に移行できない場合又は格納容器再循環サンプルスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉に注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。</p>	

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系 機能喪失時	<p>運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却材系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水又は代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
			サポート系 機能喪失時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却材系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		格納容器内からの退避	<p>運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p>	
		復旧に等係る	<p>全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源設備からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。</p>	
		作業性	<p>B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。</p>	

配慮すべき事項	電源確保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりB充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。</p> <p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの燃料補給に関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (5 / 19)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等		
方針目的	<p>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（以下「格納容器」という。）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、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	<p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。</p>
	格納容器内自然対流冷却	<p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1 次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B 格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B 格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等により A、B 格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	代替補機冷却	<p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプにより C 充てん/高圧注入ポンプ、B 余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。</p>

対応手順等	サポート系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は空冷式非常用発電装置から受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p>
		格納容器内自然対流冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
		大容量ポンプによる代替補機冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりC充てん/高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水(海水)を通水し、各補機の機能回復を図る。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件	<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p>
	電源確保	<p>全交流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(6/19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）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を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、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、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		
対応手順等	炉心損傷前	フロントライン系機能喪失時	<p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
			<p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>

対応手順等	炉心損傷前	サポート系機能喪失時	代替格納容器スプレイ	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプによる燃料取替用水タンク水を使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
			格納容器内 自然対流冷却	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	炉心損傷後	フロントライン系機能喪失時	格納容器内 自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>

対応手順等	炉心損傷後	フロントライン系機能喪失時	<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の多様性拡張設備による代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。
		サポート系機能喪失時	<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、さらに格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の多様性拡張設備による代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>

配慮すべき事項		優先順位	<p>炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却では大容量ポンプを使用するため準備に時間を要することから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。</p>
	格納容器内冷却	水素濃度	<p>炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下したことを確認すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p>
		注水量の管理	<p>格納容器内の冷却及び溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却を目的とした格納容器へのスプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p>
	放射性物質濃度低減		<p>炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	電源確保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（重油）として「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す、燃料油貯油そうの備蓄量（116.5kθ 以上（1 基当たり）、4 基）を管理する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（7 / 19）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		
方針 目的	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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。	
対応手順等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	<p>格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。</p> <p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉補機冷却水システムの沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

対応手順等	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	格納容器内 自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
		代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。</p>
		原子炉補機冷却機能喪失	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は大容量ポンプの使用準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。</p>
	格納容器内冷却	水素濃度	<p>炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下したことを確認すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p>
		注水量の管理	<p>格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>
	電源確保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (8 / 19)

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等			
方針目的	<p>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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり格納容器バウングリへの接触を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注水及び代替炉心注水により、原子炉を冷却する手順等を整備する。</p>		
対応手順等	健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能	<p>格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保し、維持する。</p>
		代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
	原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>

対応手順等	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全</p>	<p>炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水ができない場合、充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全</p>	<p>代替炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水ができない場合に、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水ができない場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手順等	<p>原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>全交流動力電源又は</p> <p>代替炉心注水</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・空冷式非常用発電装置により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	<p>格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを使用する。</p>
	優先順位	<p>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。</p>
	優先順位	<p>原子炉下部キャビティ水位監視</p> <p>溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。</p>

配慮すべき事項	恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプにより原子炉への注水を実施している際に炉心損傷を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切り替える。</p>
	作業性	<p>B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	電源確保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりB 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（9 / 19）

1.9 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等		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。</p>	
対応手順等	<p>静的触媒式水素再結合装置</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p>
	<p>水素濃度低減</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>水素濃度監視</p>	<p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置</p>	<p>炉心出口温度が 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作及び可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ及び可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>電源確保</p>		<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（10 / 19）

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>水素排出</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス空気浄化ファンを運転する。</p>
	<p>水素濃度監視</p> <p>炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度及び格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値並びに格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率により、関係図から格納容器内水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。</p> <p>アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒高レンジガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先して使用する。</p>
配慮すべき事項	<p>アニュラス内水素濃度計測装置</p> <p>多様性拡張設備であるアニュラス内水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線及び高温下では、指示値に影響があることから参考値として扱う。</p> <p>アニュラス内水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計器類の環境特性を考慮する。</p>
	<p>電源確保</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11 / 19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>海水から使用済燃料ピットへの注水</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +32.26m 以下まで低下している場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。送水車は、使用準備に時間を要することから、あらかじめ送水車等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。</p>

	使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水	<p>使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. +31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送水車及びスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 ・原子炉補助建屋の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。
対応手順等	使用済燃料ピットの監視	<p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +32.26m 以下まで低下している場合、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。</p> <p>使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>海水から使用済燃料ピットへの注水にかかる消防ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に使用工具及び消防ホース等を配備する。</p> <p>送水車による使用済燃料ピットへのスプレイにかかる消防ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に使用工具及び消防ホース等を配備する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）の給油は、定格負荷運転時における燃料供給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を供給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (12 / 19)

1.12 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、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が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	原子炉格納容器の破損及び	<p>炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</p>
		<p>原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所（取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所）にシルトフェンスを設置する。</p> <p>放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路に、多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。</p>

対応手順等	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.+31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づける場合以下の手順により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送水車及びスプレイヘッドにより原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。 <p>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.+31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合以下の手順により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合、送水車及びスプレイヘッドよりも射程距離が大きい大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。
		海洋への拡散抑制	<p>原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）にシルトフェンスを設置する。</p> <p>放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路に、多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。</p>
		航空機燃料火災への泡消火	<p>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が発生した場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲を用いて、海水を泡混合器で泡消火剤と混合しながら放水することで航空機燃料火災へ泡消火を実施する。</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃あるいは可搬式消防ポンプ及び中型放水銃により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。</p>

配慮すべき事項	操作性	<p>放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>原子炉格納容器の損傷箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損傷部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。</p> <p>放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）への燃料供給に関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）の給油は、燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。</p>
	作業性	<p>大容量ポンプ（放水砲用）による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース取付け等については速やかに作業ができるように大容量ポンプ（放水砲用）の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。</p> <p>送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を保管する。</p>
	燃料補給	<p>送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。</p> <p>送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）への燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等		
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等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として、淡水源及び海水等を確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注水及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）への水の供給、使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水並びに炉心の著しい損傷及び格納容器破損時の格納容器及びアニュラス部への放水のための水の供給について手順等を整備する。</p>	
対応手順等	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給	<p>復水タンクへの供給が できない場合の代替手段</p> <p>重大事故等の発生により、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な 2 次系純水タンクへの水源切替を優先して実施する。すべての水源が使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合は、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心に注水する操作と、加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部へ 1 次冷却材を放出する操作を組み合わせた 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p>
	復水タンクへの補給	<p>重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、送水車により海水を水源として復水タンクへ補給する。</p> <p>復水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な 2 次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。</p>

対応手順等	炉心注水のための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへの 供給ができない場合の代 替手段	<p>重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉に注水する。 ・燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替えができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。
		燃料取替用水タンク への補給	<p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。</p>
	格納容器スプレイのための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへの供給 ができない場合の代替手段	<p>重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。また、送水車により復水タンクに海水を補給する。 ・あらかじめ準備した可搬式代替低圧注水ポンプの準備が整い、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイが実施できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器へスプレイする。
		燃料取替用水タンク への補給	<p>重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。</p>

対応手順等	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	<p>重大事故等の発生による格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・ 全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、B余熱除去ポンプ（海水冷却）、又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん/高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給	<p>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、海水を水源として送水車により使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な2次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。</p>
	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水	<p>重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピットへスプレイ又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 ・ 原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水口、海水ポンプ前及び放水口から取水箇所を選定し使用する。
	炉心破損及び格納容器の放水	<p>重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。</p>

配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。
	切替性	<p>当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海水から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。</p> <p>淡水又は海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの保有水量を646 m³以上に管理する。</p> <p>淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること及び可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水により、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を1,600 m³以上に管理する。</p> <p>淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、燃料取替用水タンクから復水タンクへ水源切替と復水タンクへの海水補給により、継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を1,600 m³以上に管理する。</p>
	成立性	海水取水時は、ホース先端にストレーナを付け、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。
	作業性	燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ出口ラインの通水用ディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃料補給	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、燃料油貯油そうの備蓄量（116.5kℓ以上（1基当たり）、4基）を管理する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>代替電源（交流）の給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置から受電準備を行ったのち空冷式非常用発電装置により給電する。 ・他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し、給電する。あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できない場合は、配備している号機間電力融通予備ケーブルを使用し給電する ・電源車から受電準備を行ったのち電源車を起動し給電する。 <p>代替電源（交流）の給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、号機間電力融通恒設ケーブル、電源車、号機間電力融通予備ケーブルの順で使用する。</p>
	<p>代替電源（直流）の給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。合わせて、全交流動力電源喪失発生後 1 時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行い、8 時間以降に現場にてさらに不要直流負荷の切り離しを行う。</p> <p>また、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（3 系統目）からの直流給電を実施する。</p> <p>蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（3 系統目）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）及び可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。</p>
	<p>代替所内電気設備による電源給電</p> <p>所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、想定される事故シナリオのうち最大負荷となる、「外部電源が喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の場合である。空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電装置の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に供給する。</p> <p>号機間電力融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で給電する。</p> <p>電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷に給電する。</p>
	悪影響防止	<p>号機間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより系統から分離し、重大事故等時のみ接続する。</p> <p>空冷式非常用発電装置や電源車、号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルを使用した号機間融通により電力を供給する際、中央制御室で受電後の補機の自動起動を防止するため、補機の操作スイッチを「引断」又は「切」にする。</p> <p>受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池（安全防護系用）を用いた場合には、蓄電池室排気ファン用ダンパ及び中間建屋給気ファン用ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファン及び中間建屋給気ファンの起動により、蓄電池室の換気を行う。蓄電池（3系統目）を用いた場合には、蓄電池室（3系統目用）の換気を行う。</p>
	成立性	<p>所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、常設代替電源（交流）である空冷式非常用発電装置により、十分な余裕を持って非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、可搬型代替電源設備（交流）である電源車についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。</p>
	作業性	<p>暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。</p>
	燃料補給	<p>空冷式非常用発電装置又は電源車への給油は、負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）」）に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そうの備蓄量（116.5kt以上（1基当たり）、4基）を管理する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（15 / 19）

1.15 事故時の計装に関する手順等			
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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となった場合に、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、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>		
対応手順等	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。 ・パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。 <ul style="list-style-type: none"> ○同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量） ○水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定 ○流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 ○除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ○1次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定 ○圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定 ○ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定 ○装置の動作特性により推定 ○その他評価したパラメータの相関関係により推定

	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	<p>計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。</p> <p>重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。</p>
対応手順等	監視機能の喪失	計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである 1 次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉水位で計測する。

対応手順等	計器電源の喪失	<p>計器電源の喪失時の対応</p> <p>直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。 ・代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 <p>また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。</p> <p>可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し、計測又は監視する。</p>
	記録	<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線線量率等）は、安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置又は可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</p>

配慮すべき事項	パラメータの選定	<p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 のパラメータより選定する。</p> <p>選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下の通り分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・有効な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・補助的な監視パラメータ : 原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。 <p>さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替パラメータ : 重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
---------	----------	---

配慮すべき事項	把握 原子炉施設の状況把握	<p>設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲並びに計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源及び直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車等の運転により、計器へ給電する。</p> <p>給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要(16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>居住性の確保</p> <p>重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室空調装置の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下「中央制御室換気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇により中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードで運転中であることを確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合は、手動によるダンプの開操作により中央制御室換気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室空調装置を運転する。 ・ 中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・ 炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の徴候が見られた場合又は発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、当直課長は発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	<p>原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具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。なお、チェンジングエリアの区画を恒設化し、速やかに使用できるようにする。</p> <p>全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、常設の多様性拡張設備であるチェンジングエリア非常用照明を優先して使用し、チェンジングエリア非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。</p>
	放射性物質の濃度低減	<p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気がアニュラスから放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンプ（アニュラス浄化排気弁等作動）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス空気浄化ファンを運転する。</p>
配慮すべき事項	放射線管理	<p>チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）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し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>通常時よりモニタステーション及びモニタポストにて放射線量を連続測定していることから、重大事故等時に設備が健全である場合は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポストを優先し、機能が喪失した場合は、重大事故等対処設備である可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。</p> <p>原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、発電所山岳及び海岸の敷地境界方向を含み原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。ただし、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポストが使用できる場合の当該 6 方位の測定については、モニタステーション及びモニタポストを優先して使用する。</p> <p>重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）を使用する。</p> <p>重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。</p>

対応手順等	風向、風速その他気象条件の測定	<p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。</p>
配慮すべき事項	測定頻度	<p>重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタステーション及びモニタポストが使用できなくなった場合の放射線量の測定は、可搬式モニタリングポストにより連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壤中）及び海上モニタリングは、1回/日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状況及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。</p>
	バックグラウンド低減対策	<p>重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタステーション、モニタポスト及び可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタステーション、モニタポスト又は可搬式モニタリングポスト周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能になった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。</p>
	他の機体との連携	<p>重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたがい、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電される。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針 目的	<p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
居住性 の確保	<p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化ファン及び緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（以下「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。）による放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量が、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を立ち上げる場合、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に接続し、起動するとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、空気流入量を調整する。また、ブルーム放出時の緊急時対策所換気設備切替えに備え、空気供給装置の系統構成等の準備を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタを緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内へ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタを1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の間に設置し、放射線量の測定を開始する。 ・ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。 ・ 原子炉格納容器からブルームが放出され、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ又は緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所可搬型空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

<p>必要な指示及び通信連絡</p>	<p>重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。</p> <p>通信連絡に関わる手順等は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>必要な数の要員の收容</p>	<p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）には、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含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を收容する。これらの要員を收容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水及び食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備(線量計、マスク等)を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジアリアを通常時から設置し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに 1 週間活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
<p>代替電源（交流）の給電</p>	<p>非常用母線からの給電喪失時は、電源車（緊急時対策所用）を起動し緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ給電する。代替交流電源である電源車（緊急時対策所用）は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の立ち上げ時にケーブル接続を行う。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）立ち上げ時には、待機側の電源車（緊急時対策所用）のケーブル接続も行う。故障時により電源車（緊急時対策所用）の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の電源車（緊急時対策所用）を起動し切り替える。</p>

配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるとともに、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定しても、独立した指揮命令を行えるレイアウトとし、遮音された少人数の会議スペースも確保できるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ等を整備する。</p>
放射線管理	<p>チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。汚染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、切替えが必要となった場合、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。</p> <p>現場作業を行う要員等は、身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内で待機する。</p>
電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉原子炉補助建屋に設置されている安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、空冷式非常用発電装置により給電される。</p> <p>給電の手順は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の「1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p>
燃料補給	<p>電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す1号炉及び2号炉用を使用する燃料油貯油そうの備蓄量（180kℓ以上（1基当たり）、4基）、3号炉及び4号炉用を使用する燃料油貯油そうの備蓄量（116.5kℓ以上（1基当たり）、8基）を管理する。</p>

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>発電所内との通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び携行型通話装置を使用する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の緊急安全対策要員が、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）及び緊急時衛星通報システム並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。</p>
--------------	---

<p>配慮すべき事項</p>	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。</p> <p>給電の手順は1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の「1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</p>
----------------	-------------	--

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性(1/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	18分
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3にて整備する。		
1.3	タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2にて整備する。		
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	4	15分
	窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	35分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	35分
	可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場） 緊急安全対策要員	2 2	41分
1.4	A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	仮設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	3	26分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	3	5.5時間
		緊急安全対策要員	18	
A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分	

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性（2 / 7）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	4	85 分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	1.3 にて整備する。 （主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復と同様）		
	蓄圧タンクによる炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	16 分
1.5	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3 にて整備する。		
	大容量ポンプを用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	運転員等 （中央制御室、現場）	3	7.5 時間
緊急安全対策要員		16		
1.6	A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	仮設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （中央制御室、現場）	3	26 分
	大容量ポンプを用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5.5 時間
		緊急安全対策要員	18	
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
	大容量ポンプへの燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
送水車への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間	

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (3 / 7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 (中央制御室、現場)	2	87 分
		緊急安全対策要員	1	
	仮設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
1.8	大容量ポンプを用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5 時間
		緊急安全対策要員	16	
1.8	仮設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室、現場)	3	26 分
	A 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替炉心注水	1.4 にて整備する。		
	仮設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	1.4 にて整備する。		
	B 充てん / 高圧注入ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水	1.4 にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視	運転員等 (中央制御室、現場)	4	50 分
1.10	水素排出 (アニュラス空気浄化設備) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合の操作手順	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20 分
	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度推定	運転員等 (中央制御室)	1	50 分
緊急安全対策要員		1		

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (4 / 7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	海水から使用済燃料ピットへの注水	緊急安全対策要員	5	2 時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2 時間
	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12 にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	緊急安全対策要員	4	2 時間
1.12	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5 時間
	送水車及びスプレイヘッドによる大気拡散抑制	1.11 にて整備する。 （送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様）		
	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
1.13	海水を用いた復水タンクへの補給	緊急安全対策要員	5	90 分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（炉心注水時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.7 時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（炉心注水時）	1.4 にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様）		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（格納容器スプレイ時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6 時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（格納容器スプレイ時）	1.6 にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイと同様）		
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.4 時間	
	緊急安全対策要員	3		

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(5/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	1.4にて整備する。		
	海水から使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。		
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。		
	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの燃料補給	1.6にて整備する。		
1.14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	16分
	号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.3時間
		緊急安全対策要員	2	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.8時間
		緊急安全対策要員	2	
	号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6時間
		緊急安全対策要員	16	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	18分
	蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	21分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	運転員等（現場）	1	2時間
緊急安全対策要員		2		
代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	3.8時間	
	緊急安全対策要員	2		
空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.4時間	
電源車への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間	

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性(6/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータの測定	緊急安全対策要員	1	25分
1.16	中央制御室空調装置の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合）	運転員等 （中央制御室）	1	65分
		保修班	2	
1.17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75分 ^{※1}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60分
	移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60分
	海上モニタリング測定	放射線管理班	3	110分 ^{※2}
	モニタステーション、モニタポスト及び可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班	2	3.1時間
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	保修班	6	2.2時間

※1：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。

※2：小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業（1箇所当たり）の所要時間は、約100分。

第 10.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(7/7)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順	放射線管理班	1	19分
	空気供給装置による空気供給準備手順	安全管理班	1	55分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順	放射線管理班	2	47分
	空気供給装置への切替手順	放射線管理班他	2	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順	放射線管理班他	2	2分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順	放射線管理班	1	4分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順	保修班	2	14分
	電源車（緊急時対策所用）起動手順	保修班	2	5分
	電源車（緊急時対策所用）の切替手順	保修班	1	6分
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（1号炉及び2号炉用を使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.7時間
	電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順（3号炉及び4号炉用を使用するタンクローリーからの給油）	保修班	2	2.3時間
1.19	—	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「2次冷却系からの除熱機能喪失」

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水系の機能喪失の判断 及び喪失時の対応	-	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器減水水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
1次冷却系のフィードアンドブリード	主蒸気速がし弁 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器速がし弁 燃料取替用水タンク	-	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧安全注入流量 燃料取替用水タンク水位 蒸気発生器広域水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
再循環自動切替の確認	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブ スクリーン 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 加圧器速がし弁	-	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンブ広域水位 格納容器再循環サンブ狭域水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 高圧安全注入流量
蒸気発生器水位回復の判断	-	-	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器蒸気圧力 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	-	余熱除去流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位
1次冷却系のフィードアンドブリード 停止	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	-	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「全交流動力電源喪失」(1/3)

判断及び制御	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び プラントトリップの検出	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器蒸気圧力
タービン駆動補助給水ポンプの起動及び 補助給水流量確立の検出	タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料制御油そう	タンクローリー	-
1次冷却材漏えいの判断	-	-	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内低レンジエアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
補助給水系の機能維持の判断	タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り漏れ弁等 の稼働操作	-	-	-

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「全交流動力電源喪失」(2/3)

判断及び操作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
不要直流電源負荷切離し	蓄電池 (安全防護系用)	—	—
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	主蒸気逃がし弁 タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク 燃料制御油そう	送水車 タンクローリー	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減水水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタ ユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット 空冷式非常用発電装置 燃料制御油そう	窒素ボンベ (アニュラス 浄化排気弁等作動用) タンクローリー	—
蓄圧タンク出口弁開操作	蓄圧タンク出口弁	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	主蒸気逃がし弁 タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減水水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料制御油そう	タンクローリー	余熱除去流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算 高圧安全注入流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「全交流動力電源喪失」(3/3)

判断及び動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却並びに 高圧代替再循環運転及び 低圧代替再循環運転	燃料取替用水タンク B 余熱除去ポンプ (海水冷却) C 充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン A、B 格納容器再循環ユニット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵槽	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器 再循環ユニット入口温度) 出口 温度 (SA) 用 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去流量 高圧安全注入流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)
蒸気発生器2次側による 炉心冷却の継続	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵槽	送水車 タンクローリー	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
原子炉機械冷却水系の復旧作業	-	-	-

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「原子炉補機冷却機能喪失」(1/2)

判断及び動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	常設設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	-	-	-
原子炉補機冷却機能喪失時の対応	-	-	-
1次冷却材漏えいの判断	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内低レンジエリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
補助給水系の機能維持の判断	電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り漏れ弁等の稼働操作	-	-	-
蒸気発生器2次側による炉心冷却	電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 復水タンク 燃料油貯蔵槽	送水車 タンクローリー	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「原子炉補機冷却機能喪失」(2/2)

判断及び用動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタ ユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンプ(アニュラス 浄化排気弁等作動用)	—
蓄圧タンク出口弁開操作	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	主蒸気逃がし弁 電機補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減圧水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料制御油そう	タンクローリー	余熱除去流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量演算
格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転	燃料取替用水タンク B余熱除去ポンプ(海水冷却) C充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブ スクリーン A、B格納容器再循環ユニット 燃料制御油そう	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力(AM用) 可搬型温度計測装置(格納容器 再循環ユニット入口温度/出口 温度(SA)用) 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンブ広域水位 格納容器再循環サンブ減圧水位 余熱除去流量 高圧安全注入流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
原子炉補機冷却水の復旧作業	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(1/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ機能喪失の判断	—	—	格納容器スプレイ流量積算 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位
格納容器スプレイ機能喪失時の対応	—	—	原子炉補機冷却水サージタンク 水位 原子炉補機冷却水サージタンク 加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器 再循環ユニット入口温度/出口 温度 (SA) 用) 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
燃料取替用水タンク補給動作	—	—	燃料取替用水タンク水位
再循環自動切替の確認	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンパ 格納容器再循環サンパスクリーン 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 高圧安全注入流量 余熱除去流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(2/2)

判断及び動作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	空表ポンペ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用)
再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	空表ポンペ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去流量 1次冷却材圧力 高圧安全注入流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「原子炉停止機能喪失」

判断及び動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動トリップ不能の判断	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子制御域中性子束
A-TWS緩和設備の作動及び作動状況確認	A-TWS緩和設備 主蒸気隔離弁 タービン駆動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	-	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器蒸気圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子制御域中性子束 1次冷却器圧力 1次冷却器高温側温度 (広域) 1次冷却器低温側温度 (広域)
緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんほう酸注入ポンプ 緊急ほう酸水補給弁	-	ほう酸タンク水位
原子炉木臨界状態の確認	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子制御域中性子束 加圧器水位 1次冷却器圧力 1次冷却器高温側温度 (広域) 1次冷却器低温側温度 (広域)
1次冷却系減風、減圧	主蒸気逃がし弁 タービン駆動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	-	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器蒸気圧力 1次冷却器圧力 1次冷却器高温側温度 (広域) 1次冷却器低温側温度 (広域)
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	-	余熱除去流量 1次冷却器圧力 1次冷却器高温側温度 (広域) 1次冷却器低温側温度 (広域) 加圧器水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「ECCS注水機能喪失」(1/2)

判断及び動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内低レンジエアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位
高圧注入系の機能喪失の判断	—	—	高圧安全注入流量 燃料取替用水タンク水位
高圧注入系の機能喪失時の対応	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「ECCS注水機能喪失」(2/2)

判断及び動作	重大事故等対策設備		
	常設設備	可換設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却	タービン駆動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁開操作	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)
炉心注水開始の確認	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 原子炉水位 仮設代替低圧注水ポンプ出口流量 積算
燃料取替用水タンク補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
再循環自動切替の確認	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「ECCS再循環機能喪失」(1/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ作動状況の確認	燃料取替用水タンク 格納容器スプレイポンプ	—	格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器スプレイ流量積算
1次冷却材の漏えいの判断	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内低レンジエアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
再循環自動切換	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材低温側流量 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量
再循環自動切換失敗の判断	—	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「ECCS再循環機能喪失」(2/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
再循環自動切替失敗時の対応	—	—	1次冷却材低溫側流量 (広域) 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量 加圧器水位 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 燃料取替用水タンク水位
代替再循環運転による炉心冷却	A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブ スクリーン 代替再循環配管	—	格納容器再循環サンブ広域水位 格納容器再循環サンブ狭域水位 1次冷却材低溫側流量 (広域) 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量 加圧器水位
原子炉格納容器の健全性維持	B格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブ スクリーン	—	格納容器再循環サンブ広域水位 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 格納容器内温度

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」

判断及び月操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん高圧注入ポンプ	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
余熱除去系統からの漏えいの判断	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
余熱除去系統隔離	—	—	余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系統の隔離失敗の判断及び 対応操作	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蒸気発生器2次側による炉心冷却	主蒸気逃がし弁 タービン駆動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減圧水位 蒸気発生器圧力 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1次冷却系減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
高圧注入から充てん注入への切替え	充てん高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	高圧安全注入流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蓄圧タンク出口弁開操作	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
現場での余熱除去系統の隔離及び 余熱除去系統からの漏えい停止確認	余熱除去ポンプ入口弁	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器内温度
蒸気発生器2次側を使用した 除熱の確認	タービン駆動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料補給油そう	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器減圧水位 蒸気発生器圧力 復水タンク水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）」
(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子側領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん高圧注入ポンプ	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断	—	—	蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 加圧器水位 1次冷却材圧力
補助給水ポンプ起動及び 補助給水流量確立の確認	タービン駆補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 復水タンク水位
破損側蒸気発生器の隔離	主蒸気隔離弁	—	—
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	—	—	蒸気発生器蒸気圧力 1次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 加圧器水位
破損側蒸気発生器圧力の 減圧継続時の対応	タービン駆補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料供給油そう	—	蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器補助給水流量 復水タンク水位 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材低温側流量 (広域) 1次冷却材圧力 燃料取替用水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1次冷却系減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料供給油そう	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材低温側流量 (広域)
蓄圧タンク出口弁開操作	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側流量 (広域) 1次冷却材低温側流量 (広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	充てん高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料供給油そう	—	高圧安全注入流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位

第10.3表 事故対処するために必要な施設
「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）」
(2/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	1次冷却材圧力 余熱除去流量 加圧器水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)
1次冷却系と破損側蒸気発生器 均在操作による破損側蒸気発生器からの 漏えい停止	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器蒸気圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去流量
1次冷却系のフィードアンドブリード	充てん高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧安全注入流量 燃料取替用水タンク水位
代替再循環運転への切替え	A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 余熱除去流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（1/2）

判断及び作動	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応措置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 蓄電池（安全防護系用）	タンクローリー	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ （低レンジ） 格納容器内循環サンプル広域水位 格納容器内循環サンプル狭域水位
補助給水系の機能喪失の判断	—	—	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
高圧注入系、低圧注入系の動作不能 及び格納容器スプレイ自動作動の検出	—	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ流量積算 格納容器内循環サンプル広域水位 格納容器内循環サンプル狭域水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力（AM用） 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	タンクローリー	—
可搬型格納容器内水素濃度計測装置の 準備	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ （低レンジ）
炉心損傷の判断	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ （低レンジ）

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（2/2）

判断及び用動作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	タンクローリー	—
水素濃度監視	燃料油貯油そう	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 可搬型原子炉格納冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー	—
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	空素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）	1次冷却材圧力
代替格納容器スプレィ	仮設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	送水車 タンクローリー	燃料取替用水タンク水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力(AM用) 格納容器内温度 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位 復水タンク水位 格納容器スプレィ流量積算 仮設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	空素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）	—
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯油そう	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力（AM用） 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（1/2）

判断及び動作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応措置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯槽 蓄電池（安全防護系用）	タンクローリー	—
1次冷却材漏えいの判断	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエアモニタ （低レンジ） 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位
補給給水系の機能喪失の判断	—	—	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ流量推算 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力（AM用） 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料油貯槽	タンクローリー	—
可搬型格納容器内水素濃度計装設置の準備	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエアモニタ （低レンジ）
炉心損傷の判断	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエアモニタ （高レンジ） 格納容器内高レンジエアモニタ （低レンジ）

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（2/2）

判断及び動作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	タンクローリー	—
水素濃度監視	燃料油貯油そう	可搬空格納容器内水素濃度計装装置 可搬型原子炉熱極冷却水循環ポンプ 可搬空格納容器ガス試料採取装置 大容量ポンプ タンクローリー	—
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	空素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）	1次冷却材圧力
代替格納容器スプレィ	仮設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	送水車 タンクローリー	燃料取替用水タンク水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力(AM用) 格納容器内温度 格納容器再循環サンパ広域水位 格納容器再循環サンパ狭域水位 復水タンク水位 格納容器スプレィ流量積算 仮設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	空素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）	—
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯油そう	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力（AM用） 可搬型温度計装装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「水素燃焼」(1/2)

判断及び対策	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	-	-	-
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料供給ポンプ 蓄電池 (安全防護系用)	タンクローリー	-
1次冷却材漏えいの判断	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位
補助給水系の機能喪失の判断	-	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び 格納容器スプレイ自動作動の確認	-	-	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ流量積算 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 格納容器内温度
原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	空冷式非常用発電装置 燃料供給ポンプ	タンクローリー	-
可搬型格納容器内水素濃度計測装置の 準備	-	-	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)
炉心損傷の判断	-	-	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「水素燃焼」(2/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料補給油そう	タンクローリー	-
水素濃度監視	燃料補給油そう	可搬型格納容器内水素濃度計装装置 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー	-
1次冷却系強制減圧	加圧器逃がし弁	窒素ポンベ(加圧器逃がし弁作動用)	1次冷却材圧力
代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料補給油そう	送水車 タンクローリー	燃料取替用水タンク水位 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力(AM用) 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 復水タンク水位 格納容器スプレイ流量積算 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス浄化排気弁等作動用)	-
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ 燃料補給油そう	大容量ポンプ タンクローリー 窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力(AM用) 可搬型温度計装装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「溶融炉心・コンクリート相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「想定事故 1」

判断及び制御	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ビット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ
使用済燃料ビット水温及び水位の確認	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ
使用済燃料ビット補給水系の故障の判断	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ビット注水操作	燃料補給油そう	送水車 タンクローリー	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ (使用済燃料ビットエリア監視カメラ空冷装置含む) 可搬式使用済燃料ビット区域 周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ビット水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設「想定事故 2」

判断及び制御	重大事故等対策設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ビット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ
使用済燃料ビット補給水系の故障の判断	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ビット水温上昇の確認	—	—	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ
使用済燃料ビット注水操作	燃料基貯油そう	送水車 タンクローリー	使用済燃料ビット温度 (AM用) 使用済燃料ビット水位 (広域) 使用済燃料ビットエリア 監視カメラ 使用済燃料ビットエリア監視 カメラ空冷装置含む) 可搬式使用済燃料ビット区域 周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ビット水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」
(1/2)

判断及び操作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去機能喪失の判断	-	-	余熱除去流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)
原子炉格納容器からの過速指示及び格納容器エアロックの閉止	-	-	-
余熱除去機能回復操作	-	-	-
原子炉格納容器隔離操作	-	-	-
充てん高圧注入ポンプによる炉心注水	-	-	加圧器水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
燃料取替用水タンクによる炉心注水	-	-	-
炉心注水及び1次冷却系保水確保操作	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 燃料取替用水タンク 仮設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯油所	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位 仮設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」
(2/2)

判断及び動作	重大事故等対応設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタ ユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	-	格納容器広域圧力
代替再循環運転による1次冷却系の冷却	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン 代替再循環配管	タンクローリー	余熱除去流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却時低温側温度（広域） 1次冷却時高温側温度（広域） 1次冷却時圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量検算
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう B格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン	空素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力（AM用） 可搬空気温度計装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用） 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（1/2）

判断及び作動	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 蓄電池（安全防護系用）	タンクローリー	—
余熱除去機能喪失の判断	—	—	余熱除去流量 1次冷却材高温側流量（広域） 1次冷却材低温側流量（広域）
原子炉格納容器からの過速指示及び格納容器エアロックの閉止	—	—	—
燃料取替用水タンクによる炉心注水	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
炉心注水及び1次冷却系 保有水確保操作	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう	タンクローリー	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側流量（広域） 1次冷却材低温側流量（広域） 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（2 / 2）

判断及び用動作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタ ユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット	窒素ポンプ（アニュラス 浄化排気弁等作動用）	格納容器広域圧力
仮置代替再循環による炉心冷却	仮置代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料注油装置 B 余熱除去ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン	大容量ポンプ タンクローリー	余熱除去流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側風度（広域） 1次冷却材低温側風度（広域） 燃料取替用水タンク水位 仮置代替低圧注水ポンプ出口 流量演算
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 燃料注油装置	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器狭域圧力（AM用） 可搬型風度計測装置（格納容器 再循環ユニット入口風度）出口 風度（SA）用
原子炉補機冷却水系の復旧作業	-	-	-

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「原子炉冷却材の流出」

判断及び作動	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却系の水位低下による 余熱除去機能喪失の判断	-	-	余熱除去流量
余熱除去機能喪失時の対応	-	-	-
原子炉格納容器からの過速指示及び 格納容器エアロックの閉止	-	-	-
原子炉格納容器隔離操作	-	-	-
充てん高圧注入ポンプによる 炉心注水及び1次冷却系保水確保	充てん高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	-	加圧器水位 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系及び 中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタ ユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタ ユニット ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	-	格納容器広域圧力
代替再循環運転による 1次冷却系の冷却	充てん高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーン 代替再循環配管	-	余熱除去流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう B格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器	窒素ポンプ (原子炉補 機冷却水サージタンク 加圧用)	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器狭域圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器 再循環ユニット入口温度/出口 温度 (SA) 用) 原子炉補機冷却水サージタンク 加圧ライン圧力

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
「反応度の誤投入」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の中断	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの逃離指示及び 格納容器エアロックの閉止	—	—	—
希釈停止操作	—	—	—
ほう酸濃縮操作	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん/過圧注入ポンプ 緊急ほう酸水補給弁	—	ほう酸タンク水位 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
水臨界状態の維持確認	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

--

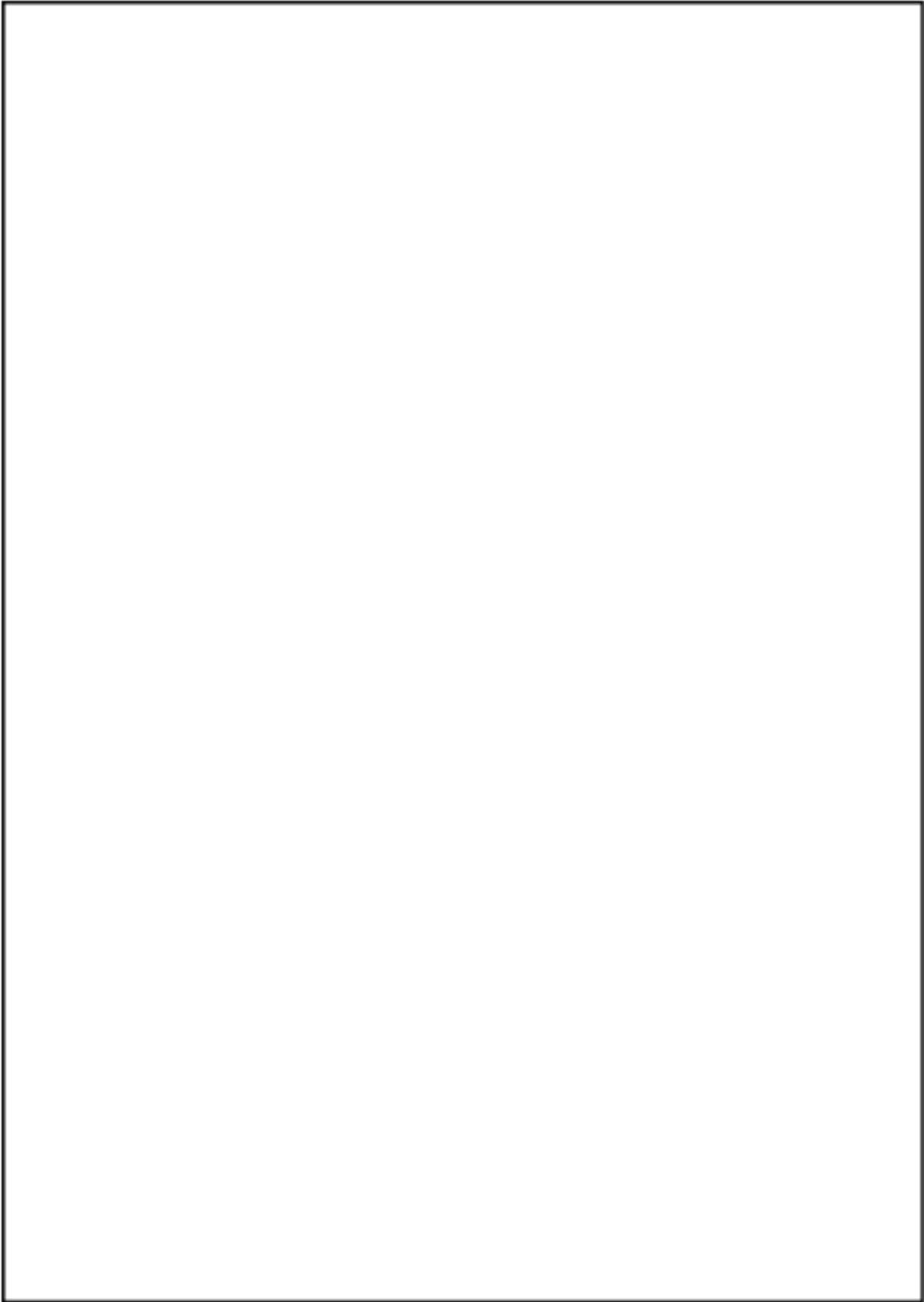
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



