

総室発第78号

令和2年11月16日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都台東区上野五丁目2番1号

申請者名 日本原子力発電株式会社

代表者氏名 取締役社長 村松 衛

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(発電用原子炉施設の変更)

本文及び添付書類の一部補正

令和元年9月24日付け、総室発第69号をもって申請しました東海第二発電所  
発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）の本文及び添付  
書類を下記のとおり一部補正します。

記

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）  
の本文及び添付書類を別添のとおり一部補正します。

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密  
又は防護上の観点から公開できません。

# 別 添

別紙 1 の一部補正

別紙 2（本文）の一部補正

申請書表図の一部補正

申請書添付参考図面の一部補正

添付書類目次の一部補正

添付書類五の一部補正

添付書類六の一部補正

添付書類八の一部補正

添付書類九の一部補正

添付書類十の一部補正

添付書類十一の一部補正

## 別紙 1 の一部補正

別紙 1（設置変更許可等の経緯）を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
-4-		(記載の変更)	別紙 1 に変更する。
~			
-5-			

## 設置変更許可等の経緯

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
昭和50年 9月17日	50原第6663号	原子炉施設の変更 （8×8型燃料の採用，主蒸気 隔離弁漏洩抑制系，非常用ガス 再循環系等の追加）
昭和51年10月21日	51安（原規）第70号	原子炉施設の変更 （使用済燃料貯蔵架台の増設 等）
昭和52年 8月15日	52安（原規）第179号	原子炉施設の変更 （新しい炉心の熱特性評価方法 の採用（GETAB），固体廃 棄物置場，固定モニタ等の東海 発電所との共用）
昭和52年11月24日	52安（原規）第280号	原子炉施設の変更 （使用済燃料貯蔵架台の増設）
昭和56年 2月 3日	55資庁第17010号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和57年 3月31日	56資庁第13144号	原子炉施設の変更 （放射性廃棄物貯蔵設備及び処 理設備の新・増設）
昭和58年 9月 9日	58資庁第5196号	原子炉施設の変更 （新型8×8燃料の採用）
昭和61年12月 5日	61資庁第7506号	原子炉施設の変更 （新型8×8ジルコニウムライ ナ燃料の採用，取替燃料の平均 濃縮度の変更）
昭和63年 4月14日	62資庁第10383号	原子炉施設の変更 （新型制御棒の採用）
平成 3年 5月22日	2資庁第3247号	原子炉施設の変更 （高燃焼度8×8燃料の採用， 使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力 の増強） 使用済燃料の処分の方法の変更
平成 4年 2月18日	3資庁第9379号	原子炉施設の変更 （起動領域計装の採用）

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成11年 3月10日	平成09・09・18資第5号	原子炉施設の変更 （使用済燃料乾式貯蔵設備の設置）
平成12年 3月30日	平成11・12・16資第4号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成13年 8月 6日	平成13・04・02原第1号	原子炉施設の変更 （9×9燃料の採用，新型制御棒の採用）
平成14年 9月12日	平成14・07・10原第1号	原子炉施設の変更 （残留熱除去系の蒸気凝縮系の機能の削除）
平成15年 7月17日	平成14・12・26原第4号	原子炉施設の変更 （固体廃棄物の処理方法の変更）
平成19年10月25日	平成18・12・20原第7号	原子炉施設の変更 （給水加熱器保管庫の設置，淡水源切替の変更）
平成21年11月17日	平成20・12・24原第3号	原子炉施設の変更 （固体廃棄物作業建屋の設置）
平成28年11月 2日	原規規発第16110228号	発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
平成30年 9月26日	原規規発第1809264号	発電用原子炉施設の変更 （設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等）
令和元年 7月24日	原規規発第1907243号	発電用原子炉施設の変更 （地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針の追加）

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
<p>【届出】 平成25年12月26日 〔平成26年7月8日〕 一部補正</p> <p>令和 2年 4月 1日</p>	<p>総室発第99号 (総室発第51号)</p> <p>総室発第2号</p>	<p>原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出</p> <p>原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出</p>



## 別紙 2（本文）の一部補正

本文五号を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－6－	上 1 ～	(記載の変更)	別紙 1 に変更する。
－15－	上 14		
－20－	上 2 ～	(記載の変更)	別紙 2 に変更する。
－28－	上 3		
－28－	上 4 ～	(記載の削除)	記載を削除する。
－31－	上 13		
－42－	上 4 ～	(記載の変更)	別紙 3 に変更する。
－67－	下 1		
－67－		(記載の追加)	別紙 4 を追加する。
と			
－68－			
の間			
－69－		(記載の追加)	別紙 5 を追加する。
と			
－70－			
の間			

頁	行	補 正 前	補 正 後
－70－	上 1 ～	(記載の変更)	別紙 6 に変更する。
－82－	上 10		
－83－	下 5 ～	(記載の変更)	別紙 7 に変更する。
－109－	下 1		

## 別紙 2

## 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備

## イ 発電用原子炉施設の位置

発電用原子炉施設の位置の記述を以下のとおり変更する。

## (1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は，東京の北方約 130 km，水戸市の東北約 15 kmの地点で太平洋に面して位置し，敷地の大部分は，標高約 8m でほぼ平坦な面であり，敷地の西部には標高約 20m で平坦な面が分布する。

なお，敷地の標高については，2011 年東北地方太平洋沖地震発生前の標高値を記載している。

敷地内の地質は，先新第三系，新第三系及び第四系からなっている。

東海第二発電所の敷地の広さは約 75 万  $\text{m}^2$  であり，そのうち，約 11 万  $\text{m}^2$  は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から土地の権利を得て発電用原子炉施設を設置する。

地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）は，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動  $S_s$ 」という。）による地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また，上記に加え，基準地震動  $S_s$  による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め，基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置され

る重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

特定重大事故等対処施設のうち少なくとも一の施設は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第三十八条(重大事故等対処施設の地盤)、第三十九条(地震による損傷の防止)及び第四十条(津波による損傷の防止)」を満たす設計とする。ここで、これらの設計を満たす施設を、以下「特定重大事故等対処施設（一の施設）」という。

特定重大事故等対処施設（一の施設）は、耐震重要度分類のSクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動 $S_s$ による地震が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動 $S_s$ による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設（一の施設）を除く特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のCクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設（一の施設）は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設（一の施設）は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設（一の施設）については、基準地震動 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

## (2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置

発電用原子炉の本体は、東海発電所の北側に設置する。

排気筒は、原子炉建屋の東側に設置し、復水器冷却水の取水口は発電所敷地東側に設ける防波堤の内側に、放水口は北防波堤の外側に設置する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高压電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室 、緊急用海水ポンプピット及び海水ポンプエリアから 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路，又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）に対して想定される自然現象のうち，地震による影響（周辺建造物の倒壊又は損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り），津波，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を想定し，複数のアクセスルートの中から，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を複数箇所に分散して保管する設計とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備は，



特定重大事故等対処施設を構成する設備は，原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下，上記により発生する事故を「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう，



炉心の中心から隣接する東海発電所の敷地を含む敷地境界までの最短距離は，北方向で約 330m である。



ロ 発電用原子炉施設の一般構造

発電用原子炉施設の一般構造のうち、「(1) 耐震構造」について「(iii) 特定重大事故等対処施設の耐震設計」の記述を、「(2) 耐津波構造」について「(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計」及び「(iv) 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」の記述を、「(3) その他の主要な構造(i)」について「b. 重大事故等対処施設」の「(b) 火災による損傷の防止」の「(b-3) 火災の感知及び消火」の「(b-3-1) 火災感知設備」及び「(b-3-2) 消火設備」並びに「(c) 重大事故等対処設備」の「(c-3) 環境条件等」の「(c-3-1) 環境条件」及び「c. 特定重大事故等対処施設」の記述を以下のとおり変更又は追加する。

ただし、「(2) 耐津波構造」の「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」、「(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計」、「(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計」の a. の(b)並びに(c), b. ~ g. 及び「(3) その他の主要な構造(i)」の「a. 設計基準対処施設」の「(c) 火災による損傷の防止」については変更前の記述に同じ。

(1) 耐震構造

(iii) 特定重大事故等対処施設の耐震設計

特定重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における基準地震動  $S_s$  による地震力並びに弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力若しくは静的地震力に対する設計方針を踏襲し、特定重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等（原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによ

る重大事故等を除く。)における運転状態及び重大事故等(原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等を除く。)時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

なお、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等は、人為的な事象であり確率論的な議論は困難であるが、特定重大事故等対処施設により早期に原子炉格納容器の圧力を低減させ、その後原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するために大規模損壊時の手順を用いた対応に移行し、早期に原子炉格納容器の圧力を大気圧近傍まで低減させることから、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせないこととする。

a. 特定重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下のとおり分類し、設備分類に応じて設計する。

(a) 特定重大事故等対処施設 (一の施設)

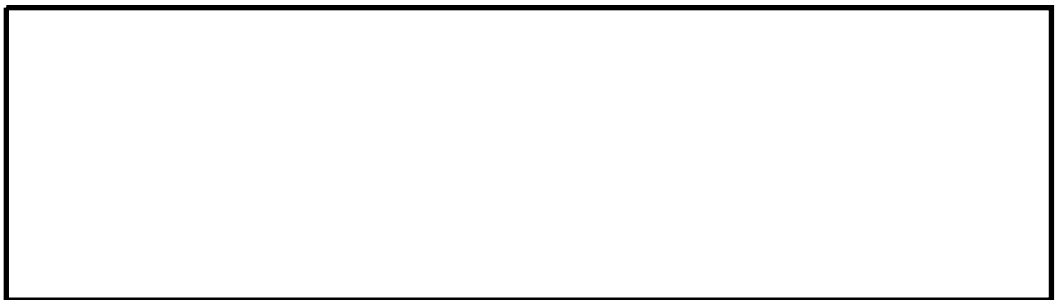
特定重大事故等対処施設であって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第三十八条(重大事故等対処施設の地盤)、第三十九条(地震によ

る損傷の防止)及び第四十条(津波による損傷の防止)」を満たすもの

(b) 特定重大事故等対処施設(一の施設)を除く特定重大事故等対処施設

特定重大事故等対処施設であって、(a)以外のもの

b. 特定重大事故等対処施設(一の施設)及び特定重大事故等対処施設(一の施設)の機能を維持するために必要な間接支持構造物は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。



特定重大事故等対処施設(一の施設)の機能を維持するために必要な間接支持構造物は、特定重大事故等対処施設(一の施設)に求められる地震力に対してその機能を喪失しない設計とする。

建物・構築物については、構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施

設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動  $S_s$  による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

c. 特定重大事故等対処施設（一の施設）を除く特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のCクラスの施設に適用される地震力に十分に耐えられるように設計する。なお、建物・構築物及び機器・配管系ともに、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

d. 特定重大事故等対処施設（一の施設）に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

e. 特定重大事故等対処施設（一の施設）を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動  $S_s$  による地

震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

f. 特定重大事故等対処施設（一の施設）及び特定重大事故等対処施設（一の施設）の機能を維持するために必要な間接支持構造物は，Bクラス及びCクラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設（一の施設）を除く特定重大事故等対処施設の波及的影響によって，原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

波及的影響の評価に当たっては，敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い，事象選定及び影響評価を行う。なお，影響評価においては，特定重大事故等対処施設（一の施設）の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計

重大事故等対処施設は、敷地に遡上する津波に対して、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」第四十三条第1項第1号に適合する設計とする。敷地に遡上する津波の策定位置は、基準津波の策定位置と同じである。

敷地に遡上する津波に対する耐津波設計への要求事項については、基準津波に対する要求事項を定める「設置許可基準規則」第四十条及び同規則別記3に明記されていない。このため、敷地に遡上する津波に対する重大事故等対処設備の耐津波設計については、「設置許可基準規則」第四十三条の要求事項を満足する設計とするため、「設置許可基準規則」第四十条及び同規則別記3の規定を準用し、具体的には、津波防護方針、施設・設備の設計及び評価の方針等の観点が網羅的にまとめられている「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）の確認項目に沿って対策の妥当性を確認した設計とする。ただし、敷地に遡上する津波は防潮堤内側への津波の越流及び回り込みを前提としていることから、外郭防護1の津波の敷地への流入防止のうち、遡上波の地上部からの到達防止に対する津波防護対策の多重化については、「設置許可基準規則」第四十条及び同規則別記3の規定並びに審査ガイドの確認項目は準用せず、外郭防護及び内郭防護を兼用する設計とする。また、防潮堤内側への津波の越流及び回り込みに伴い、防潮堤内側の建物・構築物、設置物等が破損及び倒壊により漂流物となる可能性があることから、防潮堤外側で発生し得る漂流物に加え、これらが漂流物となった場合の影響を考慮した

設計とする。

敷地に遡上する津波の時刻歴波形を第 5-9 図に示す。

また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備のうち、敷地に遡上する津波による重大事故等への対処に必要な設備を「敷地に遡上する津波に対する防護対象設備」とする（貯留堰、取水構造物及び非常用海水ポンプを除く。）。

- a. 敷地に遡上する津波の高さは、防潮堤及び防潮扉前面で T.P. +24m を考慮することとし、防潮堤及び防潮扉は、越流時の耐性を確保することで防潮堤の高さを維持し、防潮堤内側の敷地への津波の流入量を抑制する設計とする。また、止水性を維持し第 2 波以降の繰り返しの津波の襲来に対しては、防潮堤内側の敷地への津波の流入又は回り込みを防止する設計とする。

防潮堤内側の敷地に流入した津波に対しては、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の境界において津波防護対策又は浸水防止対策を講じることで、敷地に遡上する津波を地上部から防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入させない設計とする。また、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に接続される経路から津波の流入を防止する設計とする。

具体的な設計内容を以下に示す。

- (a) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画（敷地に遡上する津波が到達しない十分高い場所に設置又は保管する設備を除く。）は、敷地に遡上する津波が建屋及び区画に到達するため、建屋及び区画の境界に津波防護施設又は浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所建屋, 可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側), 可搬型重大事故等対処設備保管場所(南側), 常設代替高圧電源装置置場(高所東側接続口及び高所西側接続口並びに西側淡水貯水設備の開口部を含む。), 軽油貯蔵タンクの開口部(マンホール等)及び常設代替高圧電源装置用カルバート(カルバート部)については, 敷地に遡上する津波が到達しない十分高い場所に設置又は保管する。

(b) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への流入防止対策の検討に当たっては, 敷地及び敷地周辺の地形及びその標高, 河川等の存在, 設備等の配置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して, 防潮堤の越流及び遡上波の回り込みを含め敷地への遡上及び防潮堤内への流入状況を把握するとともに, 敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討し, 津波の流入を防止する設計とする。また, 地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は, 敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討し, 津波の流入を防止する設計とする。

(c) 取水路, 放水路等の経路及び防潮堤内側への津波の越流及び回り込みを前提としていることで想定すべき経路から敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に津波が流入する可能性について検討した上で, 津波が流入する可能性がある経路(扉, 開口部, 貫通口等)を特定し, 必要に応じ津波防護施設又は浸水防止設備による浸水対策を施すことにより, 津波の流入を防止する設計とする。

b. 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区



画の地下部等において、漏水する可能性を考慮の上漏水による浸水範囲を限定して、敷地に遡上する津波に対処するために必要な重大事故等対処施設の機能への影響を防止する設計とする。

具体的な設計内容を以下に示す。

- (a) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の構造上の特徴等を考慮し、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に接続される取水・放水施設、地下部等の経路からの漏水の可能性を検討する。その上で、浸水想定範囲を想定するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。
  - (b) 浸水想定範囲の周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないことを確認する。
  - (c) 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する。
- c. 上記 a. 及び b. に規定するもののほか、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として建屋及び区画境界に浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに

対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

- d. 水位変動に伴う取水性低下に対し、重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備への影響を防止する設計とする。そのため、緊急用海水ポンプは、敷地に遡上する津波による水位の低下に対して、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを地下に設置し保有水量を確保することで、ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、敷地に遡上する津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対してSA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットの通水性が確保でき、かつ、SA用海水ピット取水塔からの砂の混入に対して緊急用海水ポンプが機能保持できる設計とする。
- e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、敷地に遡上する津波における入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性、浸水経路及び防護対象周辺の最大浸水深等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、敷地に遡上する津波における入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。ただし、津波監視設備のうち、防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラについては、敷地に遡上する津波が防潮堤に到達するまでの間、津波監視機能が保持できる設計とする。
- f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影

響，津波の繰返しの襲来による影響，津波による二次的な影響（洗掘，砂移動，漂流物等）及びその他自然条件（風，積雪等）を考慮する。

g. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに緊急用海水ポンプの取水性の評価に当たっては，敷地に遡上する津波における入力津波に対して安全側の評価を実施する。なお，敷地に遡上する津波は，防潮堤前面に鉛直無限壁を想定した場合の駆け上がり高さが T. P. +24m の高さとなるよう波源におけるすべり量を調整したものであることから，敷地に遡上する津波における入力津波の設定に当たっては，基準津波の策定において考慮している項目のうち，津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起，潮位観測記録に基づく潮位のばらつき及び高潮による変動は考慮しないが，その他の要因による潮位変動については適切に評価し敷地に遡上する津波における入力津波を設定する。また，地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合，想定される地震の震源モデルから算定される敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。さらに，廃止措置中である東海発電所の建屋の有無に応じた浸水域・浸水深を確認し，安全側に評価した上で入力津波を設定する。

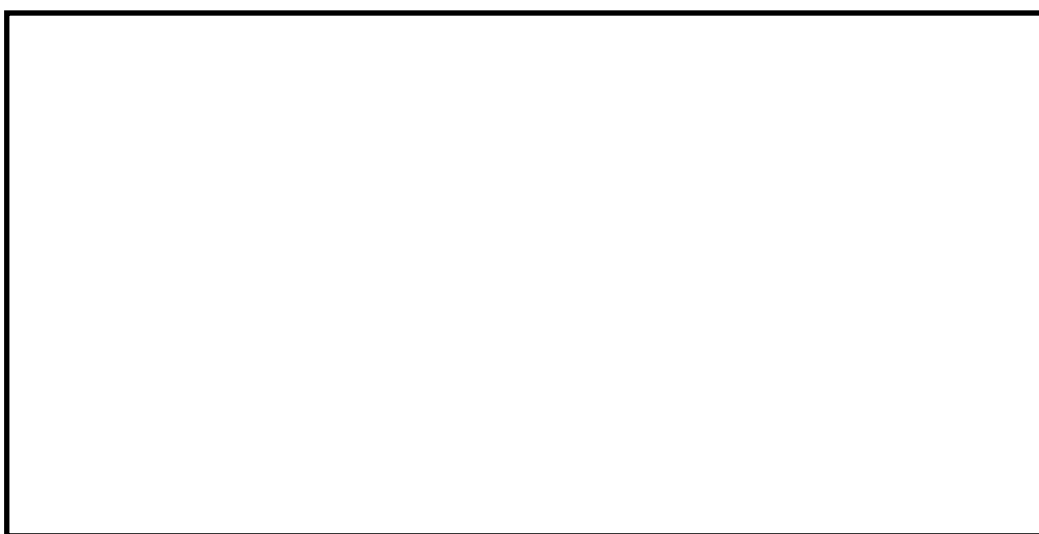
(iv) 特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計

特定重大事故等対処施設は，基準津波に対して，以下の方針に基づき耐津波設計を行い，原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として，特定重大事故等対処施設（一の施設）（以下(iv)において「特定重大事故等対処施設」という。）に対して耐津波設計を行う。基準津波の策定位置を第 5-7 図に，

時刻歴波形を第 5-8 図に示す。

また、特定重大事故等対処施設のうち、津波から防護する設備を「特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

- a. 特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。



- (b) 特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が地上部から到達又は流入する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするか、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。
- (c) 上記 (b) の津波防護施設及び浸水防止設備による遡上波の到達防止に当たっての検討は、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。
- (d) 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、

貫通口等)を特定し,必要に応じて実施する浸水対策については,

「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

b. 上記 a. に規定するもののほか,特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については,浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため,浸水防護重点化範囲を明確化するとともに,必要に応じて実施する浸水対策については,「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

c. 津波防護施設,浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については,「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。



d. 津波防護施設,浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては,「(i) 設計基準対象施設に対する耐津浪設計」を適用する。



## (c) 重大事故等対処設備

## (c-3) 環境条件等

## (c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。

また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建屋附属棟内（中央制御室を含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、、、常設低圧代替注水系格納槽内、緊急用海水ポンプピット内及び常設代替高圧電源装置用カルバート内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそ

それぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、積雪及び火山の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては、風荷重を考慮すること又は位置的分散を考慮した設置若しくは保管により、機能を損なわない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛等の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の



影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもののうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

#### c. 特定重大事故等対処施設

##### (a) 火災による損傷の防止

特定重大事故等対処施設は、火災により原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、特定重大事故等対処施設を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

## (a-1) 基本事項

### (a-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を特定重大事故等対処施設とその他の発電用原子炉施設の配置も考慮して設定する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、特定重大事故等対処施設を設置する区域を、特定重大事故等対処施設とその他の発電用原子炉施設の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮した管理を踏まえて、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を特定重大事故等対処施設とその他の発電用原子炉施設の配置等に応じて分割して設定する。

### (a-1-2) 火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。

火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、特定重大事故等対処施設については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、特定重大事故等対処施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

## (a-2) 火災発生防止

### (a-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検出対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。

なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

### (a-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

特定重大事故等対処施設のうち、主要な構造材、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、又は、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合には、当該施設における火災に起因して特定重大事故等対処施設及びその他の発電用原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、特定重大事故等対処施設に使用するケーブルは、

原則,実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが,放射線監視設備用ケーブルのように実証試験により延焼性が確認できないケーブルは,難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか,当該ケーブルの火災に起因して他の特定重大事故等対処施設及びその他の原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。また,通信連絡設備の専用ケーブルのように難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難なケーブルは,当該ケーブルの火災に起因して他の特定重大事故等対処施設及びその他の原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

#### (a-2-3) 自然現象による火災の発生防止

東海第二発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象として,地震,津波,洪水,風(台風),竜巻,凍結,降水,積雪,落雷,火山の影響,生物学的事象,森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち,火災を発生させるおそれのある落雷,地震,竜巻(風(台風)を含む。)について,これらの現象によって火災が発生しないように,以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

落雷によって,特定重大事故等対処施設に火災が発生しないように,建屋等に避雷設備を設置する設計とする。

特定重大事故等対処施設は,施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに,「実用発

電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

竜巻（風（台風）を含む。）については、

設計とする。

なお、森林火災については、

設計とする。

#### (a-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、特定重大事故等対処施設に対して、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。

火災感知設備及び消火設備は、「ロ(3)(i)c.(a-2-3) 自然現象による火災の発生防止」で抽出した自然現象に対して、火災感知設備及び消火設備の機能、性能を維持できる設計とする。火災感知設備及び消火設備については、設けられた火災区域又は火災区画に設置された特定重大事故等対処施設の区分に応じて、地震に対して機能を維持できる設計とする。

また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

##### (a-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選

定し、固有の信号を発する異なる種類を組み合わせて設置する設計とする。火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室又は  で常時監視できる設計とする。

#### (a-3-2) 消火設備

特定重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、固定式の全域ガス消火設備を設置する場合は、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。

消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、飲料水系等と共用する場合は隔離弁を設置し消火を優先する設計とし、水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し、消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、特定重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、外部電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室又は  に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備を設置した場所への移動及び操作を行うた

め、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

(a-4)その他

「ロ(3)(i)c.(a-2)火災発生防止」から「ロ(3)(i)c.(a-3)火災の感知及び消火」のほか、特定重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b) 特定重大事故等対処施設を構成する設備

(b-1)多重性又は多様性，独立性，位置的分散，悪影響防止等

(b-1-1)多重性又は多様性，独立性，位置的分散

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)の重大事故等に対処するための機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

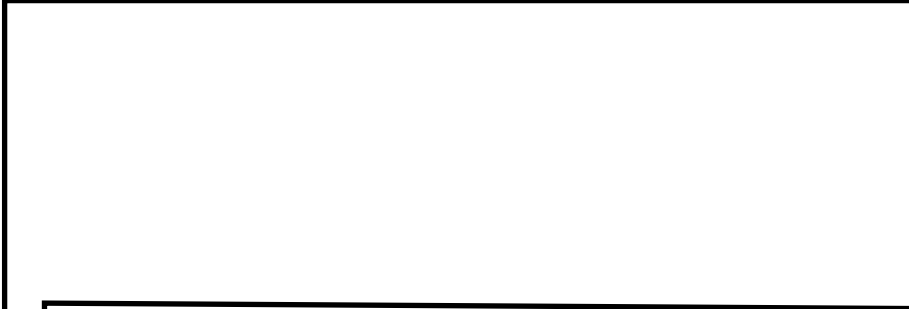
自然現象については、地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。

地震及び津波以外の自然現象の組合せについては、風(台風)、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。


地震及び津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び

「(2)(iv)特定重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。



については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計又は設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を設置若しくは保管する建屋と位置的分散が図られた設計とする。



環境条件については、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した



場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件を考慮する。原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の環境条件における健全性については、「(b-3)環境条件等」に記載する。

風（台風）、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれることのない設計とする。

竜巻のうち風荷重に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、環境条件にて考慮し、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれるおそれがない設計とする。

地震に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「イ(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(iv)特定重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「(3)(i)c.(a)火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り設計

基準事故対処設備及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)と位置的分散を図る。また、溢水に対しては、想定される溢水水位に対して影響を受けない設計とする。

風(台風)及び生物学的事象に対して、屋内の特定重大事故等対処施設を構成する設備は、これらの自然現象による損傷の防止が図られた [ ] に設置する。

竜巻、落雷、森林火災、近隣工場等の火災(発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災及びばい煙等の二次的影響を含む。)、爆発及び飛来物(航空機落下)に対して、屋内の特定重大事故等対処施設を構成する設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた [ ] [ ] [ ] 又は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)を設置若しくは保管する建屋と位置的分散が図られた [ ] [ ] [ ]

風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物(航空機落下)、爆発及び近隣工場等の火災(発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災及びばい煙等の二次的影響を含む。)に対して、屋外の特定重

大事故等対処施設を構成する設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、特定重大事故等対処施設を構成する設備も防護するか、可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成する設備を除く。)と位置的分散を図り設置する。

高潮に対しては  に設置する。

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「ヌ(3)(xi)a. 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもののうち、ダム崩壊については立地的要因により、船舶の衝突については、敷地配置により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等

対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)  
と可能な限り異なる駆動源及び冷却源を用いる設計とする。

#### (b-1-2) 悪影響防止

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、発電用原子炉施設(一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設を含む。)内の他の設備(設計基準対象施設及び重大事故等対処設備(当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))に対して悪影響を及ぼさないように、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風(台風)及び竜巻による影響並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

他の設備への系統的な影響(電氣的な影響を含む。)に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、通常待機時の系統構成から、弁等の操作によって、特定重大事故等対処施設を構成する設備としての系統構成及び系統隔離をすること、他の設備から独立して単独で使用する事又は設計基準事故対処設備若しくは重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)として使用する場合と同じ系統構成で使用する事により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、要求される機能が同時に複数ある場合は、必要容量を確保することで兼用できる設計とする。

地震による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、地震、地震による火災及び溢水により他の設備へ悪影響を及ぼさないように設計する。

地震に対する耐震設計については、「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、火災発生防止、感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については、「(3)(i)c.(a)火災による損傷の防止」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備の破損等により生じる溢水により、他の設備へ悪影響を与えない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、屋内の特定重大事故等対処施設を構成する設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた

又は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を設置若しくは保管する建屋と位置的分散が図られた

に設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。特定重大事故等対処施設を構成する設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

(b-1-3) 共用の禁止

特定重大事故等対処施設の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(b-2) 容量等

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。

発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの7日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値等とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)の系統及び機器を使用するものについては,設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)の容量等の仕様が,機能の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で,設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備のみの系統及び機器を使用するものについては,機能の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

### (b-3)環境条件等

#### (b-3-1)環境条件

特定重大事故等対処施設を構成する設備は,原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における温度,放射線,荷重及びその他の使用条件において,その機能が有効に発揮できるように,その設置場所(使用場所)又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに,操作が可能な設計とする。

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の環境条件については,原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における温度(環境温度及び使用温度),放射線及び荷重に加えて,そ

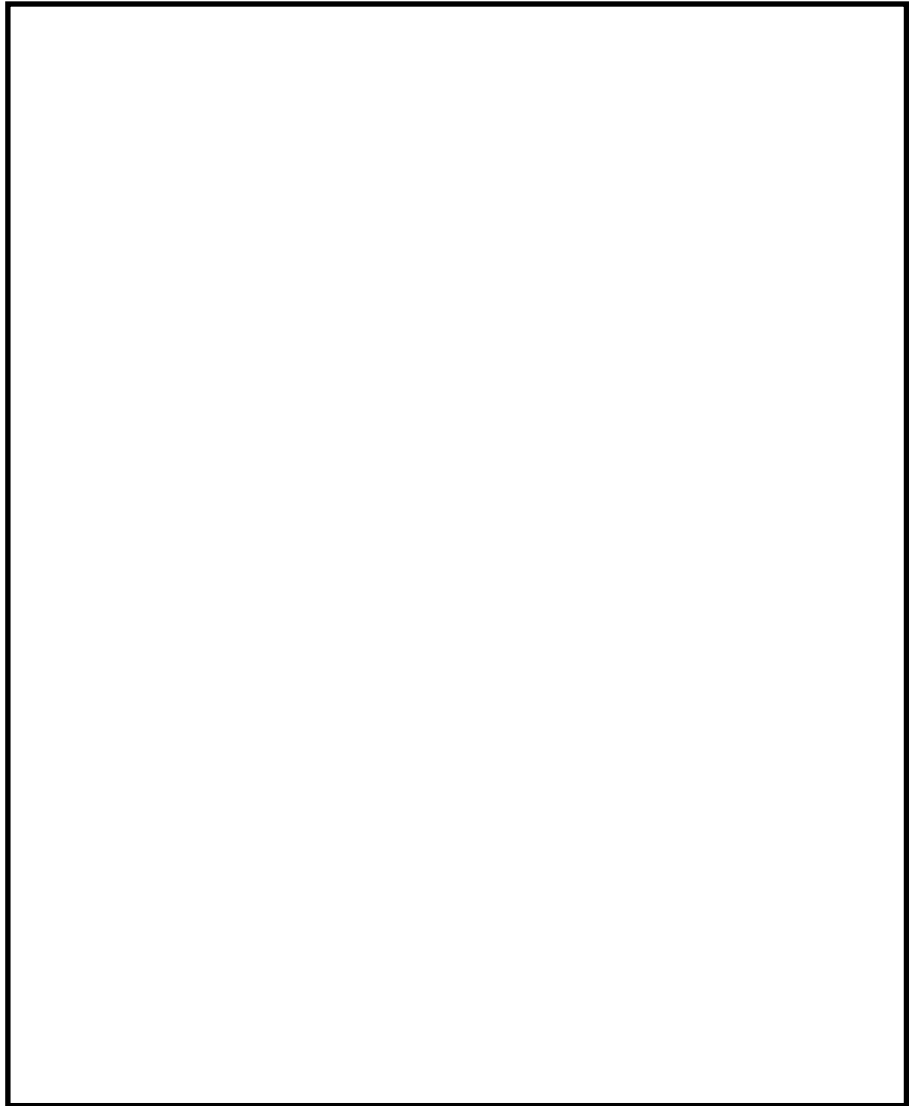
の他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて、自然現象（地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。

地震以外の自然現象の組合せについては、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の放射線による影響及び荷重に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。







電磁的障害に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、周辺機器等からの悪影響により機能を損なうおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、その機能を損なわないように、想定される溢水水位に対して影響を受けない設計とする。

地震による荷重を含む耐震設計については、「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」に、津波による荷重を含む耐津波設計については、「(2)(iv)特定重大事故等対処施設の耐津波設計」に、火災防護については、「(3)(i)c.(a)火災による損傷の防止」に示す。

(b-3-2) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所



(b-4) 操作性及び試験・検査性

(b-4-1) 操作性の確保

(b-4-1-1) 操作の確実性

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても、特定重大事故等対処施設を構成する設備を確実に操作できるように、手順書の整備並びに訓練及び教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境と

して、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、必要に応じて常設の操作台を設置する。

操作内容として、電源操作は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、での操作が可能な設計とする。は、特重施設要員の操作性を考慮し、確実な操作が可能な設計とする。

動的機器については、でその作動状態の確認が可能な設計とする。

#### (b-4-1-2) 系統の切替性

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統

から系統構成を変更する必要のある設備は、速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

#### (b-4-2) 試験・検査性

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備えた設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくした設計とするとともに、非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審査及び溶接安全管理審査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある特定重大事故等

対処施設を構成する設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。また、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)と多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多重性又は多様性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則、分解・開放(非破壊検査を含む。)が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(c) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の基本設計方針

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の破損による発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、以下の(c-1)～(c-8)の機能を有する特定重大事故等対処施設を構成する設備を設置する。

(c-1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

(c-2) 炉内の熔融炉心の冷却機能

(c-3) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能

(c-4) 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

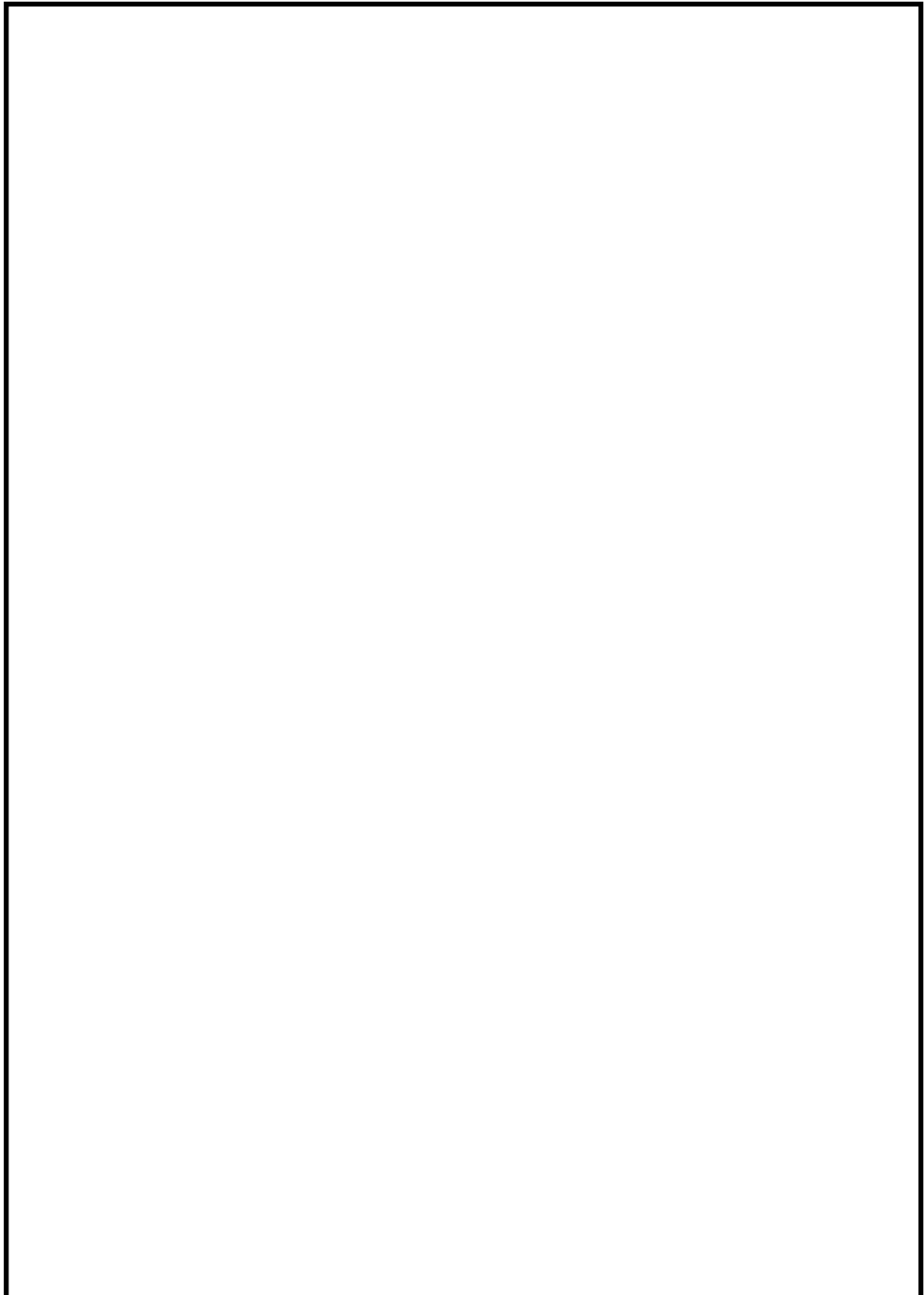
(c-5) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

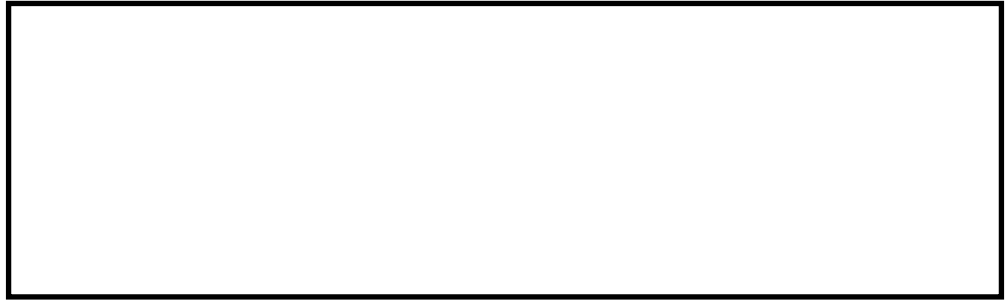
(c-6) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

(c-7) サポート機能（電源設備，計装設備，通信連絡設備）

(c-8) 上記設備の関連機能（減圧弁，配管等）

また，(c-1)～(c-8)の機能を制御する  を設ける。





## ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設の構造及び設備のうち、「(4) その他の主要な事項」の「(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」について「a. フロントライン系故障時に用いる設備」の「(b) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」の記述を削除及び「b. サポート系故障時に用いる設備」の「(a) 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」の記述を以下のとおり変更する。

## (4) その他の主要な事項

## (vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、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の設備として、格納容器圧力逃がし装置及び緊急用海水系を設ける。

## a. フロントライン系故障時に用いる設備

## (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系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に、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の重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、緊急用海水系は、サブプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内

電気設備については「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び圧力開放板は   に設置することで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する

残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性並びに位置的分散については「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

フィルタ装置

(「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用)

フィルタ装置遮蔽

(「チ(1)(iv)b. フィルタ装置遮蔽」他と兼用)

配管遮蔽

(「チ(1)(iv)c. 配管遮蔽」他と兼用)

遮蔽

(「チ(1)(iv)d. 遮蔽」他と兼用)

空気ボンベユニット (空気ボ

ンベ)

(「チ(1)(v)c.  空気ポン  
ベユニット (空気ポンベ)」他と兼用)

#### 緊急用海水系

##### 緊急用海水ポンプ

(「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「リ(3)(ii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

台数	1 (予備 1)
容量	約 844m <sup>3</sup> /h
全揚程	約 130m

##### 緊急用海水系ストレーナ

(「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「リ(3)(ii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

基数	1
----	---

##### 残留熱除去系熱交換器

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

## チ 放射線管理施設の構造及び設備

放射線管理施設の構造及び設備のうち、「(1) 屋内管理用の主要な設備の種類」について「(iii) 放射線監視設備」及び「(iv) 遮蔽設備」の記述を以下のとおり変更又は追加する。

ただし、「(iv) 遮蔽設備」の「a. 中央制御室遮蔽」については変更前の記述に同じ。

## (1) 屋内管理用の主要な設備の種類

## (iii) 放射線監視設備

各系統の放射性物質の濃度，管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視，測定するために，プロセスモニタリング設備，エリアモニタリング設備及び分析用放射線測定装置並びに携帯用及び半固定放射線検出器を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備については，設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

重大事故等時の使用済燃料プール上部の空間線量率を測定するための使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については，「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。

重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量率を測定するための格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の排出経路における放射性物質濃度を測定

するためのフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については、「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」に記載する。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう、放射線量を監視、測定するための緊急時対策所エリアモニタについては、「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」に記載する。

プロセスモニタリング設備 一式

エリアモニタリング設備 一式

分析用放射線測定装置

携帯用及び半固定放射線検出器

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

高レンジ

個 数 1

低レンジ

個 数 1

格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 2

格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」及び「リ(3)(ii)

d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)

高レンジ

個 数 1

低レンジ

個 数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所エリアモニタ

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

個 数 1（予備1）

(iv) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室待避室遮蔽を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

一式

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

一式

b. フィルタ装置遮蔽

炉心の著しい損傷が発生した場合にフィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるようフィルタ装置遮蔽を設置する。