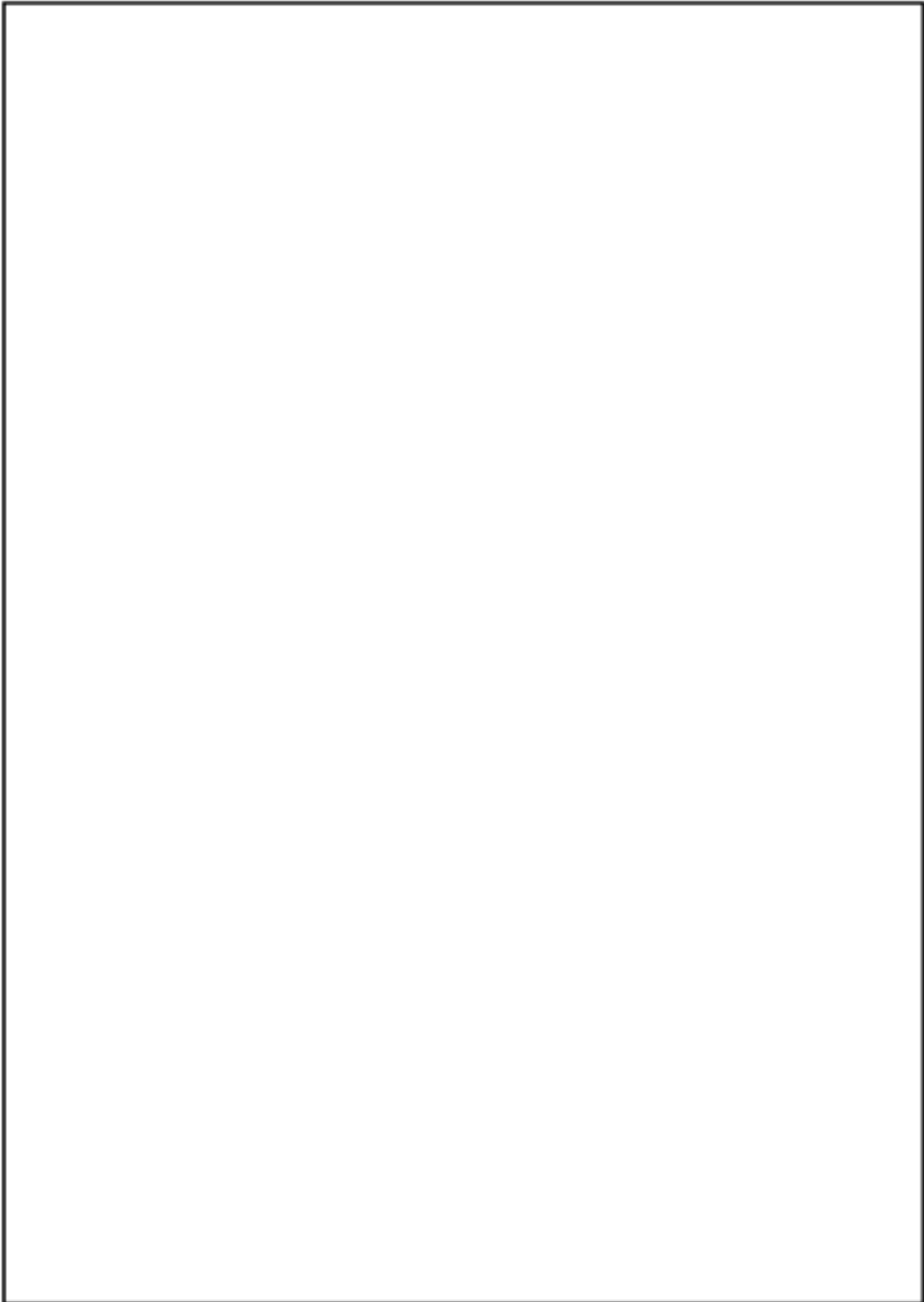
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (3/11)

c. 炉内の溶融炉心の冷却の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (5/11)

e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

--

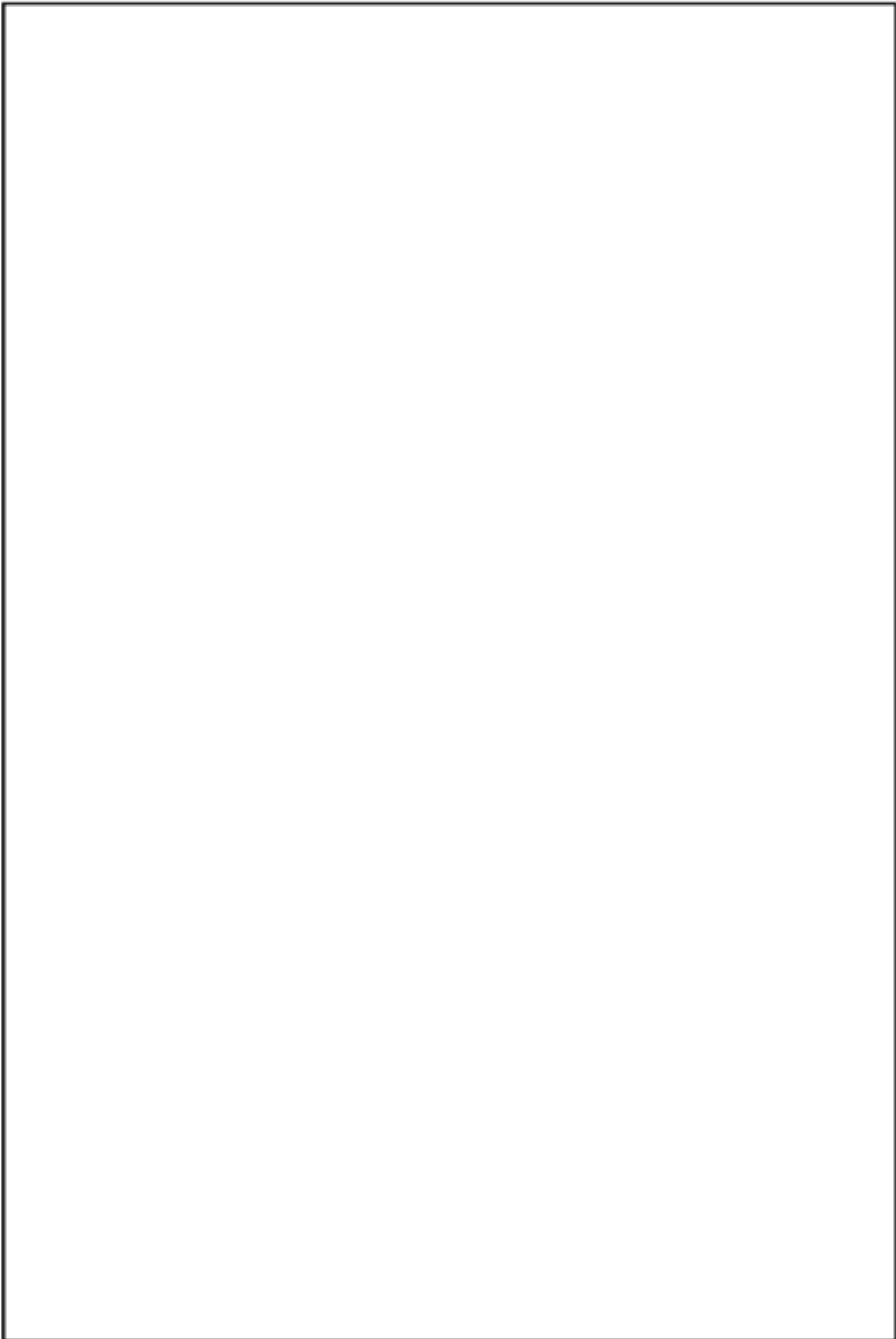
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



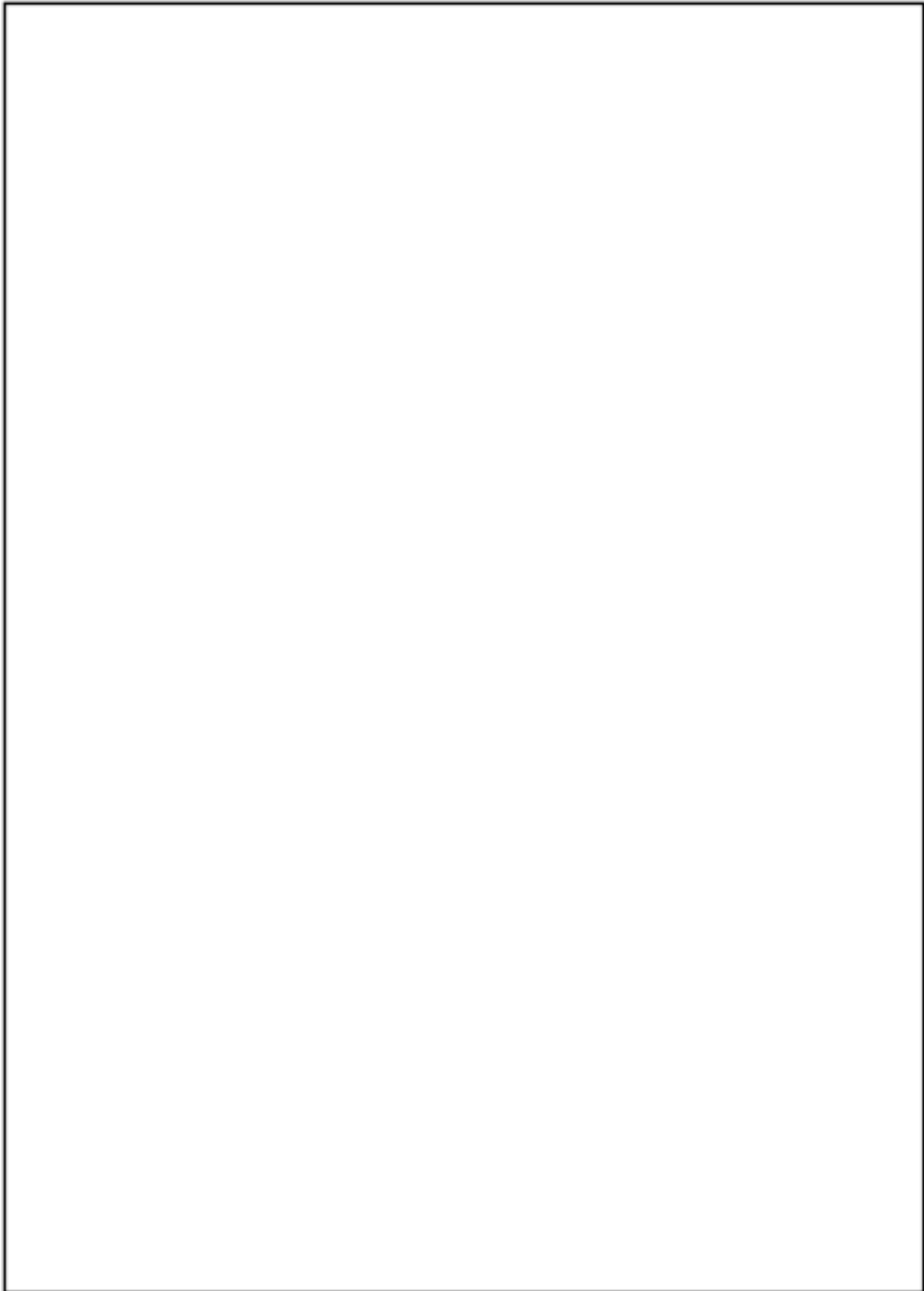
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (7/11)

g.	の居住性に関する手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (8/11)

h. 電源設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (9/11)

i. 計装設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (10/11)

j. 通信連絡設備の手順

--

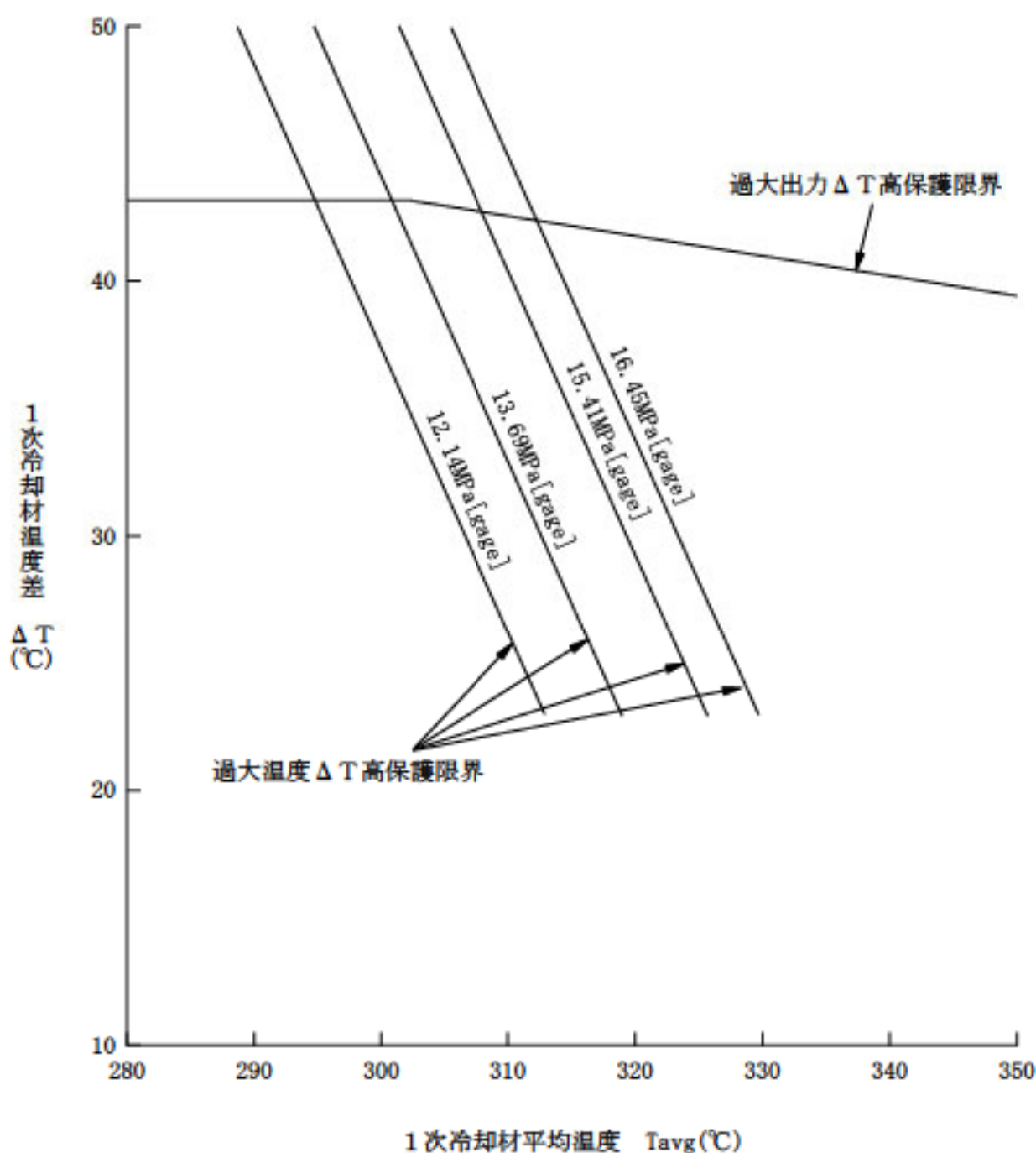
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.4 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (11/11)

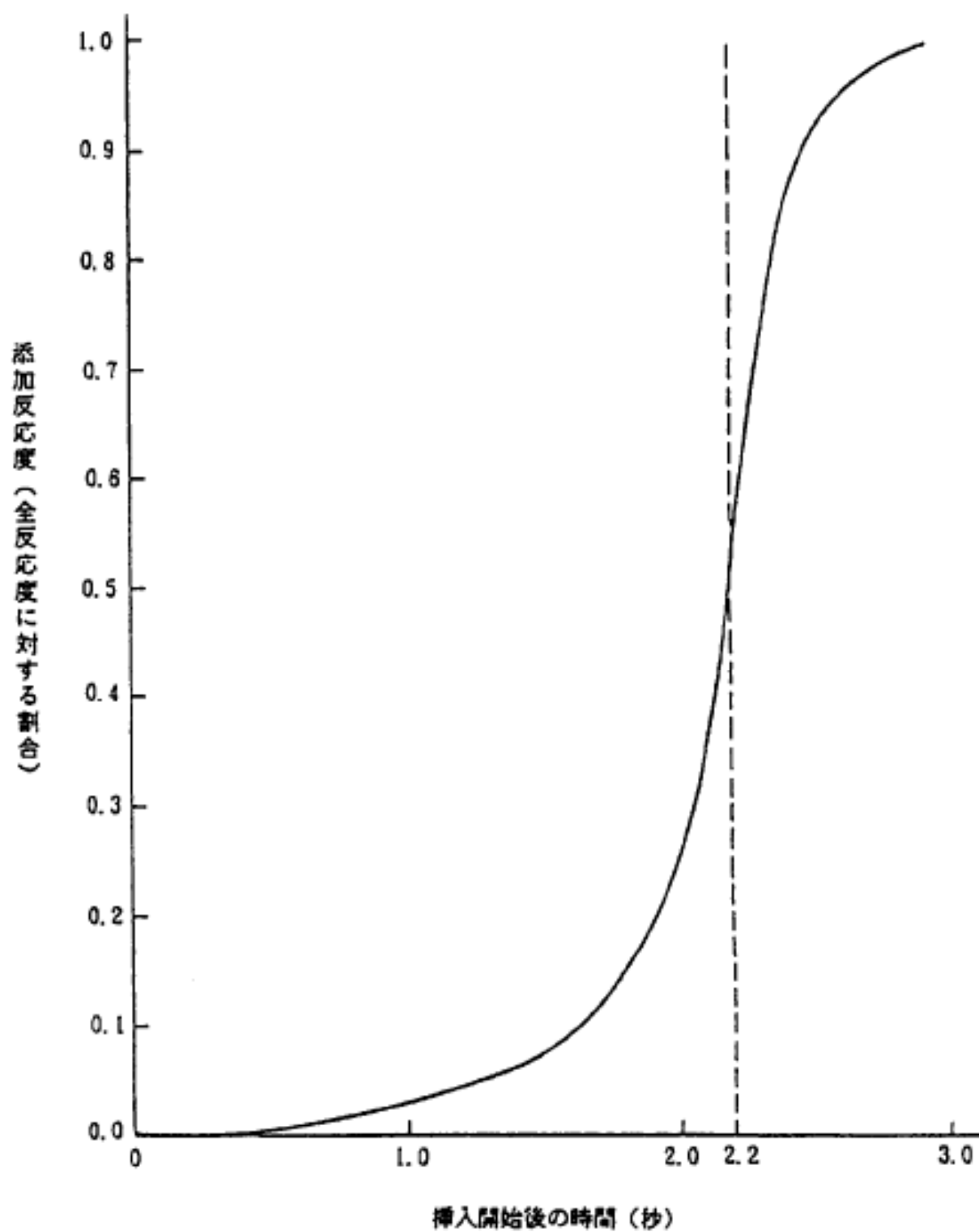
k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

--

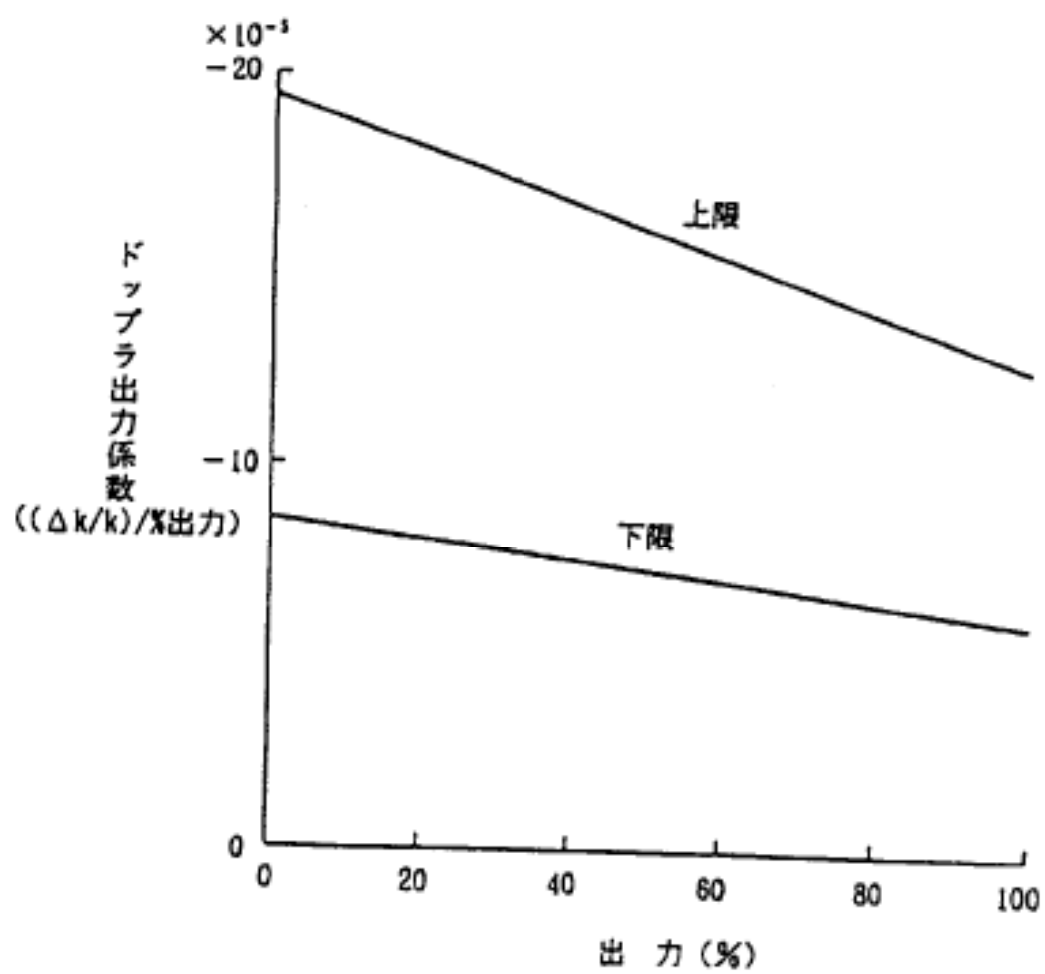
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



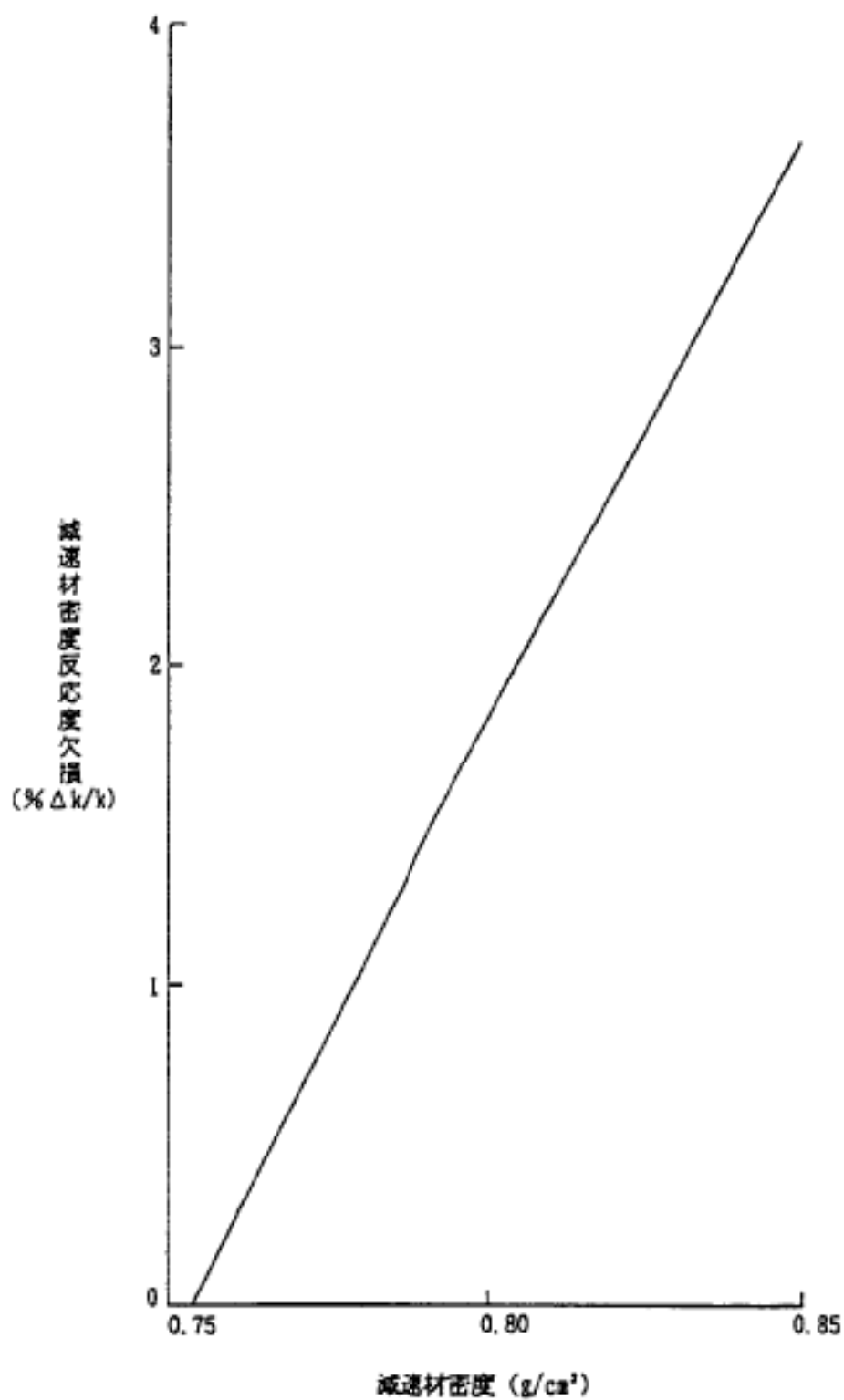
第10.1図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



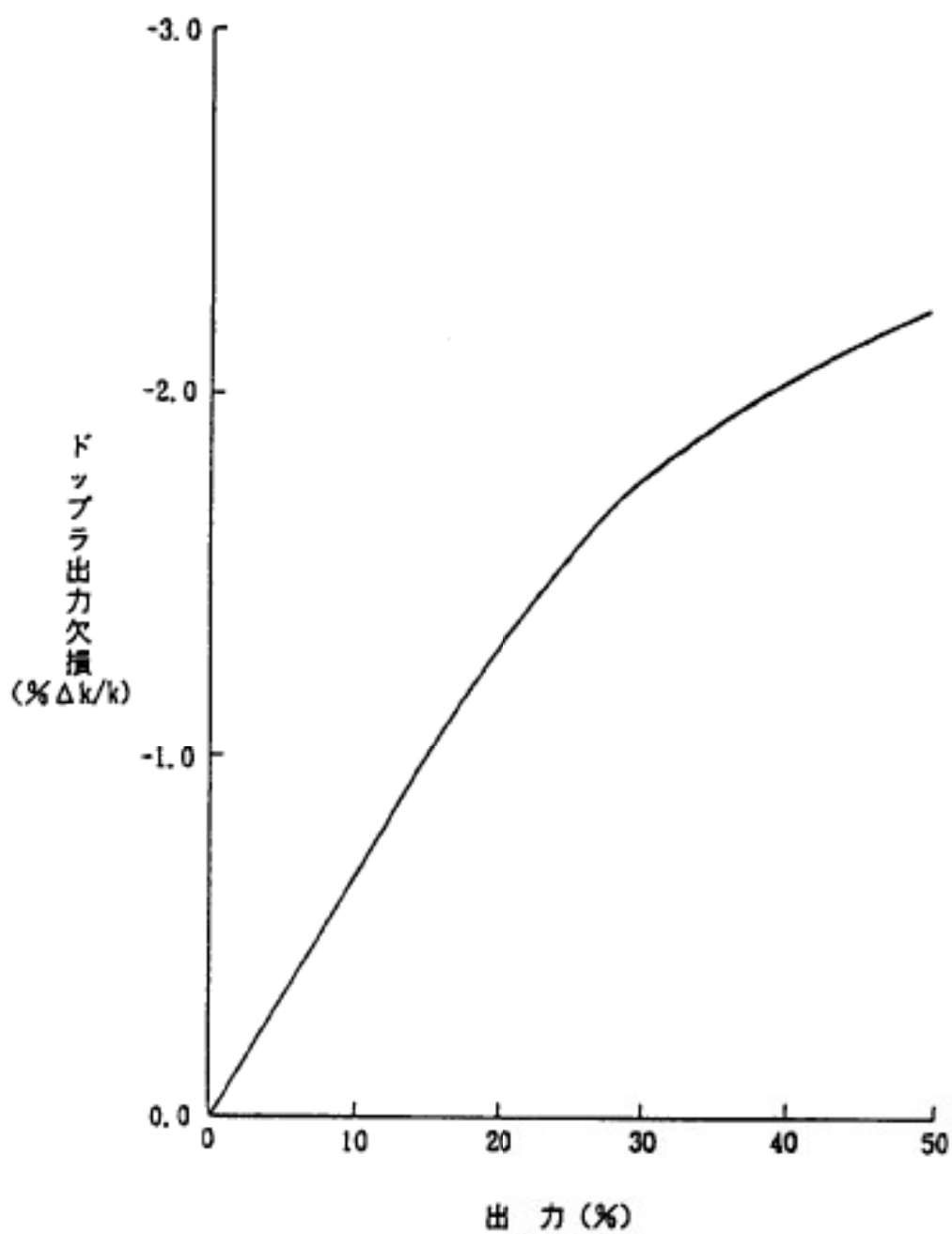
第10.2図 トリップ時の制御棒クラスター挿入による反応度添加曲線



第10.3図 解析に使用したドップラ出力係数



第10.4図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第10.5図 解析に使用したドップラ出力欠損

十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。

3号炉及び4号炉

1. 目的

発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

品質管理に関する事項は、高浜発電所の保安活動に適用する。

3. 定義

品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。

(1) 原子炉施設

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をいう。

(2) 原子力部門

当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各組織（組織の最小単位）の総称をいう。

4. 品質マネジメントシステム

4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項

(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

- (2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。
- a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
 - c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響
- (3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。
- (4) 原子力部門は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを原子力部門に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。
- a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。
 - b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。
 - c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。
 - d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。
 - e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。
 - f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。
 - g. プロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合

的なものとする。

h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。

(5) 原子力部門は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。

(6) 原子力部門は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。

(7) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

4.2 品質マネジメントシステムの文書化

4.2.1 一般

原子力部門は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 品質マニュアル

(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、原子力部門が必要と決定した文書

(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）

4.2.2 品質マニュアル

原子力部門は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。

(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項

(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項

(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲

(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報

(5) プロセスの相互の関係

4.2.3 文書の管理

- (1) 原子力部門は、品質マネジメント文書を管理する。
- (2) 原子力部門は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。
 - a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。
 - b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。
 - c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。
 - d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。
 - e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。
 - f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。
 - g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。
 - h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。

4.2.4 記録の管理

- (1) 原子力部門は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。

- (2) 原子力部門は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。

5. 経営責任者等の責任

5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

- (1) 品質方針を定めること。
- (2) 品質目標が定められているようにすること。
- (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。
- (4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。
- (5) 資源が利用できる体制を確保すること。
- (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。
- (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。
- (8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。

5.2 原子力の安全の確保の重視

社長は、原子力部門の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

5.3 品質方針

社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。

- (1) 原子力部門の目的及び状況に対して適切なものであること。

- (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。
- (3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。
- (4) 要員に周知され、理解されていること。
- (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。
- (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。
- (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。
 - a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果
 - b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持
 - c. 資源の利用可能性
 - d. 責任及び権限の割当て

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者

(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

- a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。
- c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。
- d. 関係法令を遵守すること。

5.5.3 管理者

(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。

- a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。
- c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。
- d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。
- e. 関係法令を遵守すること。

(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

- a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。
 - b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。
 - c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。
 - d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。
 - e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。
- (3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.5.4 組織の内部の情報の伝達

- (1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報

原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。

- (1) 内部監査の結果

- (2) 原子力部門の外部の者の意見
- (3) プロセスの運用状況
- (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果
- (5) 品質目標の達成状況
- (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況
- (7) 関係法令の遵守状況
- (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況
- (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置
- (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更
- (11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案
- (12) 資源の妥当性
- (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性

5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置

- (1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。
 - a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善
 - b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善
 - c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源
 - d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
 - e. 関係法令の遵守に関する改善
- (2) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。

6. 資源の管理

6.1 資源の確保

原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。

- (1) 要員
- (2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

6.2 要員の力量の確保及び教育訓練

- (1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。
- (2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。
 - a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。
 - b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。
 - c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。
 - d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。
 - (a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - (b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献
 - (c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性
 - e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。

7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

7.1 個別業務に必要なプロセスの計画

- (1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。
- (2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業

務等要求事項との整合性を確保する。

(3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。

- a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果
- b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項
- c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源
- d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）
- e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録

(4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。

7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス

7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項

原子力部門は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。

- a. 原子力部門の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項
- b. 関係法令
- c. a. b.に掲げるもののほか、原子力部門が必要とする要求事項

7.2.2 個別業務等要求事項の審査

(1) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。

(2) 原子力部門は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。

- a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。
 - b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。
 - c. 原子力部門が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。
- (3) 原子力部門は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (4) 原子力部門は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。

7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等

原子力部門は、原子力部門の外部の者からの情報の収集及び原子力部門の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。

7.3 設計開発

7.3.1 設計開発計画

- (1) 原子力部門は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。
- (2) 原子力部門は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。
- a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c. 設計開発に係る各組織及び要員の責任及び権限
 - d. 設計開発に必要な原子力部門の内部及び外部の資源
- (3) 原子力部門は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確

な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。

- (4) 原子力部門は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

7.3.2 設計開発に用いる情報

- (1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。

- a. 機能及び性能に係る要求事項
- b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの
- c. 関係法令
- d. その他設計開発に必要な要求事項

- (2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。

7.3.3 設計開発の結果に係る情報

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。

- (2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。

- (3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。

- a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。
- b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。
- c. 合否判定基準を含むものであること。
- d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。

7.3.4 設計開発レビュー

- (1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。
 - a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。
 - b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。
- (2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。
- (3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.5 設計開発の検証

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。
- (2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。

7.3.6 設計開発の妥当性確認

- (1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。
- (2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。

- (3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.7 設計開発の変更の管理

- (1) 原子力部門は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。
- (3) 原子力部門は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。
- (4) 原子力部門は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.4 調達

7.4.1 調達プロセス

- (1) 原子力部門は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。
- (2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。
- (3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。
- (4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。

- (5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。

7.4.2 調達物品等要求事項

- (1) 原子力部門は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。
- a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項
 - b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項
 - c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
 - e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項
 - f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g. その他調達物品等に必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 原子力部門は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。
- (4) 原子力部門は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達物品等の検証

- (1) 原子力部門は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。
- (2) 原子力部門は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。

7.5 個別業務の管理

7.5.1 個別業務の管理

原子力部門は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

- (1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。
- (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。
- (3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。
- (4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。
- (5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。
- (6) 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。

7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認

- (1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。
- (2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。

- (3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。
- (4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。
 - a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準
 - b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法
 - c. 妥当性確認の方法

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保

- (1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。
- (2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。

7.5.4 組織の外部の者の物品

原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。

7.5.5 調達物品の管理

- (1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。

7.6 監視測定のための設備の管理

- (1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。

- (2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。
- (3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。
 - a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。
 - b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。
 - c. 所要の調整がなされていること。
 - d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。
 - e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。
- (4) 原子力部門は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。
- (5) 原子力部門は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。
- (6) 原子力部門は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。
- (7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。

8. 評価及び改善

8.1 監視測定、分析、評価及び改善

- (1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。
- (2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。
- (2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。
 - a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - b. 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。
- (4) 原子力部門は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。
- (6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。
- (7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有す

る管理者に内部監査結果を通知する。

- (8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。

8.2.3 プロセスの監視測定

- (1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。
- (2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。
- (4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。
- (5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。

8.2.4 機器等の検査等

- (1) 原子力部門は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 原子力部門は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 原子力部門は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。
- (4) 原子力部門は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画

に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。

- (5) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。
- (6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。

8.3 不適合の管理

- (1) 原子力部門は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。
- (3) 原子力部門は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。
 - b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。
 - c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。
 - d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。
- (4) 原子力部門は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。

- (5) 原子力部門は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。
- (2) 原子力部門は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。
- a. 原子力部門の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見
 - b. 個別業務等要求事項への適合性
 - c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）
 - d. 調達物品等の供給者の供給能力

8.5 改善

8.5.1 継続的な改善

原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。

8.5.2 是正処置等

- (1) 原子力部門は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。

- a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。
 - (a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化
 - (b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化
 - b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。
 - c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。
 - d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。
 - e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。
 - f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。
 - g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。
- (3) 原子力部門は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。

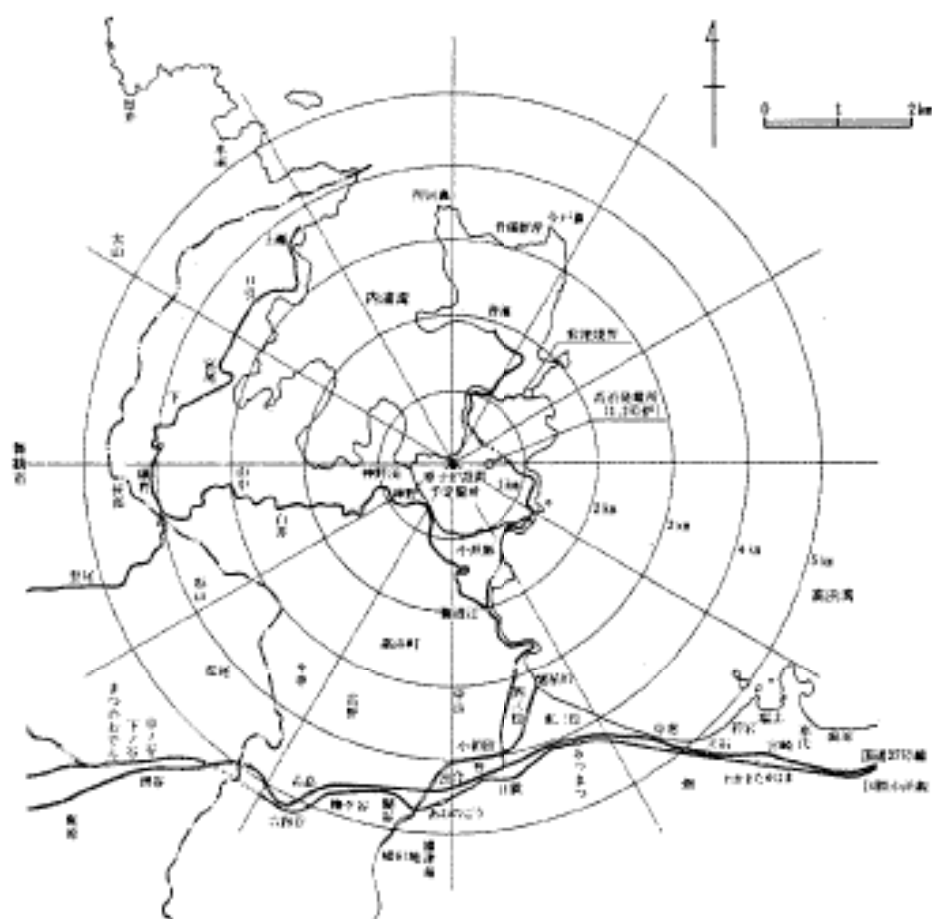
8.5.3 未然防止処置

- (1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。
- a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。
 - b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。
 - c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。
 - d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。
 - e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- (2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。

申請書添付参考図面目録

- 第 1 図 発電所敷地付近地図(1)
- 第 2 図 発電所敷地付近地図(2)
- 第 3 図 発電所全体配置図
- 第 4 図 主要建屋平面図 (地下 1 階)
- 第 5 図 主要建屋平面図 (1 階)
- 第 6 図 主要建屋平面図 (2 階)
- 第 7 図 主要建屋平面図 (3 階)
- 第 8 図 主要建屋平面図 (4 階)
- 第 9 図 主要建屋平面図 (5 階)
- 第 10 図 主要建屋断面図 (A-A 断面)
- 第 11 図 主要建屋断面図 (B-B 断面)
- 第 12 図 原子炉容器内構造概略図
- 第 13 図 炉心断面説明図
- 第 14 図 燃料集合体構造図
- 第 15 図 発電所系統説明図
- 第 16 図 原子炉制御系説明図
- 第 17 図 原子炉保護系説明図
- 第 18 図 制御棒クラスタ構造説明図
- 第 19 図 制御棒駆動装置説明図
- 第 20 図 制御棒駆動装置断面図
- 第 21 図 放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図
- 第 22 図 格納容器換気空調設備系統説明図
- 第 23 図 非常用炉心冷却設備系統説明図
- 第 24 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図
- 第 25 図 蒸気発生器構造説明図
- 第 26 図 気体廃棄物処理系統図 (換気系を含む)
- 第 27 図 液体廃棄物処理系統図
- 第 28 図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 (3号炉及び4号炉合算)

第 29 図 発電所敷地付近地図（特定重大事故等対処施設を含む。）



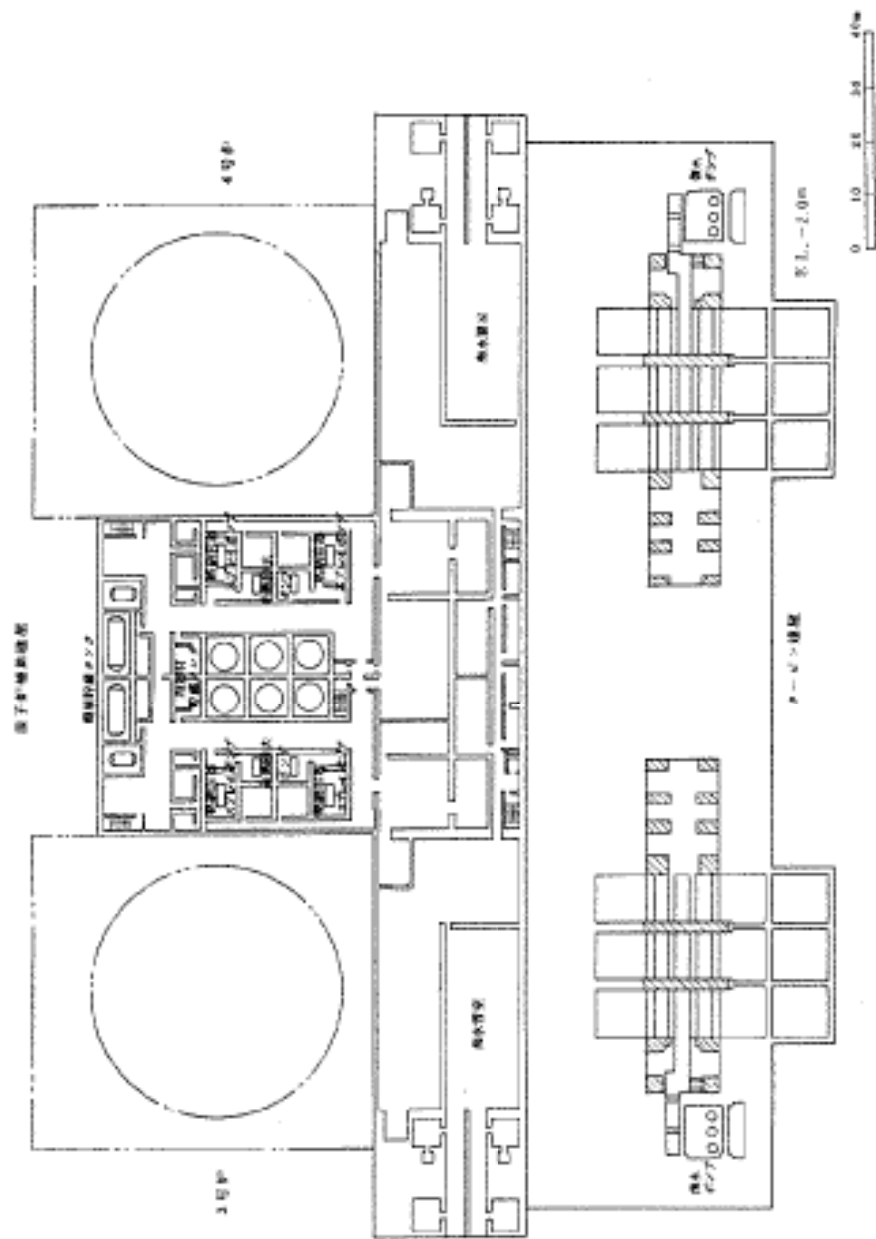
第 1 図 発電所敷地付近地図(1)



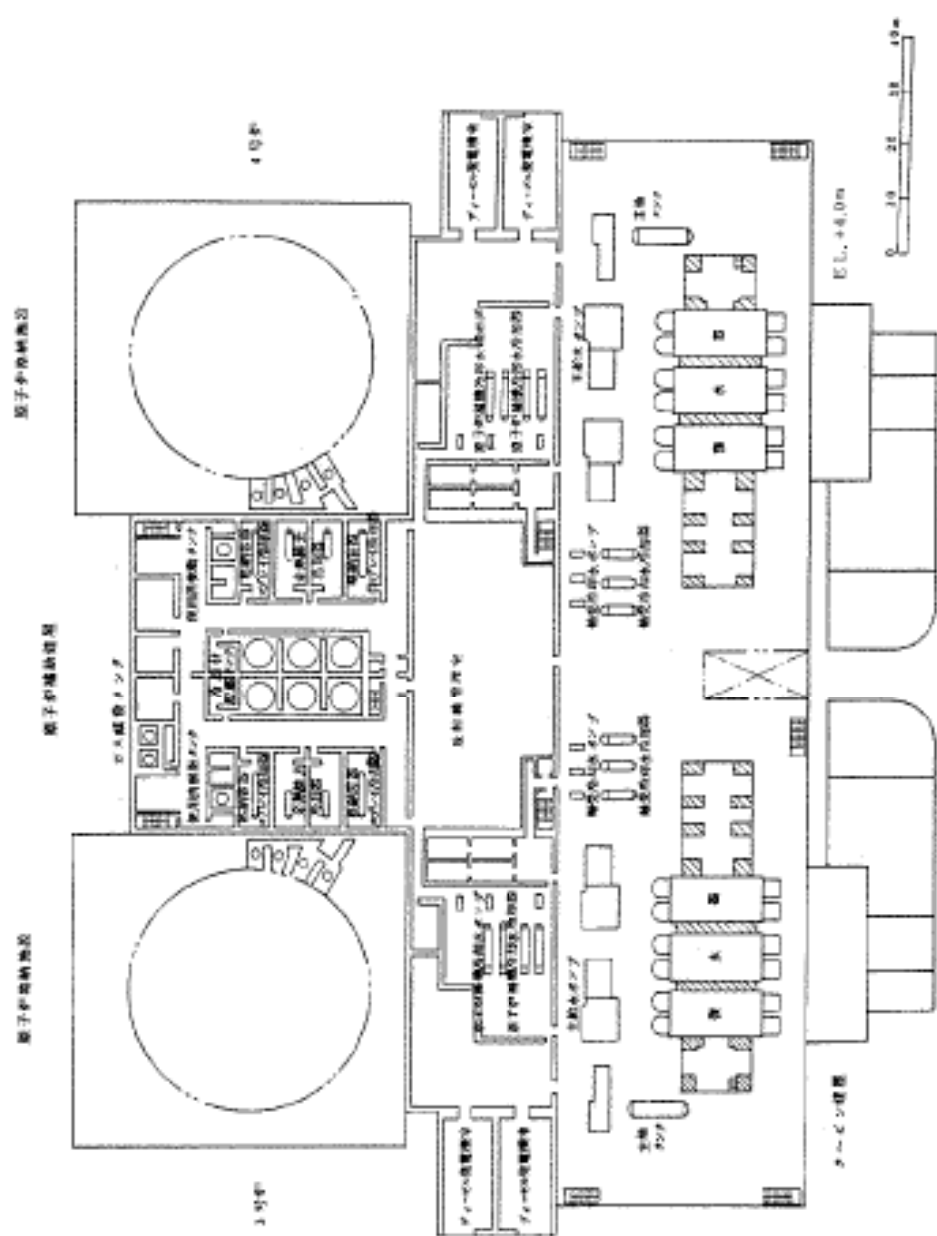
第2図 発電所敷地付近地図(2) (添付書類八 第2.4.1図)



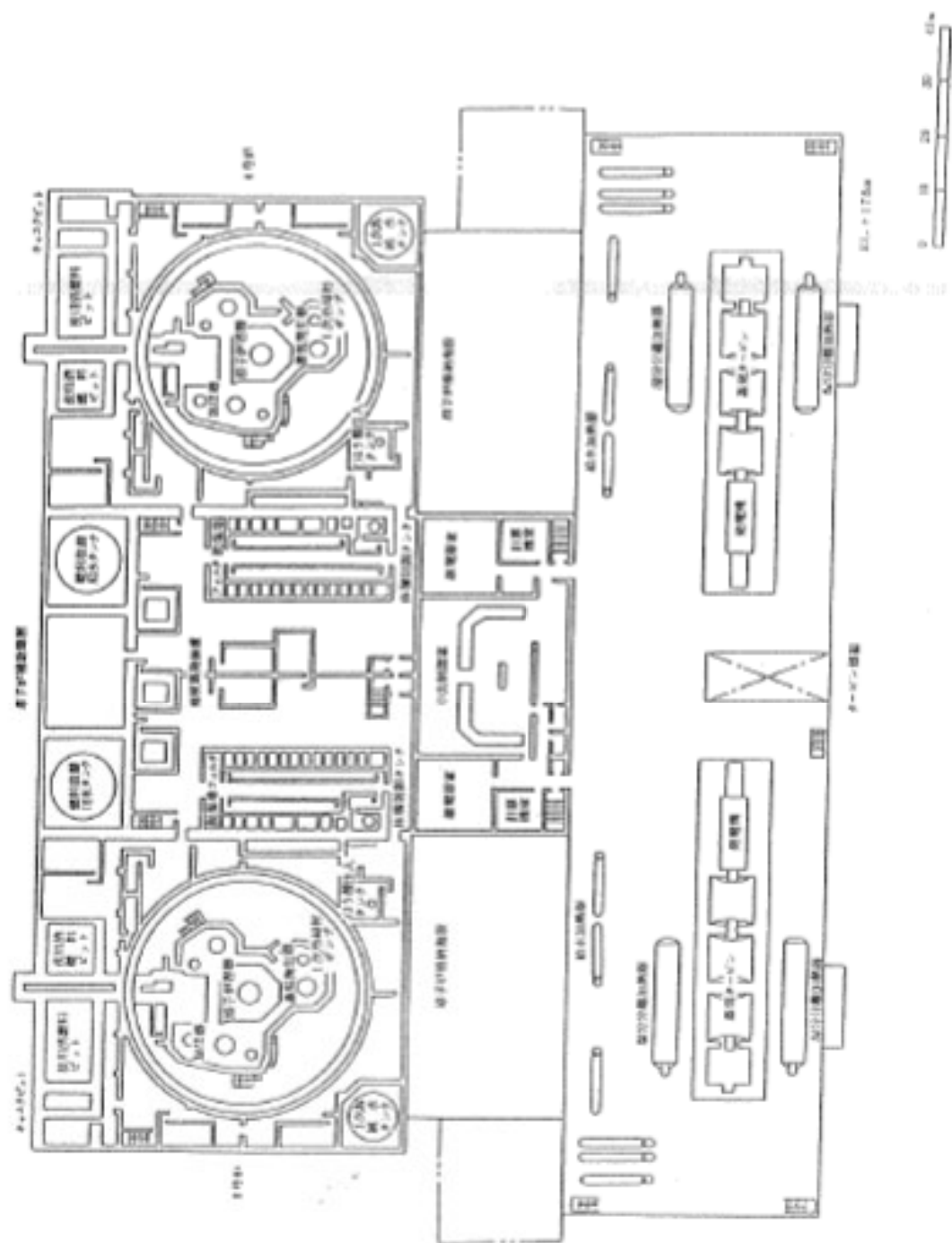
第3図 発電所全体配置図（添付書類八 第2.4.2図）



第4図 主要建屋平面図（地下1階）



第5図 主要建屋平面図(1階)



第7図 主要展示場平面図（3階）

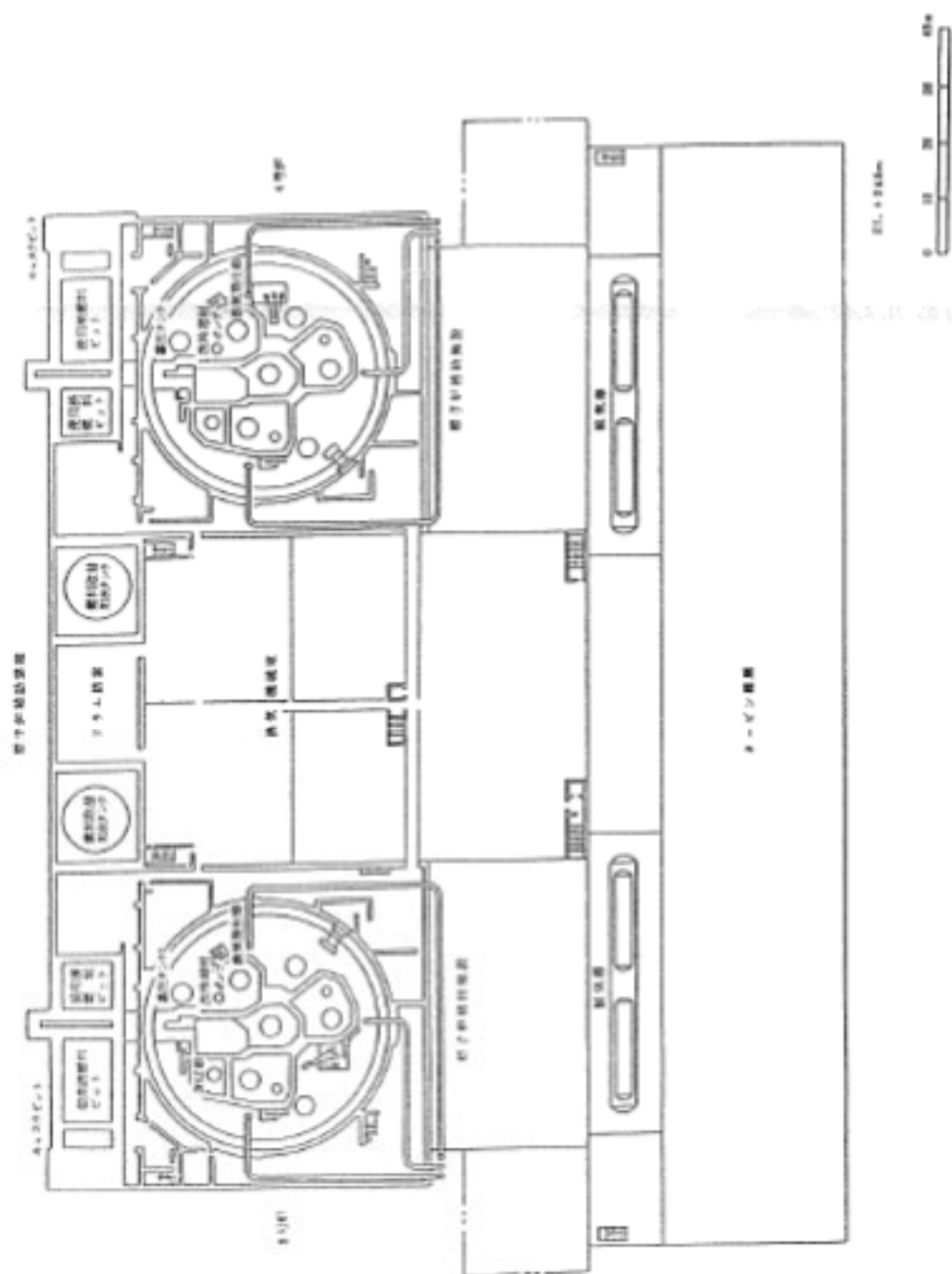
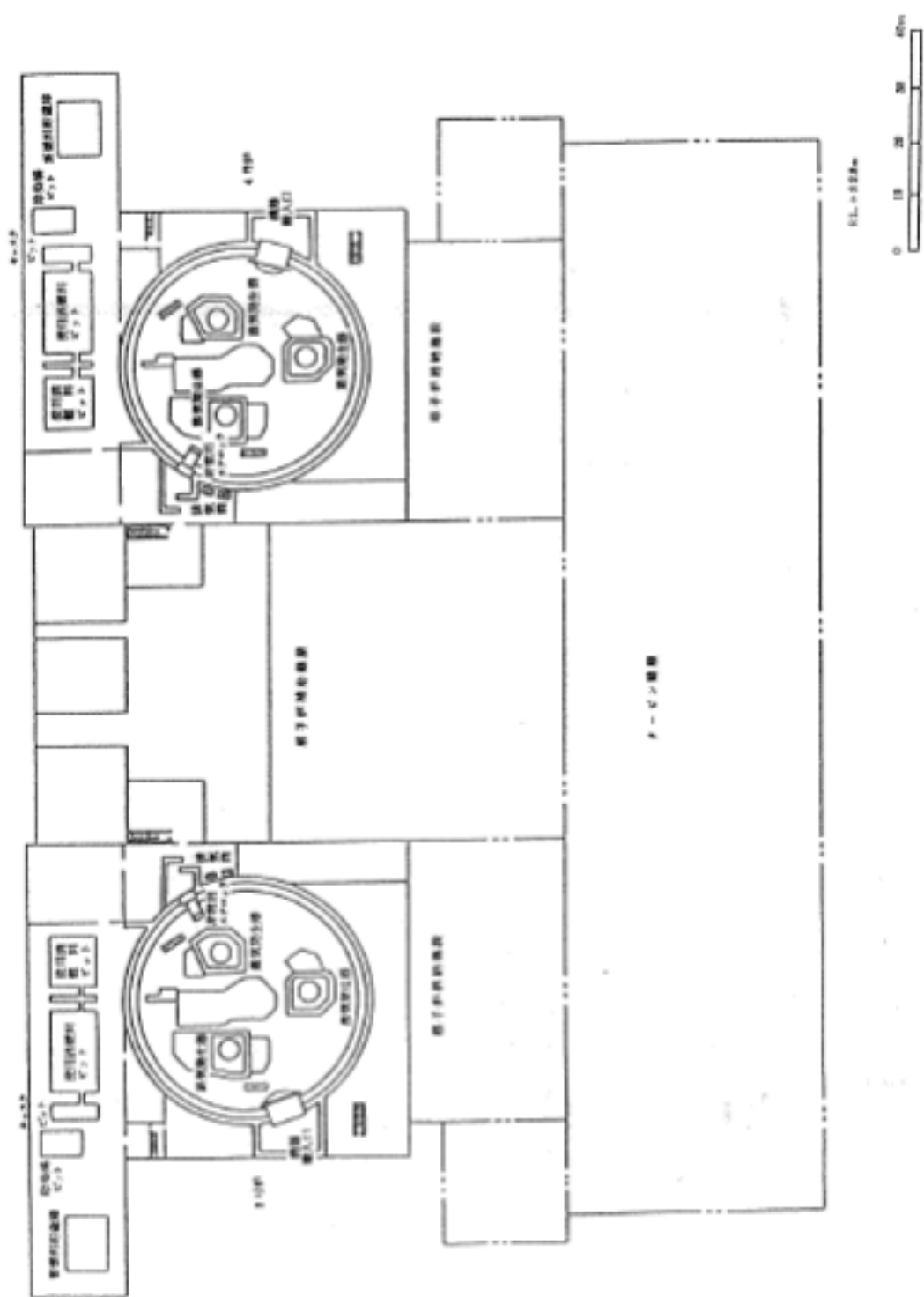
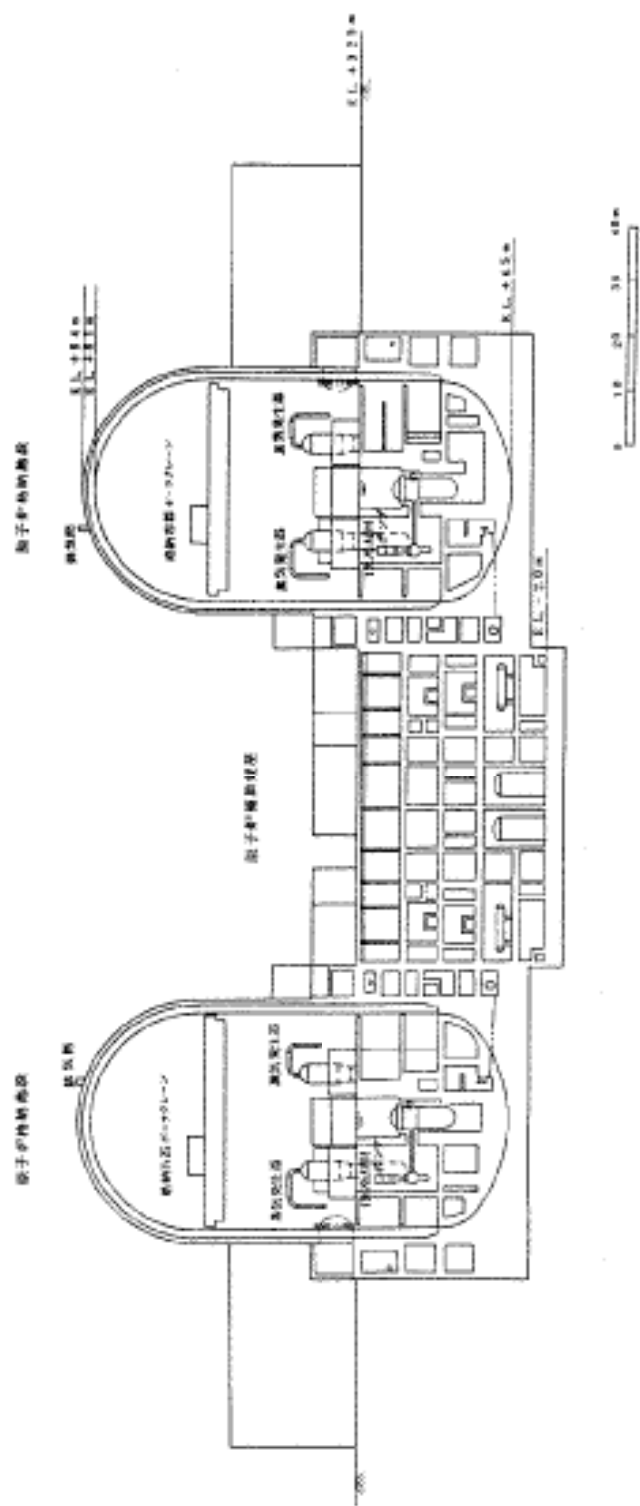


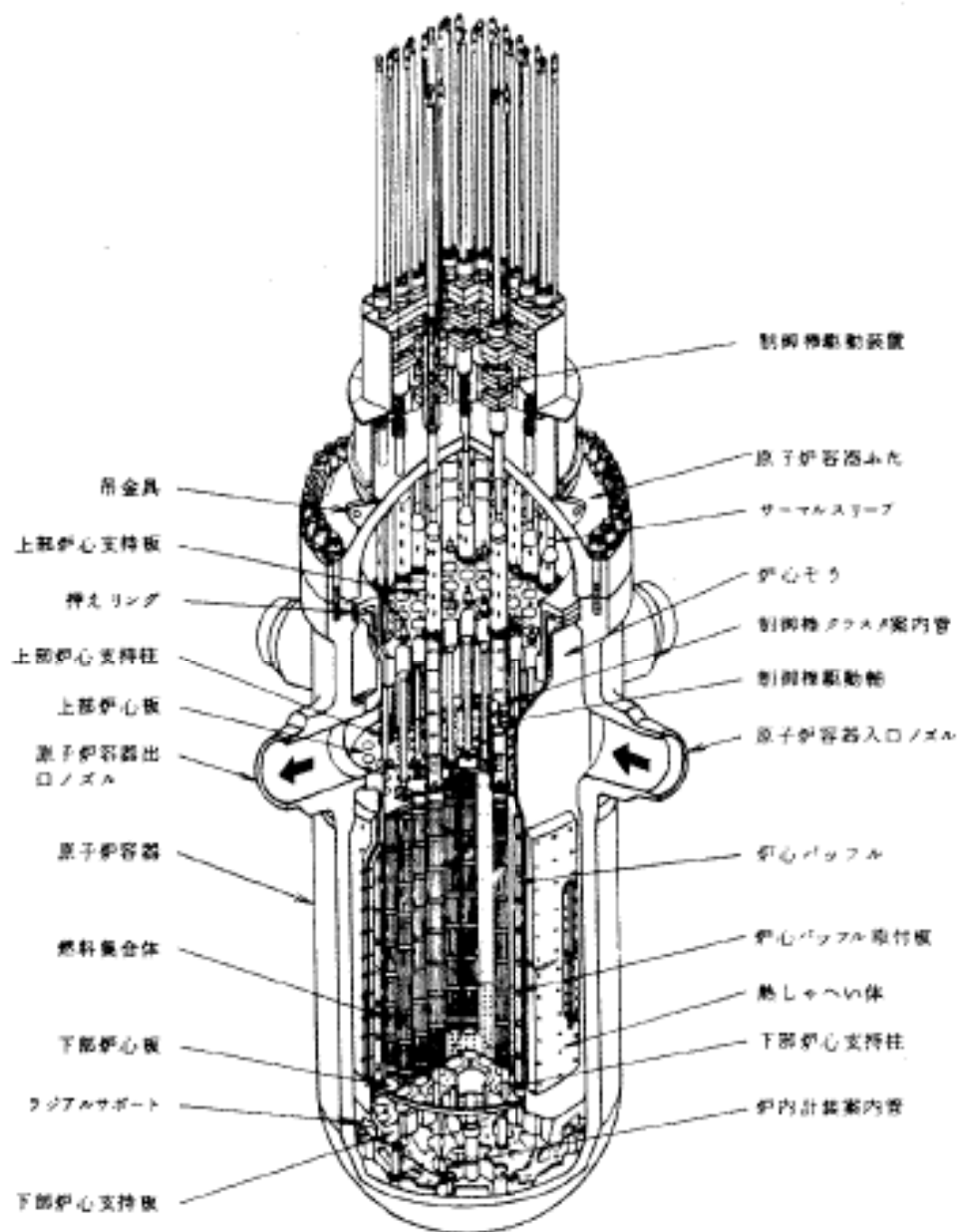
图 8 图 主要建筑平面图 (4 层)



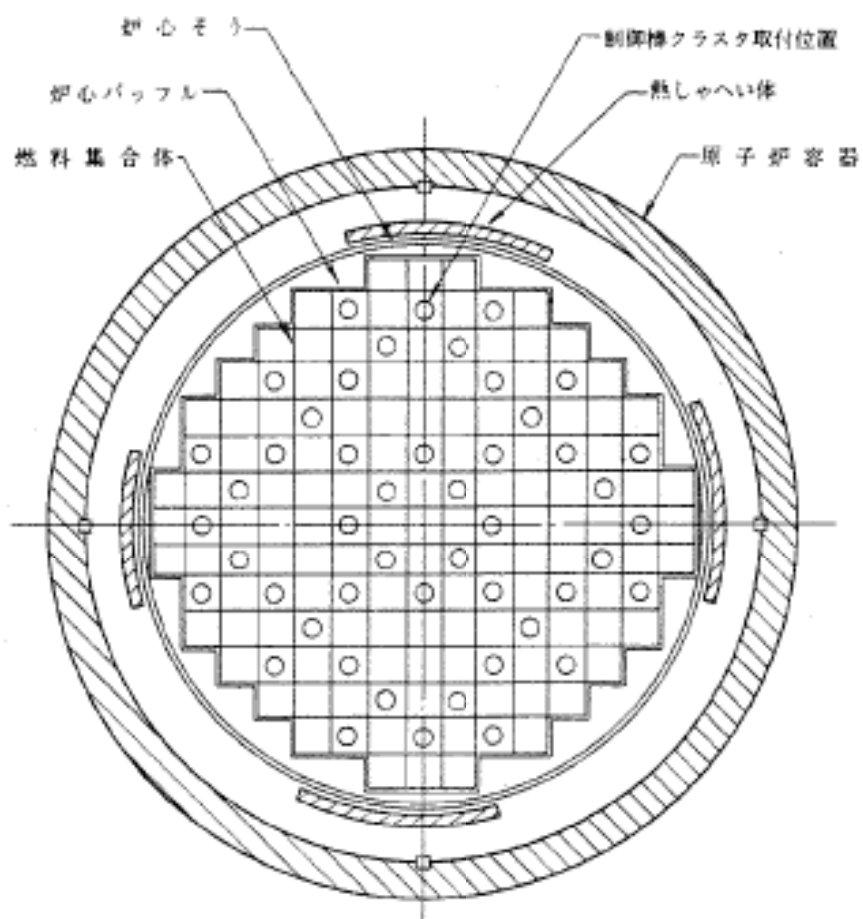
第9圖 主要建築層平面圖（5階）



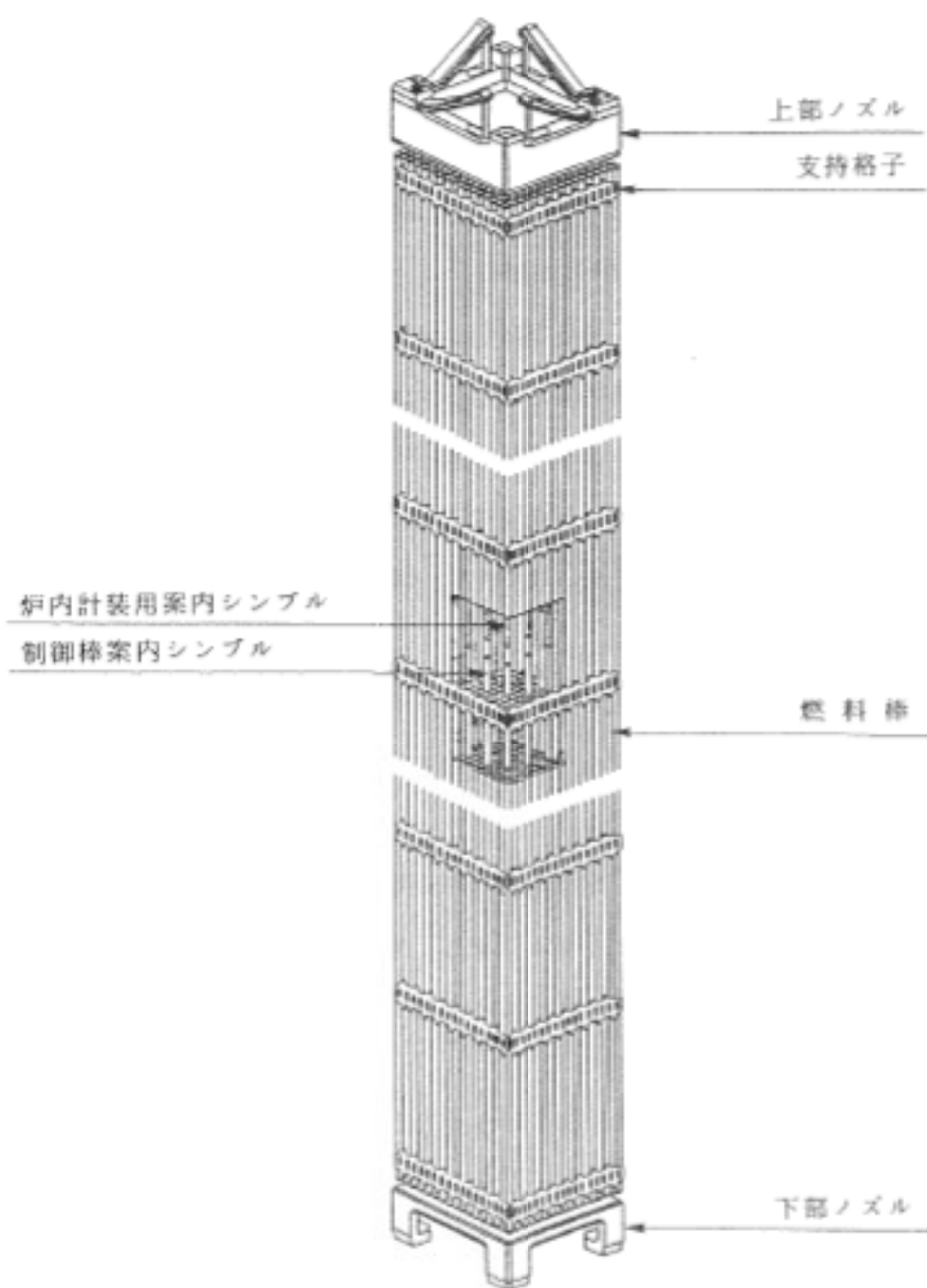
第 11 图 主要建筑断面图 (B—B 断面)



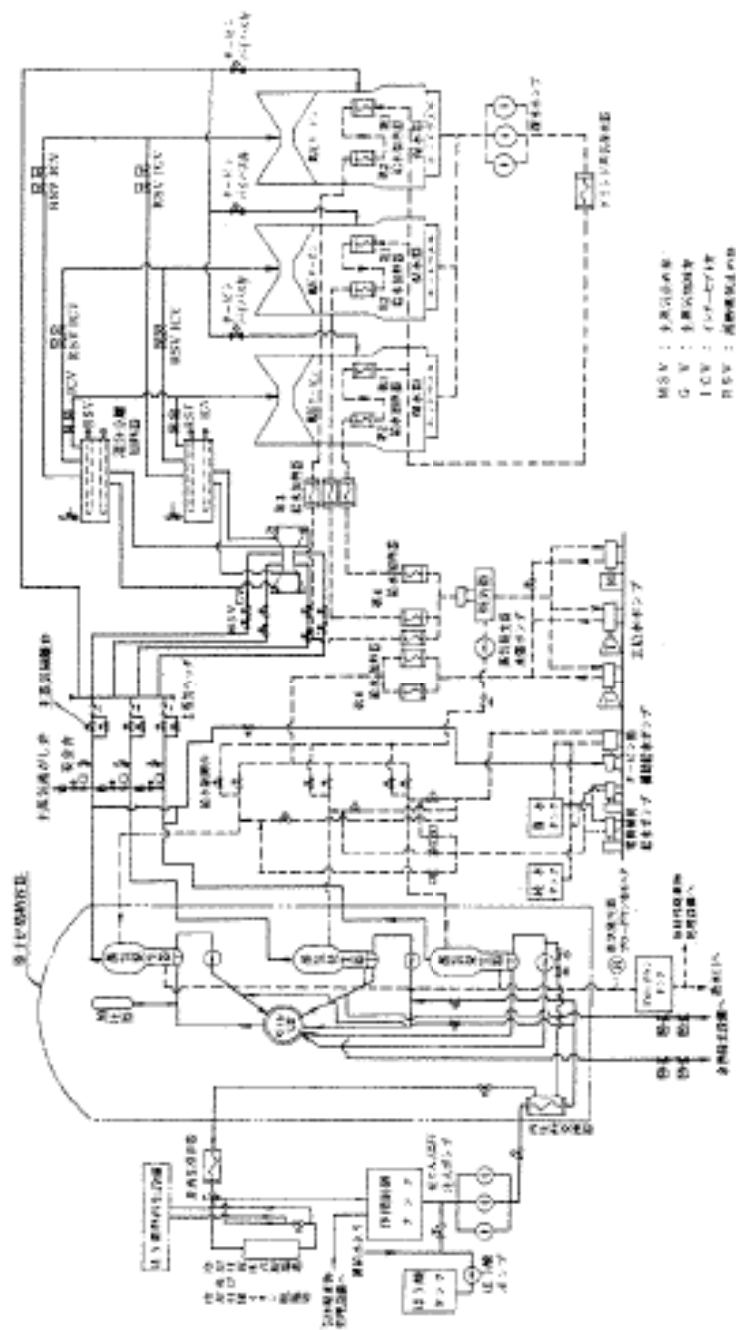
第12図 原子炉容器内構造概略図



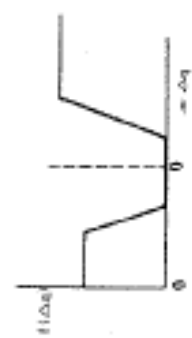
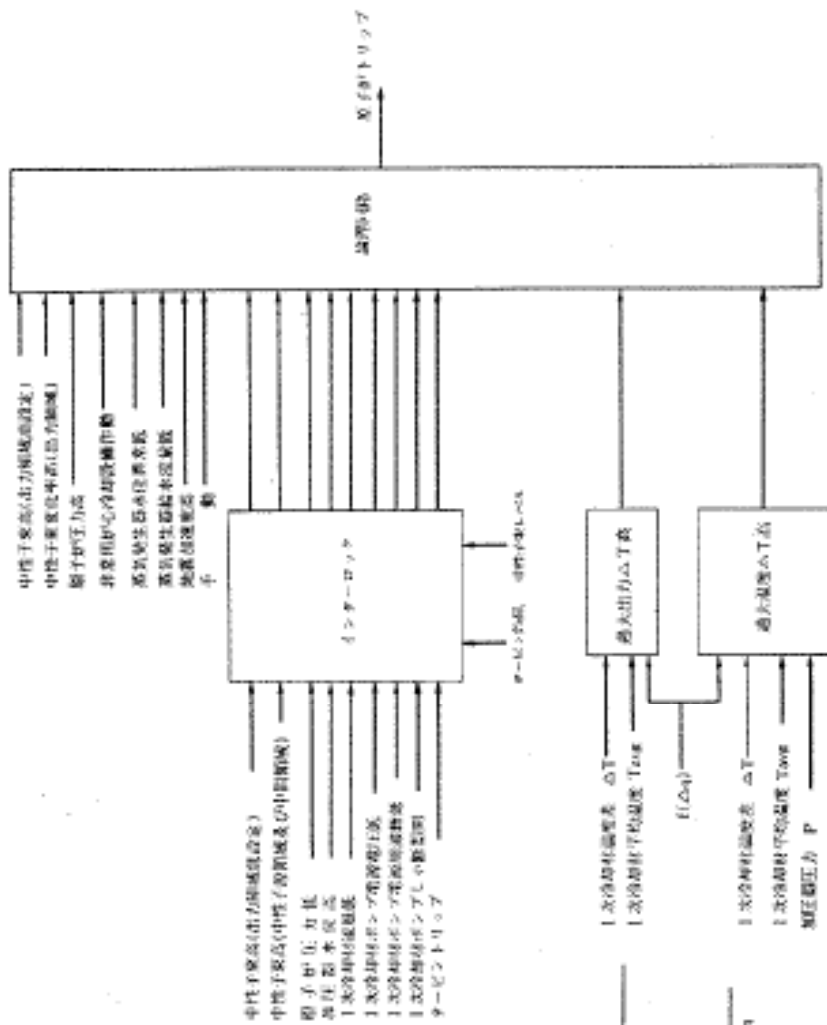
第 1 3 図 炉心断面説明図