フィルタ装置遮蔽については「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

フィルタ装置遮蔽

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)



c. 配管遮蔽

炉心の著しい損傷が発生した場合にフィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう配管遮蔽を設置する。

配管遮蔽については「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

配管遮蔽

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)

d.  遮蔽

炉心の著しい損傷が発生した場合にフィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう  
 遮蔽を設置する。

遮蔽については「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

遮蔽

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納

容器の破損を防止するための設備」と兼用)

一式

e. 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備の機能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

本設備については、「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

一式

## リ 原子炉格納施設の構造及び設備

原子炉格納施設の構造及び設備のうち、「(3) 非常用格納容器保護設備の構造」の「(ii) 重大事故等対処設備」について「b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」の「(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」の「(b) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視」の記述を以下のとおり変更する。

### (3) 非常用格納容器保護設備の構造

#### (ii) 重大事故等対処設備

##### b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

##### (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを

確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて格納容器内に不活性ガス（窒素）

の供給が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置されるフィルタ装置入口第一弁（S/C側）、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁、フィルタ装置入口第二弁、フィルタ装置入口第二弁バイパス弁、第一弁（D/W側）及びフィルタ装置入口連絡弁は、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、フィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の操作を行う [ ] は、必要な要員を収容可能な遮蔽体に囲まれた空間とし、 [ ] [ ] 空気ポンプユニット（空気ポンプ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、放射線防護を考慮した設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、 [ ] 内に設置し、フィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によ

って同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置されるフィルタ装置入口第一弁（S/C側）、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁、フィルタ装置入口第二弁、フィルタ装置入口第二弁バイパス弁、第一弁（D/W側）及びフィルタ装置入口連絡弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽、遮蔽、  
空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び圧力開放板はに設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等

対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

代替循環冷却系

代替循環冷却系ポンプ

(「ホ(3)(ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「リ(3)(ii) c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台数	2
容量	約 250m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
全揚程	約 120m

残留熱除去系熱交換器

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

残留熱除去系

残留熱除去系海水系ポンプ

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

残留熱除去海水系ストレーナ

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

緊急用海水系ストレーナ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

#### 格納容器圧力逃がし装置

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)

#### フィルタ装置

個数	<input type="text"/>
系統設計流量	約 13.4kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上 (粒子状放射性物質 に対して) 99%以上 (無機よう素に対して) 98%以上 (有機よう素に対して)

#### フィルタ装置遮蔽

(「チ(1)(iv)b. フィルタ装置遮蔽」他と兼用)

#### 配管遮蔽

(「チ(1)(iv)c. 配管遮蔽」他と兼用)

遮蔽

(「チ(1)(iv)d. 遮蔽」他  
と兼用)

#### 遠隔人力操作機構

個数 6

#### 圧力開放板

個数 1

設定破裂圧力 約 0.08MPa [gage]



空気ポンベユニット（空気ポンベ）

（「チ(1)(v) c. 空気ポンベユニット（空気ポンベ）」他と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素供給装置

（「リ(3)(ii) d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」他と兼用）

窒素供給装置用電源車

（「リ(3)(ii) d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用）

d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

(b) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

(b-1) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計

とする。

常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

フィルタ装置

(「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用)

圧力開放板

(「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用)

フィルタ装置入口水素濃度

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

(「チ(1)(iii) 放射線監視設備」他と兼用)

格納容器内水素濃度 (S A)

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

格納容器内酸素濃度 (S A)

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

フィルタ装置遮蔽

(「チ(1)(iv)b. フィルタ装置遮蔽」他と兼用)

配管遮蔽

(「チ(1)(iv) c. 配管遮蔽」他と兼用)

[Redacted] 遮蔽

(「チ(1)(iv) d. [Redacted] 遮蔽」他  
と兼用)

[Redacted] 空気ポンベユニット (空気ポン  
ベ)

(「チ(1)(v) c. [Redacted] 空気ポン  
ベユニット (空気ポンベ)」他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型窒素供給装置

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設  
備」及び「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止す  
るための設備」と兼用)

窒素供給装置

台 数	2 (予備 2)
容 量	約 200Nm <sup>3</sup> /h(1 台当たり)

窒素供給装置用電源車

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 500kVA
電 圧	440V

## ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備のうち、「(2)非常用電源設備の構造」の「(iv)代替電源設備」, 「(3)その他の主要な事項」の「(i)火災防護設備」の「b. 重大事故等対処施設」及び「c. 特定重大事故等対処施設」, 「(ii)浸水防護設備」の「a. 津波に対する防護設備」及び「c. 基準津波又は敷地に遡上する津波を一定程度超える津波に対する防護設備」及び「(xi)特定重大事故等対処施設」の記述を以下のとおり変更又は追加する。

## (2) 非常用電源設備の構造

## (iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損, 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため, 必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち, 重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 所内常設直流電源設備, 所内常設直流電源設備(3系統目), 可搬型代替直流電源設備, 常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また, 重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として, 燃料給油設備を設ける。

## a. 代替交流電源設備による給電

## (a) 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，常設代替高圧電源装置，電路，計測制御装置等で構成し，常設代替高圧電源装置を中央制御室での操作にて速やかに起動し，緊急用メタルクラッド開閉装置を介してメタルクラッド開閉装置 2 C又はメタルクラッド開閉装置 2 Dへ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(b) 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は，可搬型代替低圧電源車，電路，計測制御装置等で構成し，可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ 2 C及びパワーセンタ 2 Dへ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

b. 代替直流電源設備による給電

(a) 所内常設直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）

した場合の重大事故等対処設備として、所内常設直流電源設備を使用する。

所内常設直流電源設備は、125V系蓄電池A系・B系、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、125V系蓄電池A系・B系から電力を供給できる設計とする。

(b) 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を使用する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、125V系蓄電池（3系統目）、電路等で構成し、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、125V系蓄電池（3系統目）から電力を供給できる設計とする。

また、所内常設直流電源設備（3系統目）は、特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

(c) 可搬型代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合

の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）を經由し、直流 125V 主母線盤 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

c. 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤、緊急用直流 125V 主母線盤、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3 系統目）又は可搬型代替直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。

代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統

は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、緊急用 125V 系蓄電池は、常設代替直流電源設備に位置付ける。

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失から 24 時間にとわり、緊急用 125V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。

d. 燃料給油設備による給油

(a) 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）等は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

(b) 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等時に常設代替高圧電源装置に軽油を補給する設備として、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用する。

常設代替高圧電源装置は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は、原子炉建屋付属



棟から離れた屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は、常設代替高圧電源装置からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2C・2D非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）の常設代替高圧電源装置から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備である 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備は、125V系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の非常用直流電源設備と共通要因によって

同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、緊急用125V系蓄電池から緊急用直流125V主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系から直流125V主母線盤2A・2B及びHPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、 に設置することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

また、所内常設直流電源設備（3系統目）は、 に設置することで、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に保管する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を用いた可搬型代替直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、125V系蓄電池（3系統目）から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、125V系蓄電池A系・B系から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統及び可搬型代替直流電源設備から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備（3系統目）は非常用直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで、原子炉建屋附属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系並びに   の所内常設直流電源設備（3系統目）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、125V系蓄電池A系・B系から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の緊急用モータコントロールセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の緊急用直流125V主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料給油設備のタンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の2C・2D非

常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた屋外に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用交流電源設備 2 C 系、2 D 系及び H P C S 系と異なる区画に設置することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

常設代替高圧電源装置

台 数 5 (予備 1)

容 量 約 1,725kVA/台

軽油貯蔵タンク（「ヌ(2)(ii) 非常用ディーゼル発電機」と兼用)

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 3.0m<sup>3</sup>/h

可搬型設備用軽油タンク

基 数 7 (予備 1)

容 量 約 30kL/基

125V 系蓄電池 A 系・B 系（「ヌ(2)(iii) 蓄電池」と兼用)

緊急用 125V 系蓄電池

組 数	1
容 量	約 6,000Ah

125V 系蓄電池 (3 系統目)

組 数	1
容 量	約 6,000Ah

緊急用メタルクラッド開閉装置

個 数	1
-----	---

緊急用パワーセンタ

個 数	1
-----	---

緊急用モータコントロールセンタ

個 数	3
-----	---

緊急用電源切替盤

個 数	6
-----	---

緊急用直流 125V 主母線盤

個 数	1
-----	---

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替低圧電源車

台 数	4 (予備 1)
容 量	約 500kVA/台

可搬型整流器

台 数	8 (予備 1)
容 量	約 100A/台

タンクローリ

台 数	2 (予備 3)
-----	----------

容 量

約 4kL／台



## (ii) 浸水防護設備

## a. 津波に対する防護設備

設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準津波及び敷地に遡上する津波に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと、また、特定重大事故等対処施設（一の施設）は、基準津波に対して、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことから、防潮堤、防潮扉、放水路ゲート、逆流防止設備、浸水防止蓋、水密ハッチ、水密扉、逆止弁等により、津波から防護する設計とする。

防潮堤のうち鋼製防護壁には、鋼製防護壁と取水構造物との境界部に止水機構を設置し、止水性能を保持する設計とする。

放水路ゲートは、扉体、戸当り、駆動装置等で構成され、敷地への遡上のおそれのある津波襲来前に遠隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設（MS-1）として設計する。

防潮堤（鋼製防護壁、止水機構付）

個 数 1

防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）

個 数 1

防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）

個 数 1

防潮扉

個 数 2

放水路ゲート

個 数 3

構内排水路逆流防止設備

個 数 9

原子炉建屋外壁

個 数 一式

貯留堰（「ヌ(3)(v) 非常用取水設備」と兼用）

個 数 1

取水路点検用開口部浸水防止蓋

個 数 10

海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁

個 数 2

取水ピット空気抜き配管逆止弁

個 数 3

放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋

個 数 3

S A用海水ピット開口部浸水防止蓋

個 数 6

緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋

個 数 1

緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁

個 数 1

緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

個 数 1

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 3

緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

人員用水密扉（と兼用）

個 数 1

西側水密扉（と兼用）

個 数 1

常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 2

常設代替高圧電源装置用カルバート（）水密扉

個 数 1

原子炉建屋原子炉棟水密扉 ( [redacted] )

[redacted] と兼用)

個 数 1

原子炉建屋附属棟東側水密扉

個 数 1

原子炉建屋附属棟西側水密扉 ( [redacted] )

[redacted] と兼用)

個 数 1

原子炉建屋附属棟南側水密扉

個 数 1

原子炉建屋附属棟北側水密扉 1

個 数 1

原子炉建屋附属棟北側水密扉 2

個 数 1

防潮堤及び防潮扉下部貫通部止水処置

(防潮堤及び防潮扉の地下部の貫通部の止水処置を示す。)

個 数 一式

海水ポンプ室貫通部止水処置 (「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 一式

原子炉建屋境界貫通部止水処置 (「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」及び [redacted] )

[redacted] と兼用)

個 数 一式

[Redacted]

貫通部止水処置

個 数

一式

[Redacted]

貫通部止水処置（「ヌ(3)(ii)b.

内部溢水に対する防護設備」及び

[Redacted]

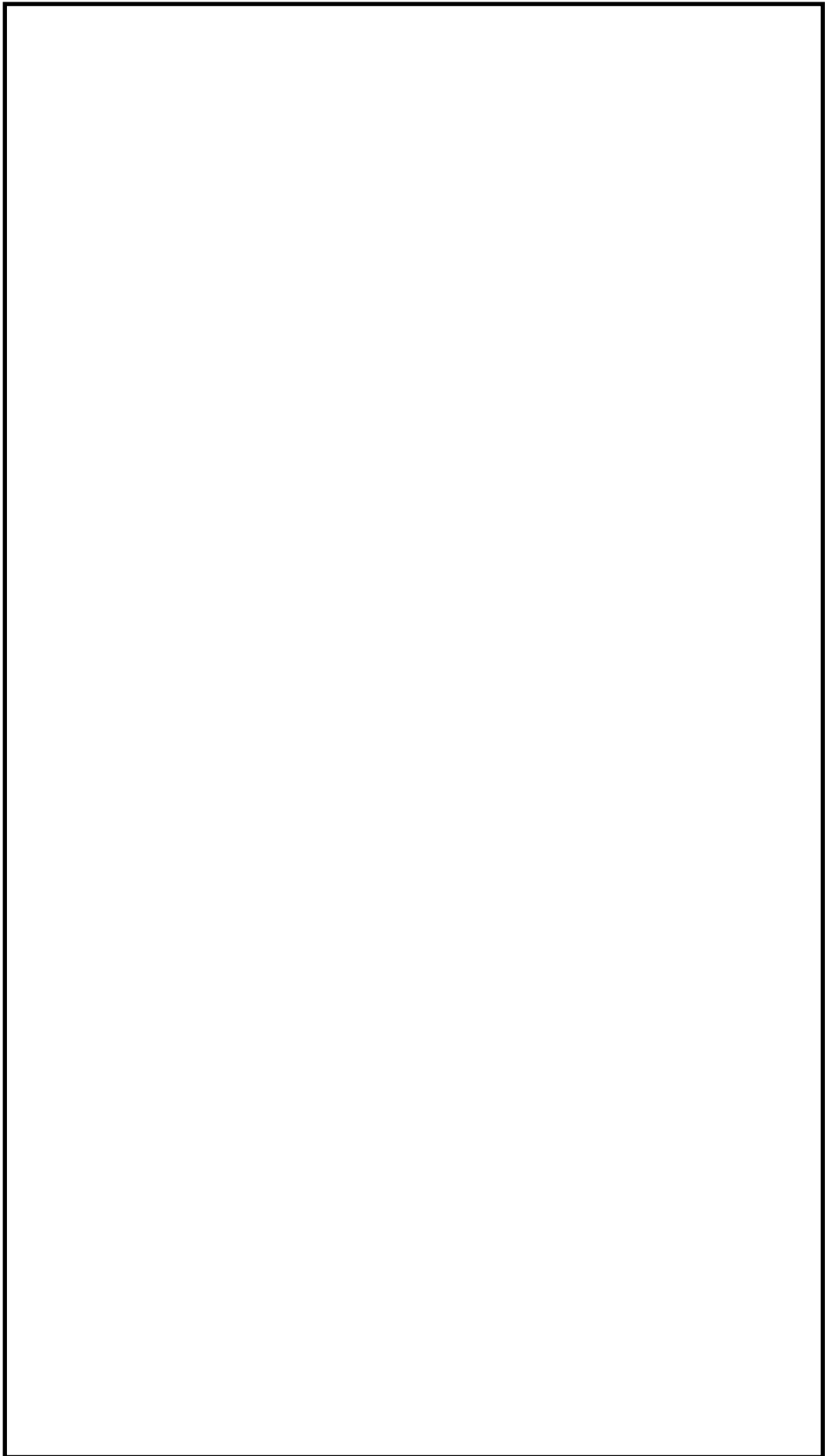
[Redacted]

と兼用)

個 数

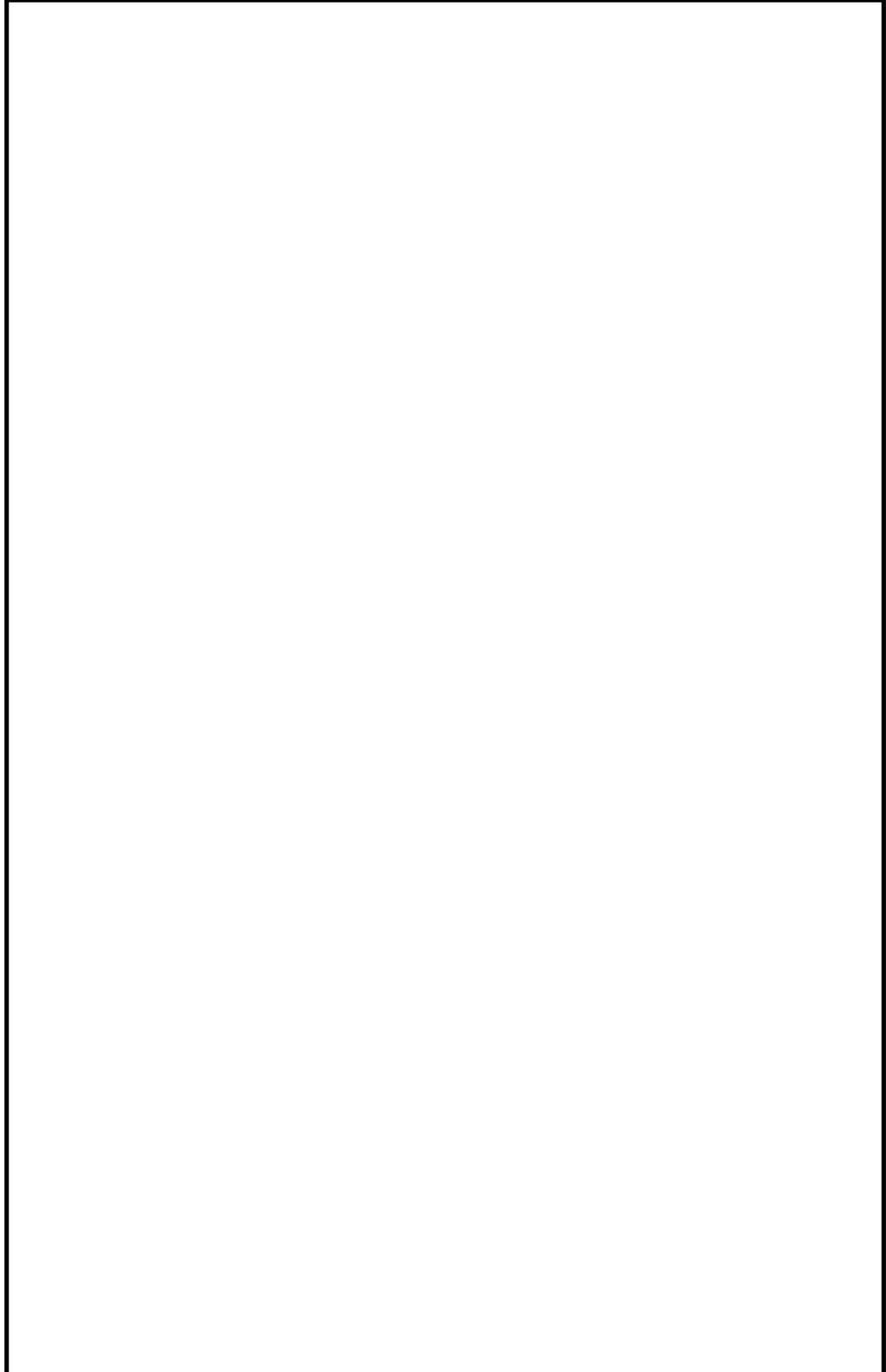
一式

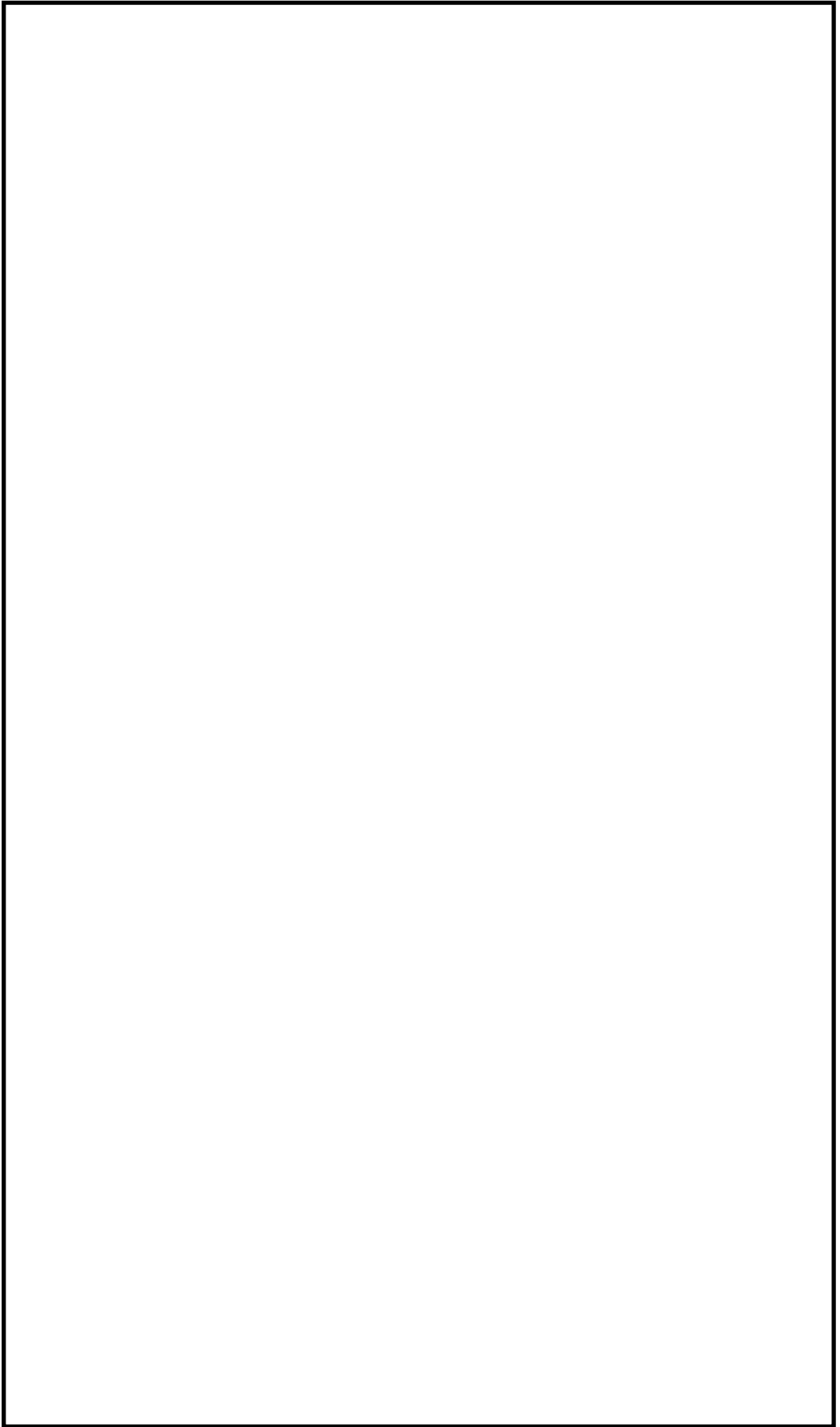
[Large empty rectangular box]