第14図 燃料集合体構造図（添付書類八 第3.2.3(II)図）



第15図 発電所系統説明図

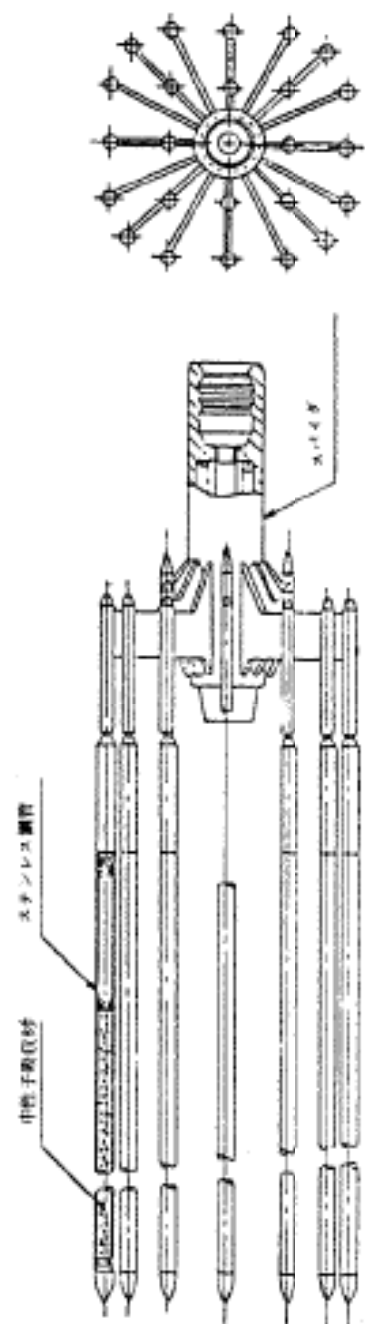


ΔT: 8°C 以上時中性子束

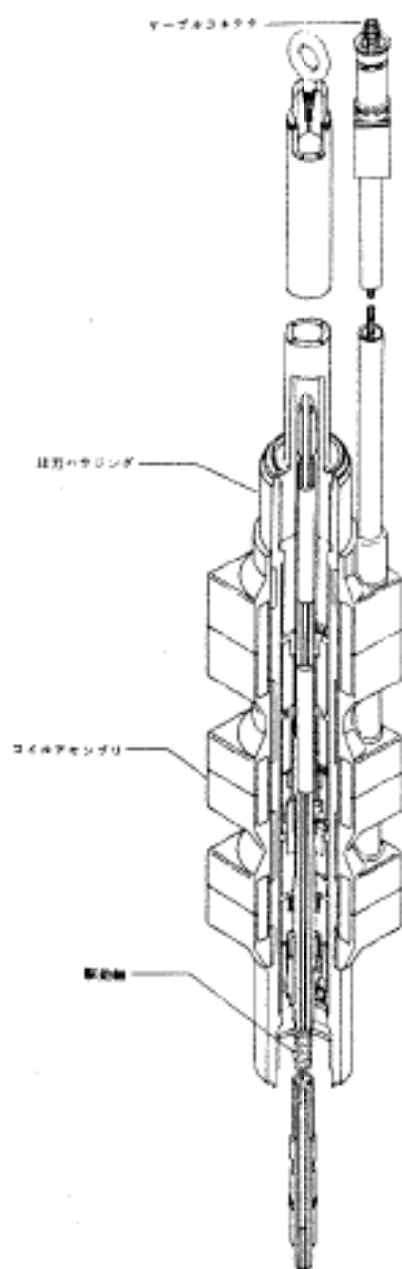
ΔT: 8°C 以下時中性子束

ΔT: 21~40

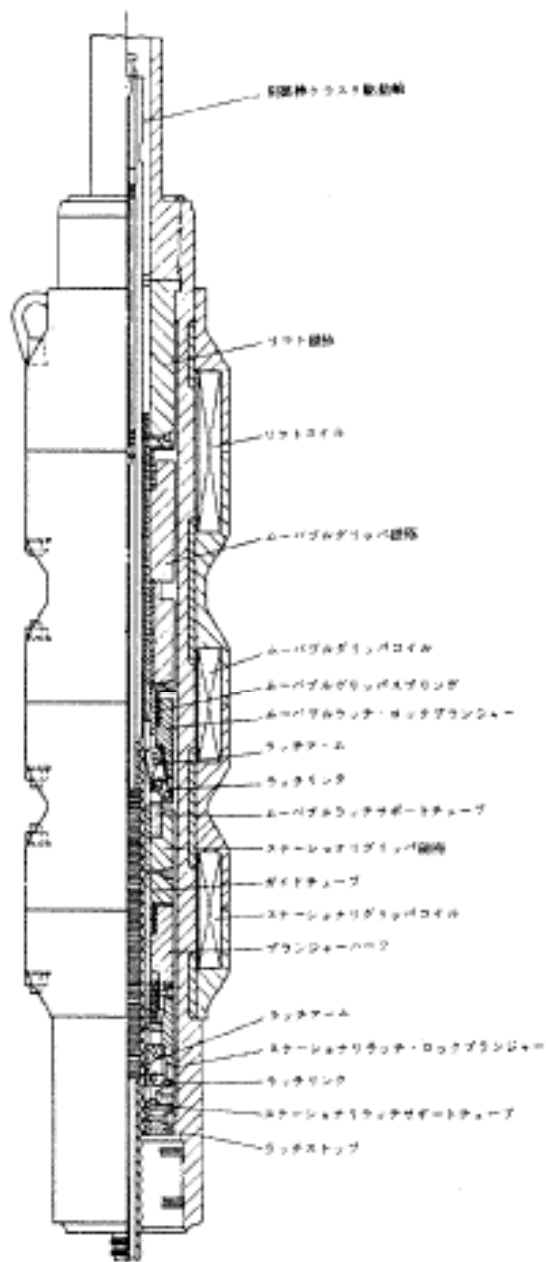
第 17 図 原子炉保護系説明図



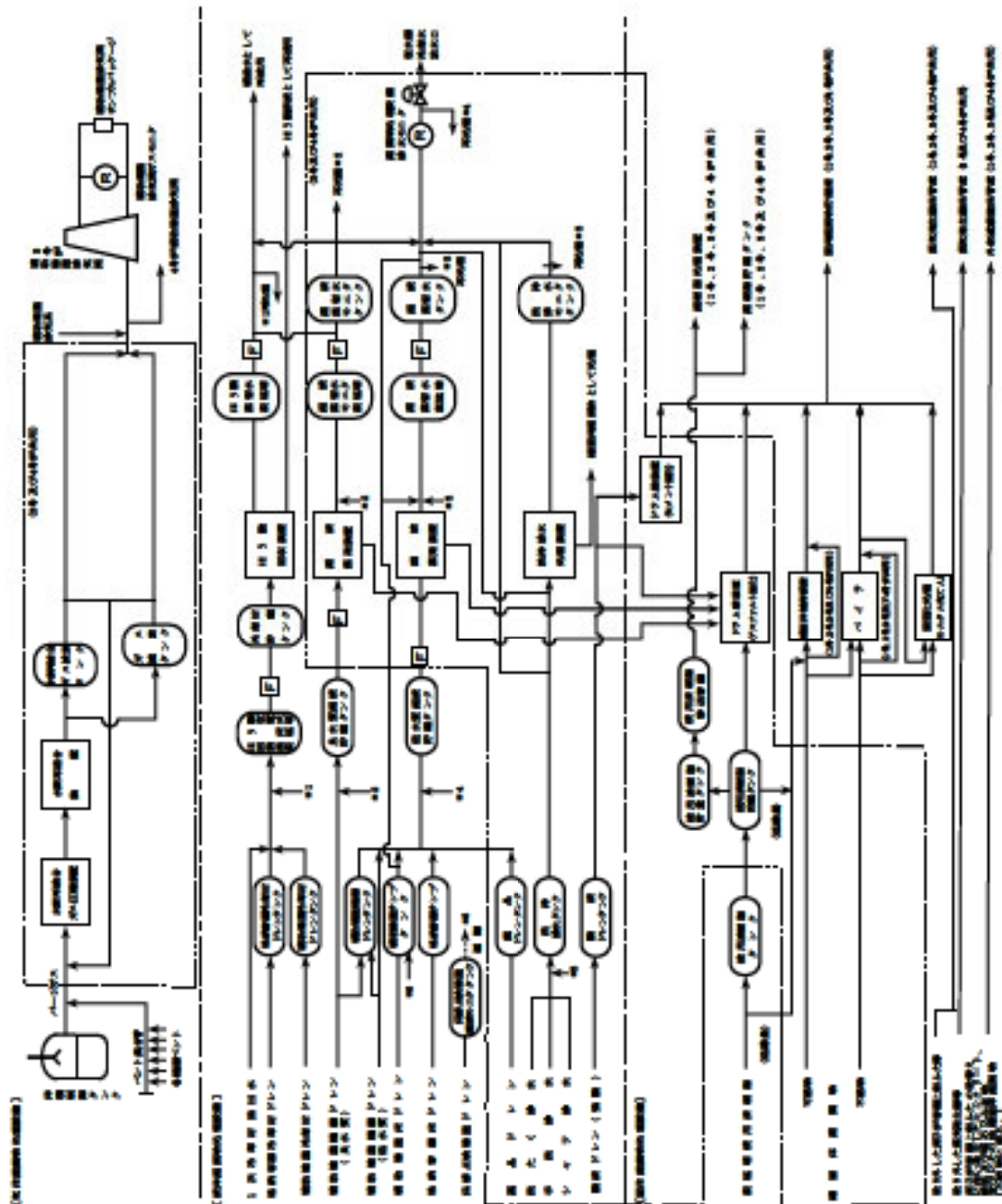
第18図 制御棒クラスター構造説明図



第19図 制御棒駆動装置説明図



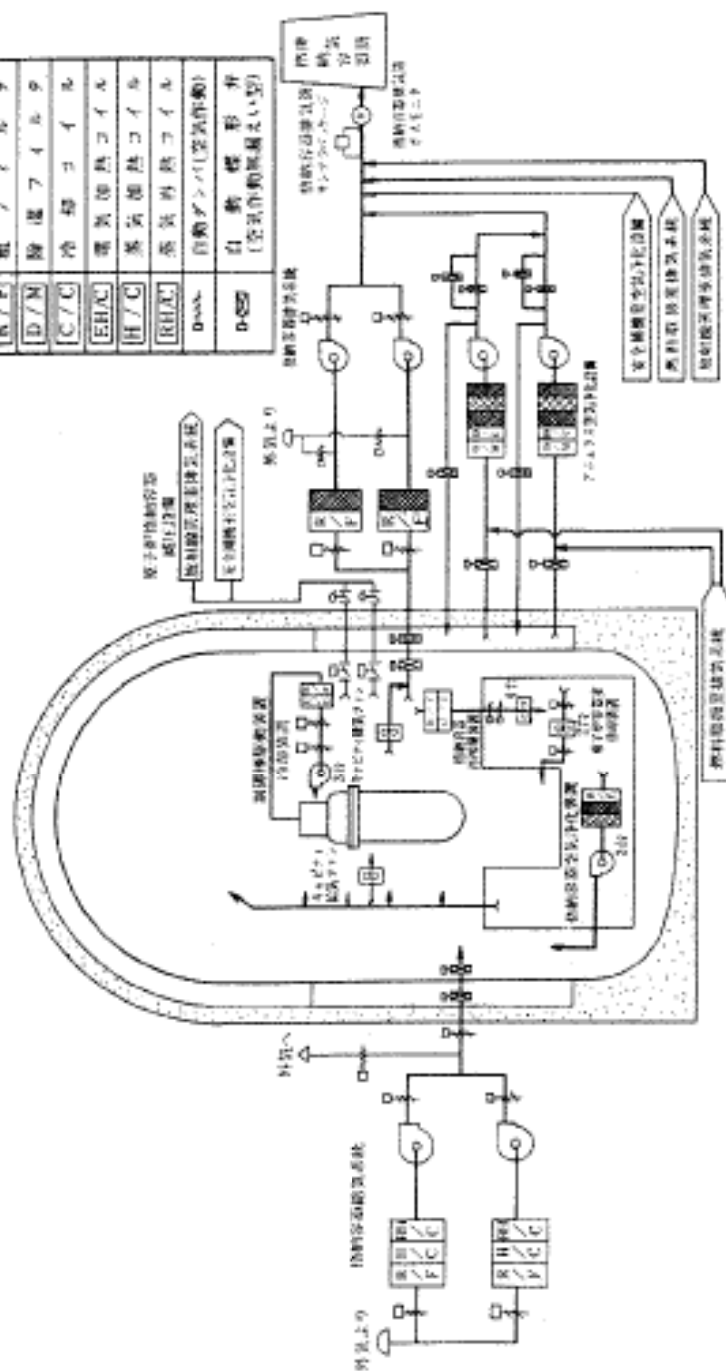
第20図 制御棒駆動装置断面図



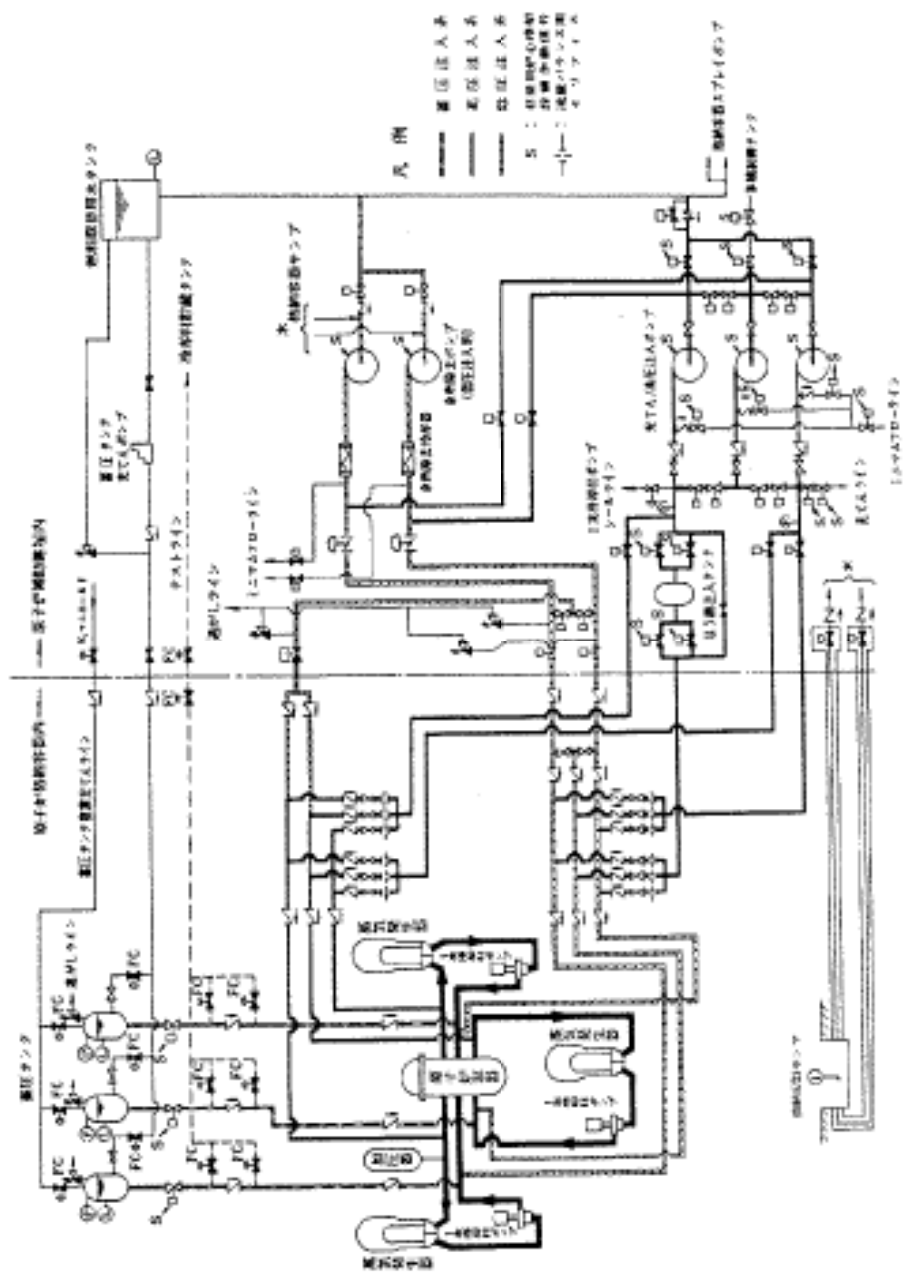
第21図 放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図 (添付書類八 第7.1.1図)

凡 例

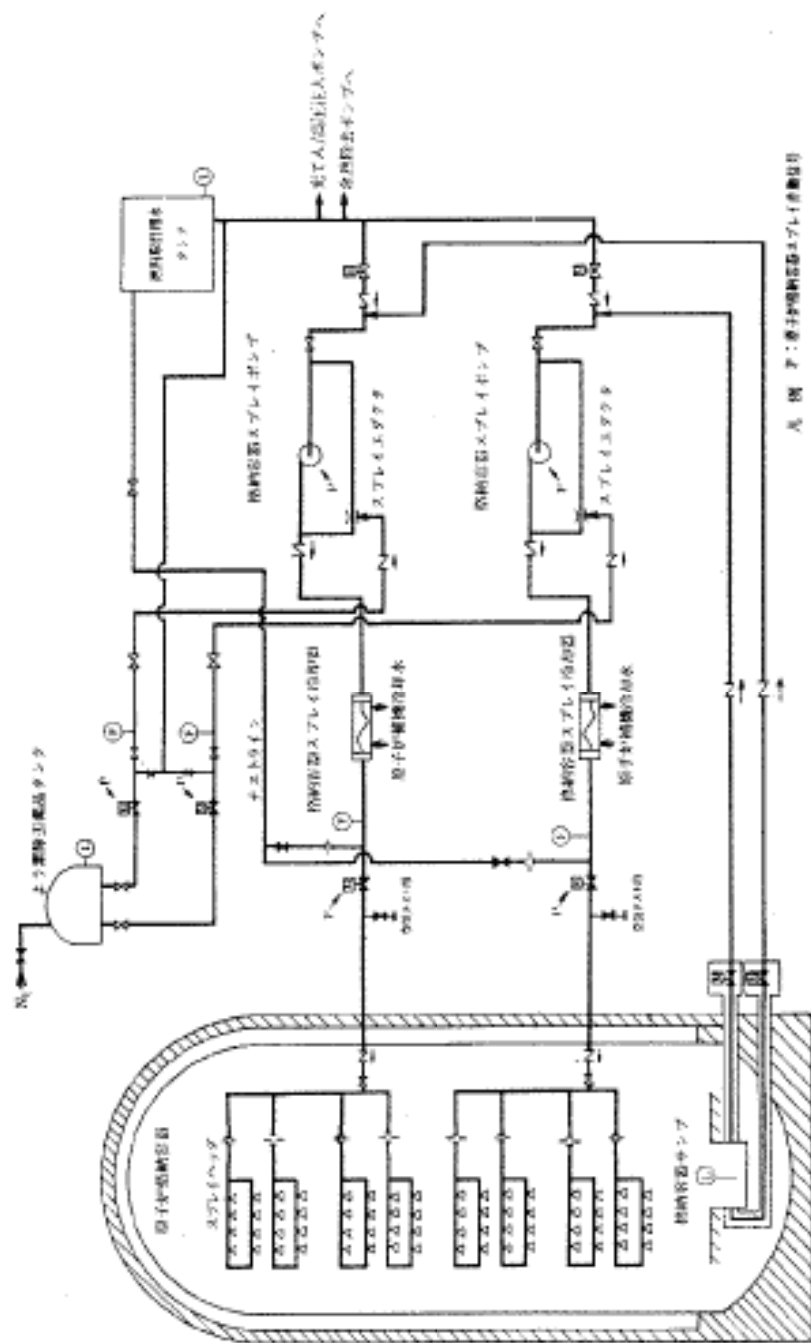
	より著除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R/F	阻 子 フィルタ
D/M	除菌フィルタ
C/C	冷却コイル
EH/C	電気加熱コイル
H/C	蒸気加熱コイル
RH/C	蒸気再熱コイル
DASH	自動ダンパー(空気作動)
D-SP	自動ダンパー(空気作動無塵室用)



第 2 2 図 格納容器換気空調設備系統説明図

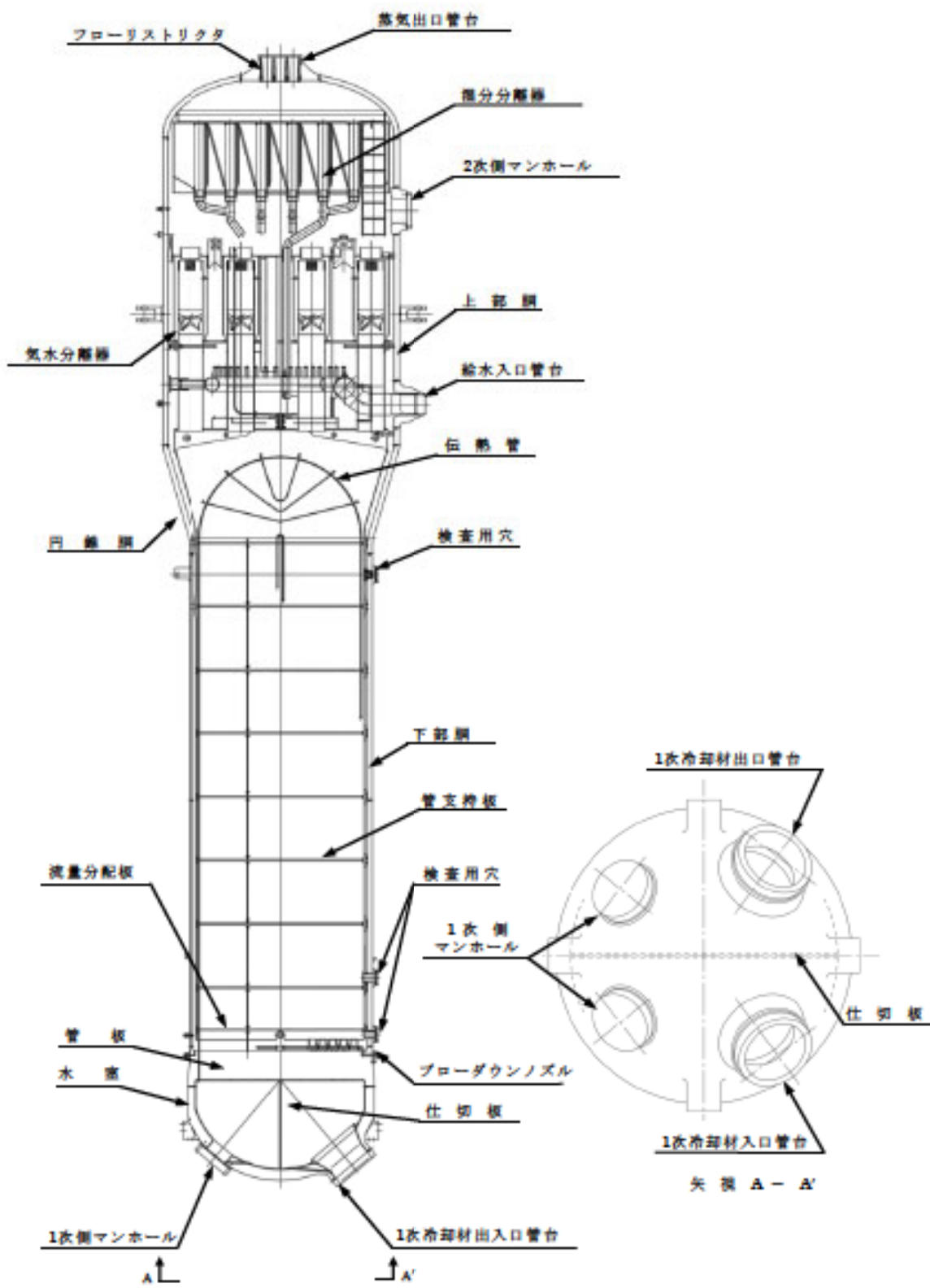


第 2 3 図 非常用炉心冷却設備系統説明図

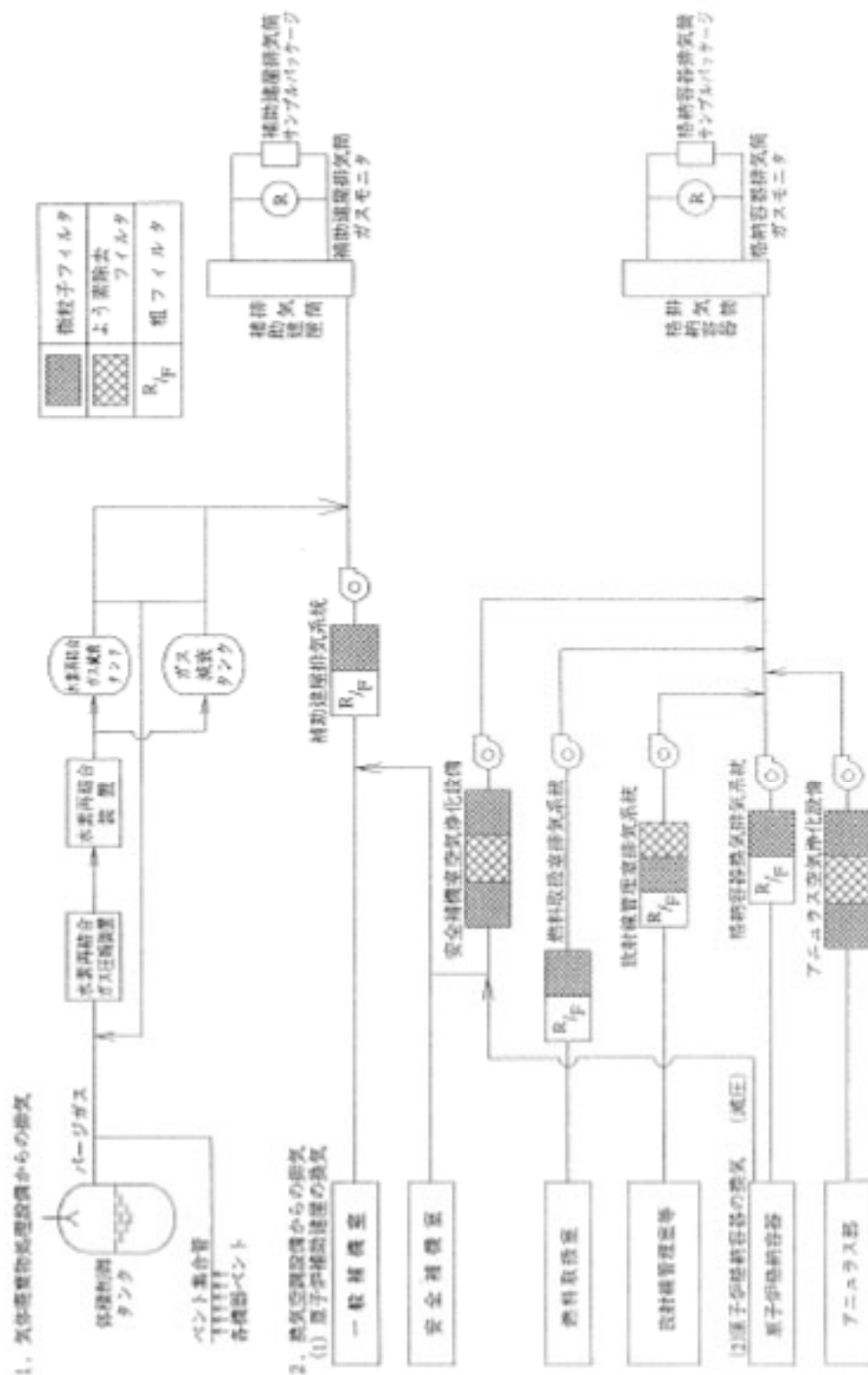


凡例 ①：原子炉排気スプレイポンプ

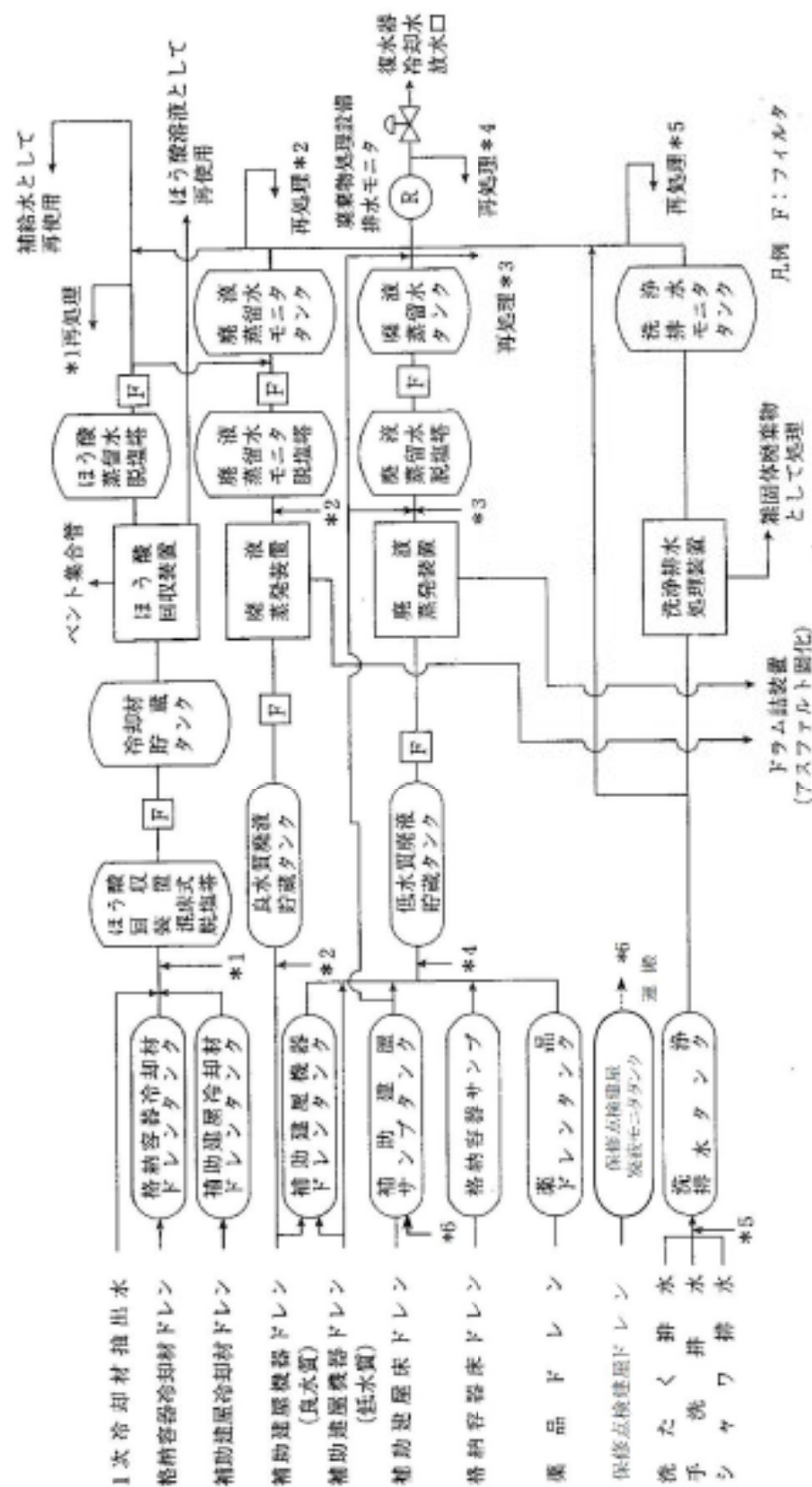
第24図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図



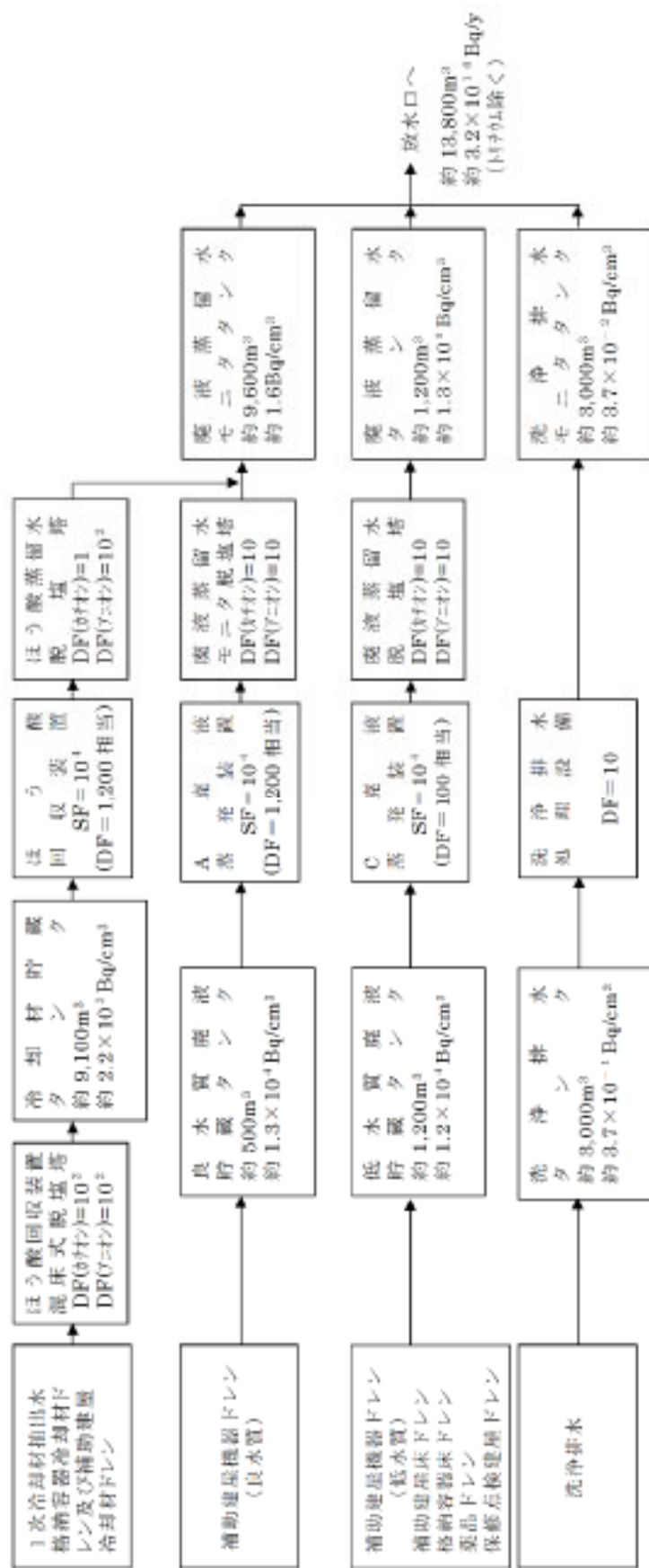
第25図 蒸気発生器構造説明図



第26図 気体廃棄物処理系統図 (換気系を含む) (添付書類九 第4.1.1図)

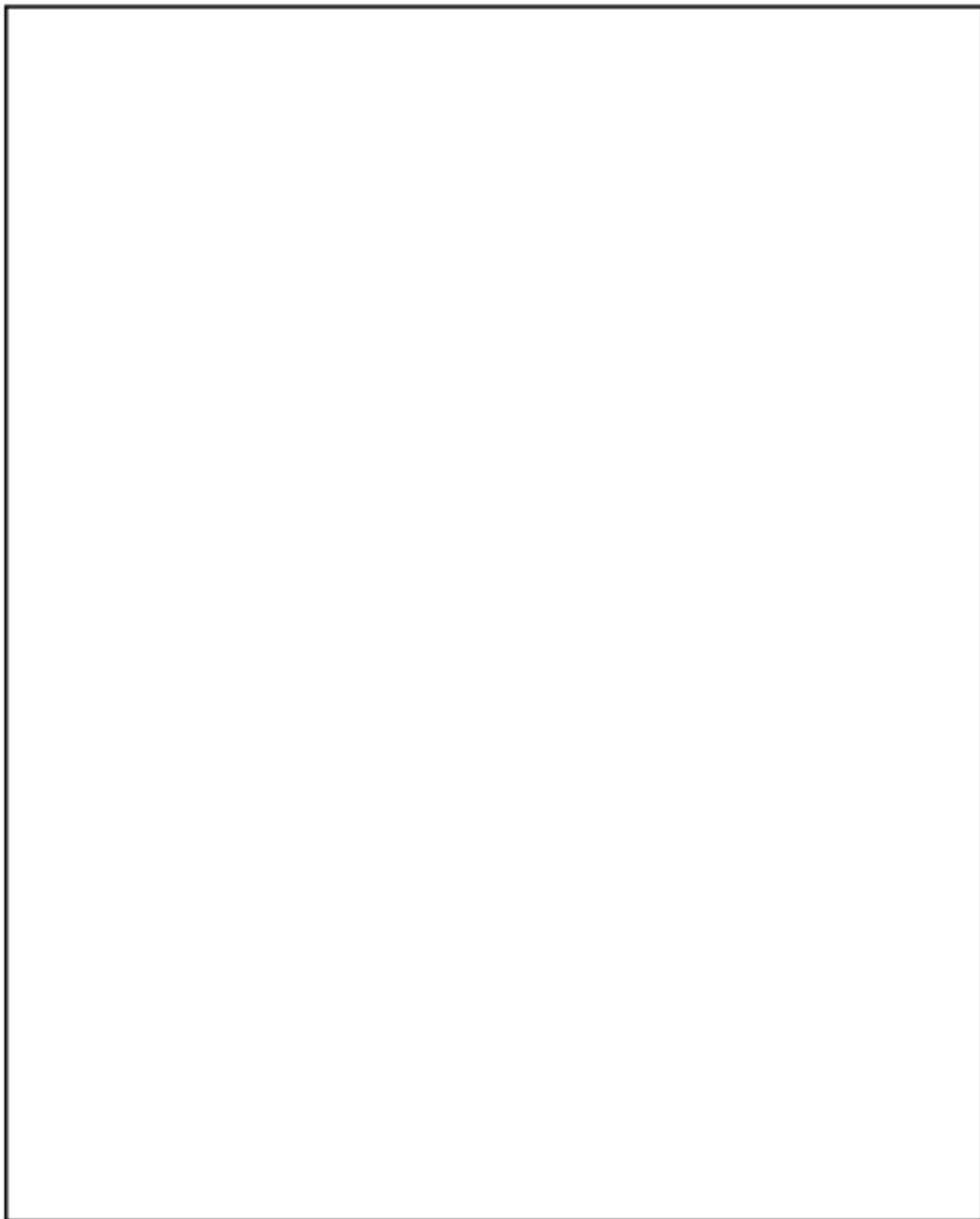


第27図 液体廃棄物処理系統図 (添付書類九 第4.1.2図)



(注) DF: 出口濃度に対する入口濃度の比
SF: 出口濃度に対する蒸留液濃度の比

第28図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 (3号炉及び4号炉合算) (添付書類九 第4.3.1図)
































第 29 図 発電所敷地付近地図（特定重大事故等対処施設を含む。）
（添付書類八 第 2.6.1 図）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

添付書類目次

- 添付書類一 変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書
- 添付書類二 変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書
- 添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類
- 添付書類四 変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類
- 添付書類五 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書
- 添付書類六 変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書
- 添付書類七 変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から20キロメートル以内の地域を含む縮尺20万分の1の地図及び5キロメートル以内の地域を含む縮尺5万分の1の地図
- 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書
- 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書
- 添付書類十一 変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

略記号一覧表

	仕切弁、玉形弁又は ダイヤフラム弁		球形弁(換気系)
	球形弁		ダンパ(換気系)
	ニードル弁		蒸気発生器
	逆止弁		熱交換器及び冷却器
	調節弁		往復動ポンプ
	調節弁		遠心式ポンプ
	空気作動弁		送風機又は圧縮機
	直動弁		換気器
	安全弁又は逃がし弁		流量計
	三方弁		水位計
	アングル弁		圧力計
	通常運転時閉鎖弁		温度計
	通常運転時開放弁		放射線モニタ
	フィルタ		
	ストレーナ		
	絞り(ノズル又はリフリス)		

添 付 書 類 一

変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉は、美浜発電所、高浜発電所 1 号炉及び 2 号炉、大飯発電所の場合と同様に商業発電用として使用するものである。

1. 設 置 理 由

当社はわが国のエネルギー事情からみて、原子力発電の導入によりエネルギー源の多様化を計ることが必要と考え、かつ原子炉技術を詳細に検討した結果、原子力発電設備の安全性、信頼性及び経済性についても十分な確信を得るに至ったので、美浜発電所 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉、高浜発電所 1 号炉及び 2 号炉並びに大飯発電所 1 号炉を建設し運転している。更に現在大飯発電所 2 号炉を建設中であるが、今回、今後の電力需要に対する供給力を確保するため、高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉を増設するものである。昭和 55 年 3 月に着工し、運転開始は 3 号炉が昭和 59 年 5 月、4 号炉が昭和 59 年 11 月の予定である。

2. 運 転 計 画

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉は原則として基底負荷運転を行う予定である。

添 付 書 類 二

変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

1. 概 要

本原子炉の熱出力は、電気出力 870MW に対応する約 2,660MW とする。

この出力は、国内及び諸外国における最近の原子力発電所設置計画に多数採用されているものである。

2. 原子炉、1次冷却設備及び2次冷却設備

- (1) 1次冷却材は、原子炉の発生熱を蒸気発生器で2次冷却材へ伝達し、1次冷却材ポンプにより再び原子炉へ戻る。2次冷却材は、1次冷却材からの伝達熱により蒸気となってタービン発電機を駆動し電力を発生する。タービン排気は、復水器の冷却海水に放熱して復水となり蒸気発生器に戻る。1次冷却設備及び2次冷却設備は、原子炉熱出力約 2,660MW を十分冷却、除去する能力を有する。
- (2) 本原子炉は、157体の燃料集合体を装荷しており、その全伝熱面積から燃料及び装置の健全性を損なうことなく約 2,660 MW に対応する熱流束を十分な余裕をもって取り出せるよう、1次冷却材の必要流量を確保し、また、適切な出力分布、1次冷却材温度及び圧力が維持できるようになっている。

3. 熱出力及び熱平衡

原子炉熱出力は、蒸気発生器を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量をもって定義し、炉心内で発生する熱量に1次冷却材ポンプからの熱量を加え、これから原子炉及び1次冷却設備の放熱量と原子炉補助施設の損失熱量を差引いたものであり、本原子炉の場合約 2,660MW である。

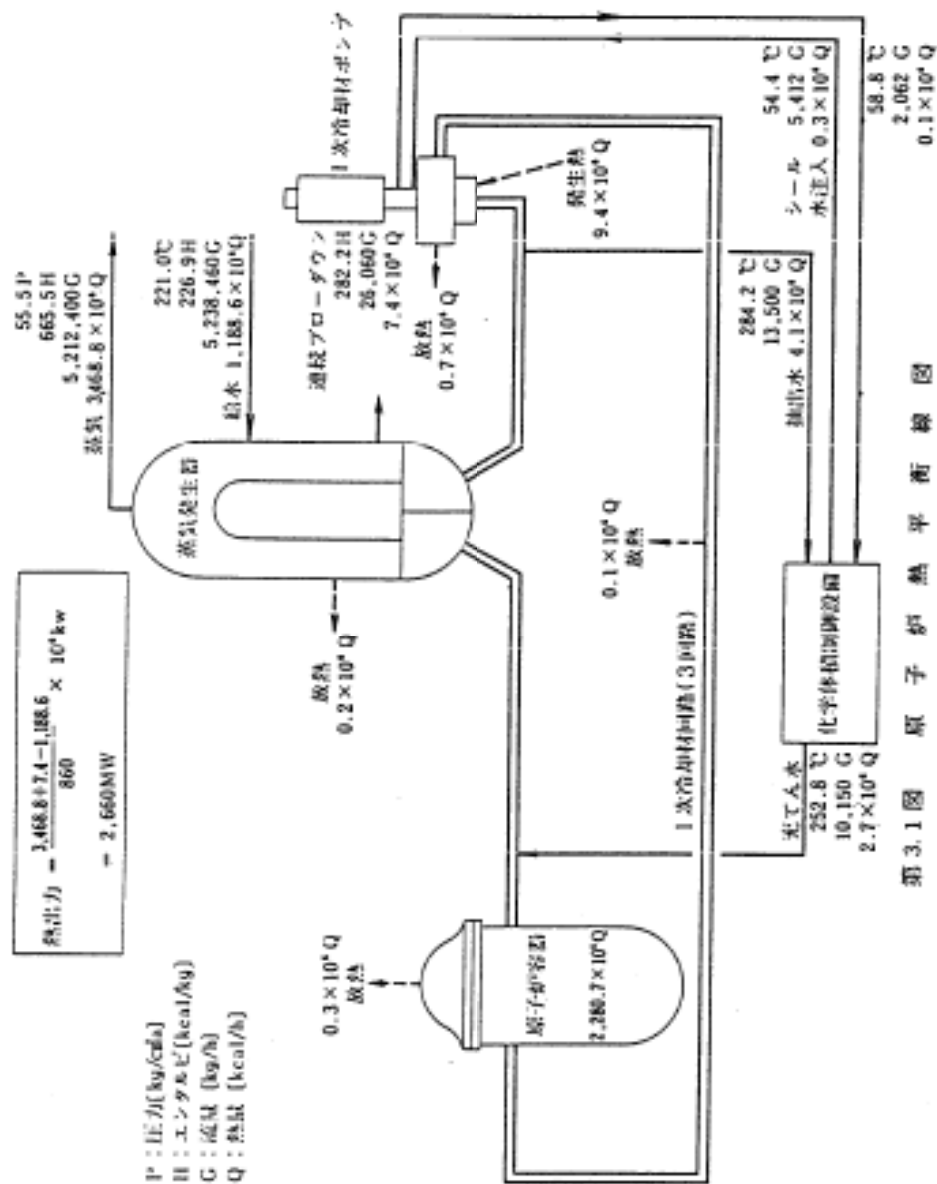
すなわち

$$\begin{aligned} \text{原子炉熱出力} &= (\text{炉心熱出力}) \\ &+ (\text{1次冷却材ポンプから1次冷却材に伝えられる熱量}) \\ &- (\text{原子炉及び1次冷却設備の放熱量}) \\ &- (\text{原子炉補助施設の損失熱量}) \end{aligned}$$

ここで、炉心熱出力とは原子炉の炉心で核分裂によって単位時間当たり生ずる熱量である。

なお、2次冷却設備のタービン発電機は、原子炉熱出力のうち 870 MW を電力に変換する。残りは、復水器冷却海水への放熱損失、2次冷却設備の放熱損失及び所内補助蒸気源である。

原子炉熱平衡線図を第 3.1 図に示す。



第3.1図 原子炉熱平衡線図

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 工事に要する資金の額（初装荷燃料費を含まず）

項 目	3 号 炉		4 号 炉		総 合		備 考
	金 額 (百万円)	百分率 (%)	金 額 (百万円)	百分率 (%)	金 額 (百万円)	百分率 (%)	
土 地	4,000	1.4	0	0	4,000	0.8	3号炉 建設単価 約32万円/KW 初年度発電 原価 送電端 14.71円/KWH 4号炉 建設単価 約23万円/KW 初年度発電 原価 送電端 12.16円/KWH 設備利用率 70%
建 物	21,000	7.6	15,900	7.8	36,900	7.6	
構 築 物	25,700	9.2	2,000	1.0	27,700	5.7	
機 械 装 置	176,200	63.4	157,200	77.0	333,400	69.2	
諸 装 置	2,200	0.8	400	0.2	2,600	0.5	
仮 設 備	7,500	2.7	2,900	1.4	10,400	2.2	
総 係 費	21,200	7.6	7,500	3.7	28,700	6.0	
建設中利子	20,400	7.3	17,500	8.6	37,900	7.9	
分担関連費	800	0.3	600	0.3	1,400	0.3	
残 存 価 格	△900	△0.3	△100	△0.0	△1,000	△0.2	
建設工事費合計	278,100	100	203,900	100	482,000	100	

年度別支出計画

(単位：百万円)

年 度	総 額	54 まで	55	56	57 以降
年度別工事費	482,000	15,247	83,948	91,129	291,676

2. 工事に要する資金の調達計画

自己資金、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

資金調達の実績及び計画

(単位：億円)

年度 項目	5 1 (実績)	5 2 (実績)	5 3 (実績)	5 4 (実績)	5 5	5 6	5 7	5 8～5 9
[うち高浜3,4号伊建設費]	[4]	[11]	[58]	[80]	[839]	[911]	[968]	[1,949]
総工事金	3,805	3,911	5,027	3,891	5,791	6,731	8,651	約10,500～10,900億円/年
自己資金	1,932	2,063	2,150	1,096	2,086	3,053	2,357	約3,800～4,400億円/年
外部資金	1,873	1,848	2,877	2,795	3,705	3,678	6,294	約6,700～6,500億円/年
(発行額)	(1,520)	(1,570)	(2,211)	0,350	(2,200)	(2,200)	(3,800)	(約4,400～4,400億円/年)
社債	944	795	1,229	859	1,676	1,615	2,619	約2,900～3,200億円/年
[うち高浜3,4号炉] 閉鎖借入ベース その他借入金	929	1,053	1,648	1,936	[243]	[233]	[258]	[585]
合計	3,805	3,911	5,027	3,891	5,791	6,731	8,651	約10,500～10,900億円/年
社債発行限度額	14,034	14,152	14,296	16,772	16,923	20,651	20,865	59年度末約24,000
社債発行残高	7,486	8,323	9,612	10,517	12,260	13,943	16,677	59年度末約22,000

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

約 1 5 億円

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金および借入金により調達する予定である。

<H1.3.31 追加>

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

変更の工事に要する資金の額及び調達計画

本変更に伴う設備工事はないので、これに係る資金は要しない。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る蒸気発生器の取替工事及び蒸気発生器保管庫の設置工事に要する資金は約230億円である。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は約80億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る蒸気発生器の取替工事及び蒸気発生器保管庫の設置工事並びに使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る工事に要する資金は、約500億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事における資金の額

本変更に係る雑固体廃棄物の固型化処理の採用に伴う工事に要する資金は約25億円である。

2. 変更の工事における資金の調達計画

本変更に係る雑固体廃棄物の固型化処理の採用に伴う工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事における資金の額

本変更に係る使用済燃料輸送容器保管建屋設置に伴う工事及び使用済の樹脂の処理方法の変更に伴う工事に要する資金は約20億円である。

2. 変更の工事における資金の調達計画

本変更に係る使用済燃料輸送容器保管建屋設置に伴う工事及び使用済の樹脂の処理方法の変更に伴う工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事における資金の額

本変更に係る使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は約60億円である。

2. 変更の工事における資金の調達計画

本変更に係る使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金等により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号及び2号炉共用の洗浄排水処理装置の取替工事、3号及び4号炉共用の洗浄排水処理装置の取替工事並びに1号炉及び2号炉の蓄電池の負荷変更工事に要する資金は約30億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本変更に係る1号及び2号炉共用の洗浄排水処理装置の取替工事、3号及び4号炉共用の洗浄排水処理装置の取替工事並びに1号炉及び2号炉の蓄電池の負荷変更工事に要する資金は、自己資金及び一般借入金により調達する予定である。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る3号炉及び4号炉の重大事故等対処設備他設置工事に要する資金は、合計約1,030億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の重大事故等対処設備他設置工事に要する資金は、合計約2,160億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る3号炉及び4号炉の特定重大事故等対処施設の設置工事に要する資金は、合計約1,257億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る所内常設直流電源設備（3系統目）設置工事（3号炉及び4号炉）及び緊急時対策所（1号炉及び2号炉原子炉補助建屋内）撤去工事（3号及び4号炉共用）に要する資金は、合計約17億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号炉及び2号炉の特定重大事故等対処施設の設置工事に要する資金は、合計約970億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号、2号、3号及び4号炉廃樹脂処理装置共用化関連設備設置工事に要する資金は、合計約32億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る所内常設直流電源設備（3系統目）設置工事（1号炉及び2号炉）並びに重大事故等対処設備及び体制の一部変更に伴う工事（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉）に要する資金は、合計約23億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る有毒ガス防護対策に係る工事（3号炉及び4号炉）に要する資金は、合計約0.5億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達した。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る潮位計他追加設置工事（1号、2号、3号及び4号炉共用）に要する資金は、合計約7億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る燃料取替用水タンク等屋根板溶接に係る工事（1号、2号、3号及び4号）に要する資金は、合計約1.6億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達した。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の減容したバーナブルポイズン保管場所変更工事に要する資金は、合計約20億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替工事、3号及び4号炉の蒸気発生器保管庫設置工事並びに1号、2号、3号及び4号炉の保修点検建屋設置工事に要する資金は、合計約586億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号、2号、3号及び4号炉の乾式貯蔵施設設置工事に要する資金は、合計約250億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る1号炉及び2号炉の炉内構造物取替工事、1号及び2号炉の炉内構造物保管庫設置工事並びに1号、2号、3号及び4号炉のタービン動補助給水ポンプ取替工事に要する資金は、合計約341億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添 付 書 類 四

変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

当社の原子力発電所の運転に要する核燃料物質（ウラン）については、Orano Mining 社等とのウラン精鉱購入契約等によって確保しているウラン精鉱等及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である。これによるウラン精鉱等及び減損ウランの確保済の量は、現時点では、当社の全累積で 2033 年度約 83,313t U_3O_8 であり、これに対し、当社の全累積所要量は 2033 年度約 83,044t U_3O_8 と予想される。したがって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉の当面の運転に必要なウランについては十分まかなえる量を確保済であり、それ以降の所要ウランに関しても、今後の契約により確保する予定である。

UF_6 への転換役務については、アメリカの ConverDyn 社、フランスの Orano Chimie-Enrichissement 社等との転換役務契約等により当面の所要量を確保しており、それ以降の所要量に関しても、今後の契約により確保する予定である。

UF_6 の濃縮役務については、フランスの Orano Chimie-Enrichissement 社、日本の日本原燃株式会社等との濃縮役務契約等によって当面の所要量を確保しており、それ以降の所要量に関しても、今後の契約により確保する予定である。

一方、3 号炉及び 4 号炉の運転に使用する核燃料物質（プルトニウム）については、当社の使用済燃料の再処理により回収されるプルトニウムを利用していく予定である。

1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉用燃料の成型加工役務については、国内外事業者との契約により確保する予定である。

添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

当社は、原子力発電所の建設、運転に備えて、早くから下記のごとく技術能力のかん養及び要員の養成に努めてきた。

- (1) 「原子力発電研究委員会」による各型式の原子力発電所の設計演習。
- (2) 日本原子力研究所及び日本原子力発電株式会社への技術者出向並びに研修派遣による原子力発電所の建設、運転に関する実務の修得。
- (3) 海外における研究機関及び原子力発電所への技術者派遣による原子力発電所の設計、建設、運転に関する知識の修得。
- (4) 各種海外派遣調査及び国内研究会等への参加。

上記により培ってきた原子力発電に関する技術的能力に加え、昭和 40 年代に入り以下に示すように、当社の発電所の建設及び運転を通じて実務知識と軽水炉技術を蓄積してきている。

さらに国内の原子力発電訓練センターにおける運転要員訓練や日本原子力研究所等の機関における研修を通じて、一層の技術的能力の向上をはかっている。

原子炉の名称	設 置 許 可	営業運転開始
美浜発電所 1 号炉	昭和 41 年 12 月 1 日	昭和 45 年 11 月 28 日
美浜発電所 2 号炉	昭和 43 年 5 月 10 日	昭和 47 年 7 月 25 日
高浜発電所 1 号炉	昭和 44 年 12 月 12 日	昭和 49 年 11 月 14 日
高浜発電所 2 号炉	昭和 45 年 11 月 25 日	昭和 50 年 11 月 14 日
美浜発電所 3 号炉	昭和 47 年 3 月 13 日	昭和 51 年 12 月 1 日
大飯発電所 1 号炉	昭和 47 年 7 月 4 日	昭和 54 年 3 月 27 日
大飯発電所 2 号炉	昭和 47 年 7 月 4 日	(建 設 中)

以下に、当社の技術者の現状と養成計画の概要を示す。

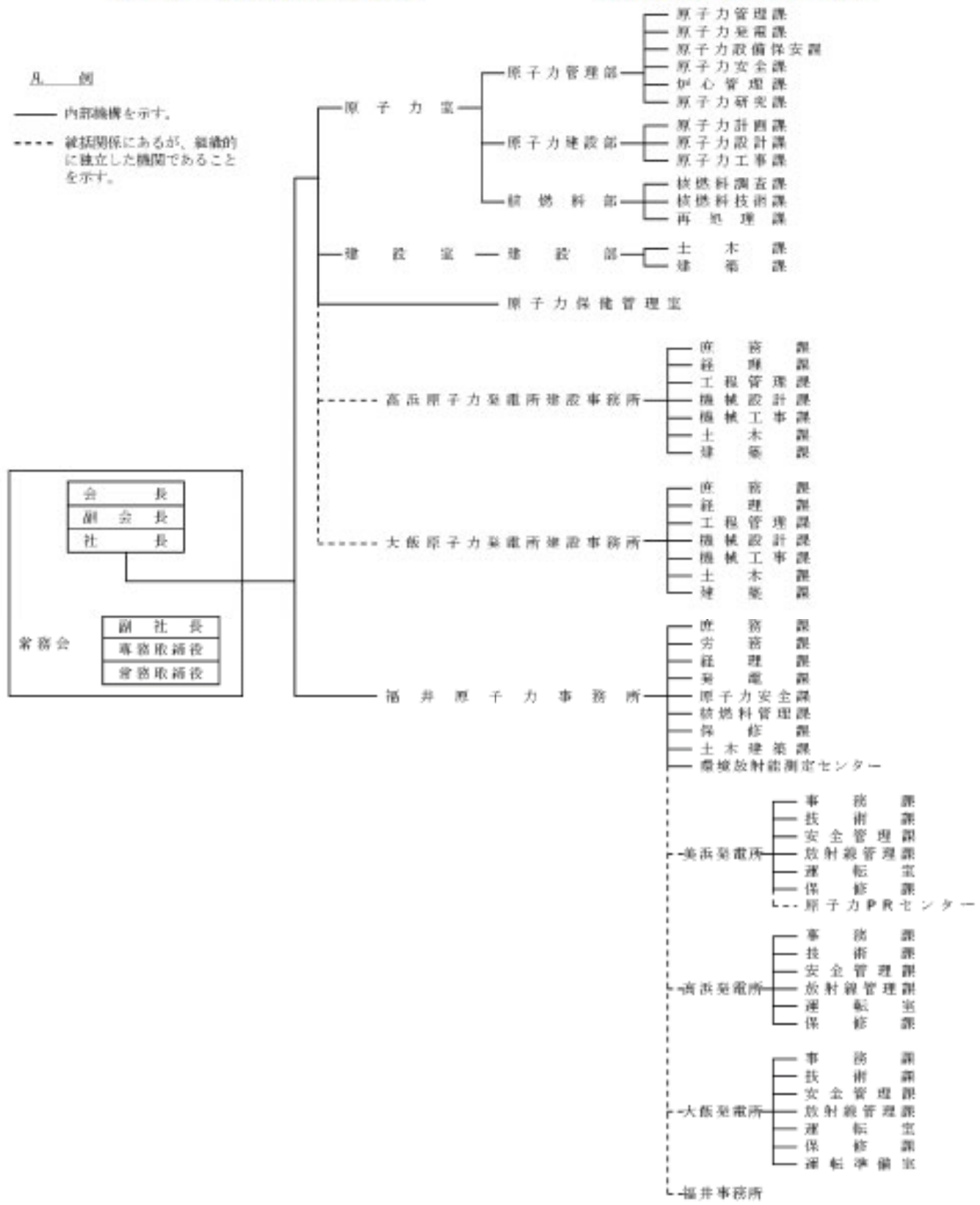
1. 技術者の現状

(1) 原子力関係組織図

昭和 54 年 6 月 30 日現在における原子力関係組織図は、第 1 図に示すとおりである。

第1図 原子力関係組織図

昭和54年6月30日現在



(2) 原子力関係技術者数

昭和54年6月30日現在における原子力関係技術者数は1,101名であり、その専攻別内訳は、第1表のとおりである。

第1表 原子力関係技術者数

	電気	物理	化学	原子力	機械	溶接	小計	建築	土木	小計	合計
本店	101	1	11	18	51	4	186	16	19	35	221
福井原子力事務所	26	—	8	4	19	1	58	11	7	18	76
美浜発電所	168	—	18	9	84	—	279	—	—	—	279
高浜発電所	124	—	14	3	62	—	203	—	—	—	203
大飯発電所	133	—	16	4	67	2	222	—	—	—	222
高浜原子力発電所建設事務所	9	—	—	—	5	—	14	6	14	20	34
大飯原子力発電所建設事務所	15	—	—	—	7	—	22	8	3	11	33
社外出向者	14	1	1	1	16	—	33	—	—	—	33
合計	590	2	68	39 (291)	311	7	1,017	41	43	84	1,101

(注) 1. 発電所人員には実習要員含む。

2. ()内は原子力関係技術者の内、原子力専攻並びに海外及び国内の社外研究機関で原子力に関する知識を修得した技術者数。

(3) 原子力関係技術者の原子力関係業務従事年数

昭和 54 年 6 月 30 日現在における原子力関係の課長職以上の原子力関係従事年数及びこれ以外の原子力関係技術者の原子力関係従事年数は、それぞれ第 2 表及び第 3 表のとおりである。

第2表 原子力関係技術者の業務従事年数（課長職以上）

昭和54年6月30日現在

所属 \ 年数	1年未満	1～5	5～10	10～20	20年以上	合計	原子力関係平均 従事年数	原子力以外平均 従事年数
本店	(人) 5	(人) 5	(人) 7	(人) 30	(人) 11	(人) 58	(年, 月) 12, 6	(年, 月) 13, 2
福井原子力 事務所	0	1	1	7	0	9	10, 7	13, 5
美浜発電所	0	1	0	10	2	13	12, 3	10, 0
高浜発電所	1	3	2	7	0	13	9, 3	13, 2
大飯発電所	0	0	8	7	1	16	10, 5	13, 1
高浜原子力 発電所 建設事務所	0	0	1	3	0	4	10, 8	17, 2
大飯原子力 発電所 建設事務所	0	1	2	1	0	4	7, 11	13, 0
合計	6	11	21	65	14	117	11, 6	12, 11

第3表 原子力関係技術者の業務従事年数（課長職以上を除く）

昭和54年6月30日現在

所属	年数					合計	原子力 関係平均 従事年数	原子力 以外平均 従事年数
	1年未満	1～5	5～10	10～20	20年 以上			
本店	(人) 4	(人) 28	(人) 90	(人) 40	(人) 1	(人) 163	(年, 月) 7, 8	(年, 月) 4, 1
福井原子力 事務所	2	22	34	9	0	67	6, 1	4, 9
美浜発電所	9	113	115	29	0	266	5, 7	2, 5
高浜発電所	6	83	85	16	0	190	5, 2	1, 11
大飯発電所	6	112	74	14	0	206	4, 11	2, 8
高浜原子力 発電所 建設事務所	6	10	12	2	0	30	4, 7	7, 4
大飯原子力 発電所 建設事務所	4	3	15	7	0	29	7, 3	5, 6
社外出向社	0	7	16	9	1	33	8, 4	6, 3
合計	37	378	441	126	2	984	5, 10	3, 2

(4) 機関別研修者数

当社の原子力関係技術者中すでに海外並びに国内の主な機関で原子力技術を修得したものは第4表の通りである。

第4表 機関別研修者数

昭和54年6月30日現在

訓練箇所	既訓練者数	備考
1) 海外機関		
ハーウェル原子炉学校	3	
コールダーホール原子炉運転学校	2	
オークリッジ原子炉学校	2	
アルゴンヌ国立研究所	1	
GE・トレーニングコース	4	
WH・トレーニングコース	44	
デトロイト・エジソン社	2	
APDA 社	2	
W・H 社 APD	6	
G・E 社 APED	1	
チョークリバー原子炉学校	1	
SHIPPINGPORT 原子力発電所訓練課程	5	
ハンターストン発電所実習	1	
ドレスデン発電所実習	1	
サクストン発電所実習	2	
ガリリアーノ発電所実習	1	
オンタリオ電力社 Candu 炉実習	1	
G・A 社高温ガス炉実習	1	
GUNF 社炉心管理技術実習	2	
計	延べ 82	実数 62
2) 国内機関		
日本原子力研究所	31	JPDR 保健物理、JRR-2、JRR-3 ただし、5名はJPDRと重複
日本原子力研究所	9	
日本原子力研究所 (RI 原子炉研修所)	55	
放射線医学総合研究所	24	
日本原子力発電会社	21	
PWR 原子力発電訓練センター	307	
計	延べ 447	実数 221

(注) 海外機関と国内機関の重複研修者数 24名

(5) 原子炉、放射線、電気及びボイラー・タービン関係有資格者数

昭和 54 年 6 月 30 日現在における、原子力関係在籍技術者中、原子炉主任技術者の有資格者が 24 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者が 56 名、電気主任技術者（第 1 種）の有資格者が 25 名、及びボイラー・タービン主任技術者の有資格者が 31 名であるが、今後とも、各種資格取得を奨励していく考えである。

2. 技術者の養成計画

(1) 高浜発電所 3, 4 号炉の設置にあたっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」に基づく諸手続、基本設計の実施及び詳細設計の実施管理、工事施行の総括管理、並びにこれらに付随する各種情報の収集整理、対外連絡等の業務に約 80 名の本店要員が継続的にあるいは一時的に関与する見込みであり、また 3, 4 号炉の建設の最盛期の昭和 56 年度には、約 80 名が現地において実際の建設に従事する見込みである。

3, 4 号炉の実際の運転、保守を厳重に行い安全の確保を図るために高浜発電所 1, 2 号炉要員（約 170 名）に加え 3 号炉運転時に約 90 名、4 号炉運転時に約 40 名の増員を予定しており、また現在約 50 名程度が本店および福井原子力事務所において高浜発電所の運転管理、対外連絡等の業務に携わっているが、今後も運開基数の増加に伴い逐次増強をはかる予定である。

(2) 当社は、原子力発電所の建設、運転及びそれらに付随する業務の円滑な遂行に必要な知識、技能の習得並びに資質の向上を図るため、美浜発電所 1 号炉以来の建設、運転経験を生かして、本店、福井原子力事務所、並びに美浜発電所、高浜発電所、大飯発電所の建設、運転等の実務を通じて技術者の養成を行うとともに、放射線管理、放射化学等については、日本原子力研究所を始めとする社外の研修諸機関に派遣し、十分な技術的能力と広い識見を賦与することとしている。

原子炉の運転に従事する技術者については、運転操作技能の習熟を図るため、十分な社内研修を実施するとともに、㈱原子力発電訓練センターを

活用している。すなわち、新たに原子炉制御員に任用する場合は原則として事前に㈱原子力発電訓練センターの初期訓練コースに派遣し起動停止、事故時操作等のシミュレータ訓練を行うこととしている。また、すでに原子炉の運転に従事している技術者については一当直構成員を単位として、運転員を定期的に同センターの再訓練直員連携コースに派遣し、事故時操作等におけるチーム・ワークの醸成をはかるとともに、当直課長以下原子炉制御員までの原子炉運転管理の中軸となる各階層の技術者については、定期的に同センターの再訓練監督者コース、再訓練一般コースに派遣し、シミュレータ訓練、特に事故時措置に重点をおいた訓練を実施すること等により、技術的能力の維持、向上に万全を期すこととしている。

また、他の原子力発電所での故障、事故経験をも十分周知させることとしている。

3. その他

- (1) 発電所全般にわたる運転、保守及び燃料の取替計画等については、製作者の緊密な協力を得るものとする。

なお、必要な場合にはその技術提携先からも製作者を通じ所要の情報の提供を受ける。

- (2) 日本原子力発電株式会社、日本原子力研究所及び他電力会社等の諸機関との連絡を密にし、協力を受ける。

(注) ㈱原子力発電訓練センターについて

会社名	株式会社 原子力発電訓練センター
所在地	福井県敦賀市杵見 129 号青原
資本金	3 億円
事業開始年月	昭和 49 年 4 月
訓練内容	加圧水型原子力発電所運転技術者の実務訓練を主目的とし、米国のザイオン発電所 1 号炉を模擬したシミュレータを導入し、将来原子力発電所運転員になる要員に対する基礎訓練を始め、熟練した運転員に対し、

再訓練を行い、安全運転に徹底できるよう配慮されている。

1. 初期訓練コース

訓練順序	訓練課程	訓練の内容	訓練期間
フェーズⅠ	基礎講義	原子物理、原子炉理論、放射線防護など	6 週 (240Hr)
フェーズⅡ	システム講義 および見学	PWR プラントシステムの構成機能等の講義と発電所見学など	8 週 (320Hr)
フェーズⅢ	シミュレータ訓練	正常時および異常時の運転要領技術講義など	8 週 (320Hr)
合	計		22 週 (880Hr)

2. 再訓練コース

(1) 一般コース

訓練課程	訓練内容	訓練期間
講義	原子炉理論およびプラント特性等の補足と訓練用シミュレータに習熟するためのモデルプラントの学習	24
シミュレータ訓練および実技の講評	正常あるいは異常および緊急状態の運転要領	56
合計		80 (10日)

(2) 監督者コース

訓練課程	訓練内容	訓練期間
講義	モデルプラントの特性、原子炉工学制御特性、過渡特性などの復習および補足	8
シミュレータ訓練および実技の講評	シミュレータに習熟した後、異常時訓練を各ポジションを順次交代して実施し、チェックシートなどによる相互研修と講評	16
合計		24 (3日)

(3) 直員連携コース

訓練課程	訓練内容	訓練期間
シミュレータ訓練	シミュレータに習熟した後、異常時訓練を実施する。	7
検討会	指導者のチェックシートにより、相互研修を行う。	1
合計		8 (1日)

添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設備及び運転に
関する技術的能力に関する説明書

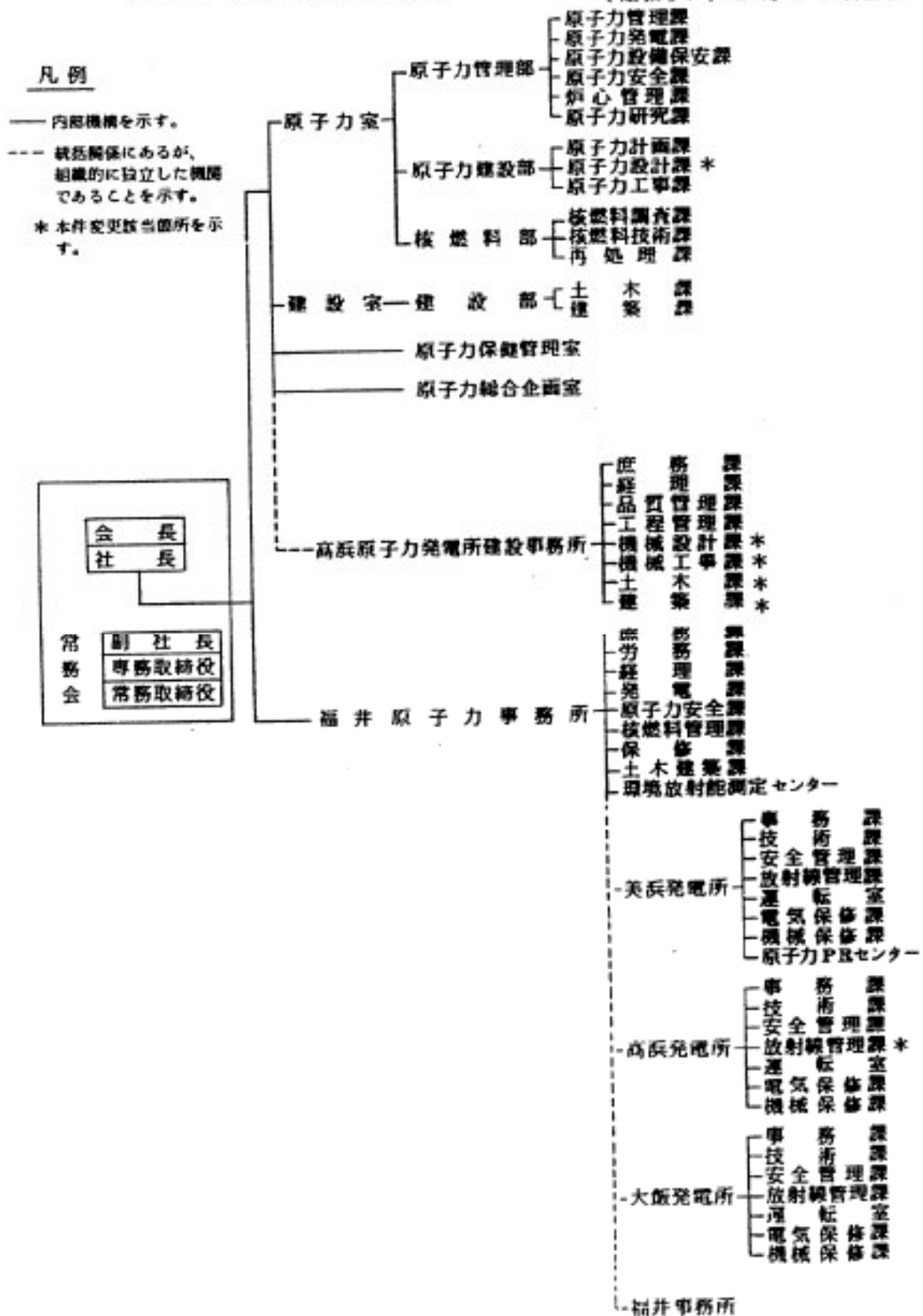
- (一) 本件、1号、2号、3号、4号炉変更に係るD廃棄物庫の設計は原子力建設部（原子力設計課）及び高浜原子力発電所建設事務所（機械設計課、土木課、建築課）において行い、現地工事は高浜原子力発電所建設事務所（機械工事課、土木課、建築課）が行う。また管理は高浜発電所（放射線管理課）において行う。

以上のとおり、本件変更は放射性固体廃棄物貯蔵能力の増強を図るため廃棄物庫を増設するものであるので高浜原子力発電所建設事務所及び高浜発電所全体として設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

なお参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

第1図 原子力関係組織図

(昭和57年 2月1日現在)



添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設備及び運転に
関する技術的能力に関する説明書

- (一) 本件1号、2号、3号及び4号炉変更に係る濃縮度の異なる燃料の設計、製作は核燃料部（核燃料技術課）、それに伴う原子炉の安全性評価は原子力管理部（原子力安全課）及び原子力建設部（原子力設計課）において行い、この燃料が装荷されバーナブル・ポイズンが使用されうる取替炉心の設計は原子力管理部（炉心管理課）及び福井原子力事務所（核燃料管理課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は、高浜発電所（運転室及び安全管理課）において行う。

以上のとおり、本件変更は、その内容が取替燃料に濃縮度の異なる燃料を使用し、更に取替炉心においてもバーナブル・ポイズンの使用を可能にするものであるので、高浜発電所全体の設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

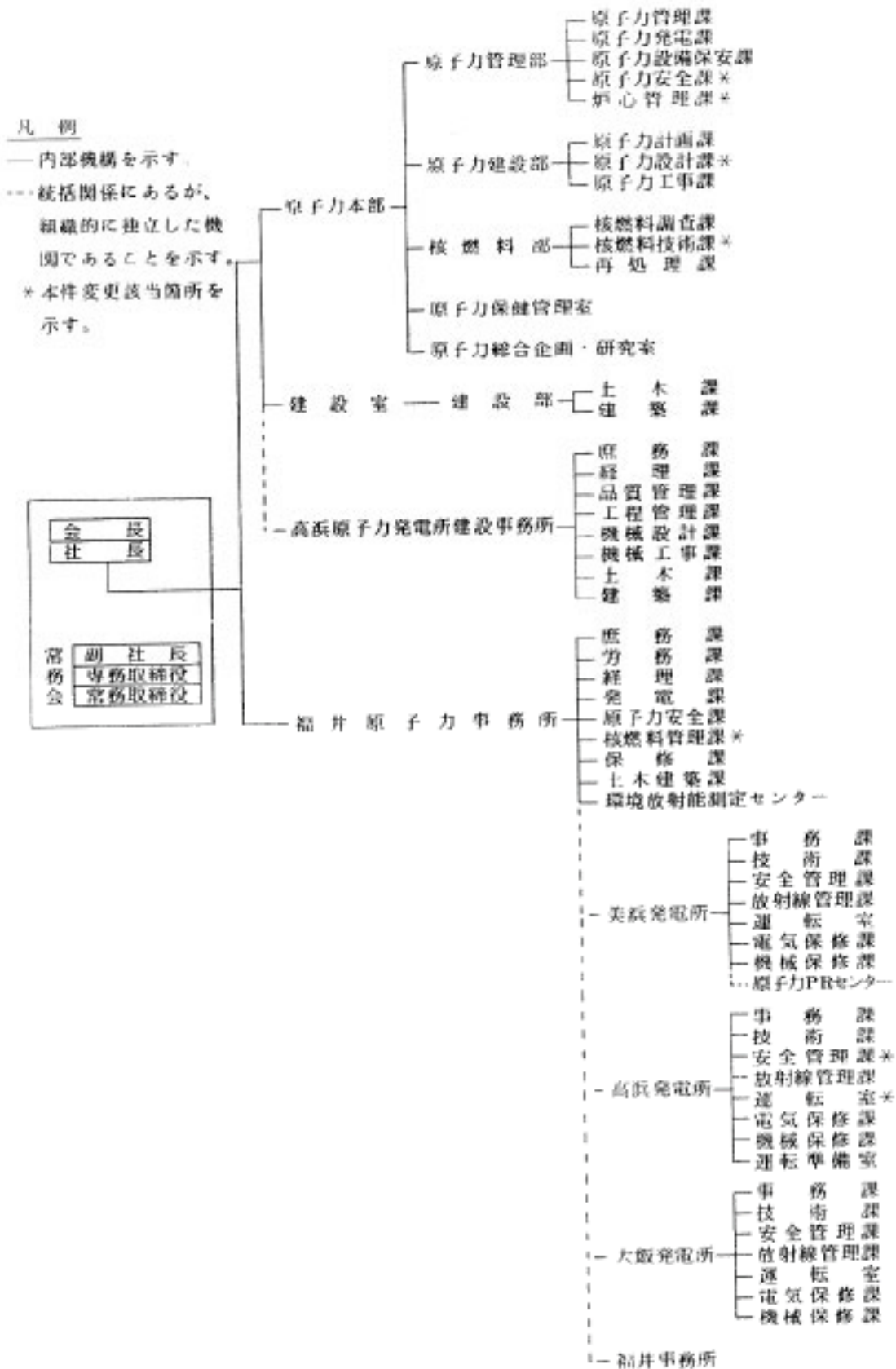
- (二) 本件1号及び2号炉変更に係る非常用炉心冷却系の性能評価は原子力管理部（原子力安全課）において行い、燃料棒最高線出力密度の運転管理は、高浜発電所（運転室及び安全管理課）において行う。

以上のとおり、本件変更は、その内容が非常用炉心冷却系の性能評価結果に基づき、燃料棒最高線出力密度を変更するものであるので、高浜発電所全体の設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

なお参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

第1図 原子力関係組織図

(昭和57年12月1日現在)



添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設備及び運転に
関する技術的能力に関する説明書

(一) 本件変更に係る設計の一部異なるバーナブルポイズンの設計、製作は原子力管理部（炉心管理課）において行い、このバーナブルポイズンが使用されうる取替炉心の設計は原子力管理部（炉心管理課）及び福井原子力事務所（核燃料管理課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は高浜発電所（運転室及び安全管理課）において行う。

(二) 本件変更に係る廃樹脂貯蔵設備の設計は原子力管理部（原子力設備保安課及び原子力安全課）及び福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）において行い、現地工事は福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）が行う。また管理は、高浜発電所（運転室及び放射線管理課）において行う。

以上のとおり、本件変更は、原子力管理部、福井原子力事務所及び高浜発電所全体として設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

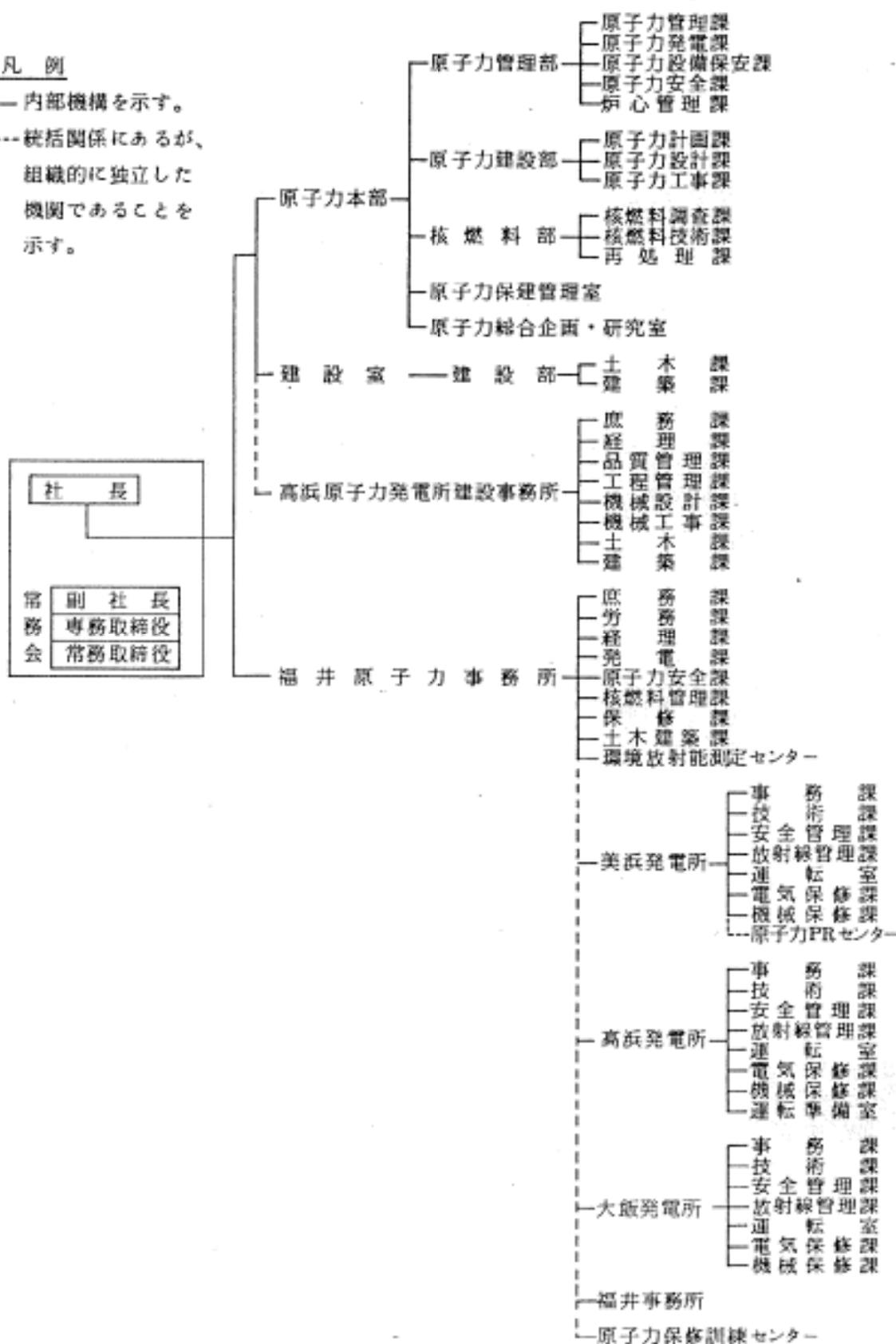
なお、参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

第1図 原子力関係組織図

(昭和59年1月1日現在)

凡例

- 内部機構を示す。
- 統括関係にあるが、組織的に独立した機関であることを示す。



添 付 書 類 五

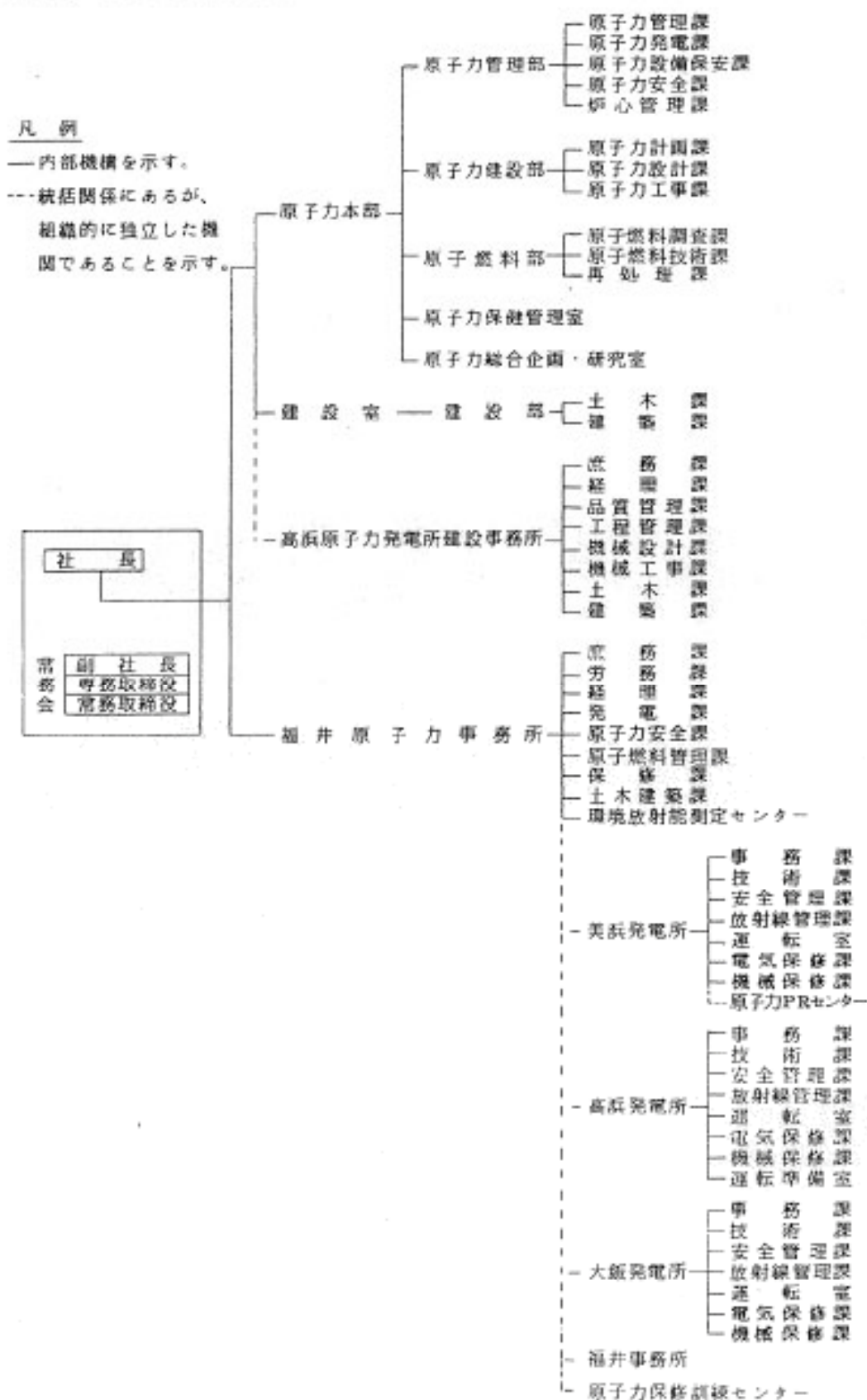
変更に係る原子炉施設の設置及び運転に
関する技術的能力に関する説明書

本件変更に係る設計の一部異なる燃料（B型）の設計、製作は原子燃料部（原子燃料技術課）において行い、この燃料が装荷されうる取替炉心の設計は原子力管理部（炉心管理課）及び福井原子力事務所（原子燃料管理課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は高浜発電所（運転室及び安全管理課）において行う。

以上のとおり、本件変更は、その内容が、従来燃料（A型）のほかに設計の一部異なる燃料（B型）を使用することであるので、高浜発電所全体として設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

第1図 原子力関係組織図

(昭和59年9月1日現在)



添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日、下記のごとく運転中原子炉9基（総電気出力7,408MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月1日
大飯発電所1号炉	昭和54年3月27日
2号炉	昭和54年12月5日
高浜発電所3号炉	昭和60年1月17日
4号炉	昭和60年6月5日

さらに、大飯発電所3号炉、4号炉を現在建設中であり、当社は、これらの原子炉の建設経験と十数年に及ぶ運転経験を有している。

本変更に係る燃料集合体最高燃焼度及び濃縮度の異なる燃料（ガドリニア入り燃料を含む）の設計は原子燃料部（原子燃料技術課）において行い、この燃料が装荷される取替炉心の設計は原子力管理部（原子力安全課）及び福井原子力事務所（原子燃料管理課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は、高浜発電所（安全管理課及び第二運転室）において行う。