(xi) 特定重大事故等対処施設

- a. 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項

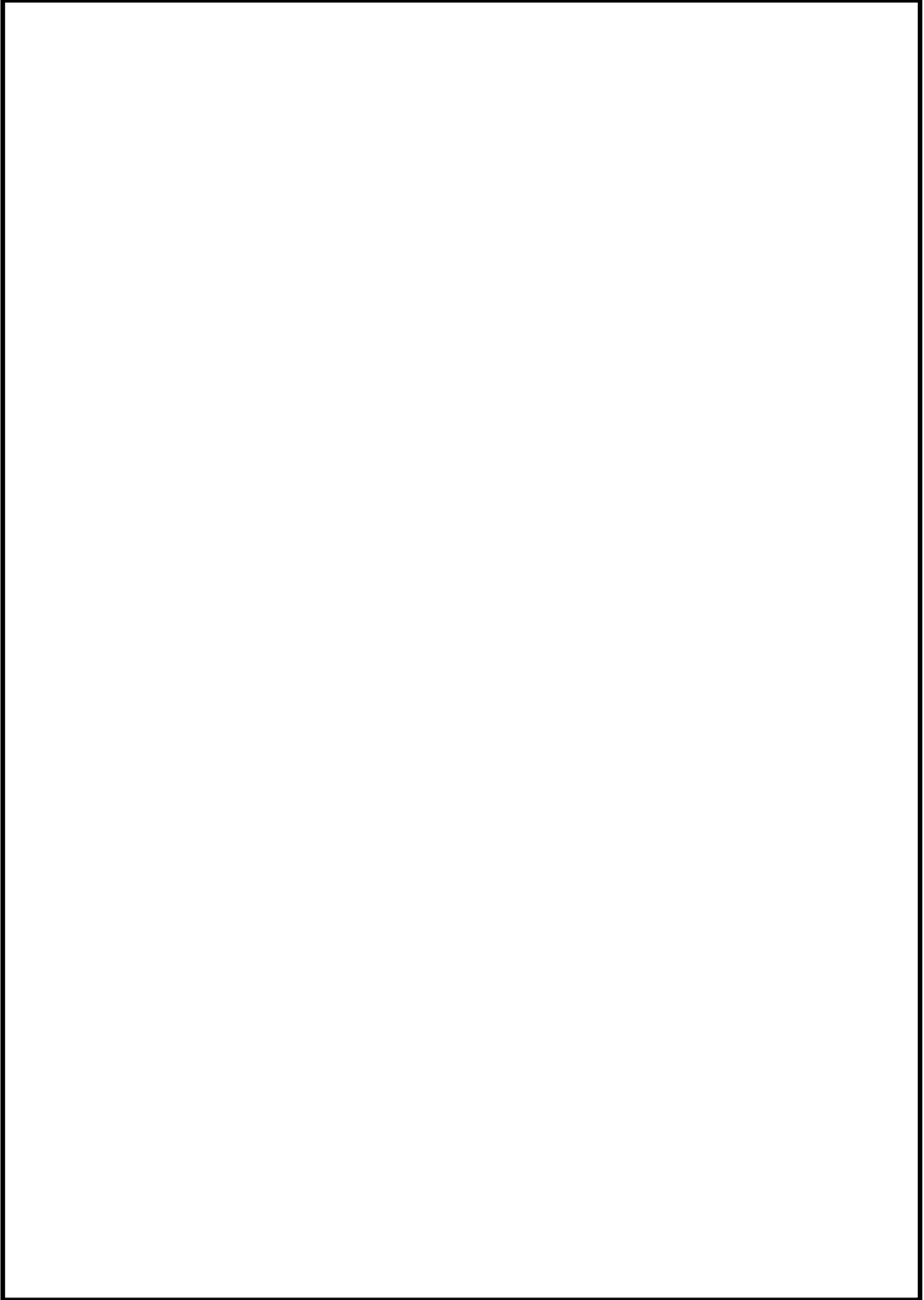




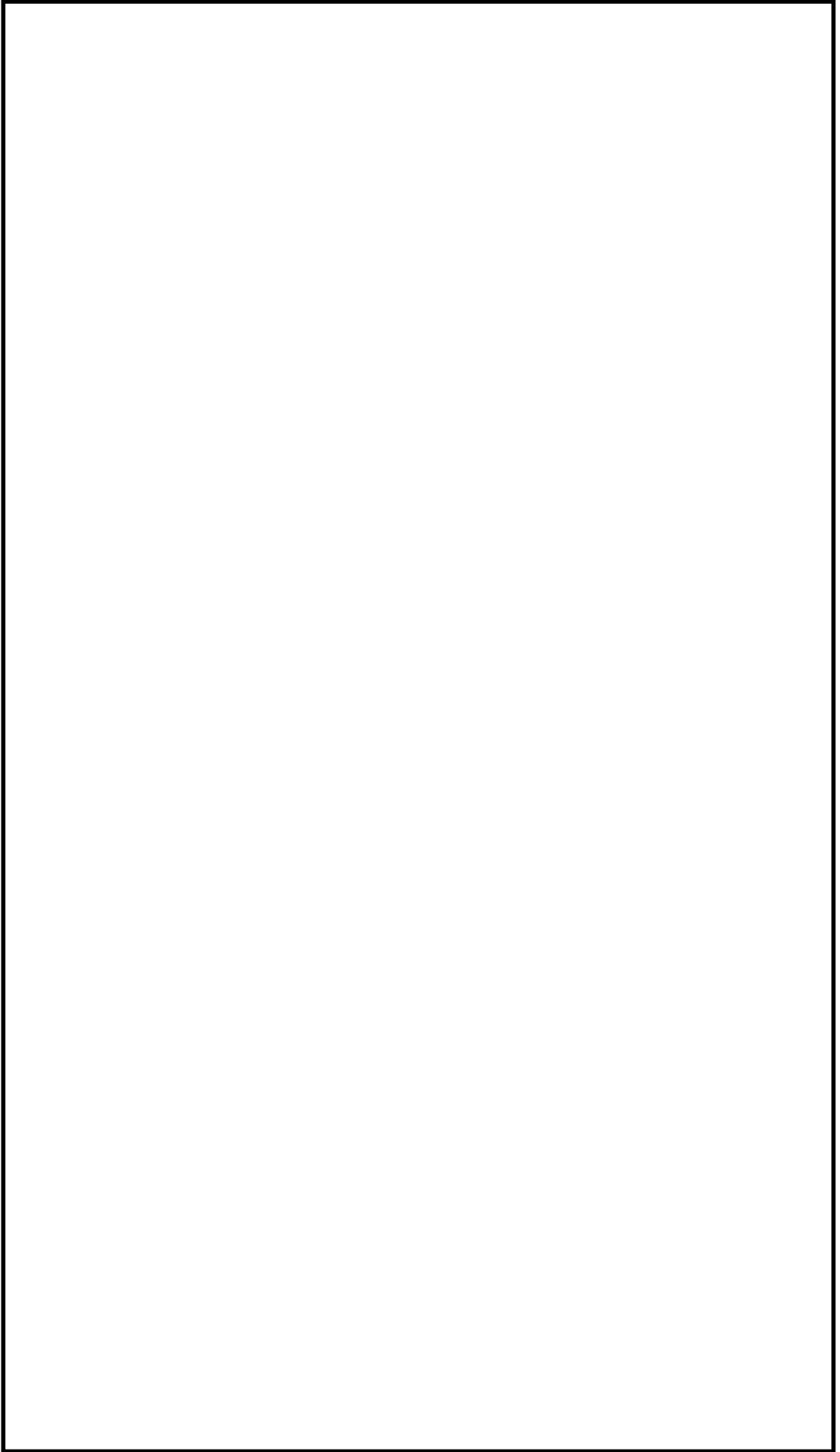


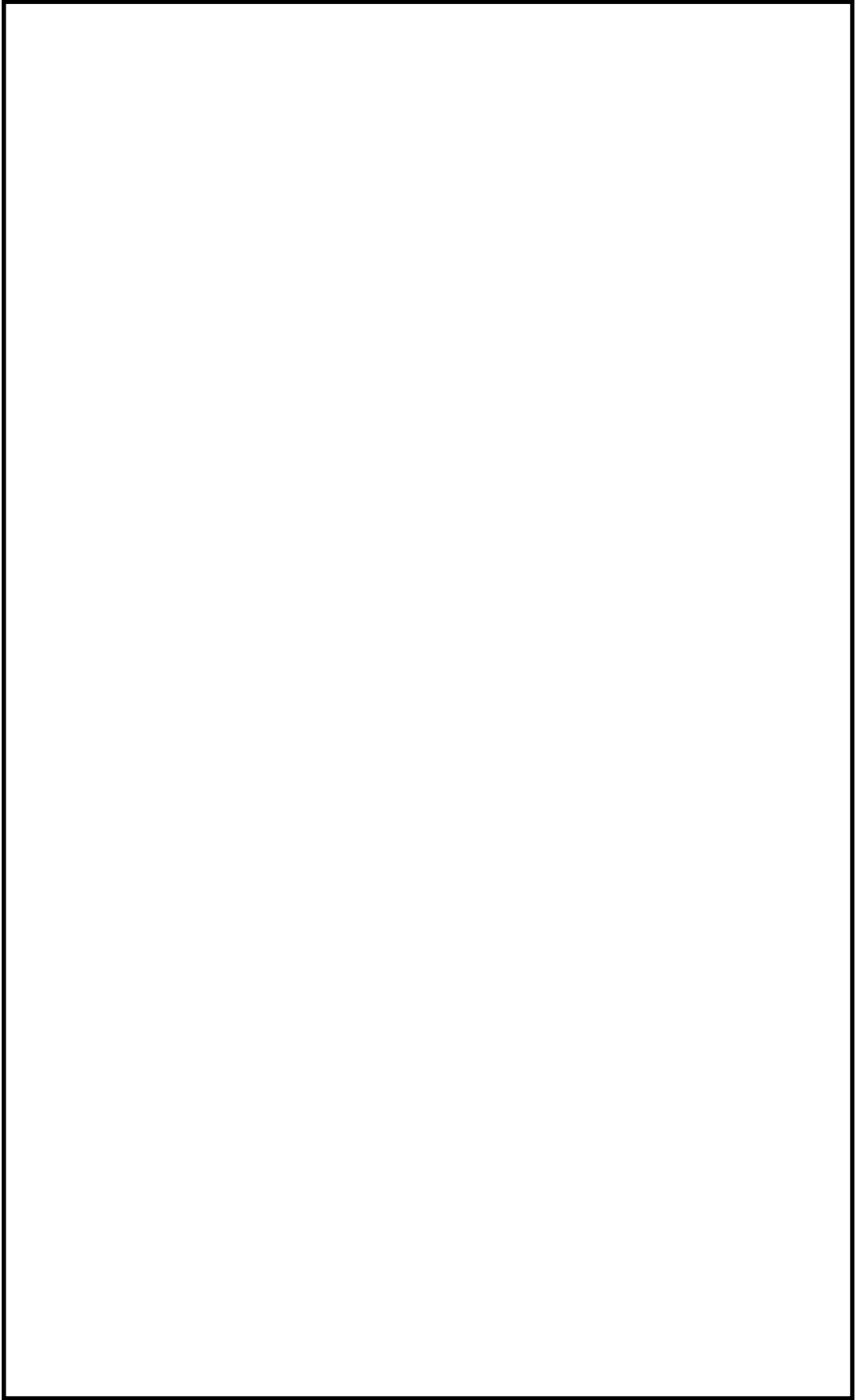


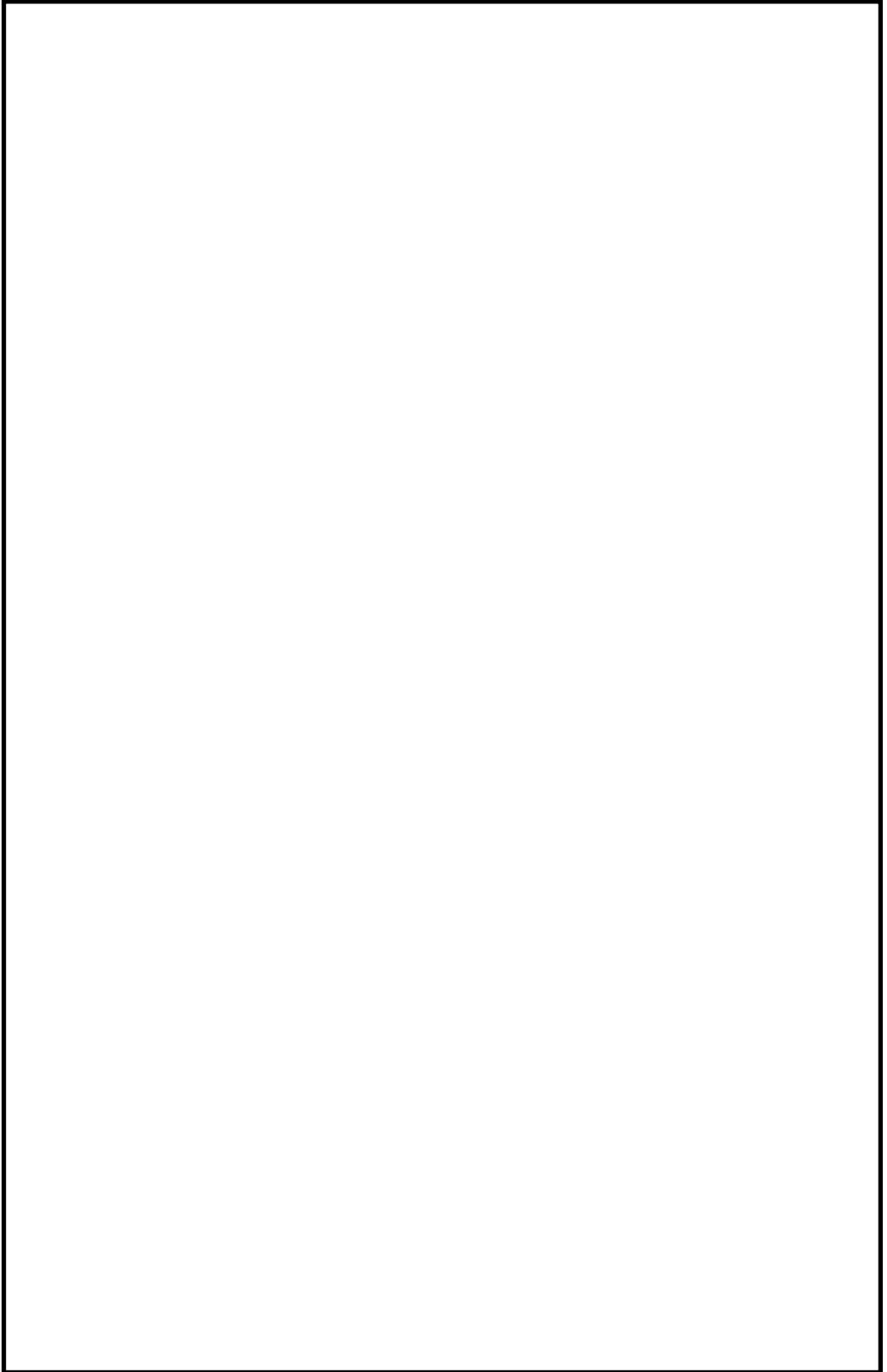
b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能



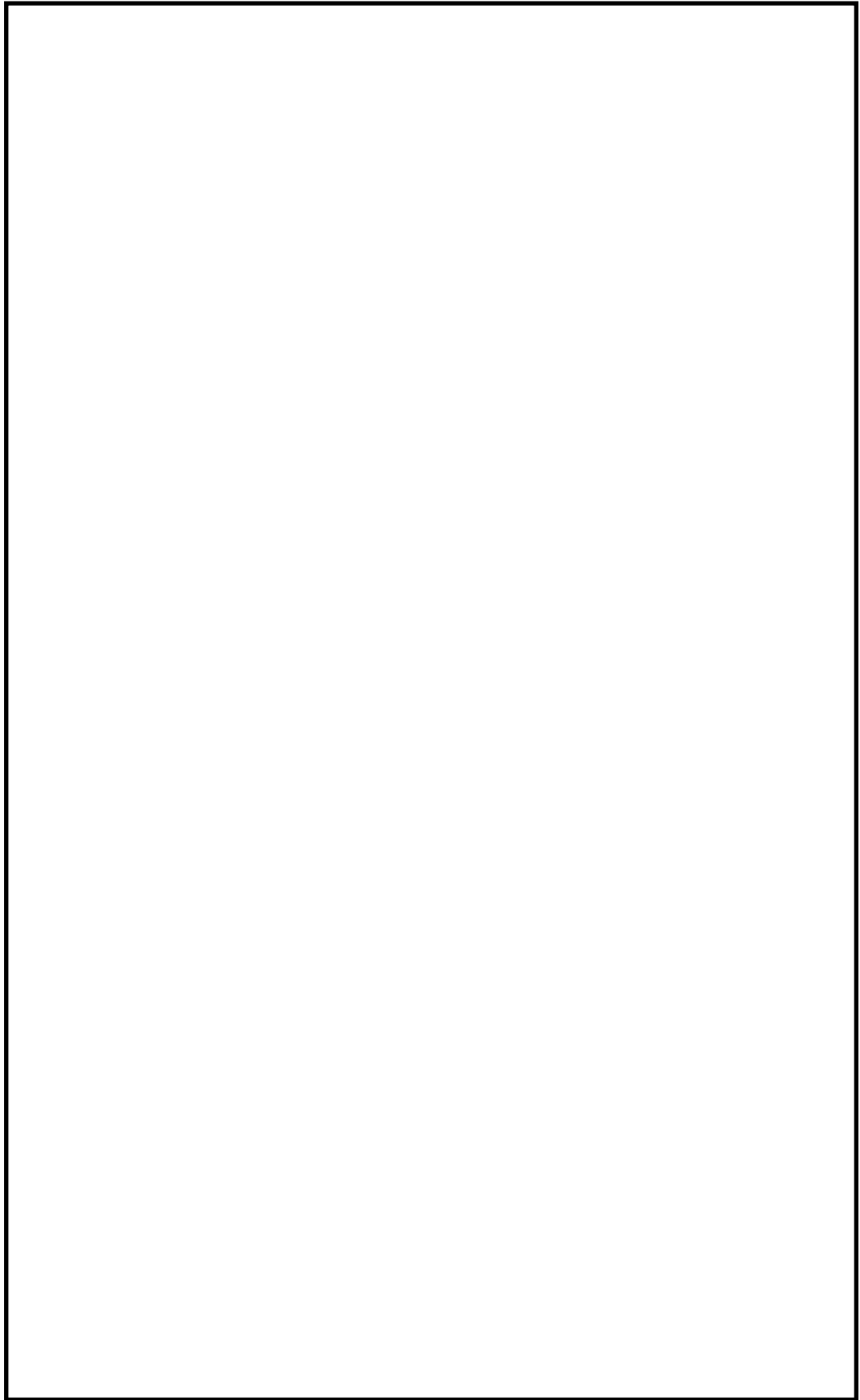
c. 炉内の熔融炉心の冷却機能

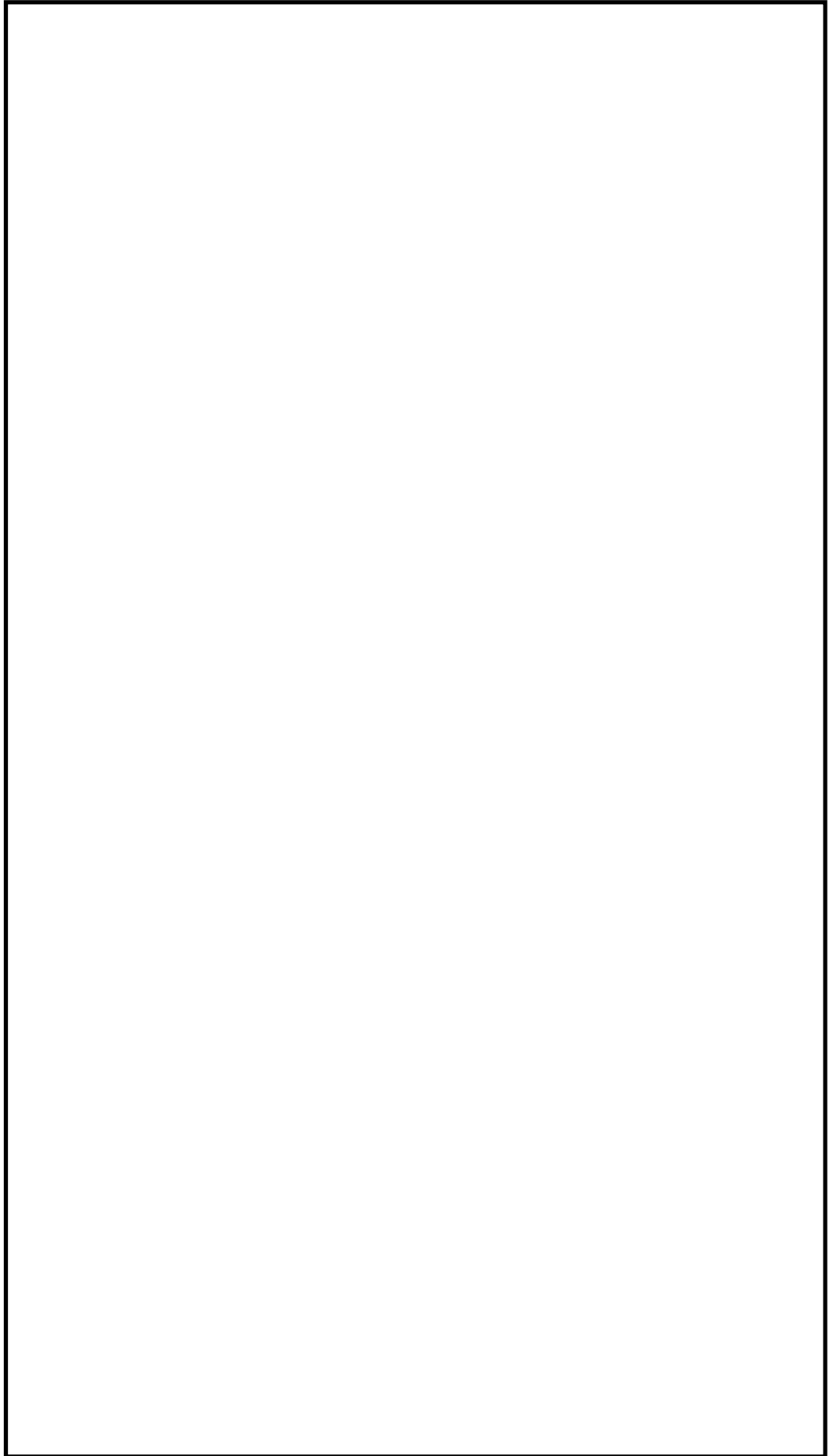


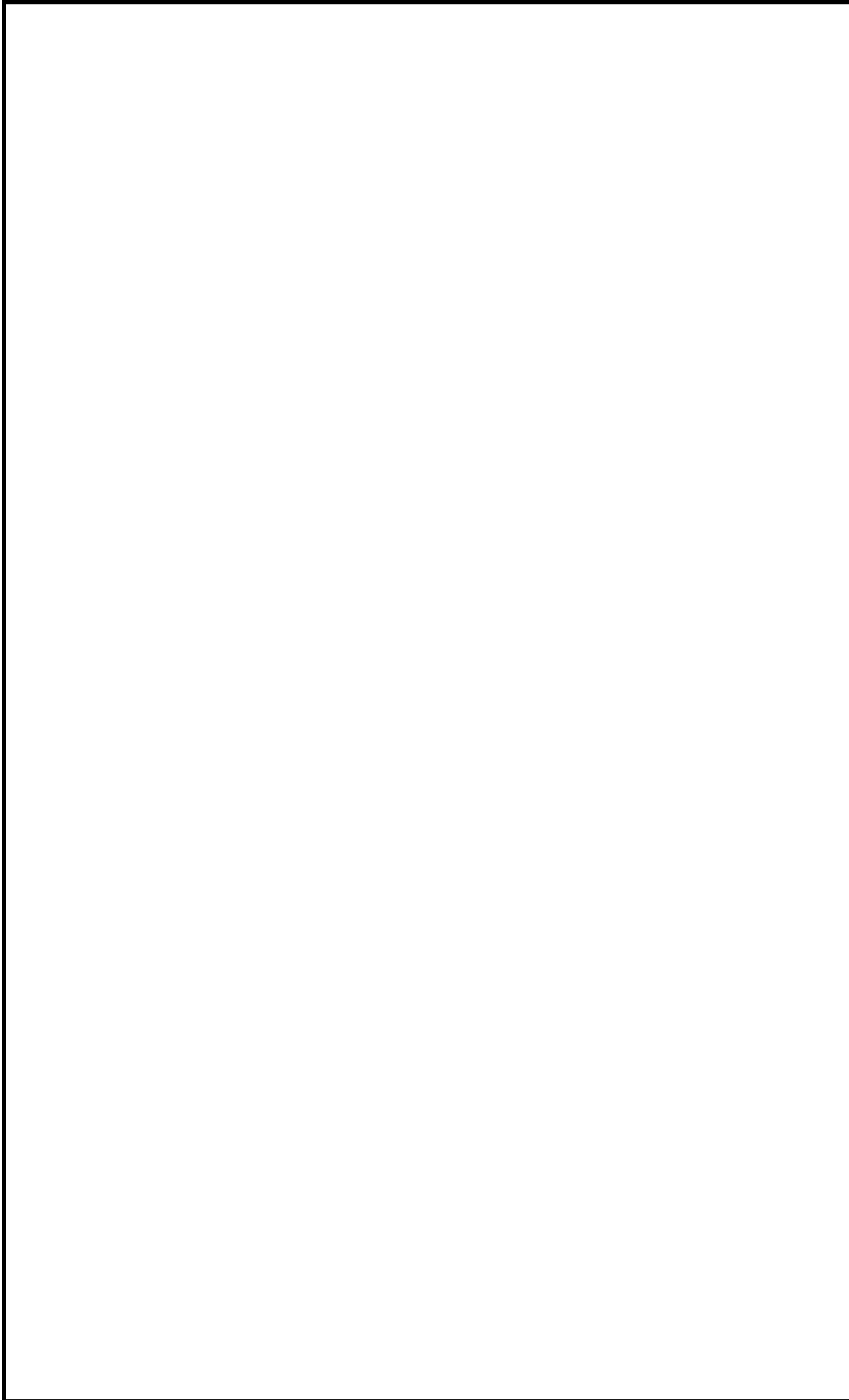


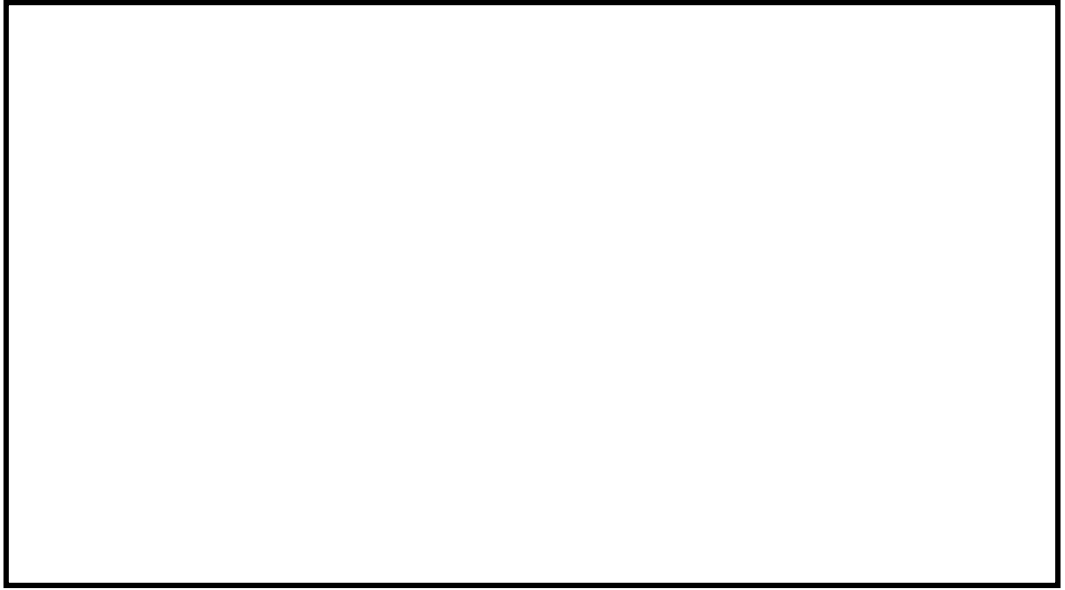


d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

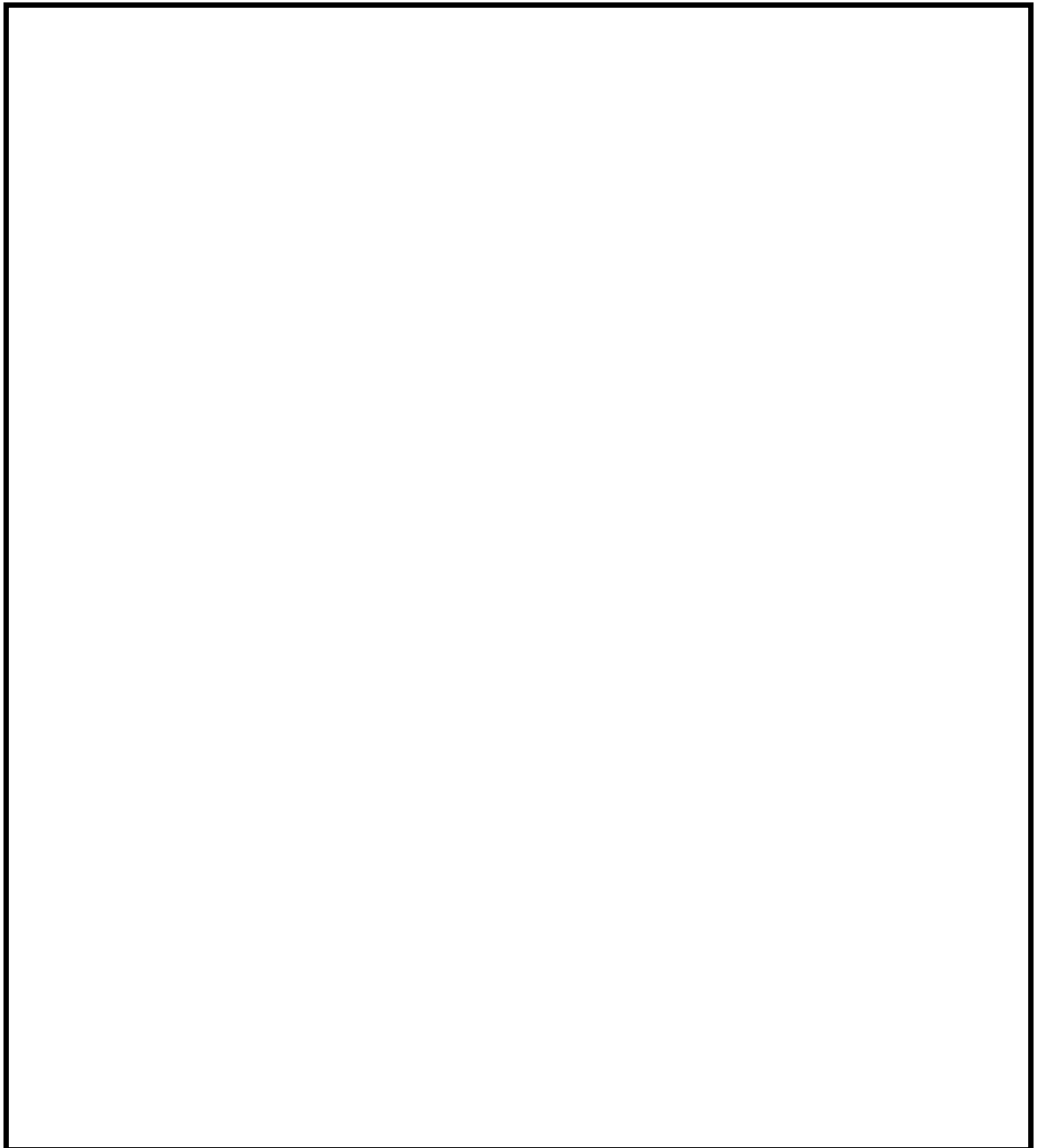




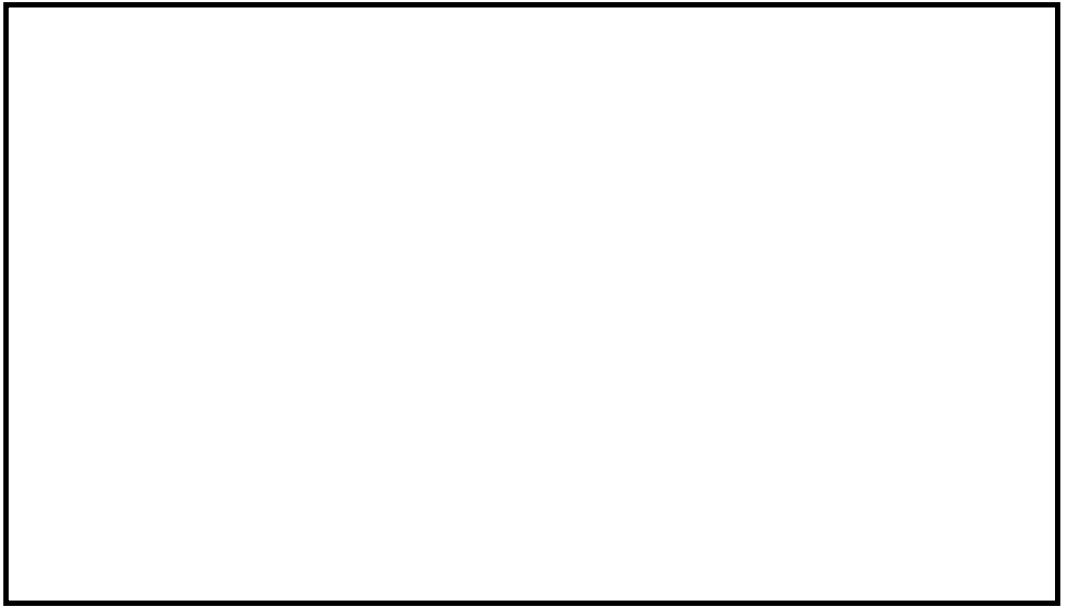




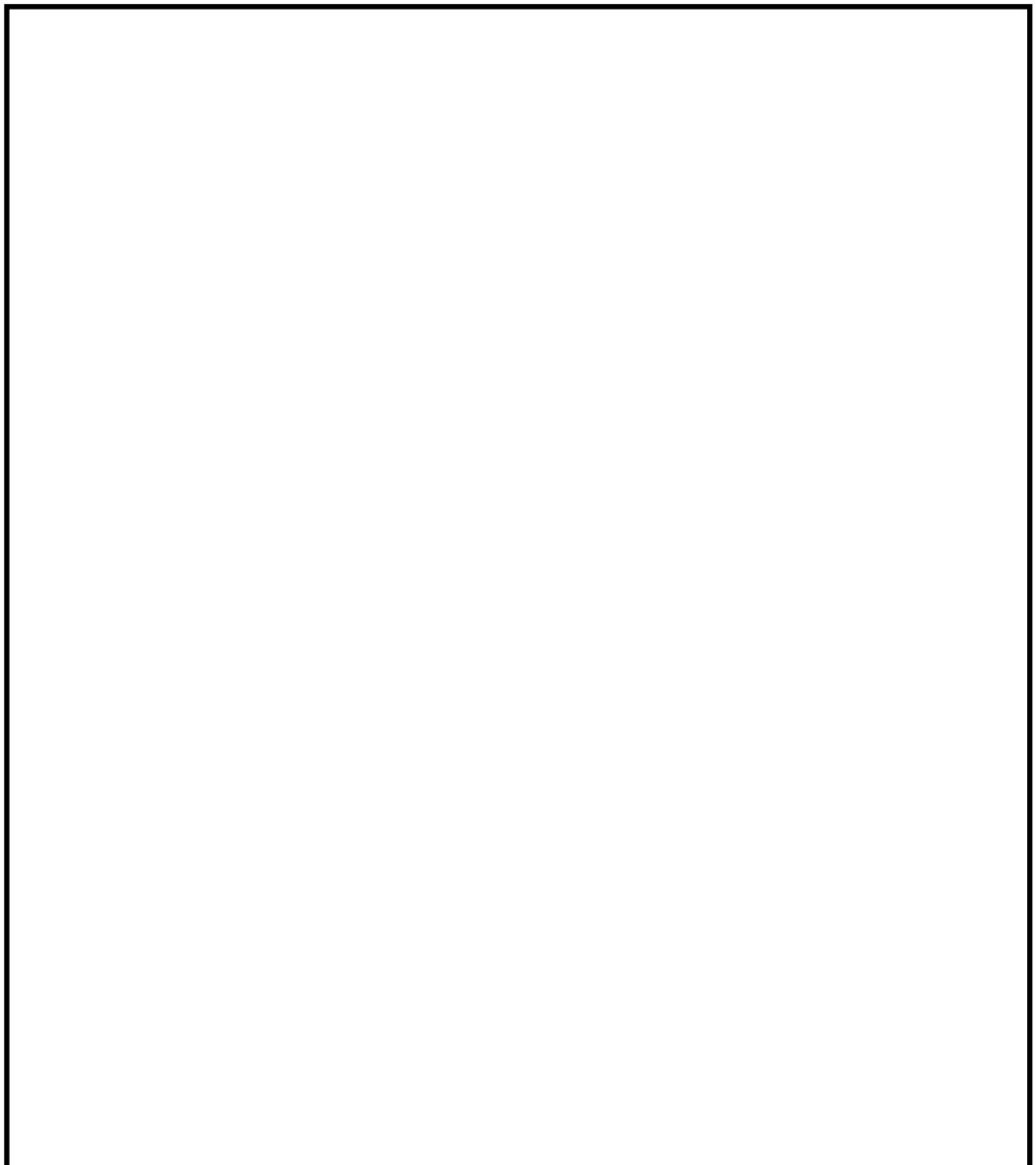
e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