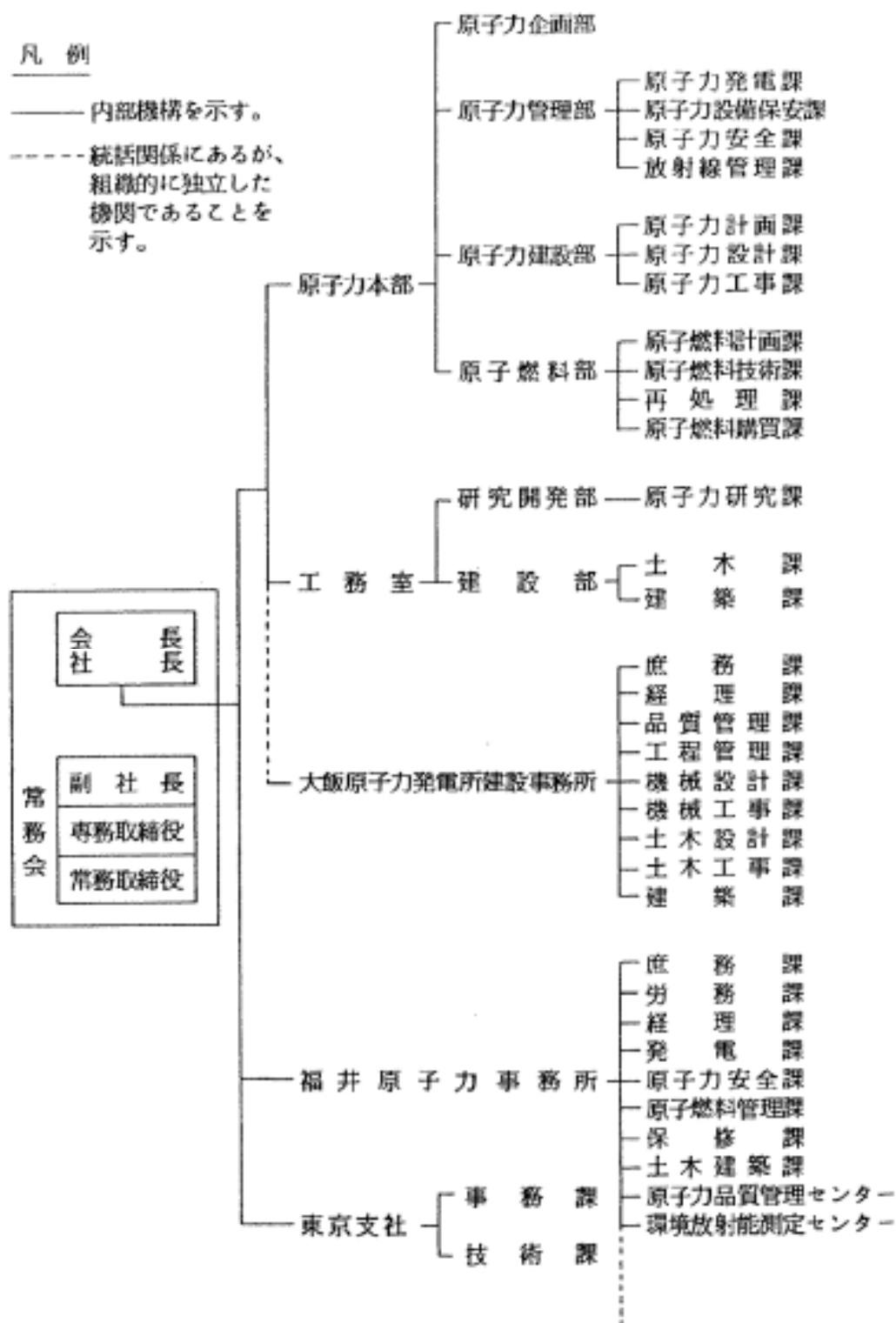
また、本変更に係る原子力発電所の安全性、信頼性を確保するために行う品質保障活動に対する責任と分担は、それぞれの担当課が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括、推進は原子燃料部長及び原子力管理部長が行い、原子力事務所においては、所長が本活動の統括、推進を行い、また、原子力発電所においては、所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。

以上のとおり、本変更は、原子燃料部、原子力管理部、福井原子力事務所及び高浜発電所全体の設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

第1図 原子力関係組織図

(昭和63年5月1日現在)





添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備等を進め、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日、以下のごとく運転中原子炉10基（総電気出力8,588MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月1日
大飯発電所1号炉	昭和54年3月27日
2号炉	昭和54年12月5日
高浜発電所3号炉	昭和60年1月17日
4号炉	昭和60年6月5日
大飯発電所3号炉	平成3年12月18日

さらに、大飯発電所4号炉を現在建設中であり、当社は、これらの原子炉の建設経験と約20年に及ぶ運転経験を有している。

(1) 本変更に関する評価のうち、取替用蒸気発生器の設計に関する評価は、原子力管理部（原子力設備保安課、原子力安全課及び放射線管理課）、建設部（建築課）及び福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）において行い、蒸気発生器の取替えに関する現地工事は福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）において行う。また、管理は高浜発電所（第一放射線管理課、第一運転室、第一機械保修課）において行う。

(2) 本変更に関する評価のうち、蒸気発生器保管庫の設計に関する評価は、原子力管理部（原子力設備保安課及び放射線管理課）、建設部（建築課）及び福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）において行い、蒸気発生器保管庫の設置に関する現地工事は福井原子力事務所（原子力安全課、保修課及び土木建築課）において行う。また、管理は高浜発電所（第一放射線管理課）において行う。

(3) 本変更に関する評価のうち、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更に関する評価は、原子力管理部（原子力設備保安課及び原子力安全課）、原子燃料部（再処理課）、建設部（建築課）及び福井原子力事務所（原子燃料管理課、保修課及び土木建築課）において行い、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更に関する現地工事は福井原子力事務所（保修課及び土木建築課）において行う。また、管理は高浜発電所（第二運転室、第二電気保修課及び第二機械保修課）において行う。

また、本変更に係る高浜発電所の安全性、信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、施工、運転の各段階において社内基準に基づき、組織、権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当課が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括、推進は原子力管理部長及び建設部長が行い、福井原子力事務所においては、所長が

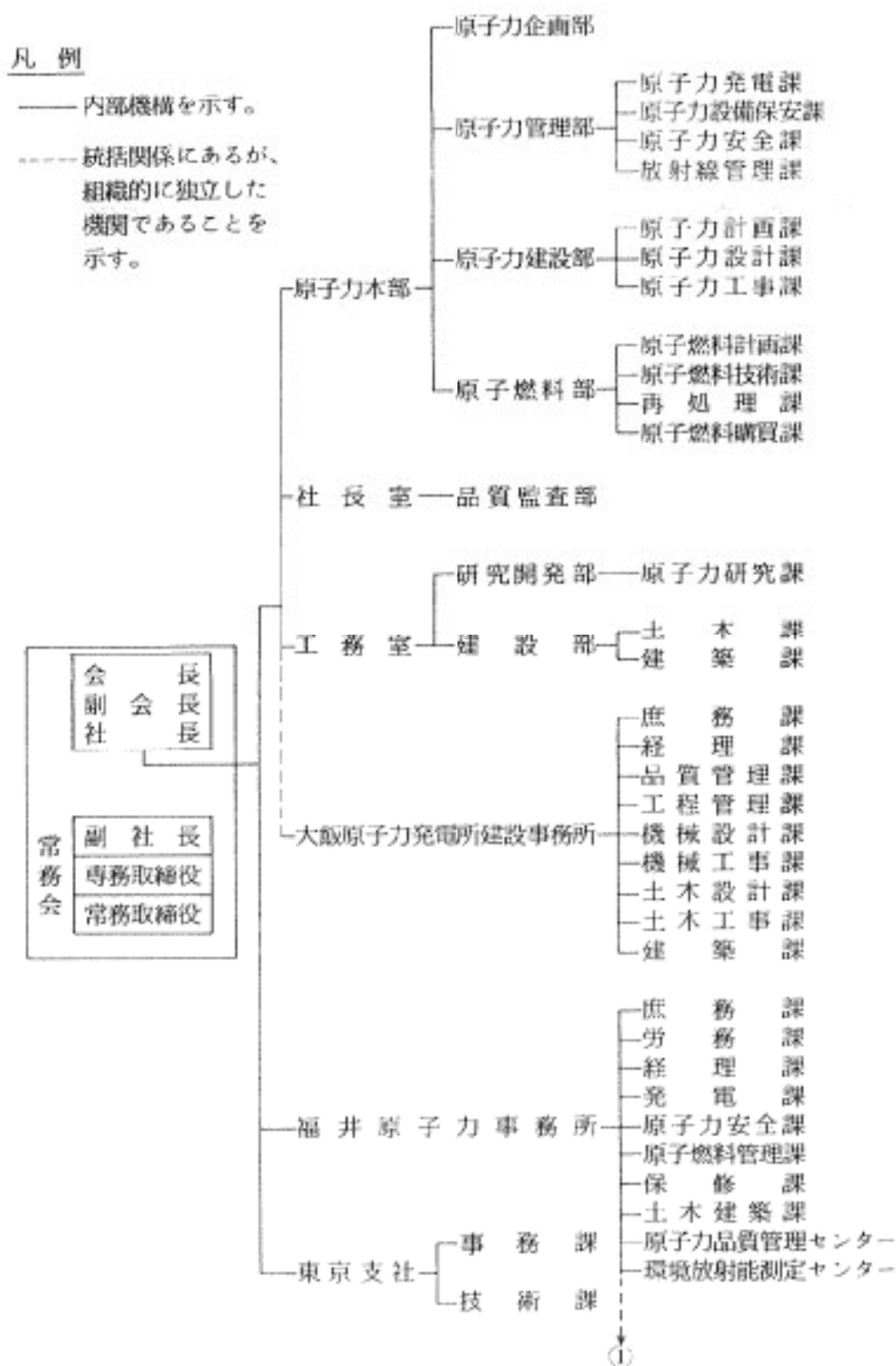
本活動の統括、推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。以上の品質保証に係わる品質監査については、原子力部門とは独立した品質監査部（原子力監査プロジェクトチーム）が行う。

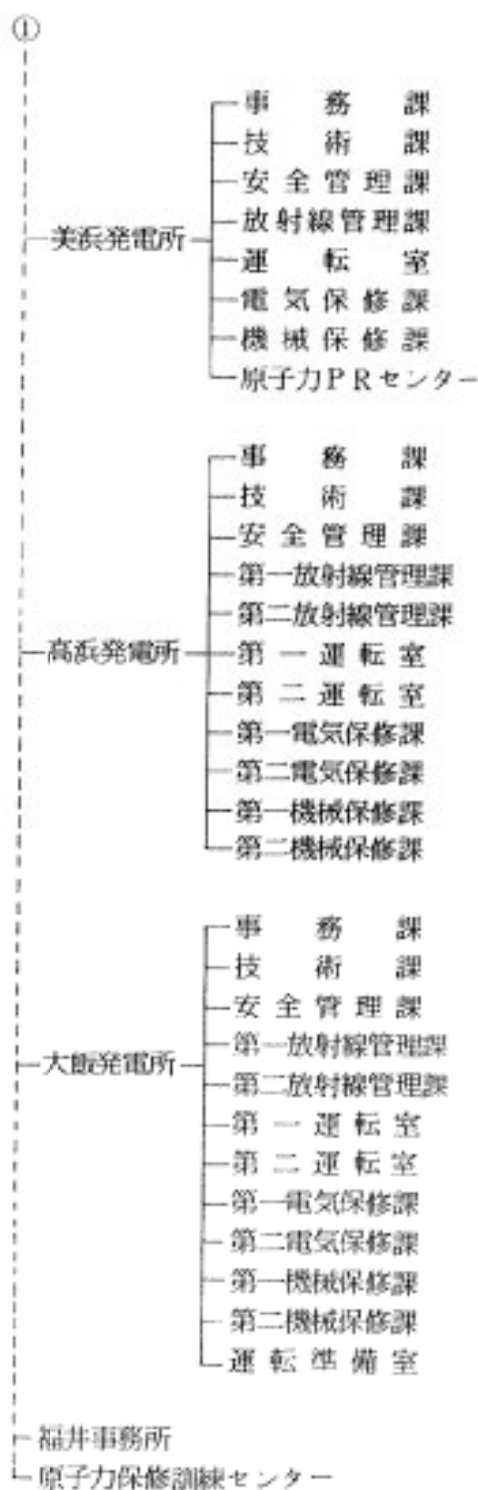
以上のとおり、本変更は、原子力管理部、原子燃料部、品質監査部、建設部、福井原子力事務所及び高浜発電所全体の設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

第1図 原子力関係組織図

(平成3年12月18日現在)





添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備等を進め、技術者を国内及び国外の原子炉関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日、以下のごとく運転中原子炉11基（総電気出力9,768MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月1日
大飯発電所1号炉	昭和54年3月27日
2号炉	昭和54年12月5日
高浜発電所3号炉	昭和60年1月17日
4号炉	昭和60年6月5日
大飯発電所3号炉	平成3年12月18日
4号炉	平成5年2月2日

当社は、これらの原子炉の建設経験と約20年に及ぶ運転経験を有している。

本変更に関する評価は、原子力・火力本部（原子力設備保安課）、電力システム室（工務課及び架空送電課）、土木建築室（土木課及び建築課）及び若狭支社（保修課及び土木建築課）において行い、現地工事は若狭支社（保修課及び土木建築課）及び中央送変電建設事務所（架空送電工事課）にて行う。また、管理は高浜発電所（第一電気保修課および第二機械保修課）及び中央送変電建設事務所（架空送電工事課）において行う。

また、本変更に係る高浜発電所の安全性、信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、施行、運転の各段階において社内基準に基づき、組織、権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当課が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括、推進は原子力管理部長、工務部長、土木部長及び建築部長が行い、若狭支社においては支社長及び中央送変電建設事務所においては、事務所長が本活動の統括、推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。以上の品質保証に係る品質監査については、原子力部門とは独立した企画室（品質監査グループ）が行う。

以上のとおり、本変更は、原子力・火力本部、企画室、電力システム室、土木建築室、若狭支社、中央送変電建設事務所及び高浜発電所全体の設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

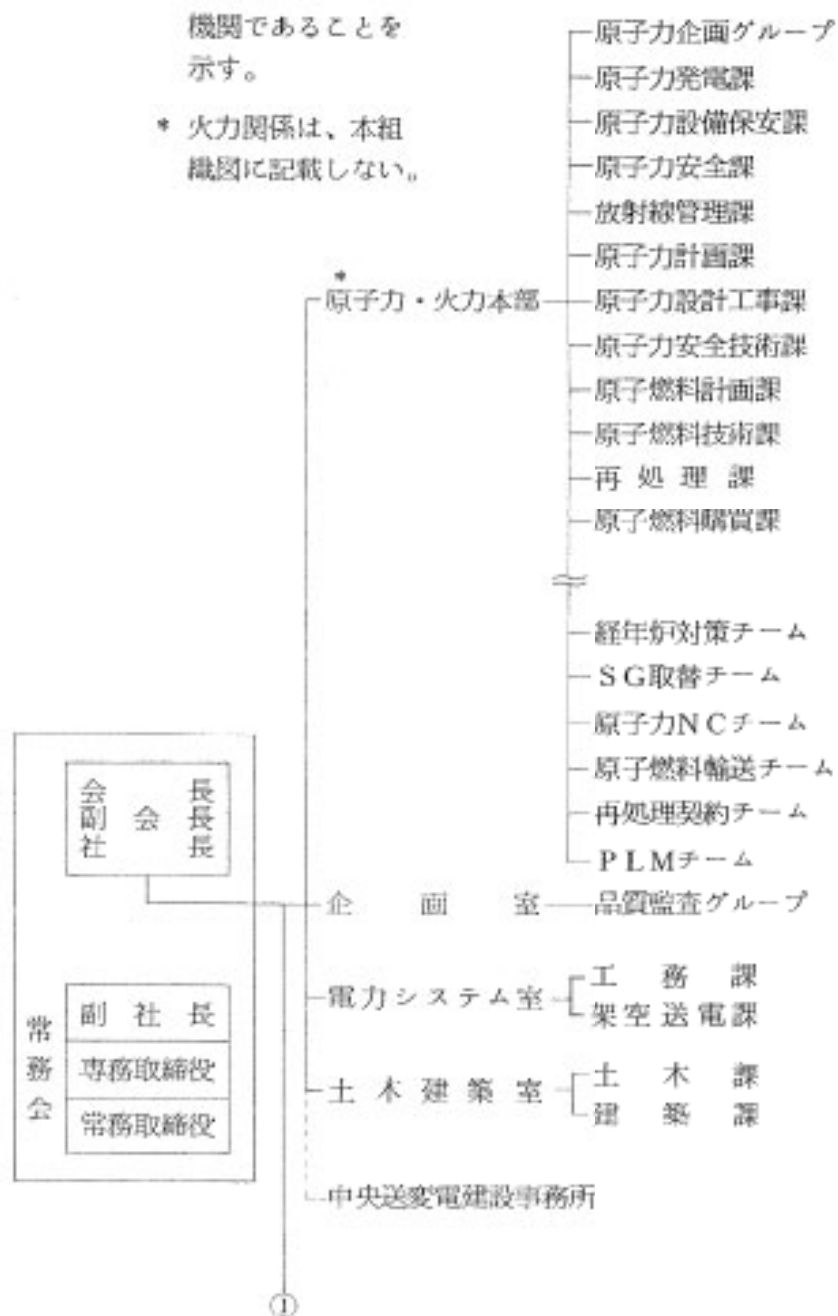
参考として第1図に原子力関係組織図を示す。

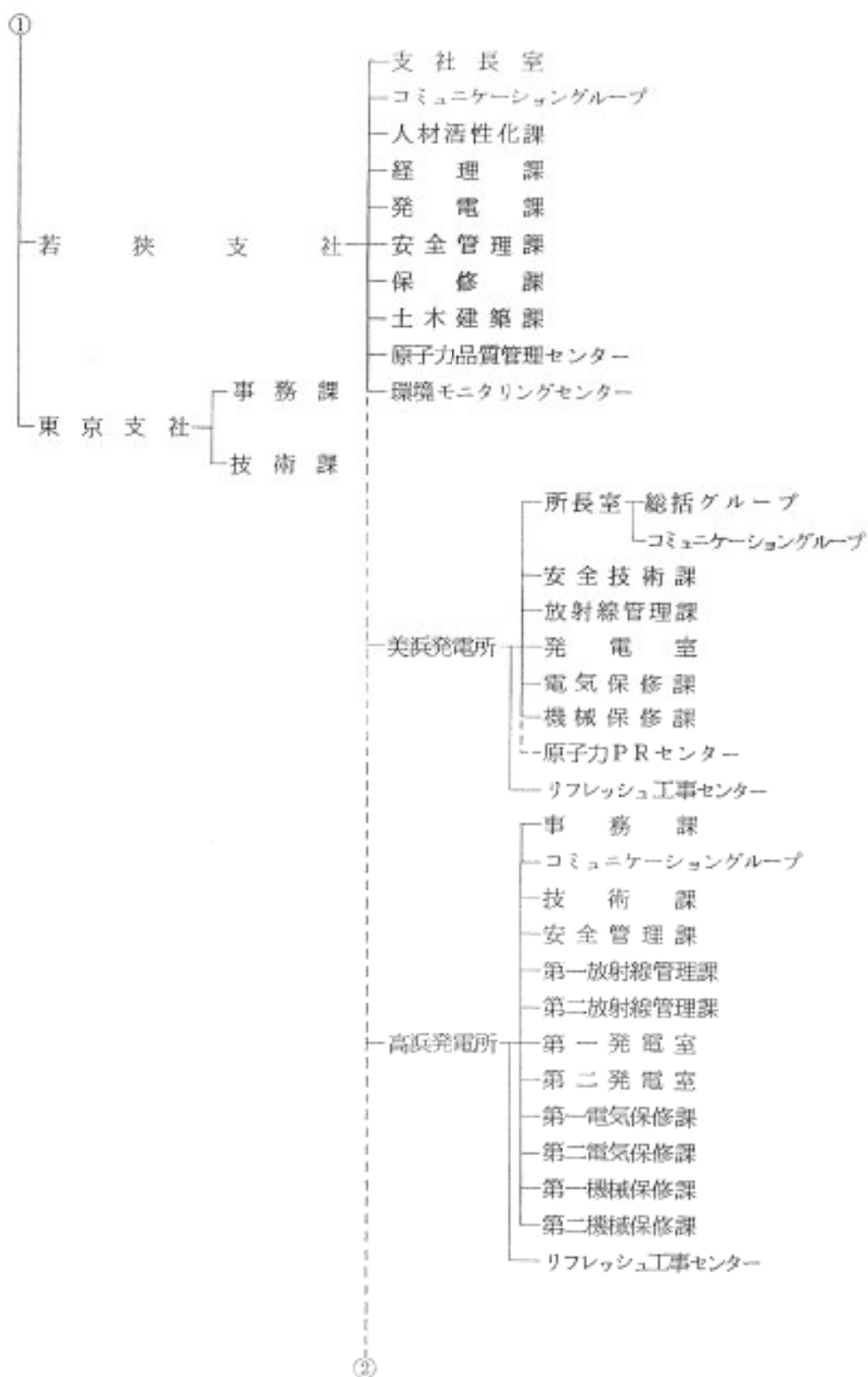
第1図 原子力関係組織図

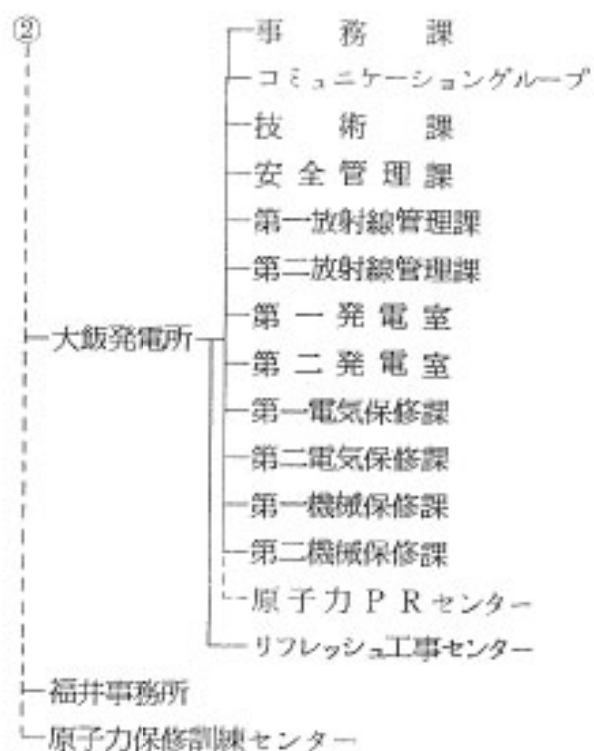
(平成7年10月1日現在)

凡 例

- 内部機構を示す。
- 統括関係にあるが、組織的に独立した機関であることを示す。
- * 火力関係は、本組織図に記載しない。







添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備等を進め、技術者を国内及び国外の原子炉関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日、以下のごとく運転中原子炉11基（総電気出力9,768MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月1日
大飯発電所1号炉	昭和54年3月27日
2号炉	昭和54年12月5日
高浜発電所3号炉	昭和60年1月17日
4号炉	昭和60年6月5日
大飯発電所3号炉	平成3年12月18日
4号炉	平成5年2月2日

当社は、これらの原子炉の建設経験と約25年に及ぶ運転経験を有している。

(1) 本変更に関する評価のうち、3号炉及び4号炉におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷に関する評価は、原子力・火力本部（原子燃料技術課）において行い、この燃料が装荷される取替炉心の設計は、若狭支社（安全管理課）及び高浜発電所（安全管理課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は、高浜発電所（第二発電室及び安全管理課）において行う。

(2) 本変更に関する評価のうち、3号炉及び4号炉の核燃料物質取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備の1号炉及び2号炉との共用化に関する評価は、原子力・火力本部（原子力設備保安課、原子力安全課及び再処理課）において行い、管理は、高浜発電所（安全管理課、第二発電室、保全計画課、電気係課、計装係課及び原子炉係課）において行う。

また、本変更に関する高浜発電所の安全性及び信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、施工及び運転の各段階において社内基準に基づき、組織及び権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当課が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括及び推進は原子力・火力本部部長（原子力管理）及び原子力・火力本部部長（原子燃料）が行い、若狭支社においては、支社長が本活動の統括及び推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。以上の品質保証に係わる品質監査については、原子力・火力本部とは独立した企画室（品質監査グループ）が行う。

以上のとおり、本変更は、原子力・火力本部、企画室、若狭支社及び高浜発電所全体の設置及び運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として、平成10年6月30日現在における原子力・火力本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等を第1表、並びに原子力関係組織を第1図に示す。

第1表 原子力・火力本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等

平成10年6月30日現在

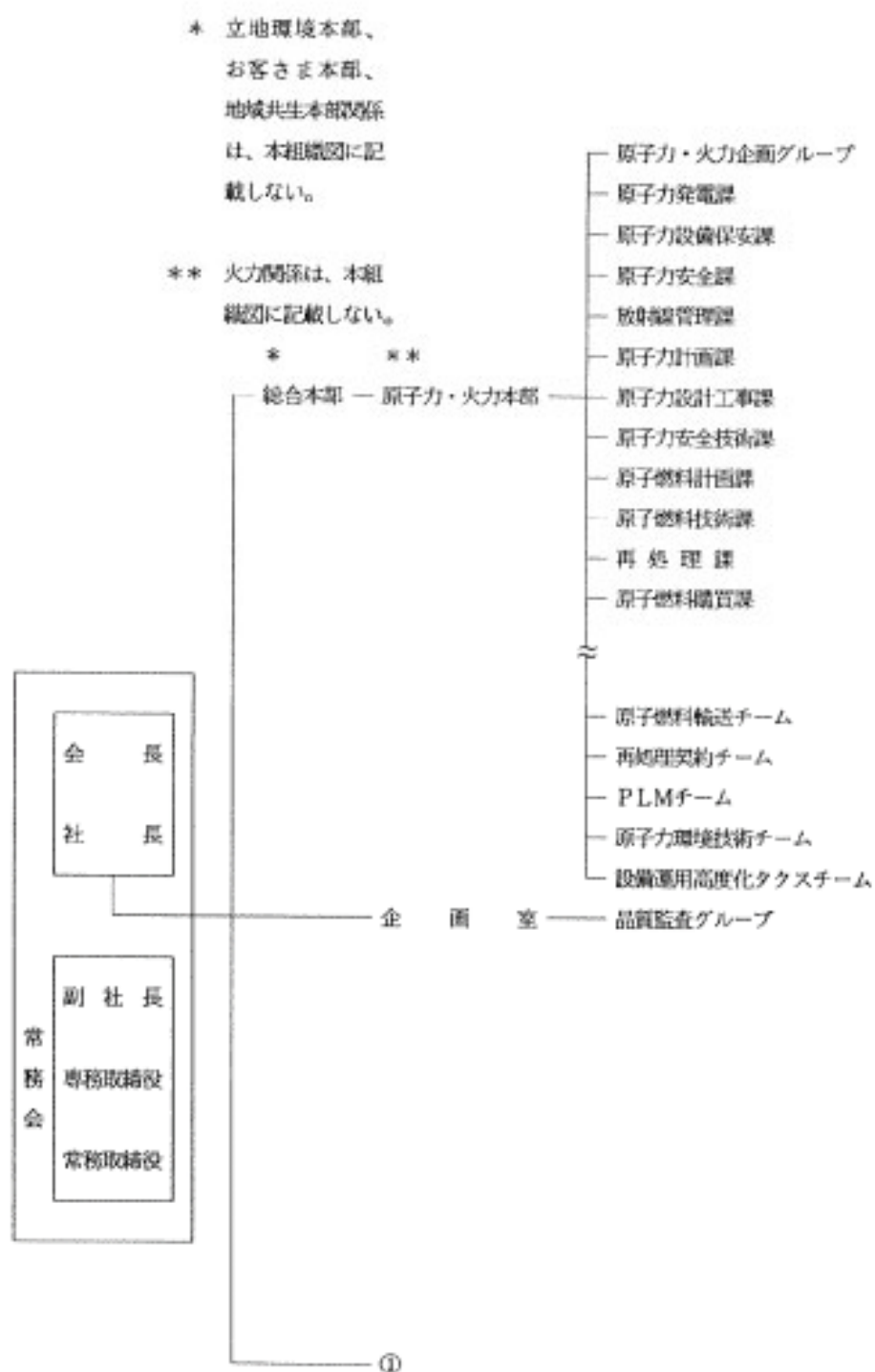
	技術者の 総人数	技術者の内 管理者の人数**	技術者の内有資格者等の人数		
			原子炉主任技術者 有資格者の人数	第一種放射線 取扱主任者 有資格者の人数	運転責任者 認定資格者の人数
原子力・火力本部*	177	86 (86)	40	46	1
若狭支社	88	17 (17)	4	10	0
高浜発電所	458	32 (32)	10	17	25

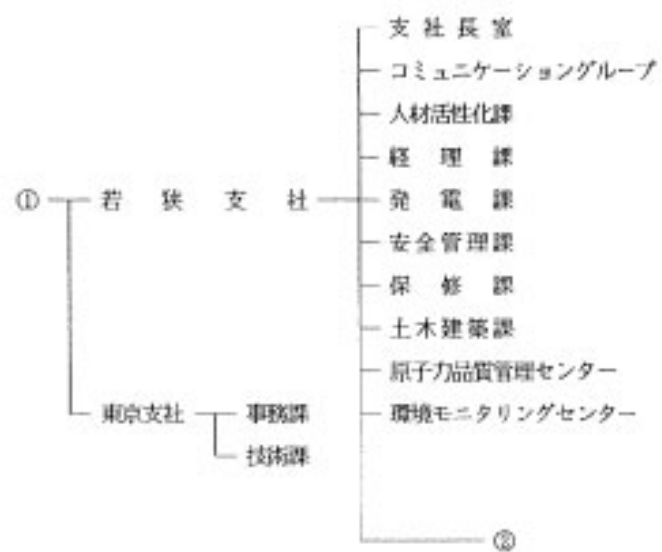
* 火力関係を除く

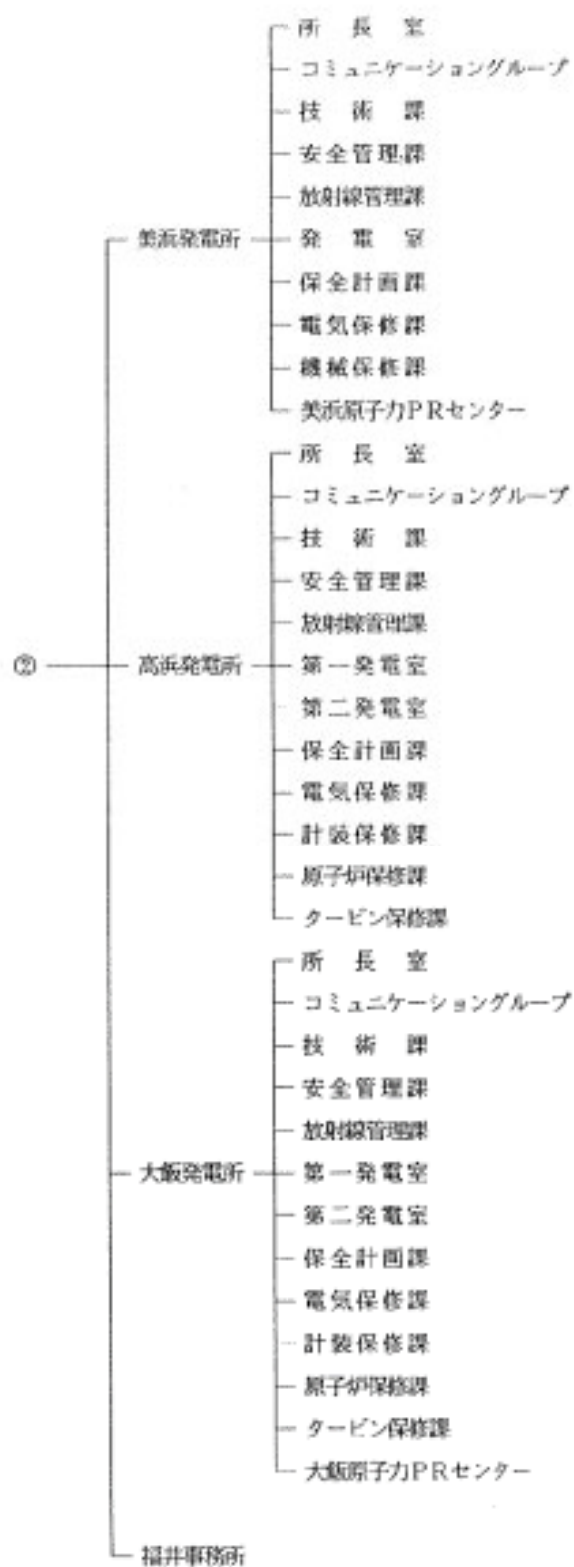
** ()内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図

(平成10年6月30日現在)







添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子炉関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日においては、以下のごとく運転中原子炉11基（総電気出力9,768MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年 7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月 1日
大飯発電所1号炉	昭和54年 3月27日
2号炉	昭和54年12月 5日
高浜発電所3号炉	昭和60年 1月17日
4号炉	昭和60年 6月 5日
大飯発電所3号炉	平成 3年12月18日
4号炉	平成 5年 2月 2日

当社は、これらの原子炉の建設経験と約30年に及ぶ運転経験を有し

ている。

本変更に関する評価は、原子力事業本部（原子力環境技術グループ、保安管理グループ、保全計画グループ、機械技術グループ、電気技術グループ及び安全技術グループ）、土木建築室（原子力建築グループ）及び若狭支社（保修グループ及び土木建築グループ）において行い、現地工事は若狭支社（保修グループ及び土木建築グループ）において行う。また、施工管理は高浜発電所（放射線管理課、第一発電室、保全計画課、電気保修課、計装保修課及び原子炉保修課）において行う。

また、本変更に係る高浜発電所の安全性及び信頼性を確保するために、行う品質保証活動については、設計、製作、施工及び運転の各段階において社内基準に基づき、組織及び権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当箇所が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括及び推進は原子力事業本部長が行い、若狭支社においては、支社長が本活動の統括及び推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。以上の品質保証に係る品質監査については、原子力部門とは独立した品質・安全監査室（原子力監査グループ）が行う。

以上のとおり、本変更は、原子力事業本部、品質・安全監査室、土木建築室、若狭支社及び高浜発電所全体の設置及び運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として、平成13年2月1日現在における原子力事業本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等を第1表、並びに原子力関係組織図を第1図に示す。

第1表 原子力事業本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等

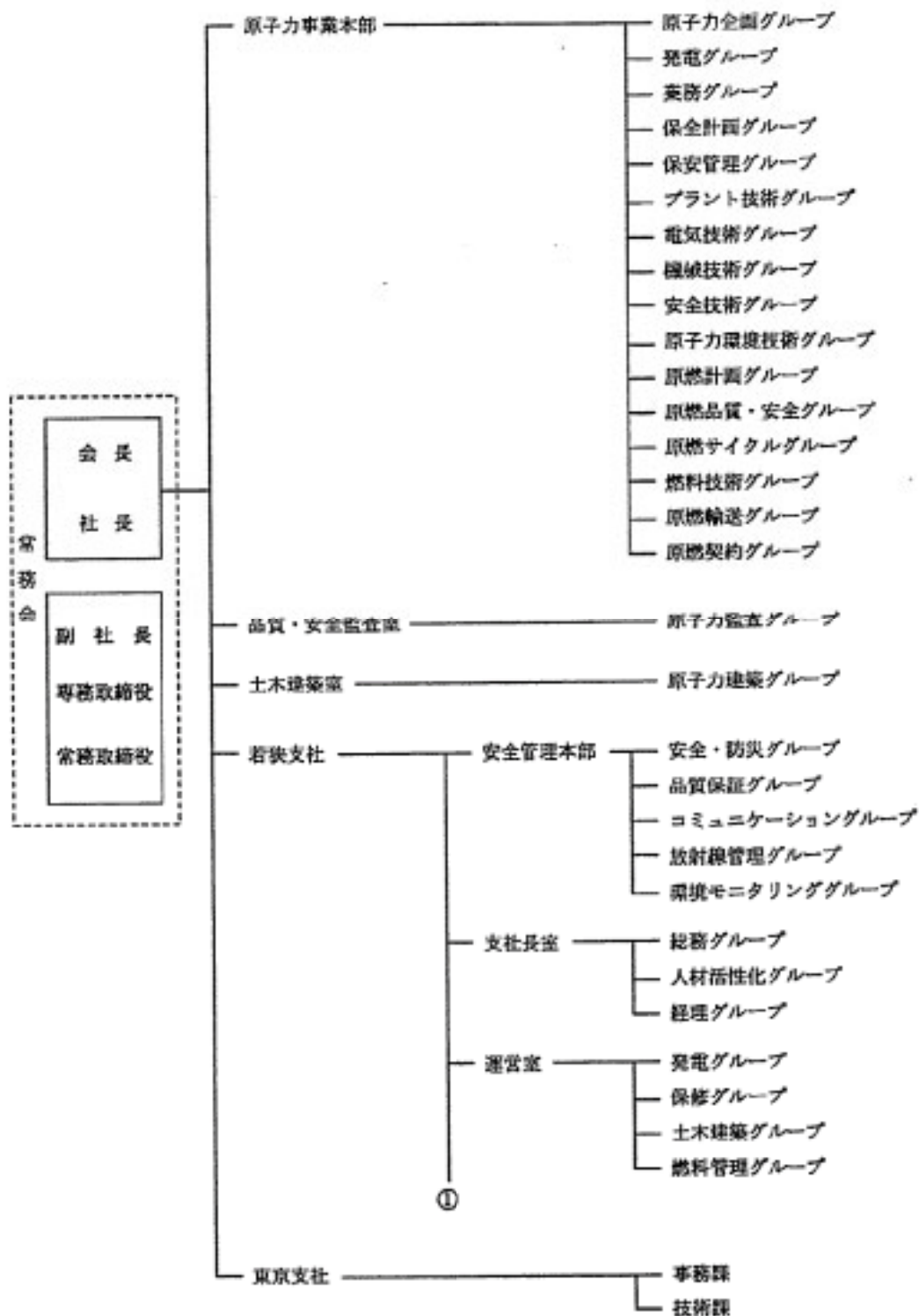
平成13年2月1日現在

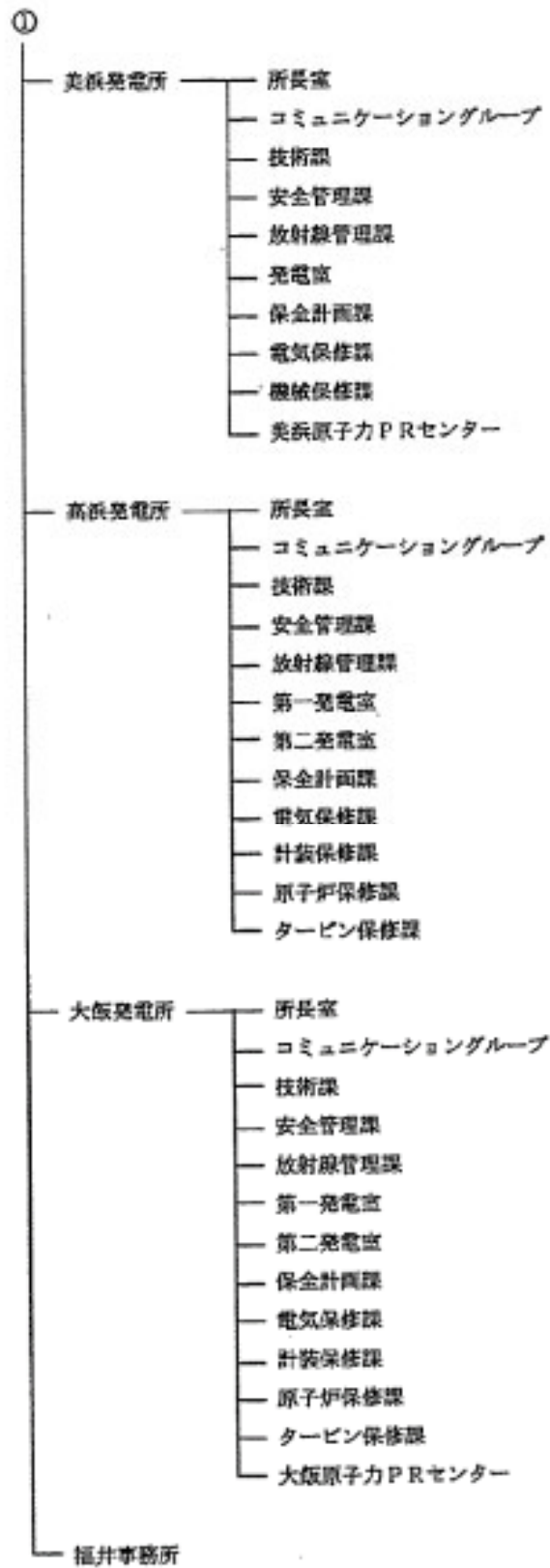
	技術者の 総人数	技術者の内 管理者の人数*	技術者の内有資格者等の人数		
			原子炉主任 技術者 有資格者	第一種放射線 取扱主任者 有資格者	運転責任者 認定資格者
原子力事業本部	168	77 (77)	35	46	0
若狭支社	122	25 (25)	10	18	0
高浜発電所	427	35 (35)	9	13	27