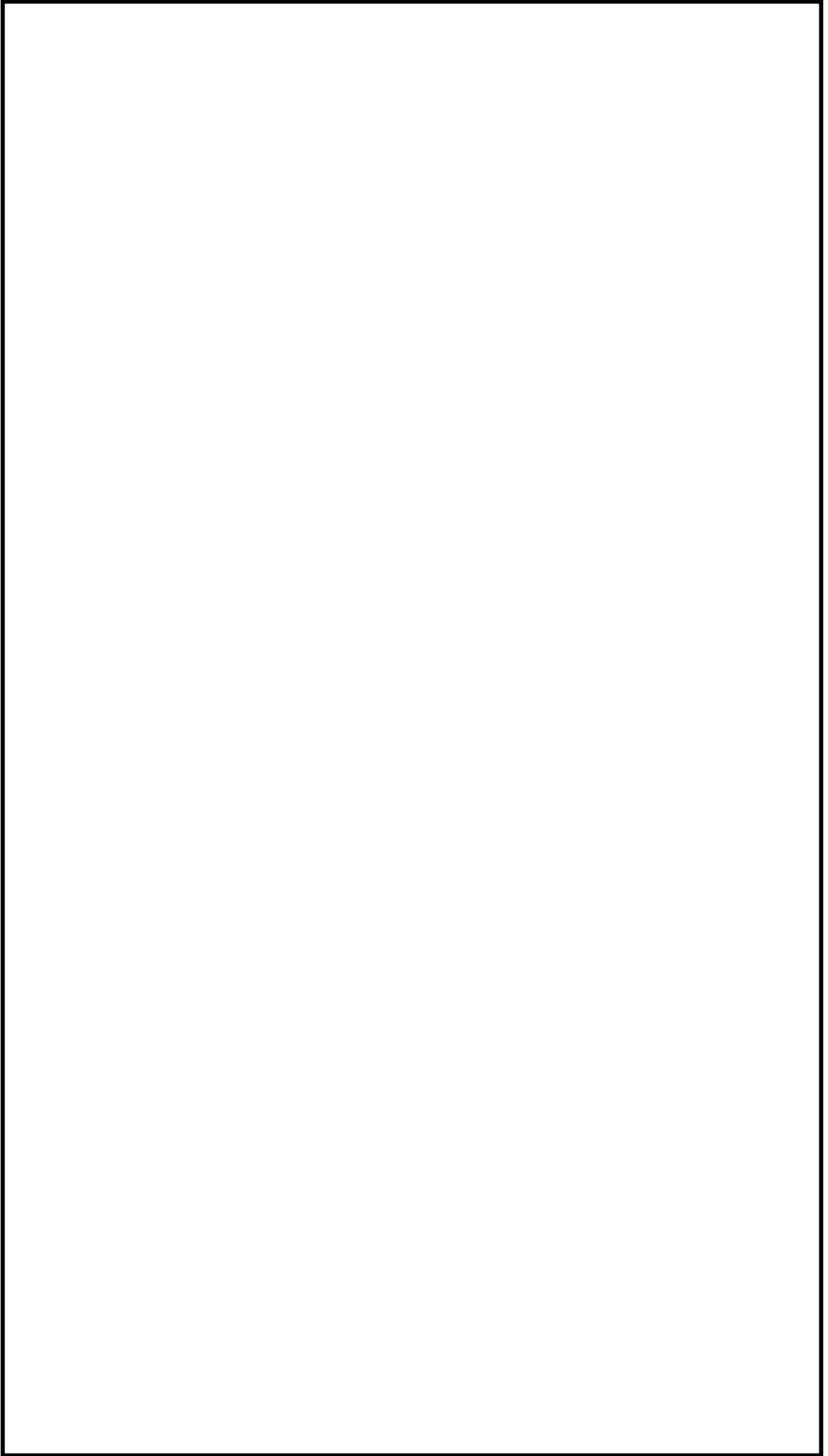


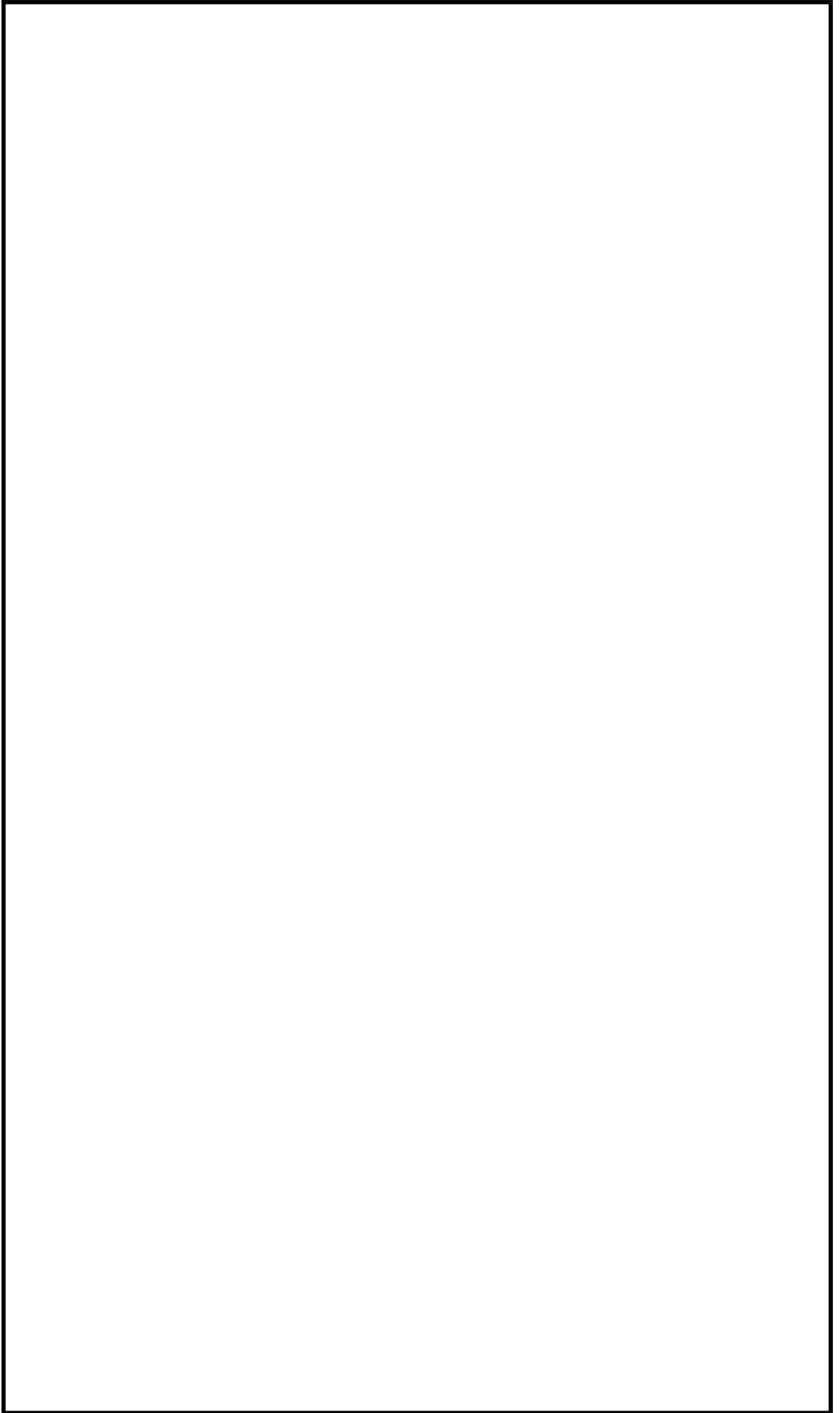


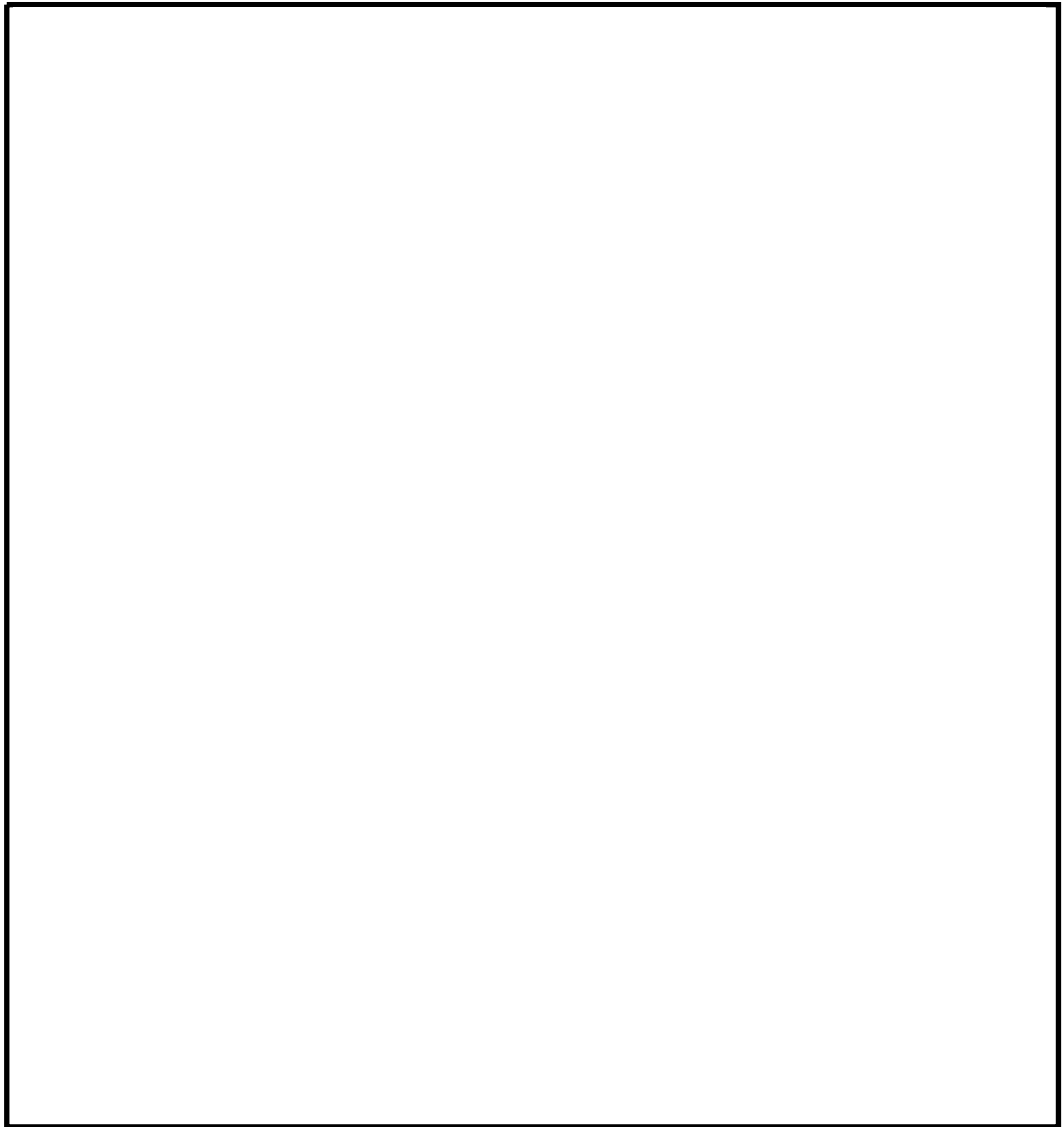


f . 原子炉格納容器の過圧破損防止機能







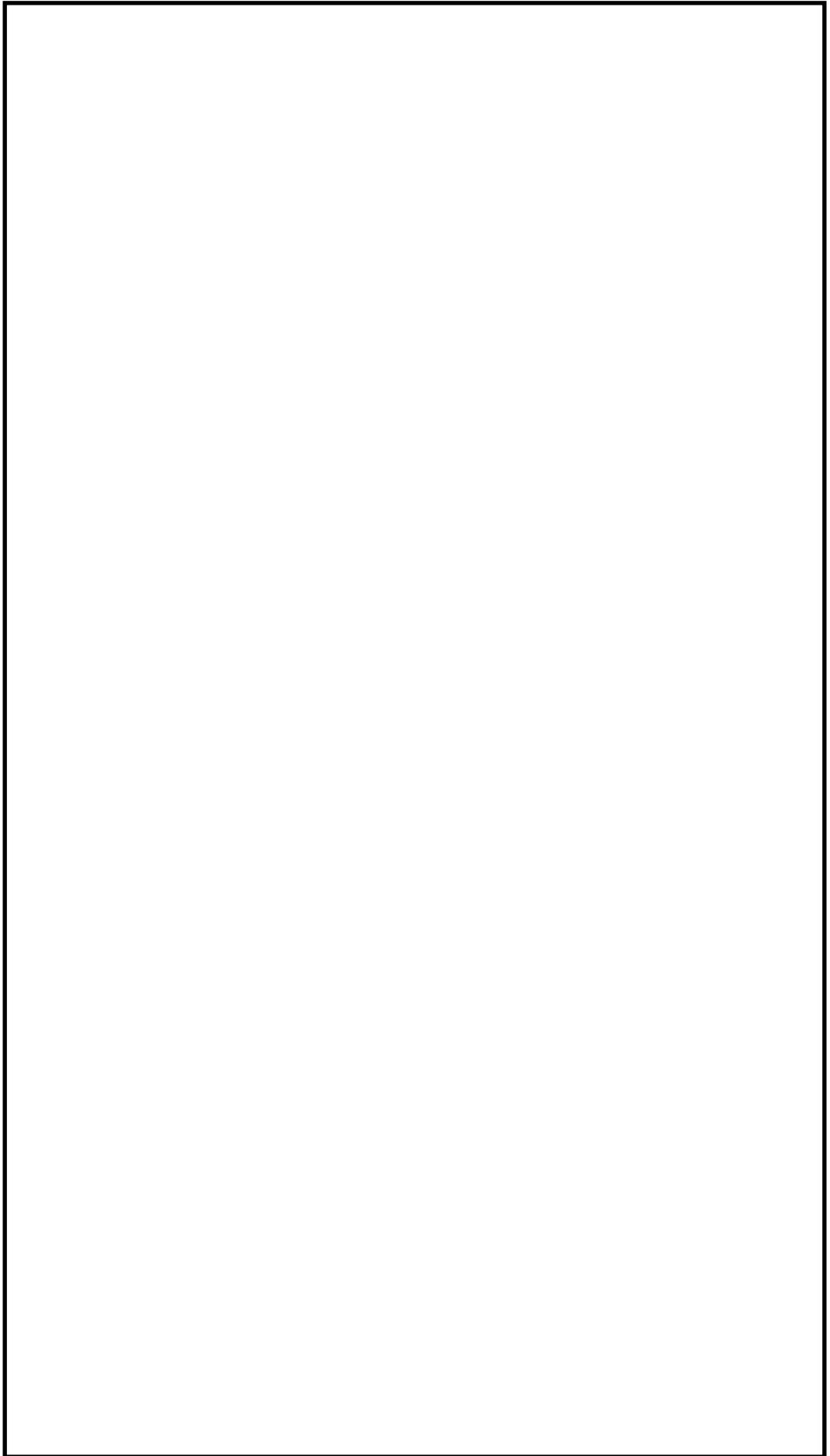


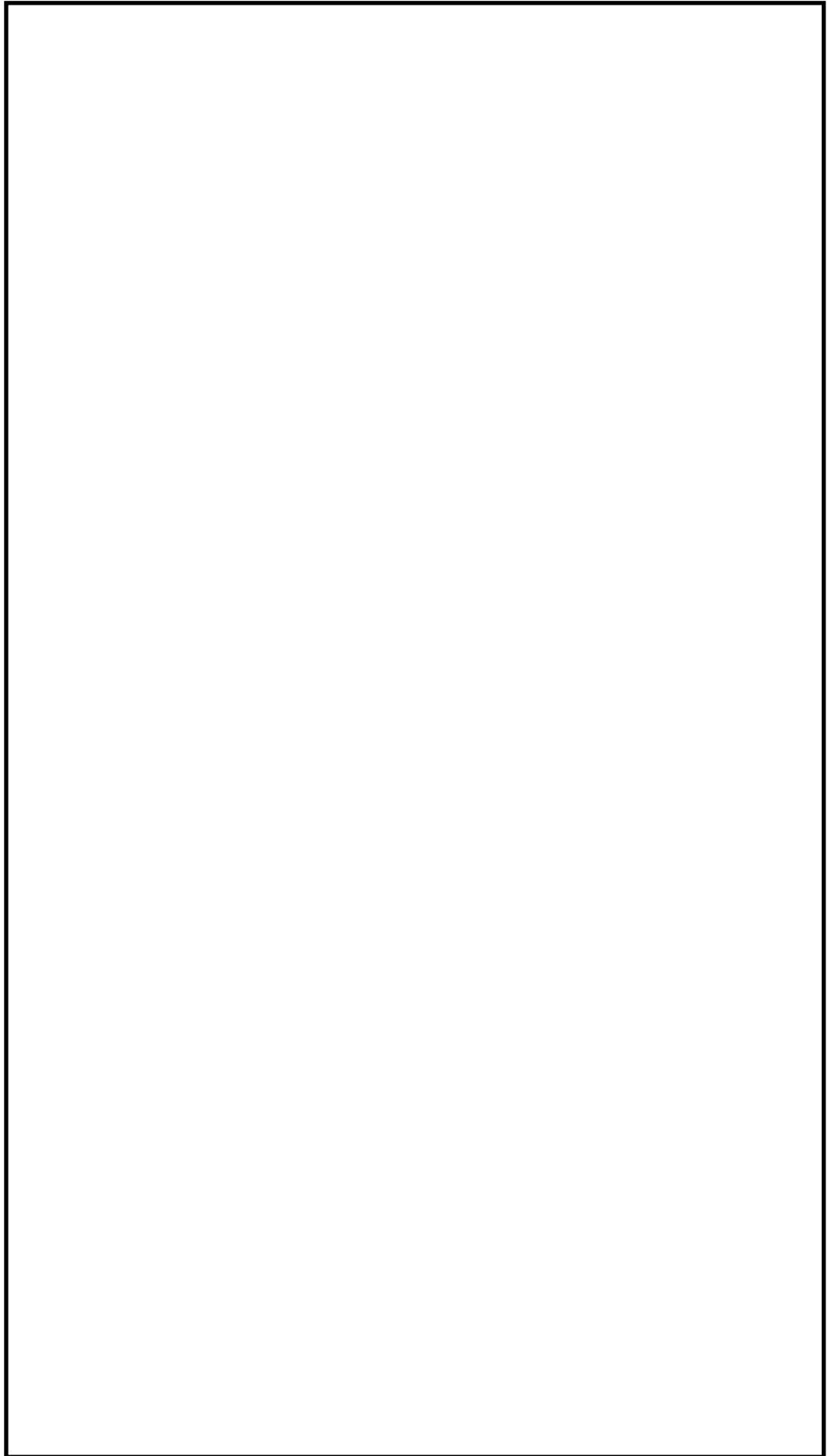
格納容器圧力逃がし装置

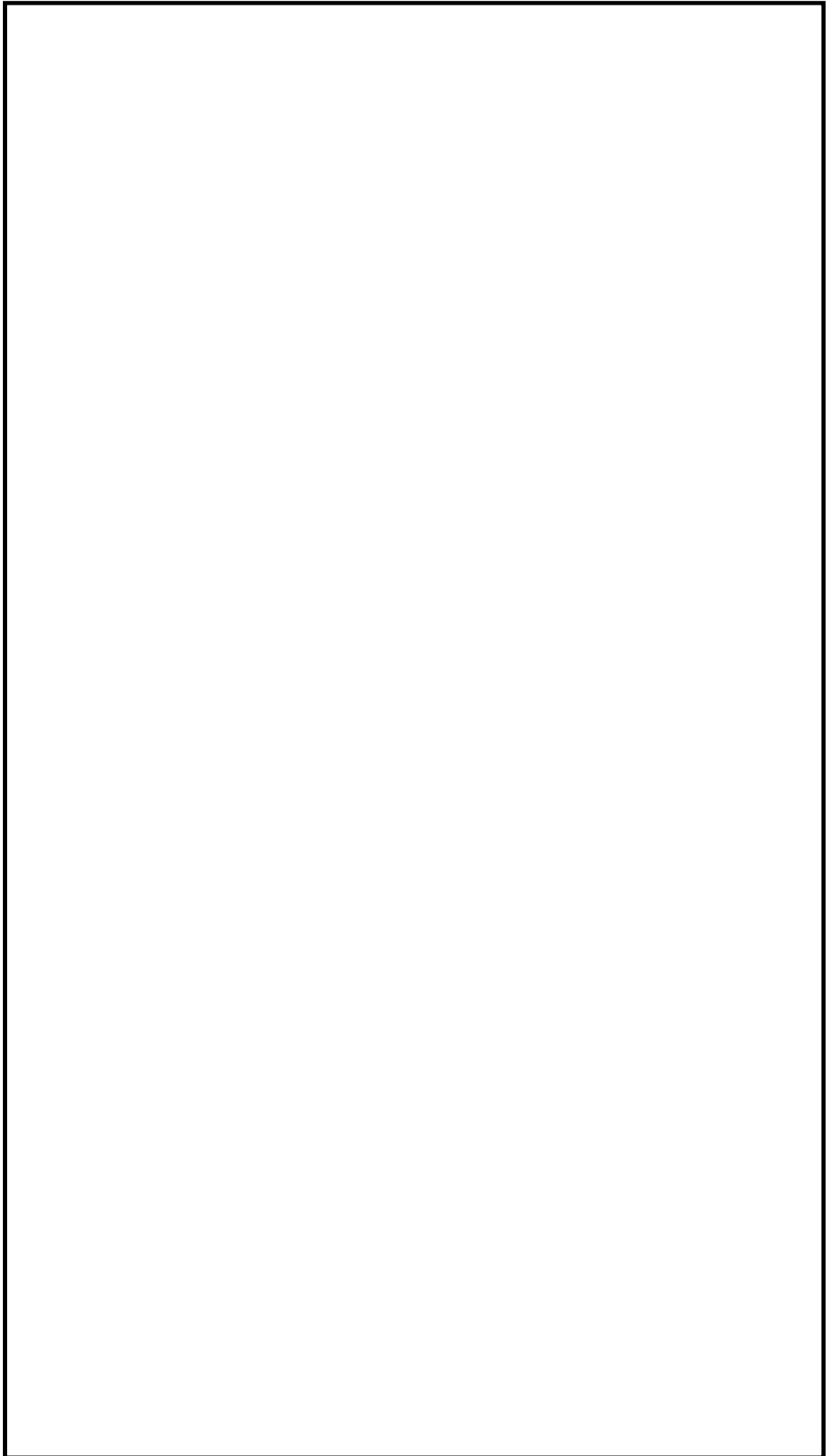
フィルタ装置

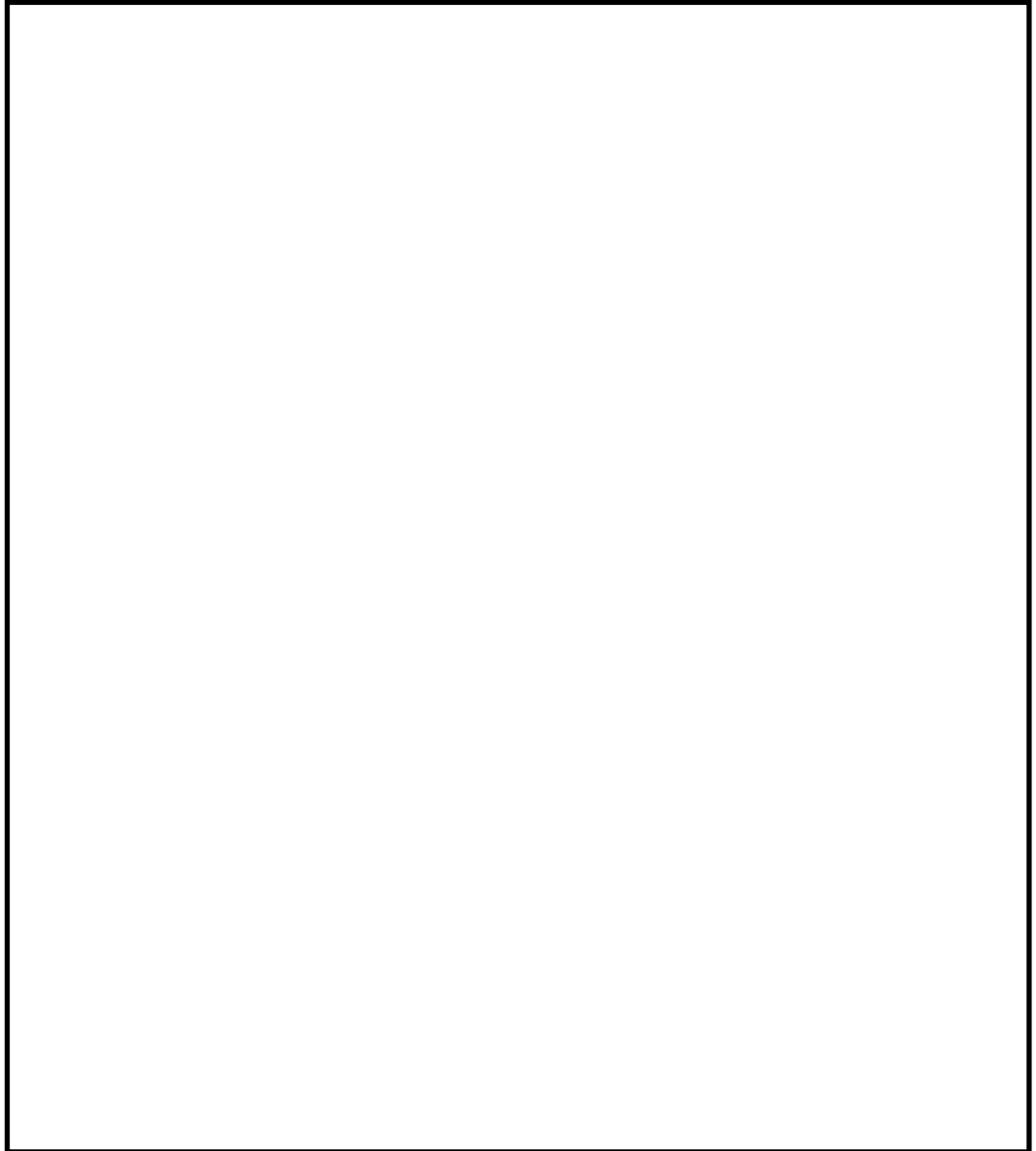
(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「リ(3)(ii) d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「ヌ(3)(xi) g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能」と兼用)







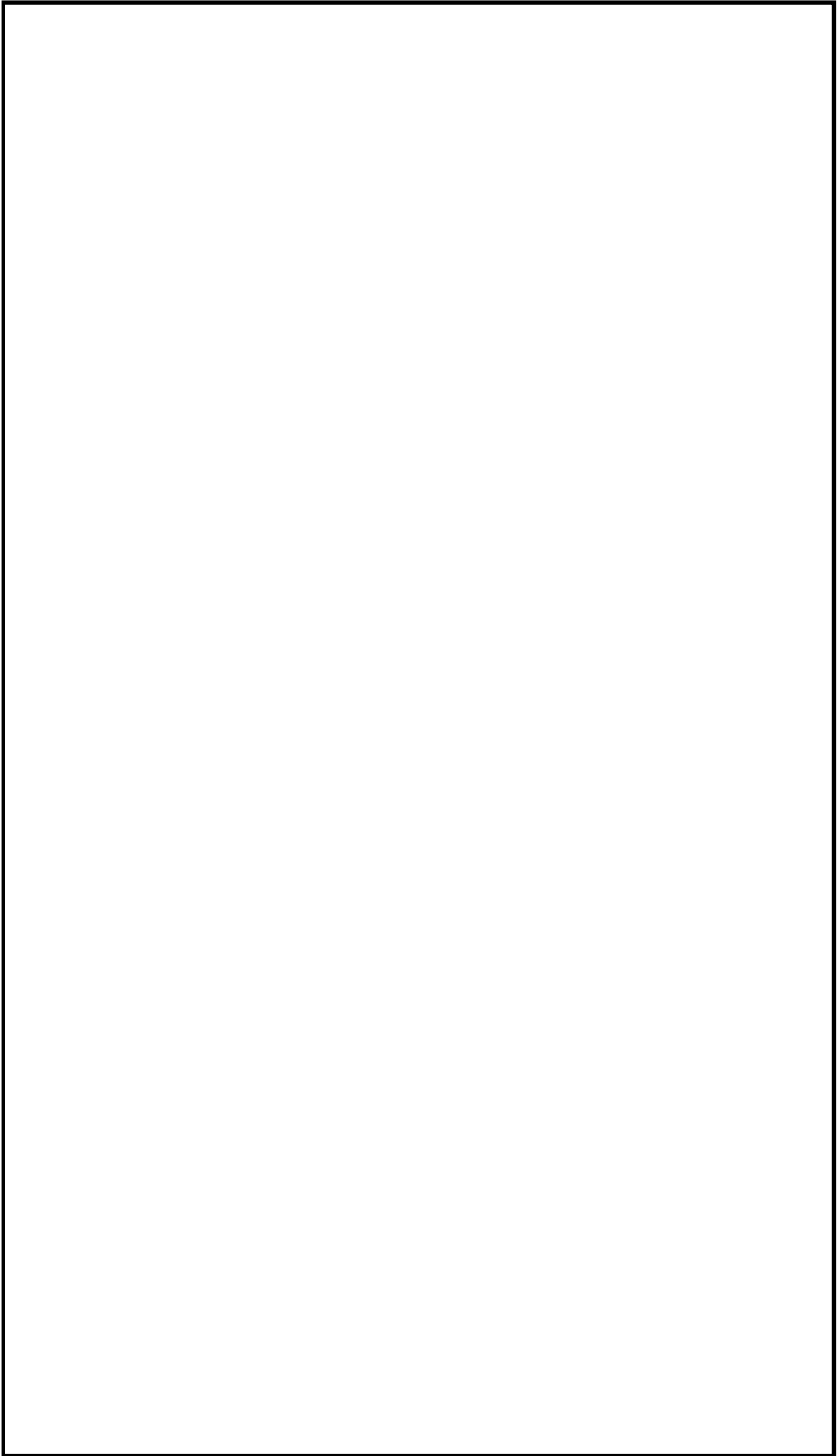


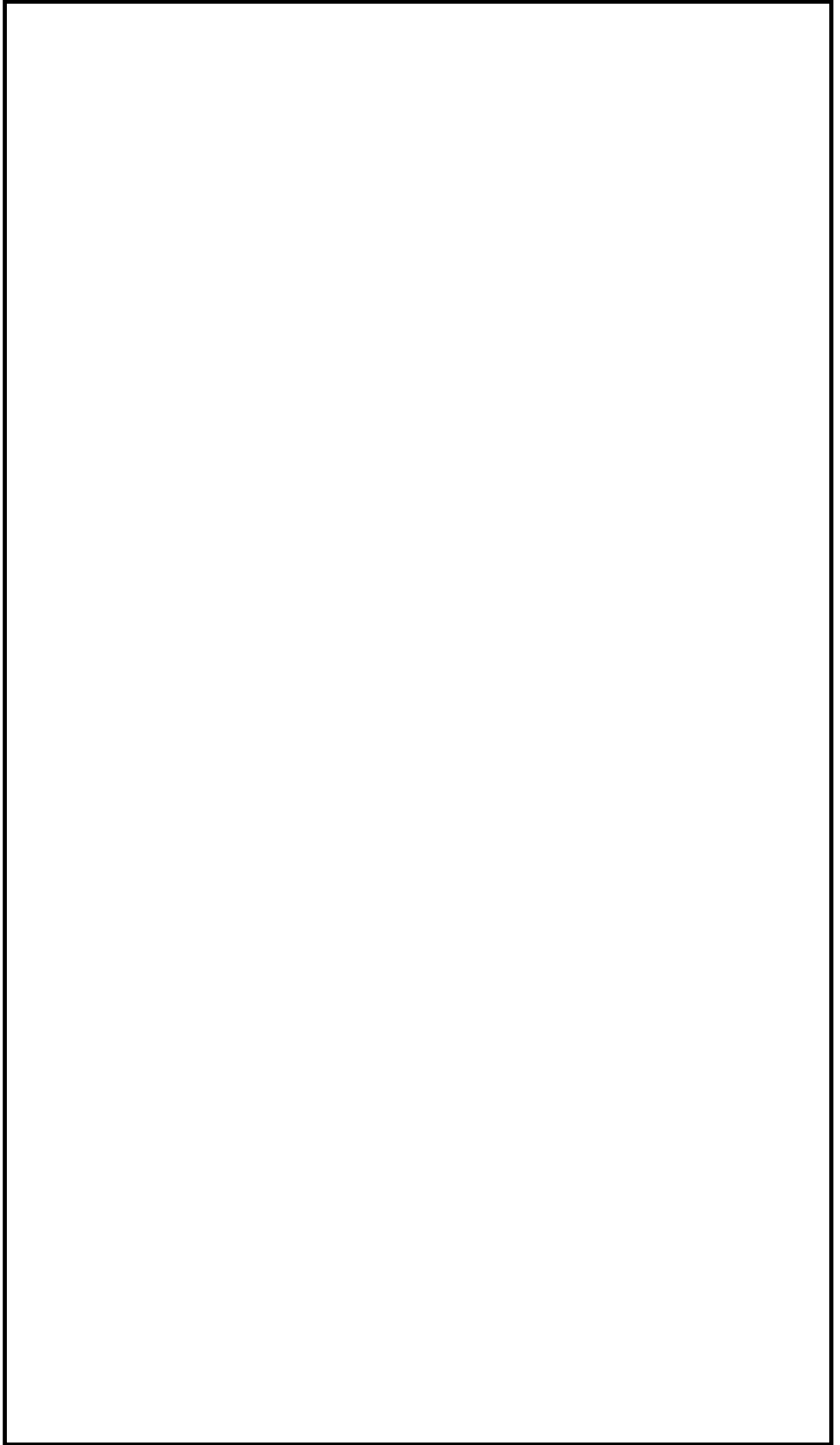


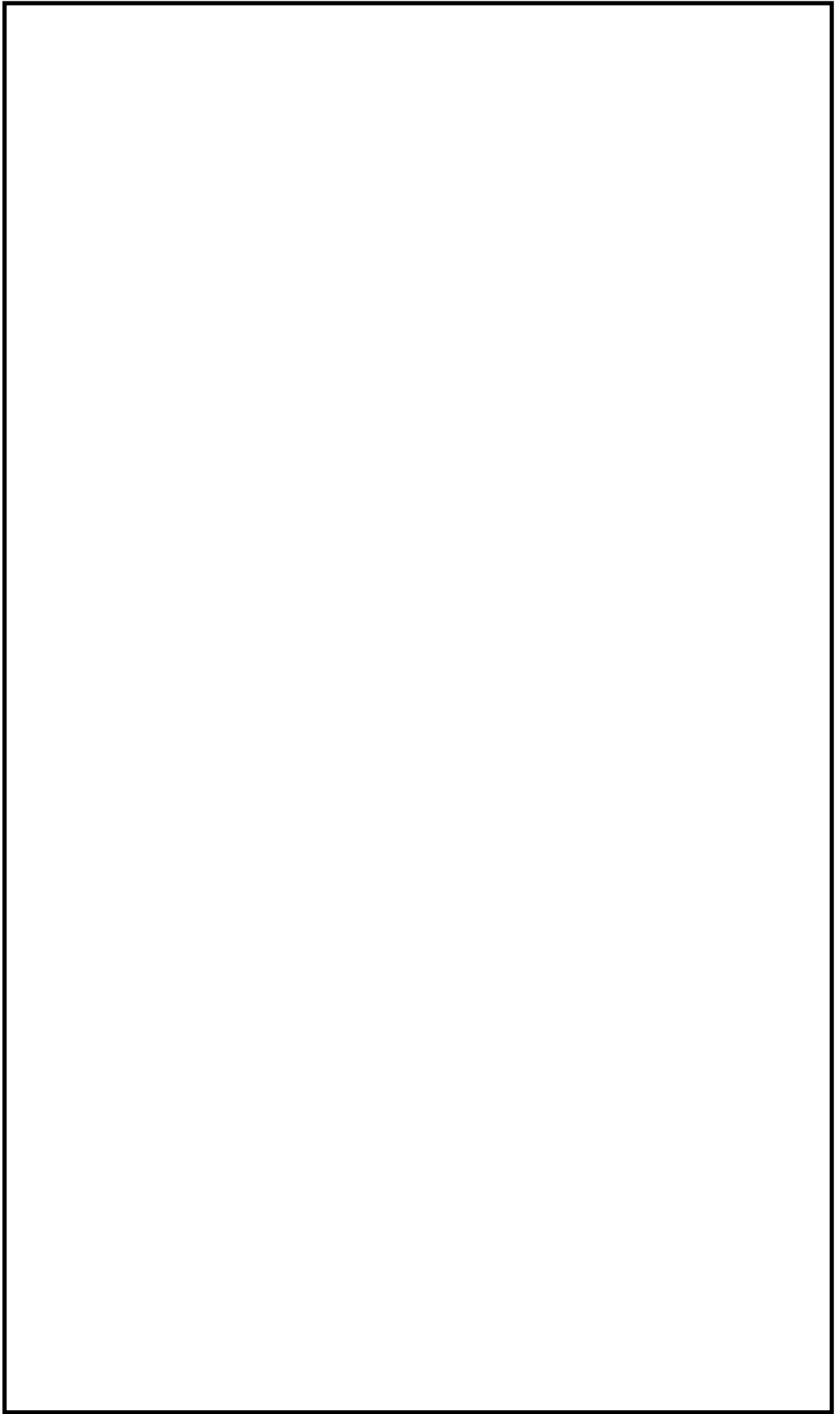
g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