* () 内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図

(平成13年2月1日現在)





添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和29年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子炉関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和45年11月に美浜発電所1号炉（電気出力340MW）の営業運転を開始し、以来今日においては、以下のごとく運転中原子炉11基（総電気出力9,768MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所1号炉	昭和45年11月28日
2号炉	昭和47年 7月25日
高浜発電所1号炉	昭和49年11月14日
2号炉	昭和50年11月14日
美浜発電所3号炉	昭和51年12月 1日
大飯発電所1号炉	昭和54年 3月27日
2号炉	昭和54年12月 5日
高浜発電所3号炉	昭和60年 1月17日
4号炉	昭和60年 6月 5日
大飯発電所3号炉	平成 3年12月18日
4号炉	平成 5年 2月 2日

当社は、これらの原子炉の建設経験と約30年に及ぶ運転経験を有し

ている。

本変更のうち使用済燃料輸送容器保管建屋の設計は、原子力事業本部（保安管理グループ及び原燃サイクルグループ）、土木建築室（原子力建築グループ及び土木建設グループ）、若狭支社（土木建築グループ及び燃料管理グループ）において行い、現地工事は若狭支社（土木建築グループ及び燃料管理グループ）及び高浜発電所（安全管理課、放射線管理課、電気必修課、計装必修課、原子炉必修課及びタービン必修課）において行い、また、管理は高浜発電所（安全管理課）において行う。

使用済の樹脂の処理方法の変更に関する設計は、原子力事業本部（原子力環境技術グループ）及び若狭支社（放射線管理グループ、必修グループ）において行い、現地工事は高浜発電所（保全計画課、電気必修課、計装必修課、原子炉必修課及びタービン必修課）、運転及び管理は高浜発電所（放射線管理課、第一発電室及び第二発電室）において行う。

また、本変更に係る高浜発電所の安全性及び信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、施工及び運転管理の各段階において社内基準に基づき、組織及び権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当箇所が責任をもって業務を遂行するものであるが、原子力事業本部長が本活動の統括及び推進を行い、若狭支社においては、支社長が本活動の統括及び推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動の統括及び推進を行う。

以上の品質保証に係る品質監査については、原子力部門とは独立した品質・安全監査室（原子力監査グループ）が行う。

以上のとおり、本変更は、原子力事業本部、品質・安全監査室、土木建築室、若狭支社及び高浜発電所全体の設置及び運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として、平成14年5月1日現在における原子力事業本部、若狭

支社及び高浜発電所の技術者の人数等を第1表、並びに原子力関係組織図を第1図に示す。

第1表 原子力事業本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等

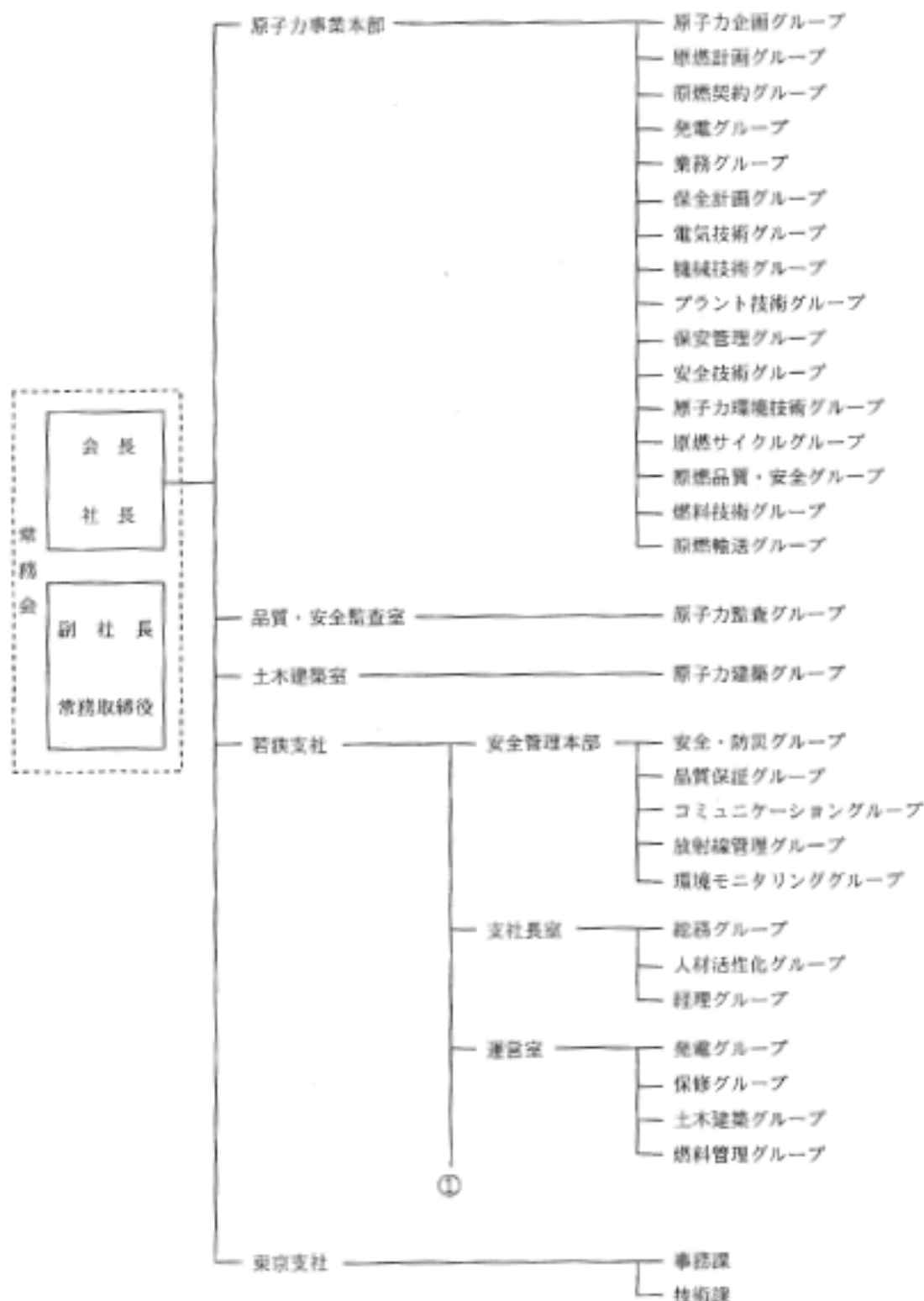
平成14年 5月 1日現在

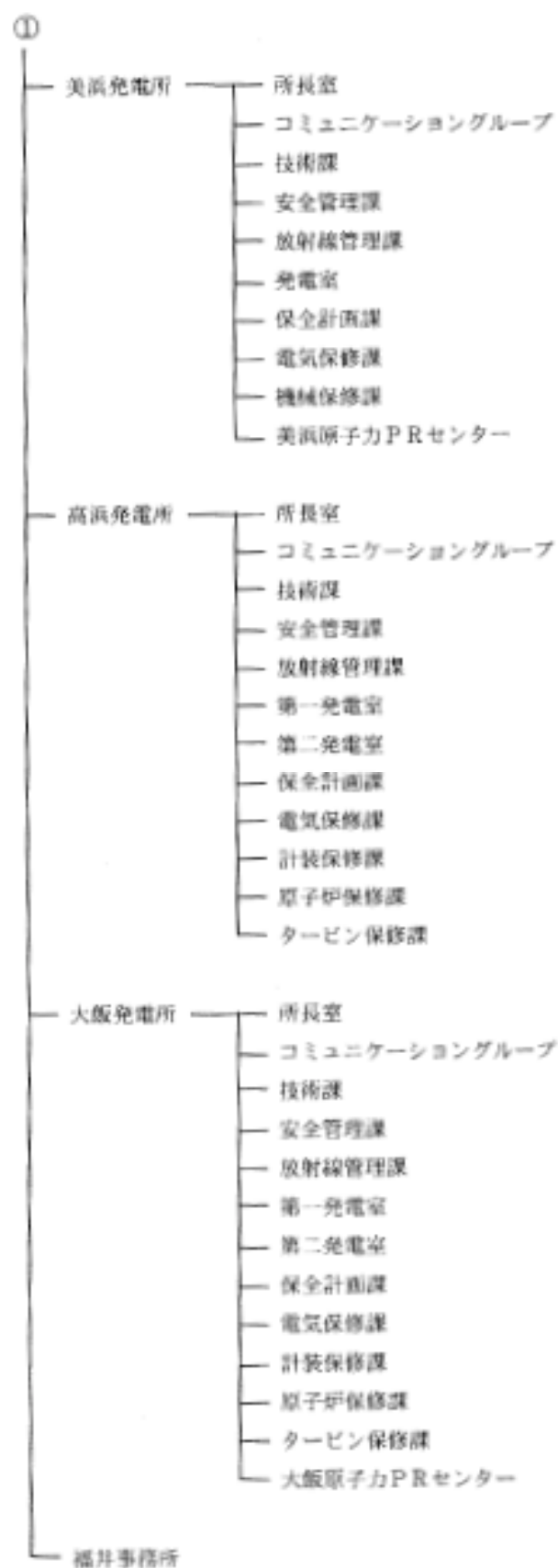
	技術者の 総人数	技術者の内 管理者の人数*	技術者の内有資格者等の人数		
			原子炉主任 技術者 有資格者	第一種放射線 取扱主任者 有資格者	運転責任者として 経済産業大臣が 定める基準に 適合した者
原子力事業本部	175	80(80)	41	41	0
若狭支社	141	24(24)	10	20	0
高浜発電所	424	35(35)	13	18	24

* ()内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図

(平成14年 5月 1日現在)





添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

当社は、昭和 29 年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子炉関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和 45 年 11 月に美浜発電所 1 号炉（電気出力 340MW）の営業運転を開始し、以来今日においては、以下のごとく運転中原子炉 11 基（総電気出力 9,768MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
美浜発電所 1 号炉	昭和 45 年 11 月 28 日
2 号炉	昭和 47 年 7 月 25 日
高浜発電所 1 号炉	昭和 49 年 11 月 14 日
2 号炉	昭和 50 年 11 月 14 日
美浜発電所 3 号炉	昭和 51 年 12 月 1 日
大飯発電所 1 号炉	昭和 54 年 3 月 27 日
2 号炉	昭和 54 年 12 月 5 日
高浜発電所 3 号炉	昭和 60 年 1 月 17 日
4 号炉	昭和 60 年 6 月 5 日
大飯発電所 3 号炉	平成 3 年 12 月 18 日
4 号炉	平成 5 年 2 月 2 日

当社は、これらの原子炉の建設経験と約 33 年に及ぶ運転経験を有している。

本変更に係る設計は、原子力事業本部（機械技術グループ、プラント技術グループ及び保安管理グループ）、土木建築室（原子力・火力建築

グループ)及び若狭支社(保修グループ、土木建築グループ及び燃料管理グループ)において行い、現地工事は若狭支社(保修グループ及び土木建築グループ)及び高浜発電所(技術課、放射線管理課、電気保修課、計装保修課及び原子炉保修課)において行い、また、管理は高浜発電所(原子炉保修課)において行う。

また、本変更に係る高浜発電所の安全性及び信頼性を確保するために行う品質保証活動については、設計、製作、施工及び運転管理の各段階において社内基準に基づき、組織及び権限を明確にし実施する。その責任と分担は、それぞれの担当箇所が責任をもって業務を遂行するものであるが、原子力事業本部長が本活動の統括及び推進を行い、若狭支社においては、支社長が本活動の統括及び推進を行い、高浜発電所においては、所長が本活動の統括及び推進を行う。

以上の品質保証に係る監査については、原子力部門とは独立した品質・安全監査室(原子力監査グループ)が行う。

以上のとおり、本変更は、原子力事業本部、品質・安全監査室、土木建築室、若狭支社及び高浜発電所全体の設置及び運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として、平成15年7月16日現在における原子力事業本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等を第1表、並びに原子力関係組織図を第1図に示す。

第1表 原子力事業本部、若狭支社及び高浜発電所の技術者の人数等

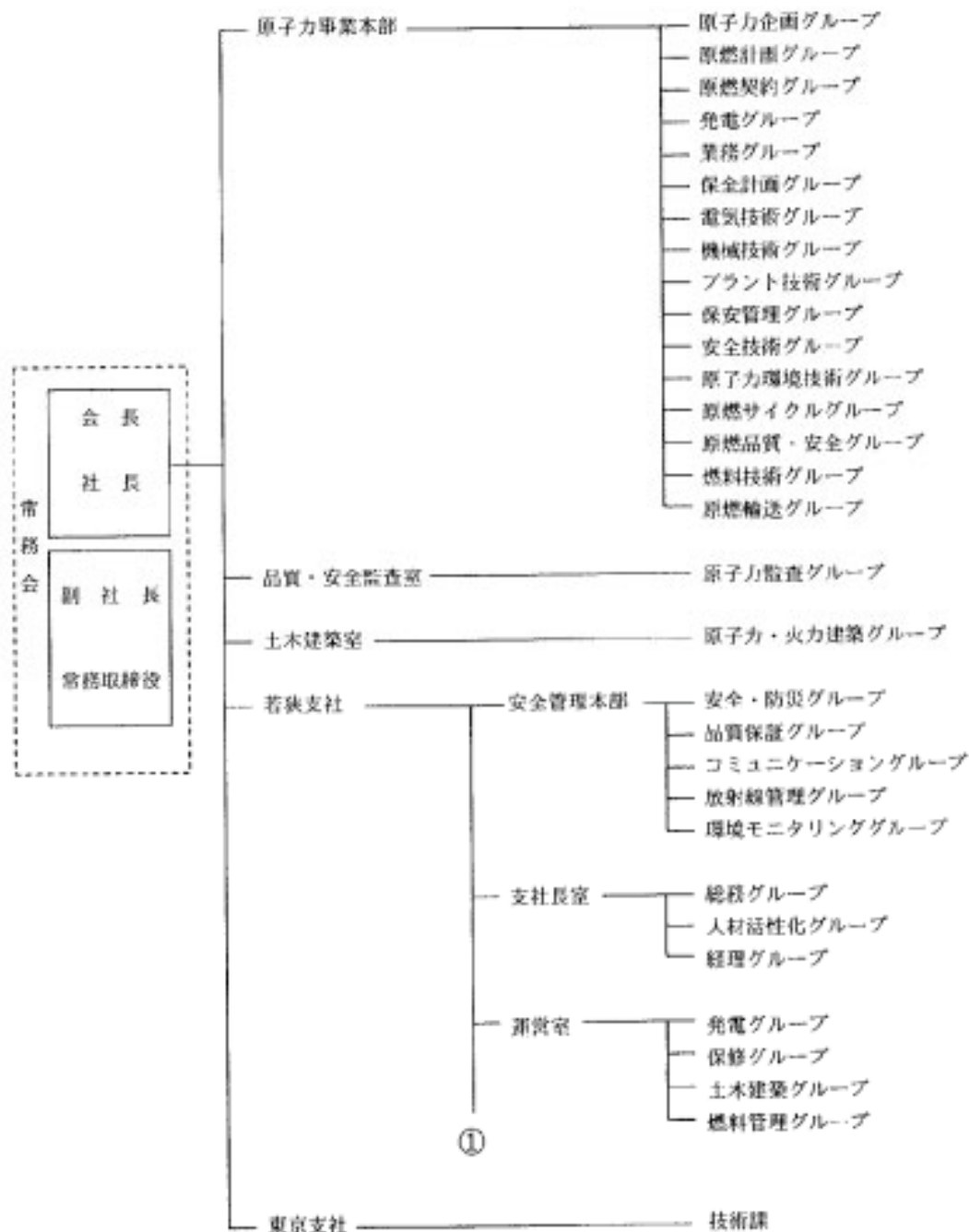
平成15年7月16日現在

	技術者の 総人数	技術者の内 管理者の人数*	技術者の内有資格者等の人数		
			原子炉主任 技術者 有資格者	第一種放射線 取扱主任者 有資格者	運転責任者として 経済産業大臣が 定める基準に 適合した者
原子力事業本部	175	79(79)	39	32	0
若狭支社	146	25(25)	9	20	0
高浜発電所	407	34(34)	16	15	18

* () 内は、管理者のうち、技術者としての経歴年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図

(平成15年7月16日現在)





添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

本変更に係る原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下、「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

1. 設計及び運転等のための組織

平成17年7月25日現在における原子力関係組織図は、第1図に示すとおりである。これらの組織は定められた業務所掌に基づき明確な役割分担のもとで高浜発電所の設計及び運転等に係る業務を行っている。

本変更に係る設計の主な業務については、原子力事業本部及び高浜発電所において実施する。

具体的には、本変更に係る基本設計、計画は原子力事業本部において策定し、保管対象物及びその配置に係る設計、計画は機械技術グループ及び土木建築グループが、線量評価、遮へい評価は放射線管理グループが実施する。また、保管対象物の追加に係る現地確認等については高浜発電所（機械工事グループ及び放射線管理課）にて実施する。

運転及び保守のための組織は、「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37条第1項の規定に基づく高浜発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）で明確にしており、この組織において本変更に係る業務を遂行する。高浜発電所の原子力設備の運転は第一発電室及び第二発電室が、機械設備に係る保守管理は原子炉保修課、タービン保修課及び機械工事グループが、放射性廃棄物管理、放射線管理は放射線管理課が実施する。

また、施設の保安に関する事項を審議するものとして、保安規定に基づき本店に原子力発電安全委員会を、高浜発電所に原子力発電安全運営委員会を

設置しており、本変更に係る保安上の必要な事項について審議する。

2. 設計及び運転等に係る技術者の確保

(1) 技術者数

平成 17 年 7 月 25 日現在における原子力事業本部及び高浜発電所の技術者数は 674 名であり、このうち、10 年以上の経験を有する管理者が 126 名在籍している。

原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数は、第 1 表に示すとおりである。

(2) 有資格者数

平成 17 年 7 月 25 日現在における有資格者数は、前掲第 1 表に併せて示したとおり、原子力事業本部及び高浜発電所において、原子炉主任技術者の有資格者が 49 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者が 66 名、ボイラー・タービン主任技術者（第 1 種）の有資格者が 12 名、電気主任技術者（第 1 種）の有資格者が 10 名、運転責任者として経済産業大臣が定める基準に適合した者が 20 名である。

今後とも設計及び運転等を適切に行い安全の確保を図るため、必要な教育及び訓練による技術者の確保と各種資格取得を奨励し、必要な有資格者数を確保していく。

3. 設計及び運転等の経験

当社は、昭和 29 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。また、昭和 45 年 11 月に美浜発電所 1 号炉の営業運転を開始して以来、今日においては、計 11 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所（原子炉熱出力）	営業運転の開始
美浜発電所 1 号炉（約 1,031MW）	昭和 45 年 11 月 28 日
2 号炉（約 1,456MW）	昭和 47 年 7 月 25 日
高浜発電所 1 号炉（約 2,440MW）	昭和 49 年 11 月 14 日
2 号炉（約 2,440MW）	昭和 50 年 11 月 14 日
美浜発電所 3 号炉（約 2,440MW）	昭和 51 年 12 月 1 日
大飯発電所 1 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 3 月 27 日
2 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 12 月 5 日
高浜発電所 3 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 1 月 17 日
4 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 6 月 5 日
大飯発電所 3 号炉（約 3,423MW）	平成 3 年 12 月 18 日
4 号炉（約 3,423MW）	平成 5 年 2 月 2 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 11 基の原子力発電所において、約 34 年に及ぶ運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

蒸気発生器保管庫での取り外した原子炉容器上部ふた等の保管については、美浜 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉、高浜 1 号炉及び 2 号炉並びに大飯 1 号炉及び 2 号炉で実施しており、類似の設計並びに変更後の運転及び保守の経験を十分有している。

4. 設計及び運転等に係る品質保証活動

設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、保安規定において「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2003）」に基づく品質マニュアルを定め、これに従い原子力発電所の安全を達成、維持及び向上するための品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、システムの有効性を継続的に改善している。

(1) 品質保証活動の仕組み及び体制

当社は、文書化された品質マニュアルに基づき、社長をトップマネジメントとし、実施部門である本店及び発電所における各部所並びに監査部門である品質・安全監査室にて品質保証体制を構築している。

社長は、品質保証活動の実施に関する責任と権限を有し、最高責任者として品質方針を設定し、原子力安全の重要性を組織内に周知する。

実施部門の各チーフマネジャー、センター所長及び発電所所長は、品質方針を念頭に各部所の品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行い、その状況を実施部門の管理責任者である原子力事業本部長へ報告し、原子力事業本部長はそれらを取りまとめて社長へ報告する。

個々の業務における品質保証活動は、業務に対する要求事項を満足するように定めた業務計画や規程類に基づき、各チーフマネジャー、各課長等が責任をもって実施し、必要な記録を残すことにより品質マネジメントシステムの効果的運用に努める。

品質・安全監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門と独立した立場で内部監査を実施し社長へ報告する。

社長は、品質保証活動の有効性を継続的に改善することに関する責任と権限を有し、品質保証活動の実施状況及び改善の必要性の有無についてマネジメントレビューを実施し、評価する。

本店に品質保証会議を設置し、品質マネジメントシステムの基本事項を審議する。また、高浜発電所においては、高浜発電所レビューを設置し、発電所の品質マネジメントシステムの細部事項を審議する。これらの審議結果は、適宜業務へ反映させる。

(2) 本変更に係る品質保証活動

設計を適確に遂行するため、設計に関する要求事項を明確にし、必要な製品及び役務を調達する。また、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう、調達に関する要求事項を明確に提示し、供給者に対する監査等により品質保証活動の実施状況の確認及び改善を図る。さらに、検査・試験等により調達製品等が要求事項を満足していることを確認する。

運転及び保守を適確に遂行するため、運転管理、保守管理等において、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、必要に応じて改善を行う。

なお、不適合が発生した場合は、不適合の原因を明確にし、原因を除去する等の措置を行う。

5. 技術者に対する教育・訓練

原子力部門に配属された技術系社員は、原則として入社後一定期間、当社原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練及び機器配置、プラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

原子力部門の技術系社員の教育・訓練は、当社原子力保修訓練センターのほか、国内の原子力関係機関（日本原子力研究所、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識、技能の習得及び習熟に努めている。

また、高浜発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき対象者、教育内容、教育時間等について保安教育実施計画を立てそれに従って教育を実施する。

6. 有資格者等の選任・配置

高浜発電所の運転に際しては、原子炉主任技術者を選任し原子炉の運転に関し保安の監督を誠実にやり、かつ保安のための指示が適切に遂行できる配置としている。

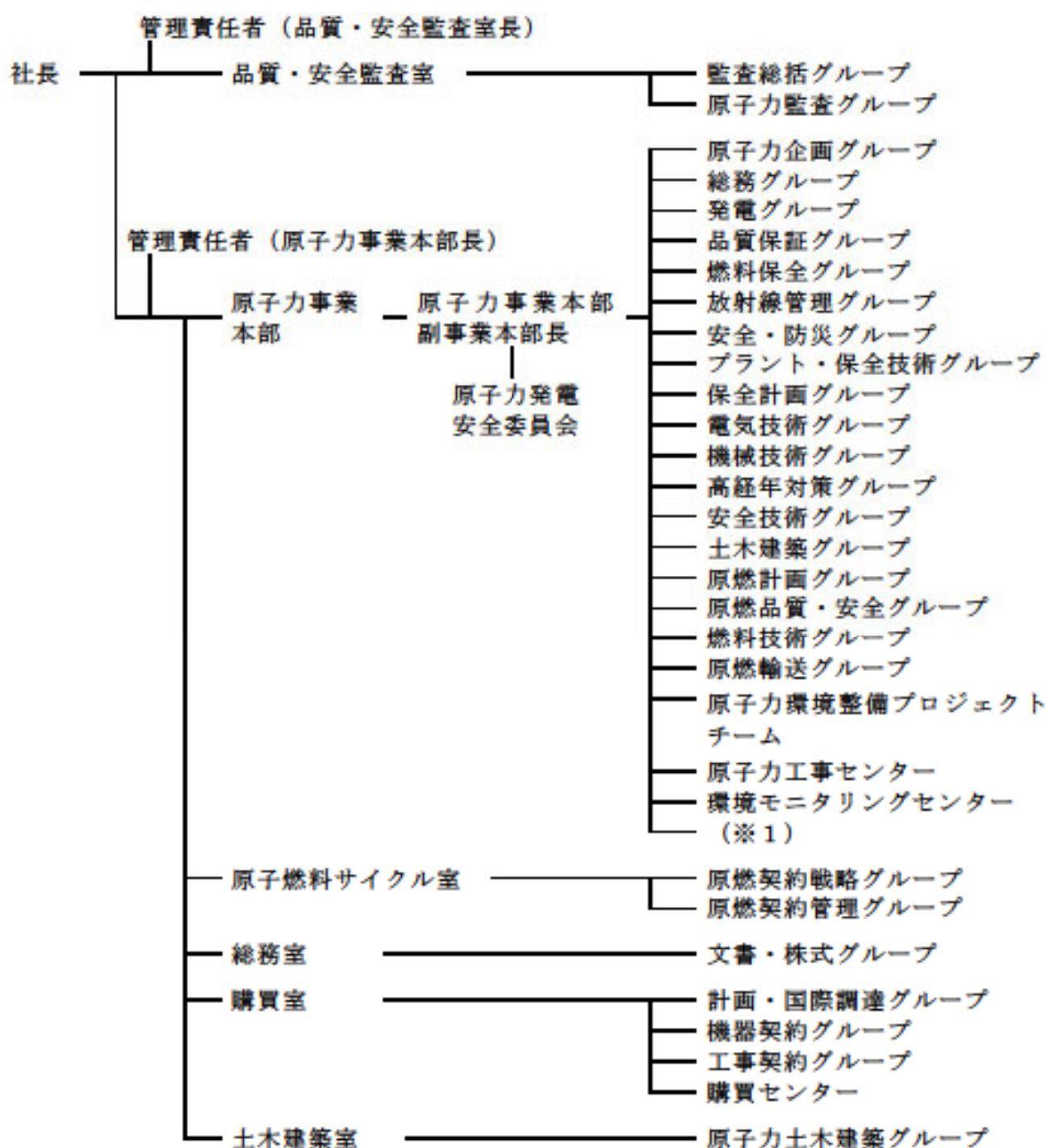
原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者の中から選任しており、2名以上置く場合は、内1名（主任技術者が1名の場合は当該主任技術者）を運営統括長、品質保証室長及び安全・防災室長以上、他の者については課（室）長以上から、また、代行者を課（室）長以上から選任し、職務遂行に万全を期している。運転責任者は経済産業大臣が定める基準に適合した者の中から選任し、当直課長の職位としている。

第1表 原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数
(平成17年7月25日現在)

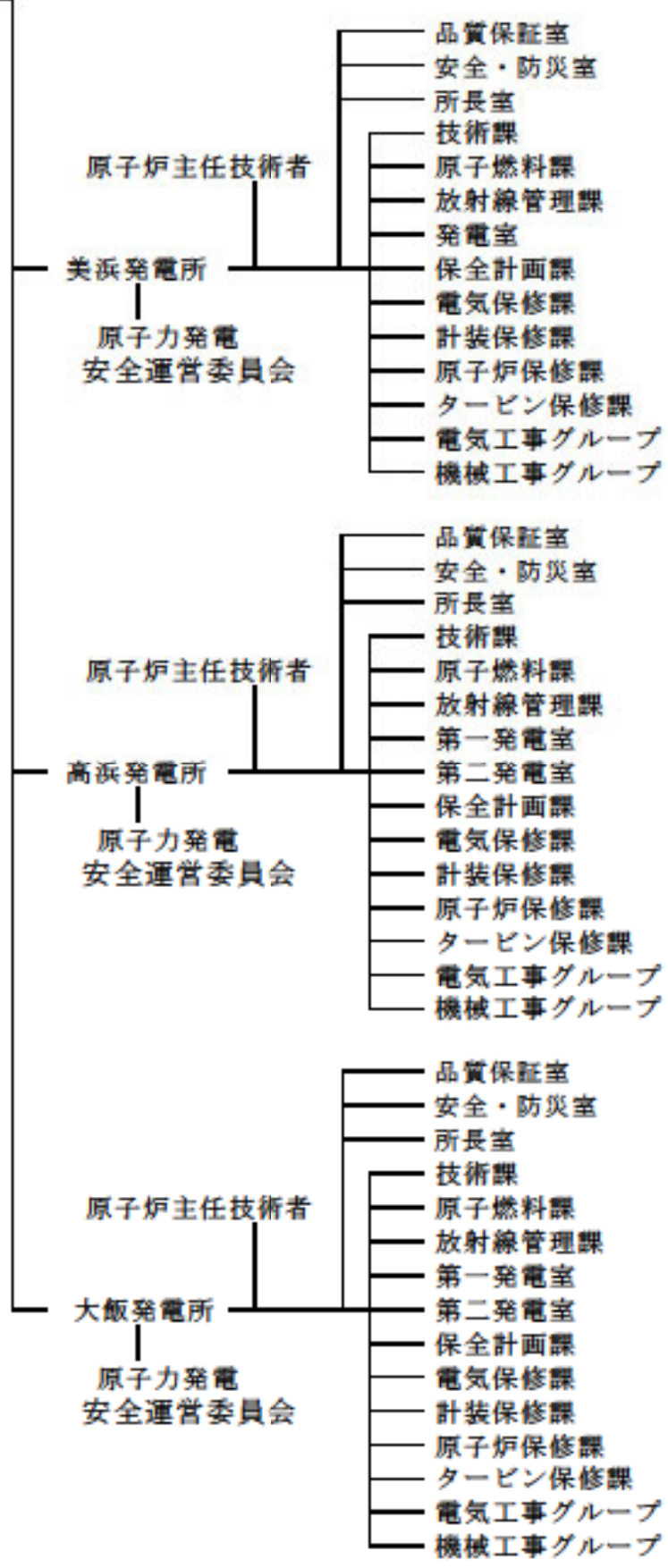
	技術者の総人数	技術者のうち管理者の人数	技術者のうち有資格者の人数				
			原子炉主任技術者有資格者の人数	第1種放射線取扱主任者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数	第1種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第1種電気主任技術者有資格者の人数
原子力事業本部	242	86 (86)	36	46	2	7	6
高浜発電所	432	40 (40)	13	20	18	5	4

注: () 内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図（平成17年7月25日現在）



(※1)



添 付 書 類 五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

本変更に係る原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下、「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

1. 設計及び運転等のための組織

平成 21 年 10 月 1 日現在における原子力関係組織図は、第 1 図に示すとおりである。これらの組織は定められた業務分掌に基づき明確な役割分担のもとで高浜発電所の設計及び運転等に係る業務を行っている。

本変更に係る設計及び工事の主な業務については、原子力事業本部及び高浜発電所において実施する。

本変更のうち燃料集合体燃焼度 55,000MWd/t の高燃焼度燃料の導入に係る計画、設計及び仕様の策定、線量評価、安全評価等は原子力事業本部（原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門）において実施する。また、炉心の設計・管理等の業務は高浜発電所（原子燃料課）において実施する。

本変更のうち洗浄排水処理装置に係る計画、設計及び仕様の策定、線量評価等は原子力事業本部（原子力発電部門、原子力技術部門）において実施する。また、現地工事は高浜発電所（放射線管理課、保全計画課、電気必修課、計装必修課、原子炉必修課及び土木建築課）において実施する。

本変更のうち蓄電池負荷の変更に係る計画、設計及び仕様の策定は原子力事業本部（原子力技術部門）において実施する。また、現地工事は高浜発電所（保全計画課、電気必修課及び電気工事グループ）において実施する。

本変更のうち使用済燃料輸送容器保管建屋の一時保管対象物へのウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器の追加に係る計画、設計は原子力事業本部（原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門）において実施する。また、一時保管対象物の追加に係る運用は高浜発電所（原子燃料課、放

射線管理課)において実施する。

運転及び保守のための組織は、「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 37 条第 1 項の規定に基づく高浜発電所原子炉施設保安規定(以下、「保安規定」という。)で明確にしており、この組織において本変更に係る業務を遂行する。本変更に係る高浜発電所の原子炉施設の運転は第一発電室及び第二発電室が、燃料及び炉心の管理は原子燃料課が、電気設備に係る保守管理は電気保守課及び電気工事グループが、機械設備に係る保守管理は原子炉保守課が、放射性廃棄物管理、放射線管理は放射線管理課が実施する。

また、施設の保安に関する事項を審議するものとして、保安規定に基づき本店に原子力発電安全委員会を、高浜発電所に原子力発電安全運営委員会を設置しており、本変更に係る保安上の必要な事項について審議する。

2. 設計及び運転等に係る技術者の確保

(1) 技術者数

平成 21 年 10 月 1 日現在における原子力事業本部及び高浜発電所の技術者数は 711 名であり、このうち、10 年以上の経験を有する管理者が 149 名在籍している。

原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数は、第 1 表に示すとおりである。

(2) 有資格者数

平成 21 年 10 月 1 日現在における有資格者数は、前掲第 1 表に併せて示したとおり、原子力事業本部及び高浜発電所において、原子炉主任技術者の有資格者が 58 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者が 64 名、ボイラー・タービン主任技術者（第 1 種）の有資格者が 14 名、電気主任技術者（第 1 種）の有資格者が 10 名、運転責任者として経済産業大臣が定める基準に適合した者が 18 名である。

今後とも設計及び運転等を適切に行い安全の確保を図るため、必要な教育及び訓練による技術者の確保と各種資格取得を奨励し、必要な有資格者数を確保していく。

3. 設計及び運転等の経験

当社は、昭和 29 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。また、昭和 45 年 11 月に美浜発電所 1 号炉の営業運転を開始して以来、今日においては、計 11 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所（原子炉熱出力）	営業運転の開始
美浜発電所 1 号炉（1,031MW）	昭和 45 年 11 月 28 日
2 号炉（1,456MW）	昭和 47 年 7 月 25 日
高浜発電所 1 号炉（2,440MW）	昭和 49 年 11 月 14 日
2 号炉（2,440MW）	昭和 50 年 11 月 14 日
美浜発電所 3 号炉（2,440MW）	昭和 51 年 12 月 1 日
大飯発電所 1 号炉（3,423MW）	昭和 54 年 3 月 27 日
2 号炉（3,423MW）	昭和 54 年 12 月 5 日
高浜発電所 3 号炉（2,660MW）	昭和 60 年 1 月 17 日
4 号炉（2,660MW）	昭和 60 年 6 月 5 日
大飯発電所 3 号炉（3,423MW）	平成 3 年 12 月 18 日
4 号炉（3,423MW）	平成 5 年 2 月 2 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 11 基の原子力発電所において、約 38 年に及ぶ運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

燃料集合体燃焼度 55,000MWd/t の高燃焼度燃料については、平成 16 年の大飯発電所 4 号炉より導入し、その後、大飯 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉並びに美浜 3 号炉においても使用を開始し、現在に至るまで順調な運転を継続しており、類似の設計及び運転等の経験を十分有している。

洗浄排水処理装置の取替えについては、美浜 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉洗浄排水処理装置の設計及び設置工事、高浜 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉洗

浄排水処理装置の設計及び設置工事、大飯1号炉及び2号炉洗たく排水処理設備の設計及び設置工事に係る経験を通じて、類似の設計及び工事並びに運転及び保守の経験を十分有している。

蓄電池負荷の変更については、美浜1号炉以降、全ての原子炉に設置している蓄電池の設計及び設置工事に係る経験を通じて、類似の設計及び工事並びに運転及び保守の経験を十分に有している。

使用済燃料輸送容器保管建屋の一時保管対象物として、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を装てんしたあるいは取り出した後のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器を追加することについては、大飯発電所以降、各発電所に設置している使用済燃料輸送容器保管建屋での使用済燃料装てん前あるいは装てん後の使用済燃料輸送容器の一時保管に関する設計及び運用に係る経験を通じて、類似の設計並びに運転及び保守の経験を十分有している。

4. 設計及び運転等に係る品質保証活動

設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、保安規定において「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2003）」に基づく品質マニュアルを定め、これに従い原子力発電所の安全を達成、維持及び向上するための品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、システムの有効性を継続的に改善している。

(1) 品質保証活動の仕組み及び体制

当社は、文書化された品質マニュアルに基づき、社長をトップマネジメントとし、実施部門である本店及び発電所における各部署並びに監査部門である経営監査室にて品質保証体制を構築している。

社長は、品質保証活動の実施に関する責任と権限を有し、最高責任者として品質方針を設定し、原子力安全の重要性を組織内に周知する。

実施部門の各チーフマネジャー、センター所長及び発電所所長は、品質方針を念頭に各部署の品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行い、その状況を実施部門の管理責任者である原子力事業本部長へ報告し、原子力事業本部長はそれらを取りまとめて社長へ報告する。

個々の業務における品質保証活動は、業務に対する要求事項を満足するように定めた業務計画や規程類に基づき、各チーフマネジャー、各課長等が責任をもって実施し、必要な記録を残すことにより品質マネジメントシステムの効果的運用に努める。

経営監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門と独立した立場で内部監査を実施し社長へ報告する。

社長は、品質保証活動の有効性を継続的に改善することに関する責任と権限を有し、品質保証活動の実施状況及び改善の必要性の有無についてマネジメントレビューを実施し、評価し、品質保証活動の有効性を継続的に改善する。

本店に品質保証会議を設置し、品質マネジメントシステムの基本事項を審議する。また、高浜発電所においては、発電所レビューを設置し、発電所の品質マネジメントシステムの細部事項を審議する。これらの審議結果は、適宜業務へ反映させる。

(2) 本変更に係る品質保証活動

設計及び工事を適確に遂行するため、設計に関する要求事項を明確にし、必要な製品及び役務を調達する。また、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう、調達に関する要求事項を明確に提示し、供給者に対する監査等により品質保証活動の実施状況の確認及び改善を図る。さらに、検査・試験等により調達製品等が要求事項を満足していることを確認する。

運転及び保守を適確に遂行するため、運転管理、保守管理等において、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、必要に応じて改善を行う。

なお、不適合が発生した場合は、不適合の原因を明確にし、原因を除去する等の措置を行う。

5. 技術者に対する教育・訓練

原子力部門に配属された技術系社員は、原則として入社後一定期間、当社原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練及び機器配置、プラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

原子力部門の技術系社員の教育・訓練は、当社原子力研修センター、原子力運転サポートセンターのほか、国内の原子力関係機関（独立行政法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識、技能の習得及び習熟に努めている。

また、高浜発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき対象者、教育内容、教育時間等について保安教育実施計画を立てそれに従って教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術系社員に対しては、必要な教育を実施する。

6. 有資格者等の選任・配置

高浜発電所の運転に際しては、原子炉主任技術者を選任し原子炉の運転に関し保安の監督を誠実にを行い、かつ保安のための指示が適切に遂行できる配置としている。

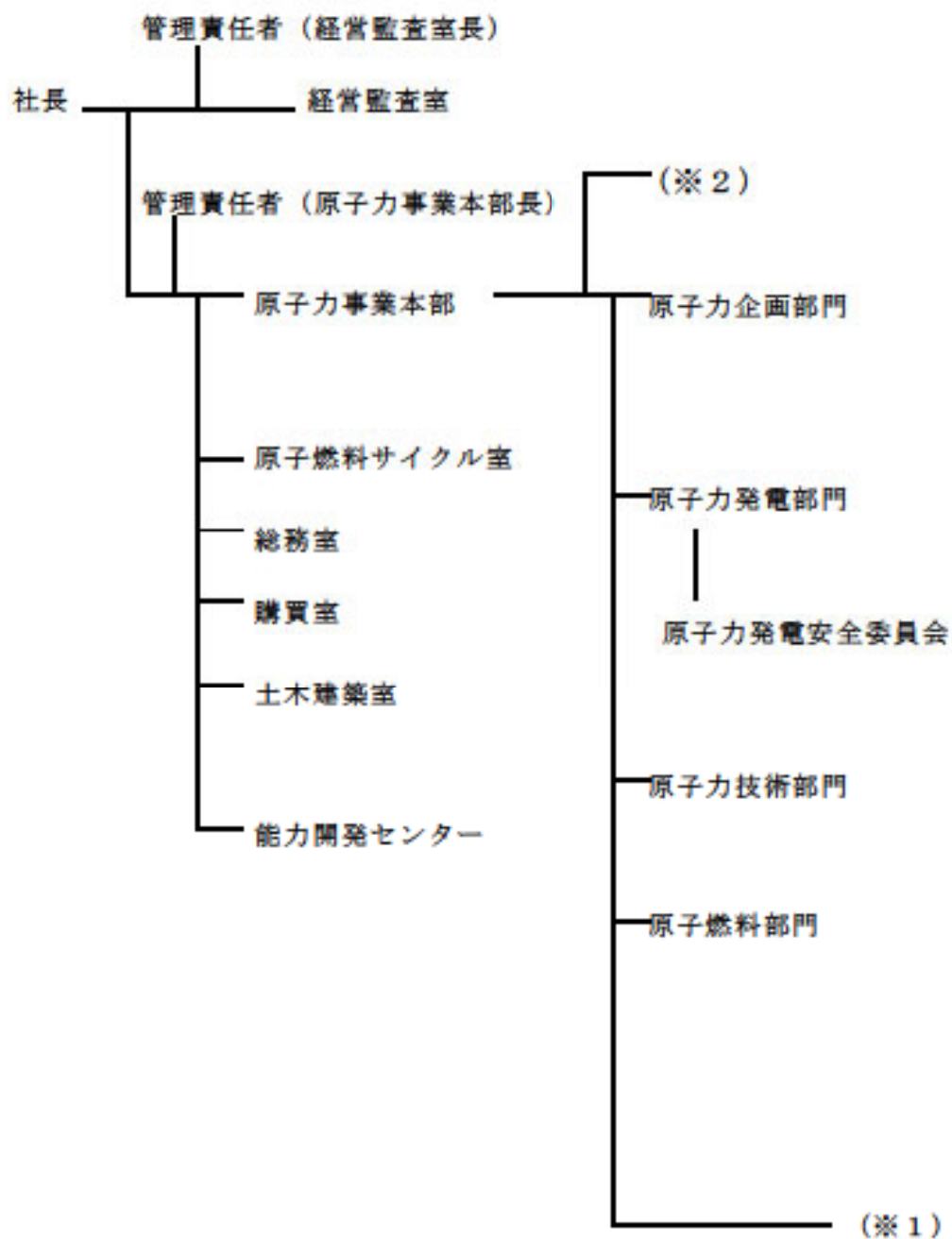
原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者の中から選任し、本店の保安に関する役職者2名としている。また、原子炉主任技術者は、情報入手を容易にし保安の監督を迅速かつ的確に行うため、品質保証室長、品質保証室課長、安全・防災室長及び安全・防災室課長の何れかを兼任し、内1名は品質保証室長または安全・防災室長としている。また、代行者を課(室)長以上から選任し、職務遂行に万全を期している。運転責任者は経済産業大臣が定める基準に適合した者の中から選任し、当直課長の職位としている。

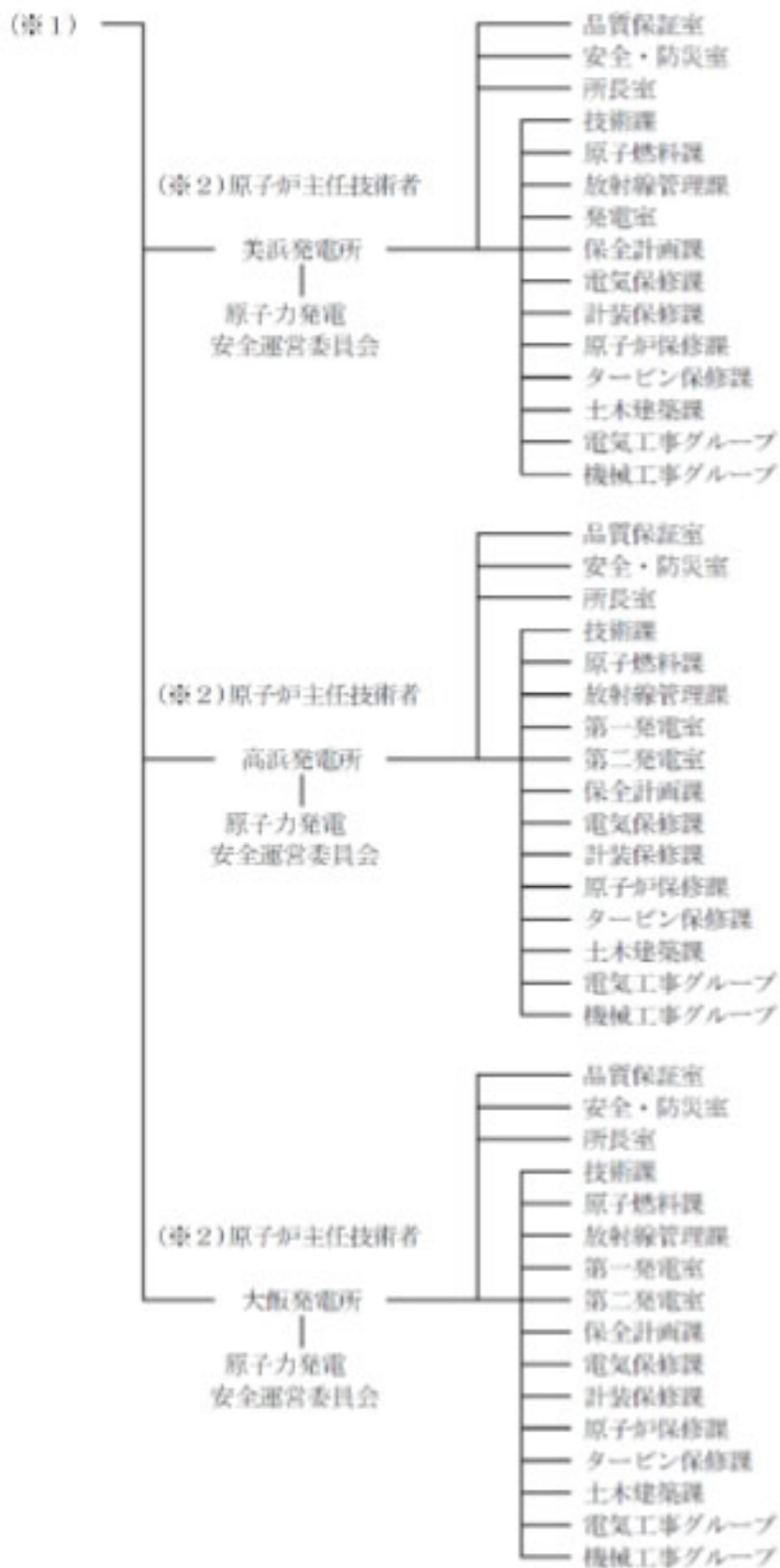
第1表 原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数
(平成21年10月1日現在)

	技術者の総人数	技術者のうち管理者の人数	技術者のうち有資格者の人数				
			原子炉主任技術者有資格者の人数	第1種放射線取扱主任者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数	第1種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第1種電気主任技術者有資格者の人数
原子力事業本部	276	110 (110)	49	49	0	9	7
高浜発電所	435	39 (39)	9	15	18	5	3

注: () 内は、管理者のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

第1図 原子力関係組織図（平成21年10月1日現在）





添 付 書 類 五

変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

1. 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第1図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、「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24第1項の規定に基づく高浜発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで高浜発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務について、設計方針については原子力事業本部の原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び土木建築室にて定め、現地における具体的な設計及び工事の業務は高浜発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務について、高浜発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は第一発電室及び第二発電室が、発電用原子炉施設の保守管理に関する業務は原子燃料課、放射線管理課、保全計画課、電気保修課、計装保修課、原子炉保修課、タービン保修課、土木建築課、電気工事グループ及び機械工事グループが、燃料管理に関する業務は原子燃料課が、放射線管理に関する業務は放射線管理課が、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は所長室が、原子力防災、出入管理等に関する業務は安全・防災室が実施する。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するた

め、あらかじめ、発電所長を本部長とした防災組織及び原子力防災組織を構築し、発生する事象に応じて対応する。自然災害が発生した場合は非常災害対策本部が、本部長が原子力防災体制を発令した場合は発電所緊急時対策本部が設置され、平時の業務体制から速やかに移行される。

原子力防災組織を第2図に示す。

この組織は、高浜発電所の組織要員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。自然災害や重大事故等が重畳した場合は、重大事故等対策要員にて初動活動を行い、自然災害の対応は、本部長の指示の下、発電所外から参集した召集要員が役割分担に応じて対処する。また、災害と事故が重畳した場合には、原子力防災組織にて適確に対応する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するものとして、保安規定に基づき本店に原子力発電安全委員会を、高浜発電所に原子力発電安全運営委員会を設置している。原子力発電安全委員会は、法令上の手続きを要する原子炉設置（変更）許可申請書本文事項の変更、保安規定変更及び原子炉施設の定期的な評価の結果等を審議し、高浜発電所の原子力発電安全運営委員会は、発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。

2. 技術者の確保

(1) 技術者数

技術者とは技術系社員のことを示しており、平成 26 年 10 月 1 日現在、原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室における技術者の人数は 867 名であり、そのうち高浜発電所における技術者の人数は 458 名である。

このうち、10 年以上の経験年数を有する管理職が 173 名在籍している。

(2) 有資格者数

原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室における平成 26 年 10 月 1 日現在の有資格者は次のとおりであり、そのうち高浜発電所における有資格者を括弧書きで示す。

発電用原子炉主任技術者	50 名 (11 名)
放射線取扱主任者 (第 1 種)	72 名 (15 名)
ボイラー・タービン主任技術者 (第 1 種)	7 名 (5 名)
電気主任技術者 (第 1 種)	8 名 (2 名)
運転責任者として原子力規制委員会が定める 基準に適合した者	17 名 (17 名)

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等の対応として資機材の運搬等を行うこととしており、大型けん引免許等を有する技術者についても確保している。

原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室の技術者及び有資格者の人数を第 1 表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対処が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な有資格者数と技術者数を継続的に確保し、配置する。

3. 経 験

当社は、昭和 29 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。

また、昭和 45 年 11 月に美浜発電所 1 号炉の営業運転を開始して以来、今日においては、計 11 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所（原子炉熱出力）	営業運転の開始
美浜発電所 1 号炉（約 1,031MW）	昭和 45 年 11 月 28 日
2 号炉（約 1,456MW）	昭和 47 年 7 月 25 日
3 号炉（約 2,440MW）	昭和 51 年 12 月 1 日
高浜発電所 1 号炉（約 2,440MW）	昭和 49 年 11 月 14 日
2 号炉（約 2,440MW）	昭和 50 年 11 月 14 日
3 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 1 月 17 日
4 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 6 月 5 日
大飯発電所 1 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 3 月 27 日
2 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 12 月 5 日
3 号炉（約 3,423MW）	平成 3 年 12 月 18 日
4 号炉（約 3,423MW）	平成 5 年 2 月 2 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。

また、営業運転開始以来、計 11 基の原子力発電所において、約 43 年近く運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、高浜発電所において平成 16 年には 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用の使用済燃料輸送容器保管建屋の設置、平成 17 年には 4 号炉、平成 18 年には 3 号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更並びに平成 19 年には 4 号炉、平成 20 年には 3 号炉の原子炉容器上部ふた取替え等の工事を順次実施している。

また、耐震裕度向上工事として、平成 20 年には 4 号炉、平成 21 年には 3

号炉の伝送器架台並びに平成 25 年には 3 号炉及び 4 号炉の原子炉補機冷却水系統配管、安全注入系統配管及び余熱除去系統配管等について工事を実施しており、設備の設計検討及び工事を継続して実施している。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、代替再循環、代替補機冷却、格納容器自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施している。

また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転マニュアルの改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事に関連する保守経験を継続的に積み上げている。

また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や、国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る同等及び類似の設計及び運転等の経験を十分に有している。

4. 品質保証活動

設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に従い、安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的改善を行うことにより実施している。

この品質マネジメントシステムに基づき品質保証活動を実施するための基本的実施事項を、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（以下「品質マニュアル」という。）に定めている。

(1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、品質マニュアルに基づく社内標準を含む文書及びこれらの文書の中で明確にした記録で構成する文書体系を構築し、実施する。品質保証活動に係る文書体系を第3図に示す。

また、品質マニュアルに基づき、社長を最高責任者とし、実施部門である第1図に示す原子力関係組織（経営監査室を除く）における品質保証活動に係る体制及び監査部門である経営監査室における品質保証活動に係る体制を構築している。

社長は、品質保証体制の有効性を継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定し、原子力安全の重要性が組織内に伝達され、理解されることを確実にする。

各業務を主管する組織の長は、品質方針に従い、品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行い、その活動結果について、実施部門の管理責任者である原子力事業本部長がマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

各業務を主管する組織の長は、業務の実施に際して、業務に対する要求事項を満足するように定めた社内標準を含む文書に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、要求事項への適合及び品質保証活動の効果的運用の

証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

経営監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門と独立した立場で内部監査を実施し、結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は報告内容を基にマネジメントレビューを実施し、品質方針の見直しや品質保証活動の改善のための指示を行う。

本店の品質保証会議では、第1図に示す原子力関係組織（経営監査室を除く）の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。また、高浜発電所の発電所レビューでは、高浜発電所の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。

これらのレビュー結果により保安規定や社内標準を改正する必要がある場合は、別途、原子力発電安全委員会を開催し、その内容を審議し、その審議結果は、業務へ反映させる。

(2) 本変更に係る設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、本変更に係る設計及び工事を品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、製品及び役務やその重要度に応じた管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、通常の調達要求事項に加え、特別な調達管理を行う。各業務を主管する組織の長は、検査及び試験等により調達製品が要求事項を満足していることを確認する。

各業務を主管する組織の長は、本変更に係る運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、

原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

上記のとおり、品質マニュアルを定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社能力開発センター（原子力研修センター含む）、原子力発電所等において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、各職能、目的に応じた基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社能力開発センター（原子力研修センター含む）、原子力運転サポートセンターのほか、国内の原子力関係機関（独立行政法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努めている。

また、高浜発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき、対象者、教育内容及び教育時間等について教育の実施計画を立て、それに従って教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育・訓練を実施する。

6. 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する者の中から職務遂行能力を考慮した上で発電用原子炉毎に選任する。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保した上で、本店の保安に関する管理職を配置する。

本店の保安に関する管理職が、発電所の他の職位と兼務する場合は、兼務する職位としての判断と発電用原子炉主任技術者としての判断が相反しない職位とする。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職から選任し、職務遂行に万全を期している。

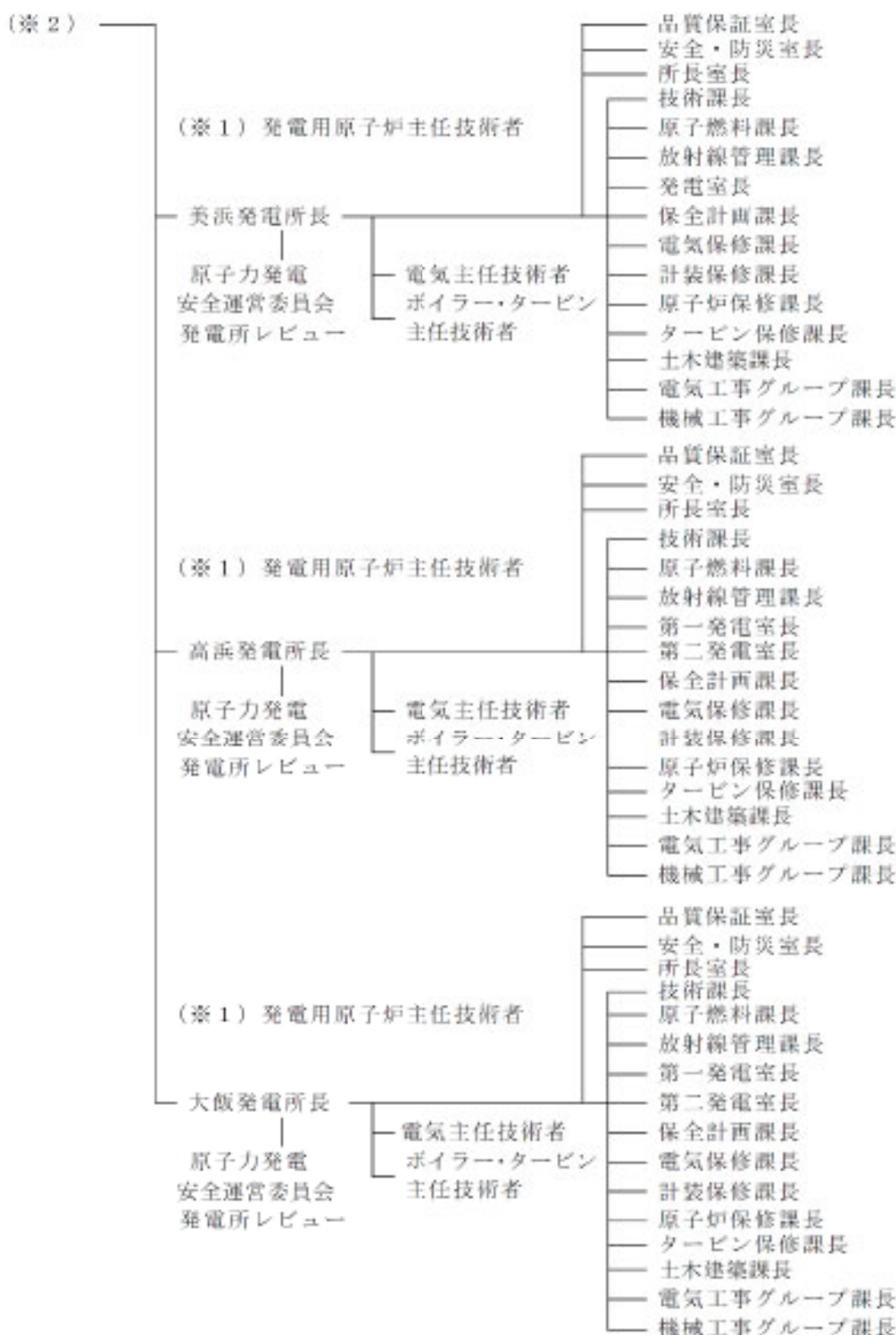
運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、原子炉の運転を担当する当直の責任者である当直課長の職位としている。

第1表 原子力事業本部、高浜発電所及び土木建築室の技術者の人数

(平成26年10月1日現在)

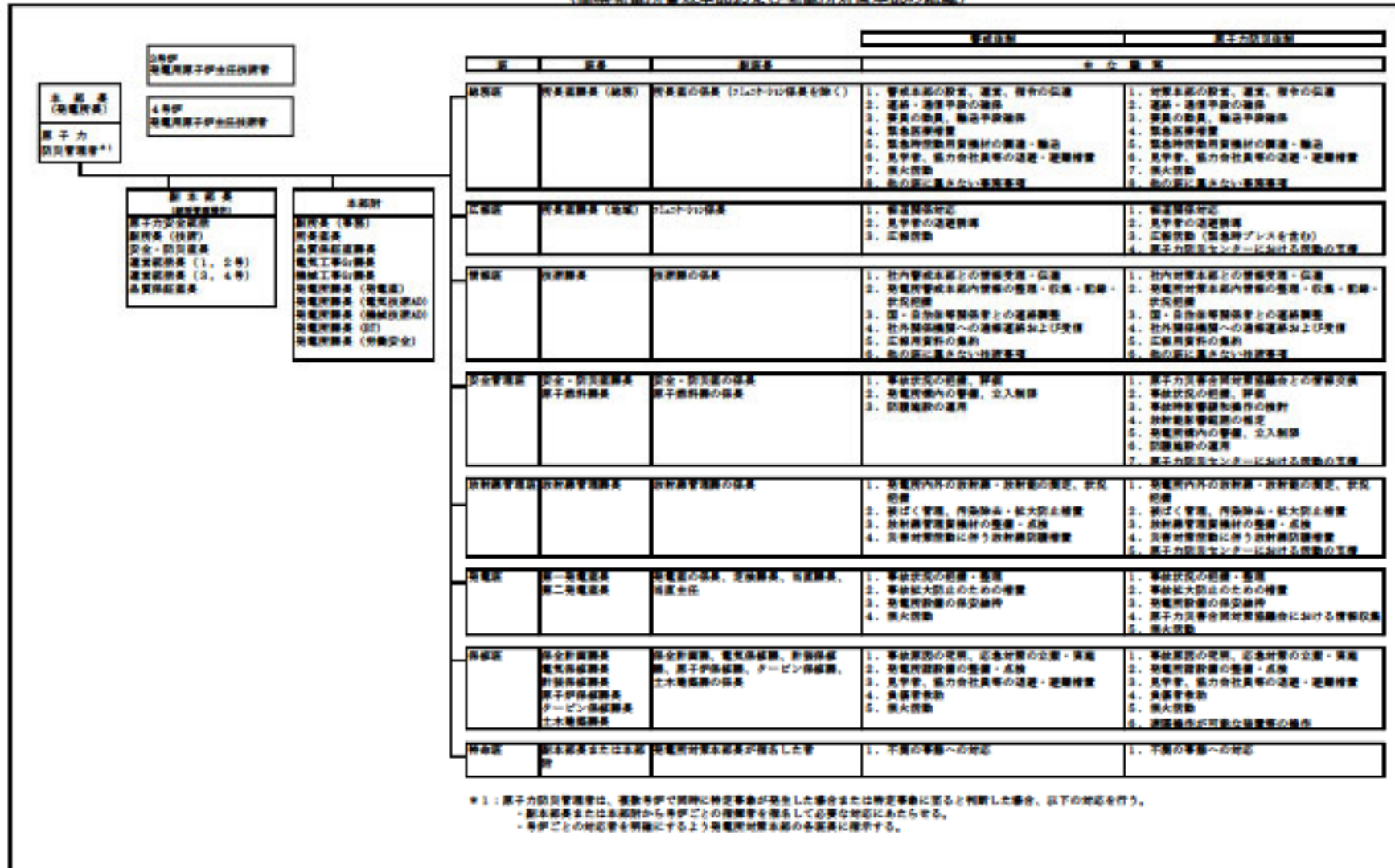
	技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数	技術者のうち有資格者の人数				
			発電用原子炉主任技術者有資格者の人数	第一種放射線取扱主任者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数	第一種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第一種電気主任技術者有資格者の人数
原子力事業本部 原子力企画部門	33	20 (20)	11	6	0	0	1
原子力事業本部 原子力安全部門	37	13 (13)	12	11	0	0	0
原子力事業本部 原子力発電部門	166	41 (41)	8	24	0	1	3
原子力事業本部 原子力技術部門	111	32 (32)	6	6	0	1	2
原子力事業本部 原子燃料部門	39	16 (16)	2	10	0	0	0
高浜発電所	458	44 (44)	11	15	17	5	2
土木建築室	23	7 (7)	0	0	0	0	0

注: () 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。



第1図 原子力関係組織図(2/2) (平成26年10月1日現在)

(高浜発電所警戒本部および発電所対策本部の組織)



第2図 原子力防災組織図 (平成26年10月1日現在)

品質保証 計画関連事項	規 定	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4. 2. 3 4. 2. 4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程②	原子力部門にお ける文書・記録管理規 程	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号
8. 2. 2	内部監査		原子力部門にお ける内部監査規程	経営監査室	平成18 経営原 通達 第1号
8. 2 8. 6. 2	不適合管理 是正処置		不適合管理および 是正処置規程	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 監通達 第1号
8. 5. 3	予防処置		予防処置規程	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原安 電通達 第2号

②：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室お
よび品質監査室であり、文書番号は平成18 規程第5号とする。

第3図 品質保証活動に係る文書体系(1/3)

品質保証 計画関連事項	項 目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4. 1	品質度分類	原子力発電の安全に係る品質保証規程	グレード分け通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第2号
4. 1	安全文化		安全文化通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成25 原品証 通達 第1号
5. 4 6. 5. 3 6. 2. 2	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第3号
5. 5. 3	プロセス 責任者		原子力部門にお ける支書・記録 管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原証通 達 第3号
5. 5. 4 5. 6	内部コミ ュニケー ション		内部コミュニケ ーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証 通達 第4号
6. 1	資源の提 供		要員・組織計画 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原企 通達 第1号
6. 1 6. 2	力量・教 育・訓練 および詠 藻		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原企 通達 第2号
6. 1 6. 3 6. 4	運転管理 燃料管理		運転管理通達 原子力燃料管理通 達	原子力事業本部 原子力発電部門 原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原知電 通達 第1号 平成18 原燃保 通達 第1号
7. 1 7. 2 7. 5 7. 6 8. 2. 1	放射性廃 棄物管理 放射源管 理 保守管理 非常時の 措置 その他		放射性廃棄物管 理通達 放射源管理通達 保守管理通達 非常時の措置通 達 安全管理通達 原子燃料サイク ル通達 原子力技術業務 要綱	原子力事業本部 原子力発電部門 原子力事業本部 原子力発電部門 原子力事業本部 原子力企画部門 原子力事業本部 原子力安全部門 原子力事業本部 原子力安全部門 原子力事業本部 原子力燃料部門 原子力事業本部 原子力技術部門	平成18 原放管 通達 第1号 平成18 原放管 通達 第2号 平成18 原保修 通達 第1号 平成26 原放管 通達 第1号 平成26 原安管 通達 第1号 平成18 原燃品 通達 第1号 平成17 原プ技 要綱 第2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室および経営企画室であり、文書番号は平成18 規程第5号とする。

第3図 品質保証活動に係る文書体系(2/3)

品質保証計画関連条項	項 目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次文書	2次文書		
7. 2. 2 7. 2. 3 8. 2. 1	外部とのコミュニケーション 原子力安全の達成	原子力発電の安全に係る品質保証規程	外部コミュニケーション調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年発電調達 第3号
7. 3	設計・開発		設計・開発調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年保修調達 第2号
7. 4 7. 5. 5	調達 調達製品の保存		原子力部門における調達管理調達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 年経済調達 第1号
7. 6	監視機器および測定機器の管理		監視機器・測定機器管理調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年保修調達 第3号
8. 2. 3	プロセスの監視および測定		品質目標調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年品経調達 第3号
			原子力部門における内部監査調達	経営監査室	平成18 年経営調達 第1号
7. 6 8. 2. 4	検査および試験		検査・試験調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年保修調達 第4号
8. 4	データの分析		データ分析調達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 年品経調達 第5号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室および経営監査室であり、文書番号は平成18 年規程第3号とする。

第3図 品質保証活動に係る文書体系(3/3)

添 付 書 類 五

変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する
技術的能力に関する説明書

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

1. 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第1図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、「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24第1項の規定に基づく高浜発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで高浜発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務について、設計方針については原子力事業本部の原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び土木建築室にて定め、現場における具体的な設計及び工事の業務は高浜発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務について、高浜発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は第一発電室及び第二発電室が、発電用原子炉施設の保守管理に関する業務は原子燃料課、放射線管理課、保全計画課、電気必修課、計装必修課、原子炉必修課、タービン必修課、土木建築課、電気工事グループ、機械工事グループ及び土木建築工事グループが、燃料管理に関する業務は原子燃料課が、放射線管理に関する業務は放射線管理課が、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は所長室が、原子力防災、出入管理等に関する業務は安全・防災室が実施する。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するた

め、あらかじめ、発電所長を本部長とした防災組織及び原子力防災組織を構築し、発生する事象に応じて対応する。自然災害が発生した場合は一般災害対策本部が、本部長が原子力防災体制を発令した場合は発電所緊急時対策本部が設置され、平時の業務体制から速やかに移行される。

原子力防災組織を第2図に示す。

この組織は、高浜発電所の組織要員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。自然災害や重大事故等が重畳した場合は、重大事故等対策要員にて初動活動を行い、自然災害の対応は、本部長の指示のもと、発電所外から参集した召集要員が役割分担に応じて対処する。また、自然災害と重大事故等が重畳した場合には、原子力防災組織にて適確に対応する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するものとして、保安規定に基づき本店に原子力発電安全委員会を、高浜発電所に原子力発電安全運営委員会を設置している。原子力発電安全委員会は、法令上の手続きを要する発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文事項の変更、保安規定変更及び発電用原子炉施設の定期的な評価の結果等を審議し、高浜発電所の原子力発電安全運営委員会は、発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。

2. 技術者の確保

(1) 技術者数

技術者とは技術系社員のことを示しており、平成 27 年 11 月 1 日現在、原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室における技術者の人数は 943 名であり、そのうち高浜発電所における技術者の人数は 426 名である。

このうち、10 年以上の経験年数を有する管理職が 213 名在籍している。

(2) 有資格者数

原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室における平成 27 年 11 月 1 日現在の有資格者は次のとおりであり、そのうち高浜発電所における有資格者を括弧書きで示す。

発電用原子炉主任技術者	54 名 (9 名)
放射線取扱主任者 (第 1 種)	78 名 (13 名)
ボイラー・タービン主任技術者 (第 1 種)	7 名 (5 名)
電気主任技術者 (第 1 種)	7 名 (2 名)
運転責任者として原子力規制委員会が定める 基準に適合した者	19 名 (18 名)

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等の対応として資機材の運搬等を行うこととしており、大型けん引免許等を有する技術者についても確保している。

原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室の技術者及び有資格者の人数を第 1 表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対処が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な有資格者数と技術者数を継続的に確保し、配置する。

3. 経 験

当社は、昭和 29 年以來、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。

また、昭和 45 年 11 月に美浜発電所 1 号炉の営業運転を開始して以來、計 11 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行ってきた。

原子力発電所（原子炉熱出力）	営業運転の開始
美浜発電所 1 号炉（約 1,031MW）	昭和 45 年 11 月 28 日 （平成 27 年 4 月 27 日運転終了）
2 号炉（約 1,456MW）	昭和 47 年 7 月 25 日 （平成 27 年 4 月 27 日運転終了）
3 号炉（約 2,440MW）	昭和 51 年 12 月 1 日
高浜発電所 1 号炉（約 2,440MW）	昭和 49 年 11 月 14 日
2 号炉（約 2,440MW）	昭和 50 年 11 月 14 日
3 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 1 月 17 日
4 号炉（約 2,660MW）	昭和 60 年 6 月 5 日
大飯発電所 1 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 3 月 27 日
2 号炉（約 3,423MW）	昭和 54 年 12 月 5 日
3 号炉（約 3,423MW）	平成 3 年 12 月 18 日
4 号炉（約 3,423MW）	平成 5 年 2 月 2 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事をおして豊富な経験を有し、技術力を維持している。

また、営業運転開始以來、計 11 基の原子力発電所において、約 45 年近く運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、高浜発電所において平成 16 年には 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用の使用済燃料輸送容器保管建屋の設置、平成 17 年には 4 号炉、平成 18 年には 3 号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更、平成 19 年には 4 号炉、平成 20 年には 3 号炉の原子炉容器上

部ふた取替え等の工事を順次実施している。

また、耐震裕度向上工事として、平成 20 年には 1 号炉の動力変圧器及び 2 号炉の内部スプレクーラ、平成 21 年には 1 号炉の電気計装盤及び 2 号炉の原子炉トリップしゃ断器盤等について工事を実施しており、設備の設計検討及び工事を継続して実施している。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施している。

また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転マニュアルの改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事に関連する保守経験を継続的に積み上げている。

また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や、国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

さらに、3号及び4号炉を対象とした重大事故等の対応の検討、対策の実施及び訓練の実施により経験や知識を継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る同等及び類似の設計及び運転等の経験を十分に有しており、今後も継続的に経験を積み上げていく。

4. 品質保証活動

設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」にしたがい、安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的改善を行うことにより実施している。

この品質マネジメントシステムに基づき品質保証活動を実施するための基本的実施事項を、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（以下「品質マニュアル」という。）に定めている。

(1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、品質マニュアルに基づく社内標準を含む文書及びこれらの文書の中で明確にした記録で構成する文書体系を構築し、実施する。品質保証活動に係る文書体系を第3図に示す。

また、品質マニュアルに基づき、社長を最高責任者とし、実施部門である第1図に示す原子力関係組織（経営監査室を除く。）における品質保証活動に係る体制及び監査部門である経営監査室における品質保証活動に係る体制を構築している。

社長は、品質保証体制の有効性を継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定し、原子力安全の重要性が組織内に伝達され、理解されることを確実にする。

各業務を主管する組織の長は、品質方針にしたがい、品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行い、その活動結果について、実施部門の管理責任者である原子力事業本部長がマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

各業務を主管する組織の長は、業務の実施に際して、業務に対する要求事項を満足するように定めた社内標準を含む文書に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、要求事項への適合及び品質保証活動の効果的運用の

証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

経営監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門と独立した立場で内部監査を実施し、結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は報告内容を基にマネジメントレビューを実施し、品質方針の見直しや品質保証活動の改善のための指示を行う。

本店の品質保証会議では、第1図に示す原子力関係組織（経営監査室を除く。）の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。また、高浜発電所の発電所レビューでは、高浜発電所の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。

これらのレビュー結果により保安規定や社内標準を改正する必要がある場合は、別途、原子力発電安全委員会を開催し、その内容を審議し、その審議結果は、業務へ反映させる。

(2) 本変更に係る設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、本変更に係る設計及び工事を品質マニュアルにしたがい、その重要度に応じて実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、製品及び役務やその重要度に応じた管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、通常の調達要求事項に加え、特別な調達管理を行う。各業務を主管する組織の長は、検査及び試験等により調達製品が要求事項を満足していることを確認する。

各業務を主管する組織の長は、本変更に係る運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルにしたがい、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事

項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

上記のとおり、品質マニュアルを定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力発電所等において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、各職能、目的に応じた基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力運転サポートセンターのほか、国内の原子力関係機関（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努めている。

また、高浜発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等について教育の実施計画を立て、それにしたがって教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育・訓練を実施する。

6. 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する者の中から職務遂行能力を考慮した上で発電用原子炉ごとに選任する。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保した上で、本店の保安に関する管理職を配置する。

本店の保安に関する管理職が、発電所の他の職位と兼務する場合は、兼務する職位としての判断と発電用原子炉主任技術者としての判断が相反しない職位とするとともに、相反性を確実に排除させる措置を講じる。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（本店に勤務する保安に関する役職者を含む。）から選任し、職務遂行に万全を期している。

本店に勤務する保安に関する役職者を、発電用原子炉主任技術者の代行者として選任する場合は、発電所に勤務する発電用原子炉主任技術者と同等の職務遂行を可能とする措置を講じる。

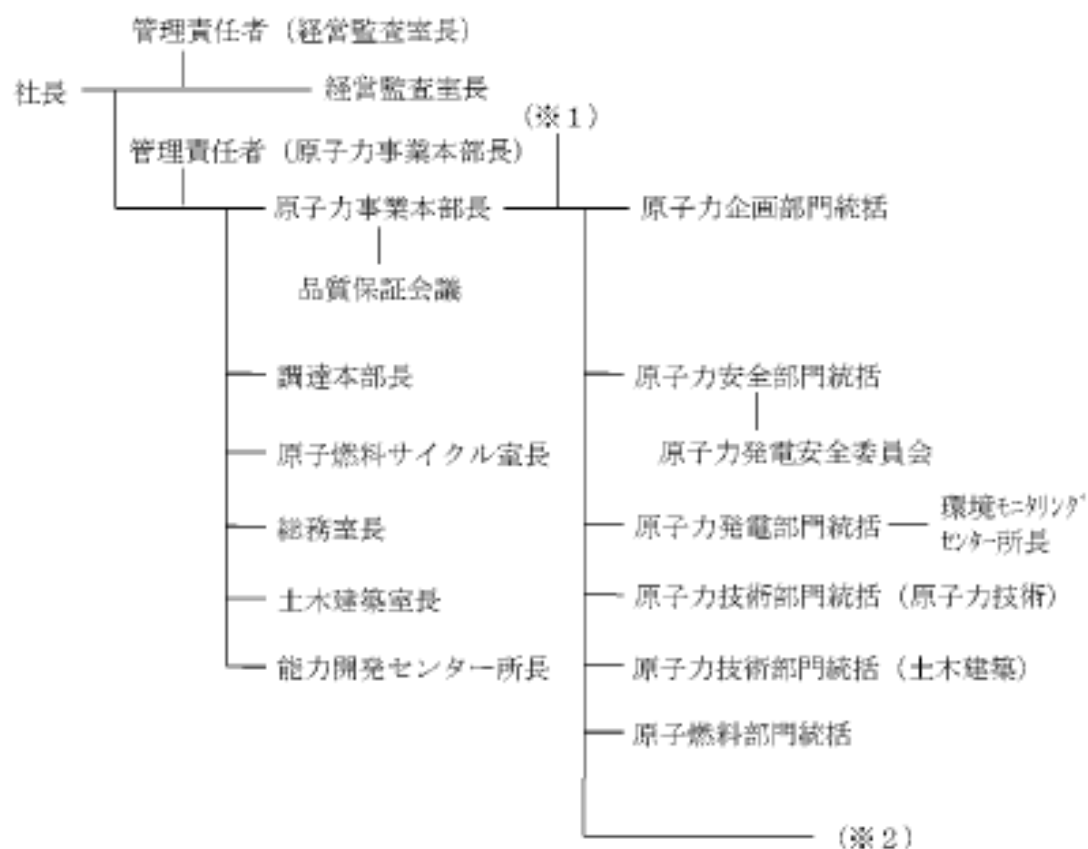
運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、原子炉の運転を担当する当直の責任者である当直課長の職位としている。

第1表 原子力事業本部、高浜発電所及び土木建築室の技術者の人数

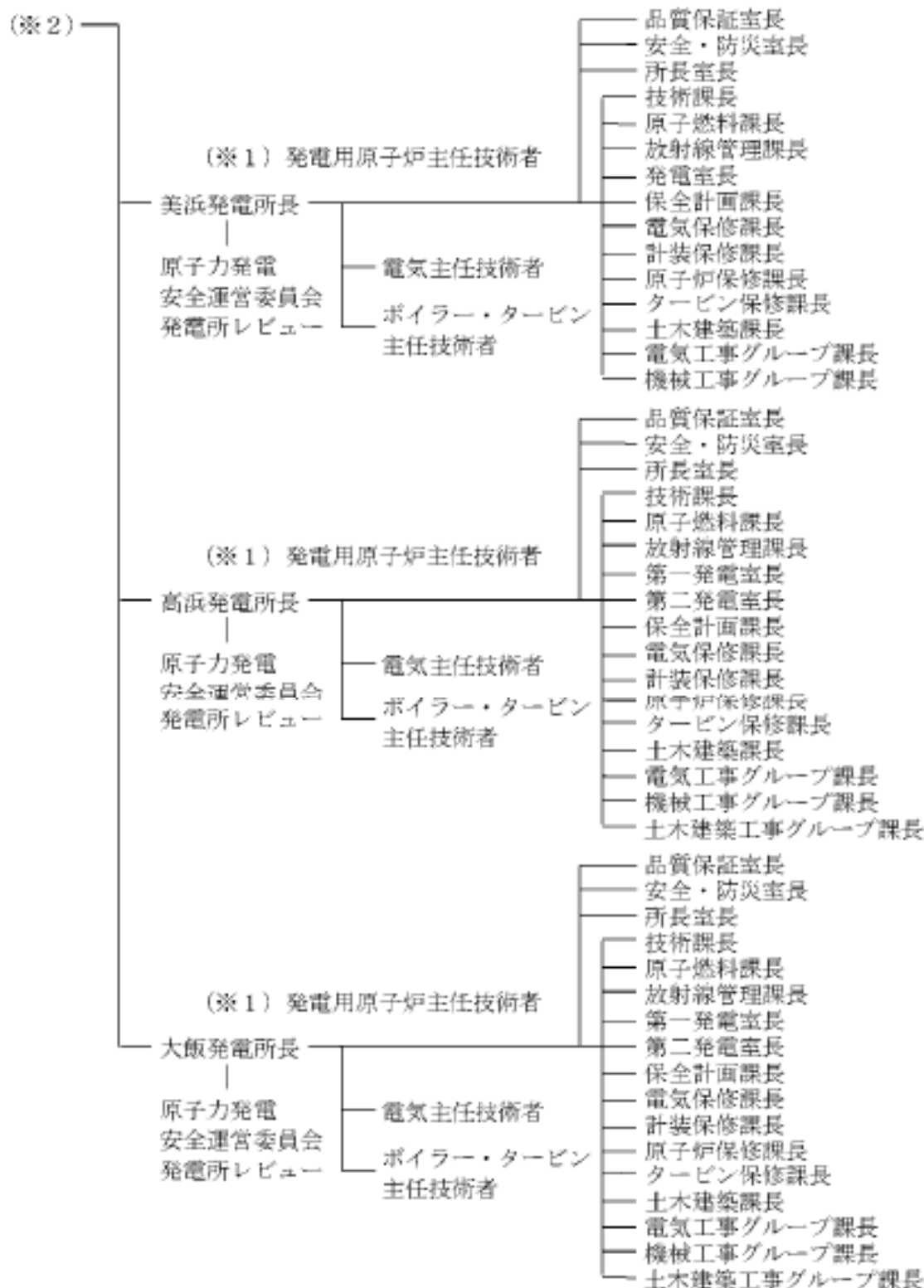
(平成27年11月1日現在)

	技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数	技術者のうち有資格者の人数				
			発電用炉原子力主任技術者の資格者の人数	第1種放射線取扱主任者の資格者の人数	運転者基準適合者の人数	第1種ボイラー・タービン主任技術者の資格者の人数	第1種電気主任技術者の資格者の人数
原子力事業本部 原子力企画部門	36	22 (22)	12	7	0	0	0
原子力事業本部 原子力安全部門	46	15 (15)	13	10	0	0	0
原子力事業本部 原子力発電部門	212	58 (58)	9	31	1	1	2
原子力事業本部 原子力技術部門	164	47 (47)	7	4	0	1	3
原子力事業本部 原子燃料部門	37	16 (16)	4	13	0	0	0
高浜発電所	426	46 (46)	9	13	18	5	2
土木建築室	22	9 (9)	0	0	0	0	0

注：（ ）内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。



第1図 原子力関係組織図(1/2) (平成27年11月1日現在)



第1図 原子力関係組織図(2/2) (平成27年11月1日現在)

品質保証 計画関連条 項	項 目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4. 2. 3 4. 2. 4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程 ^{※1}	原子力部門における文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号
8. 2. 2	内部監査		原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18 経営原通 達 第1号
8. 3 8. 5. 2	不適合管理 是正処置		不適合管理および是正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通 達 第1号
8. 5. 3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電通 達 第2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15規程第5号とする。

第3図 品質保証活動に係る文書体系(1/3)