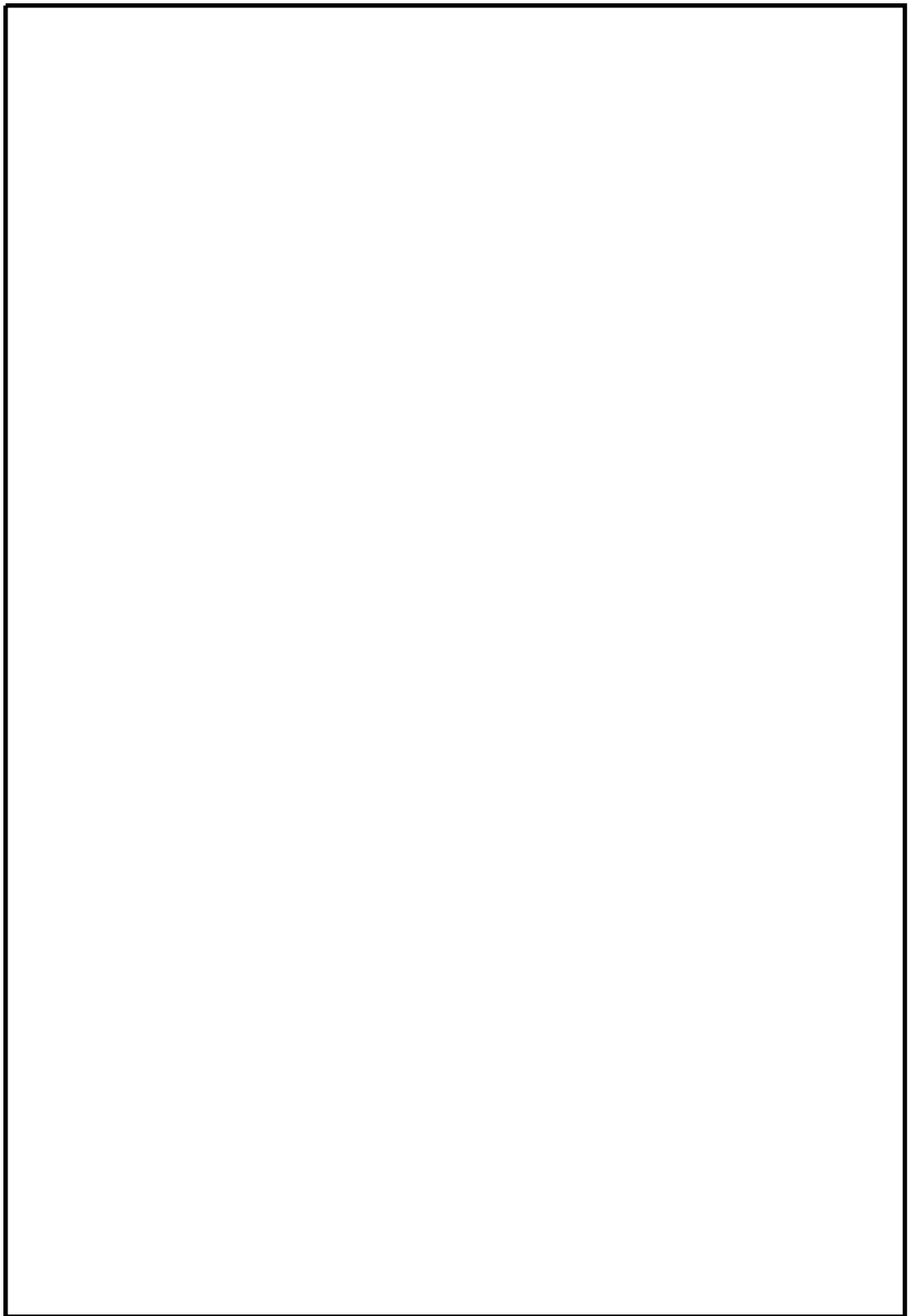












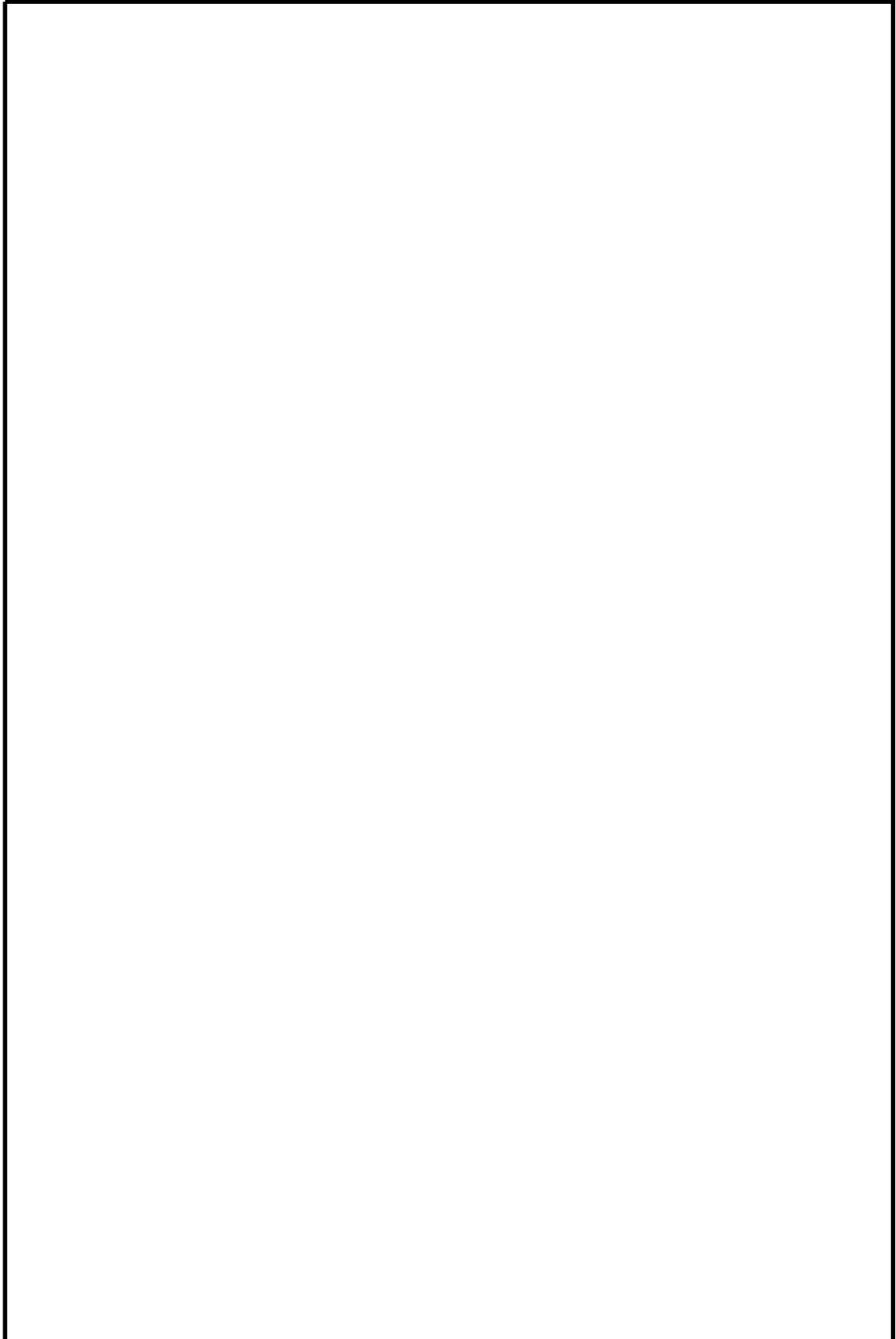
格納容器圧力逃がし装置

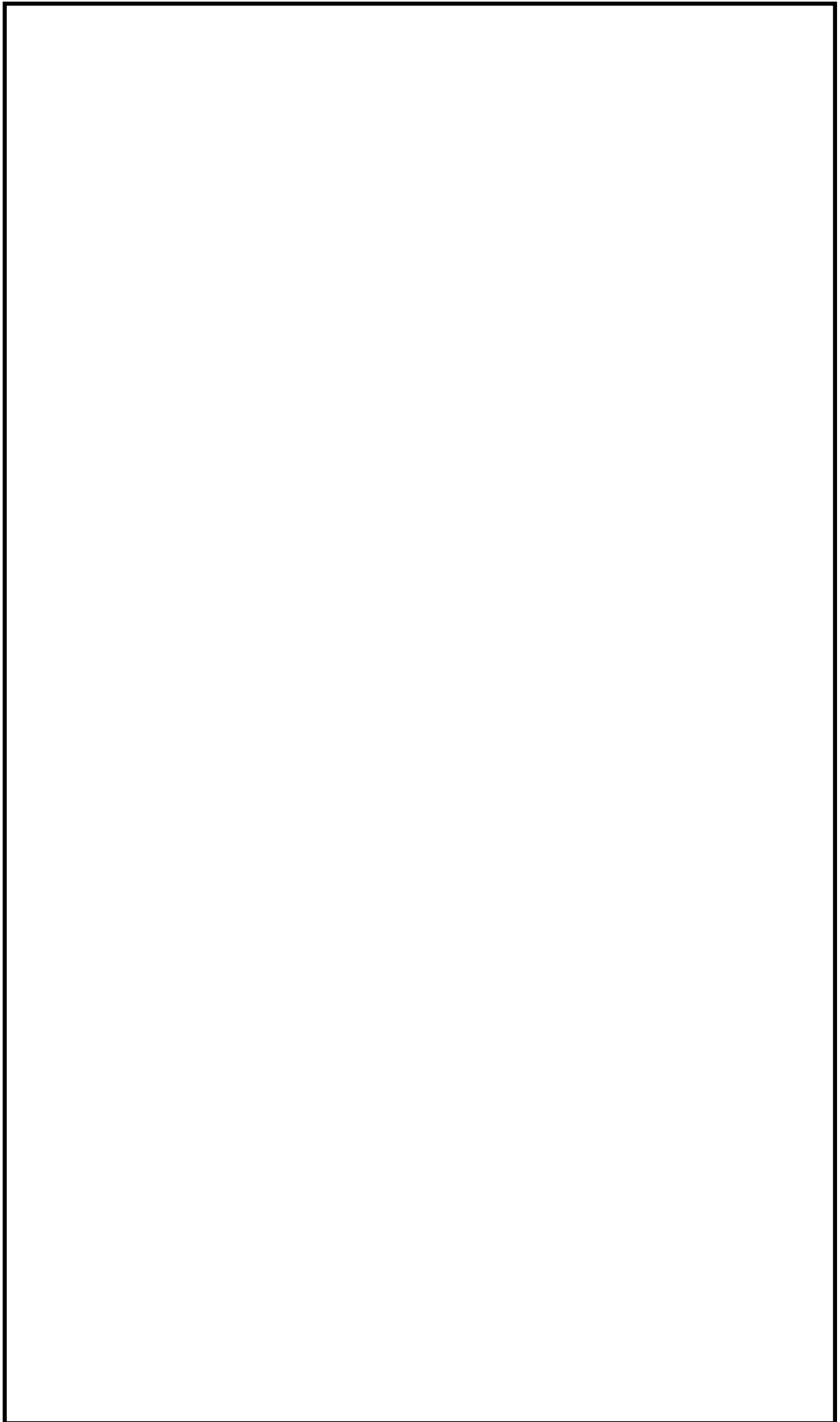
フィルタ装置

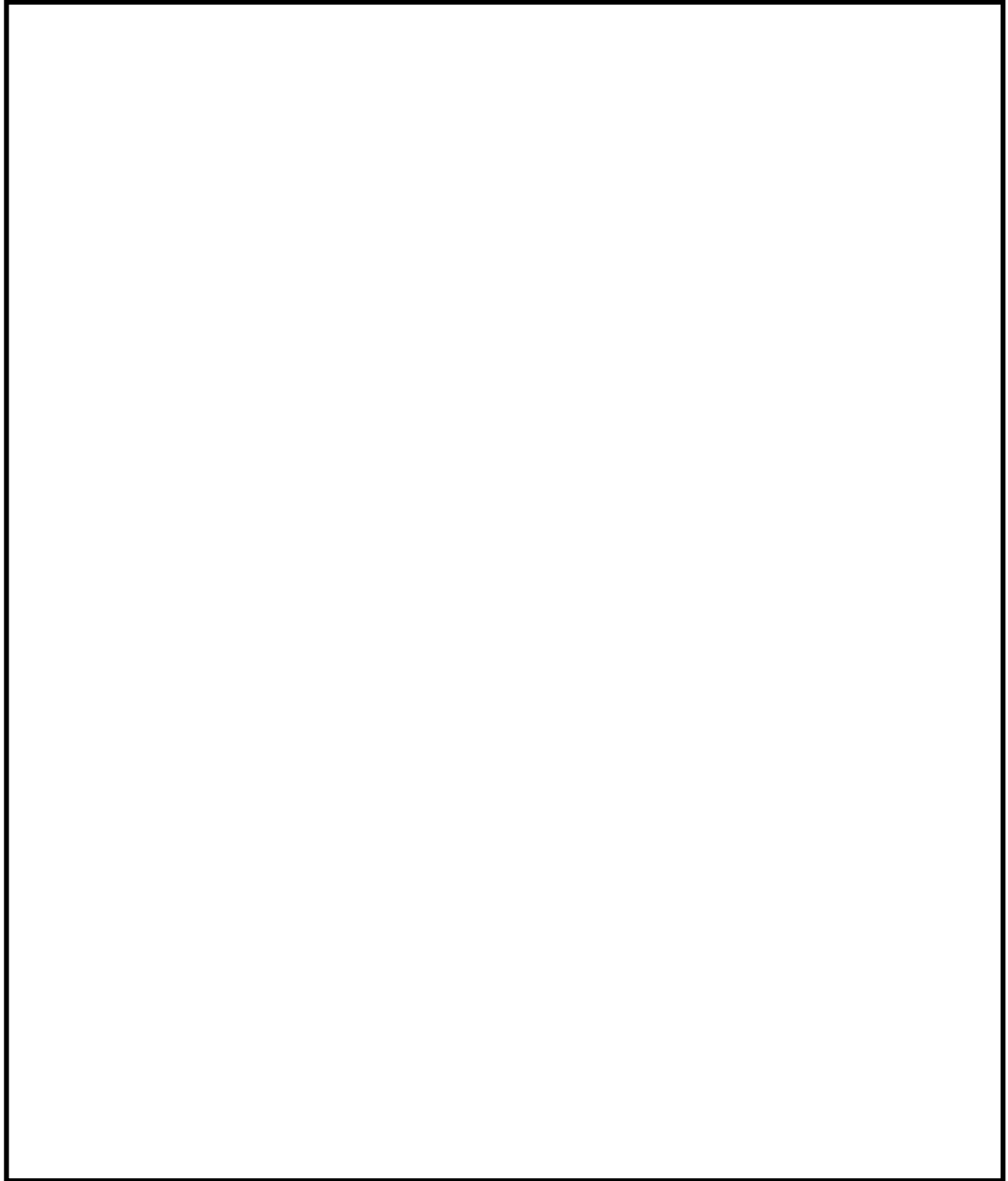
(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」,

「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための

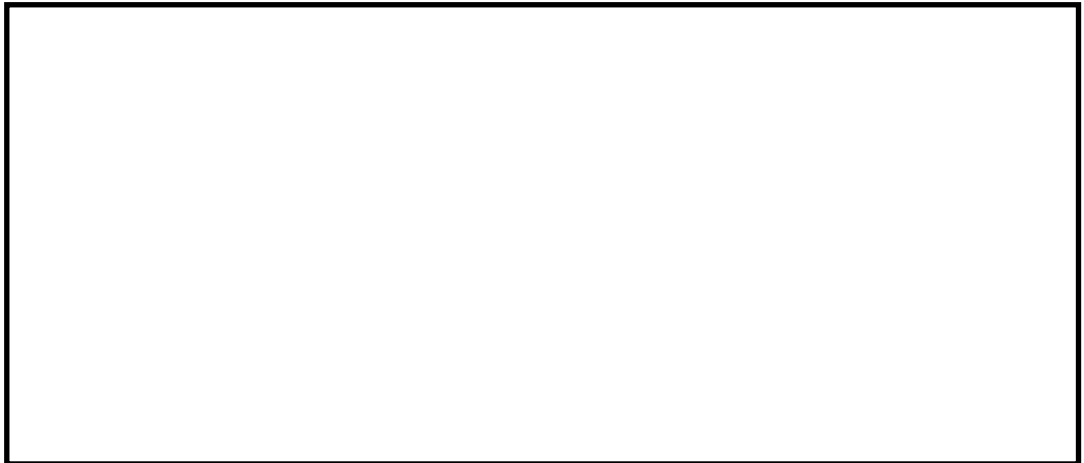
設備」，「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「ヌ(3)(xi) f. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能」と兼用)

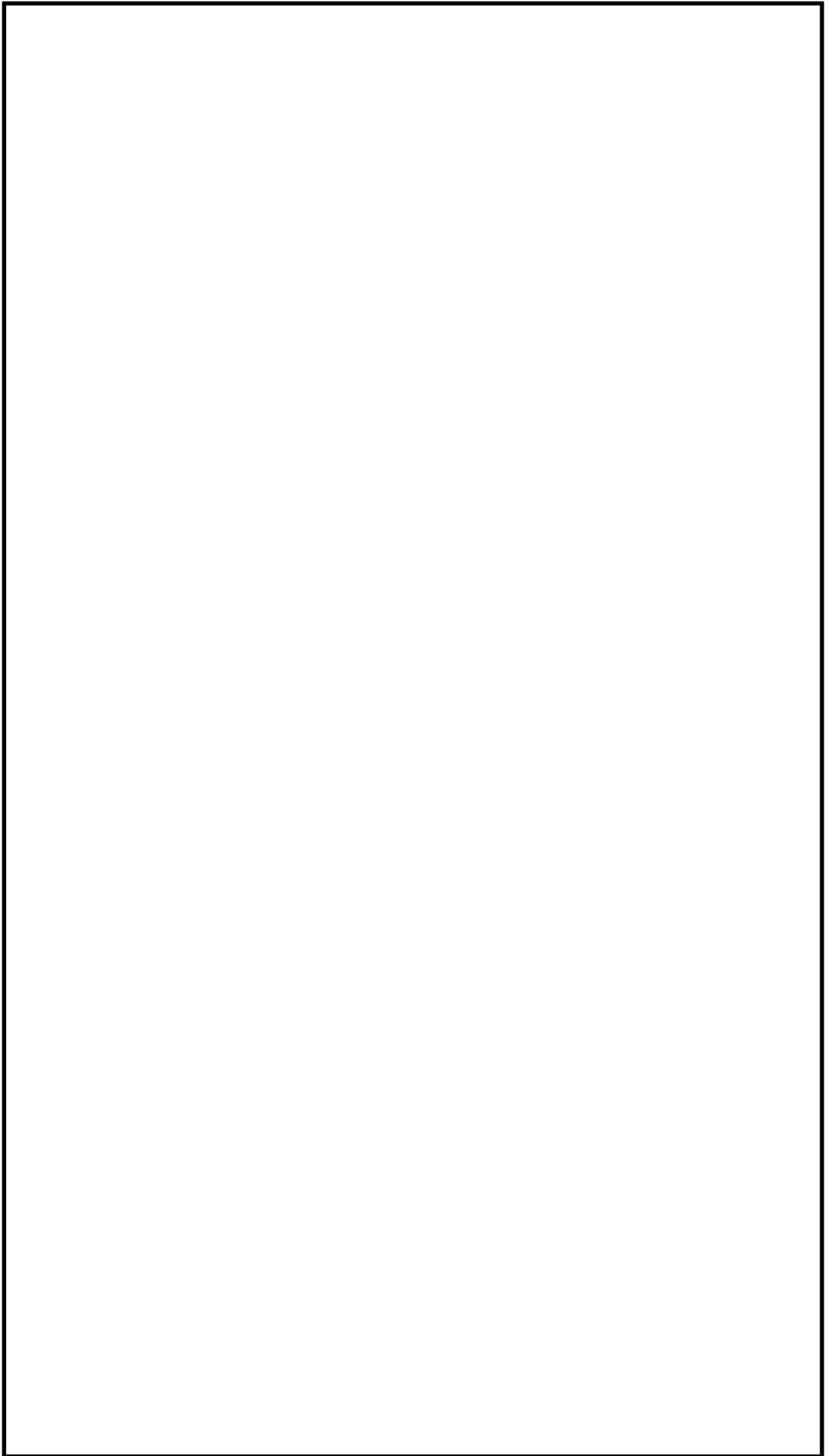




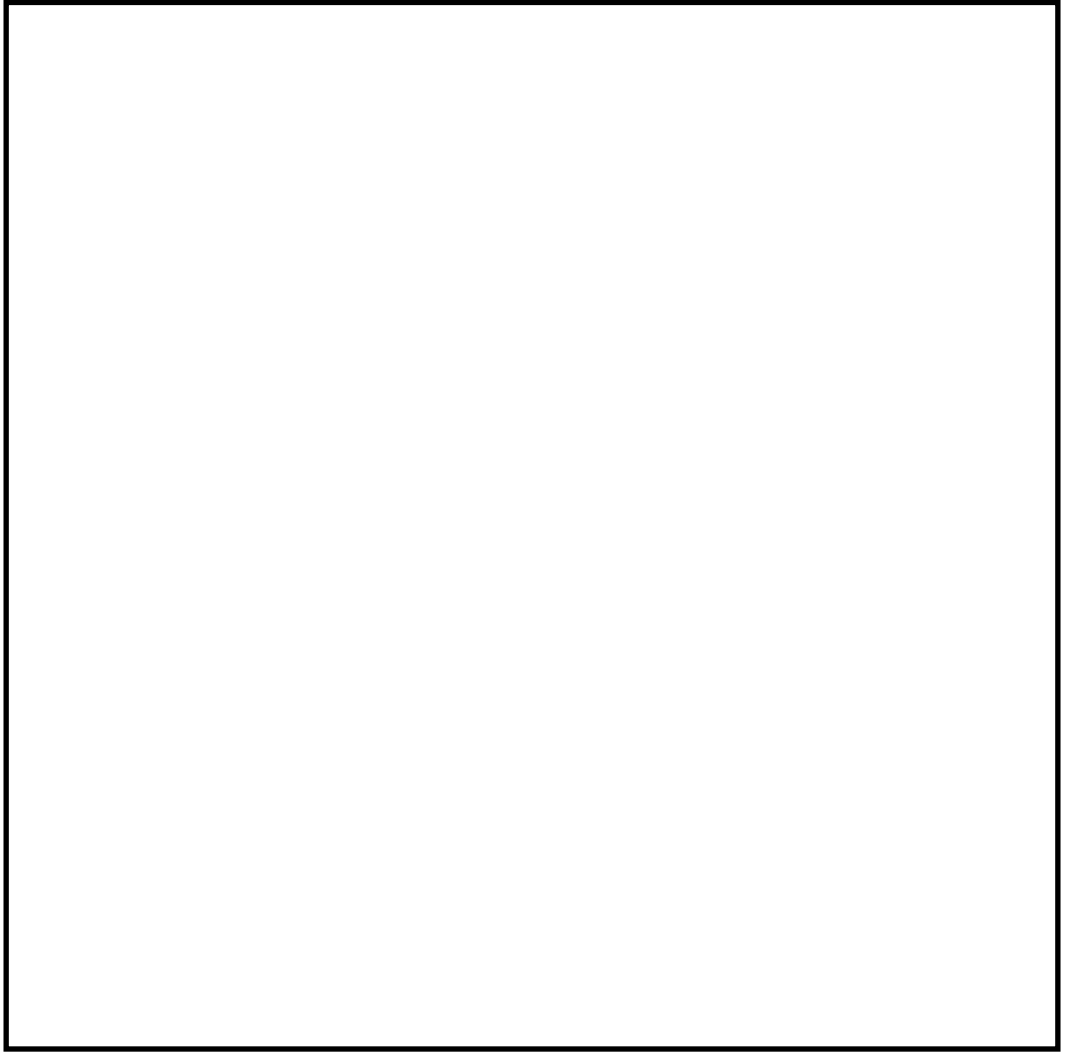


h. 電源設備









i . 計装設備



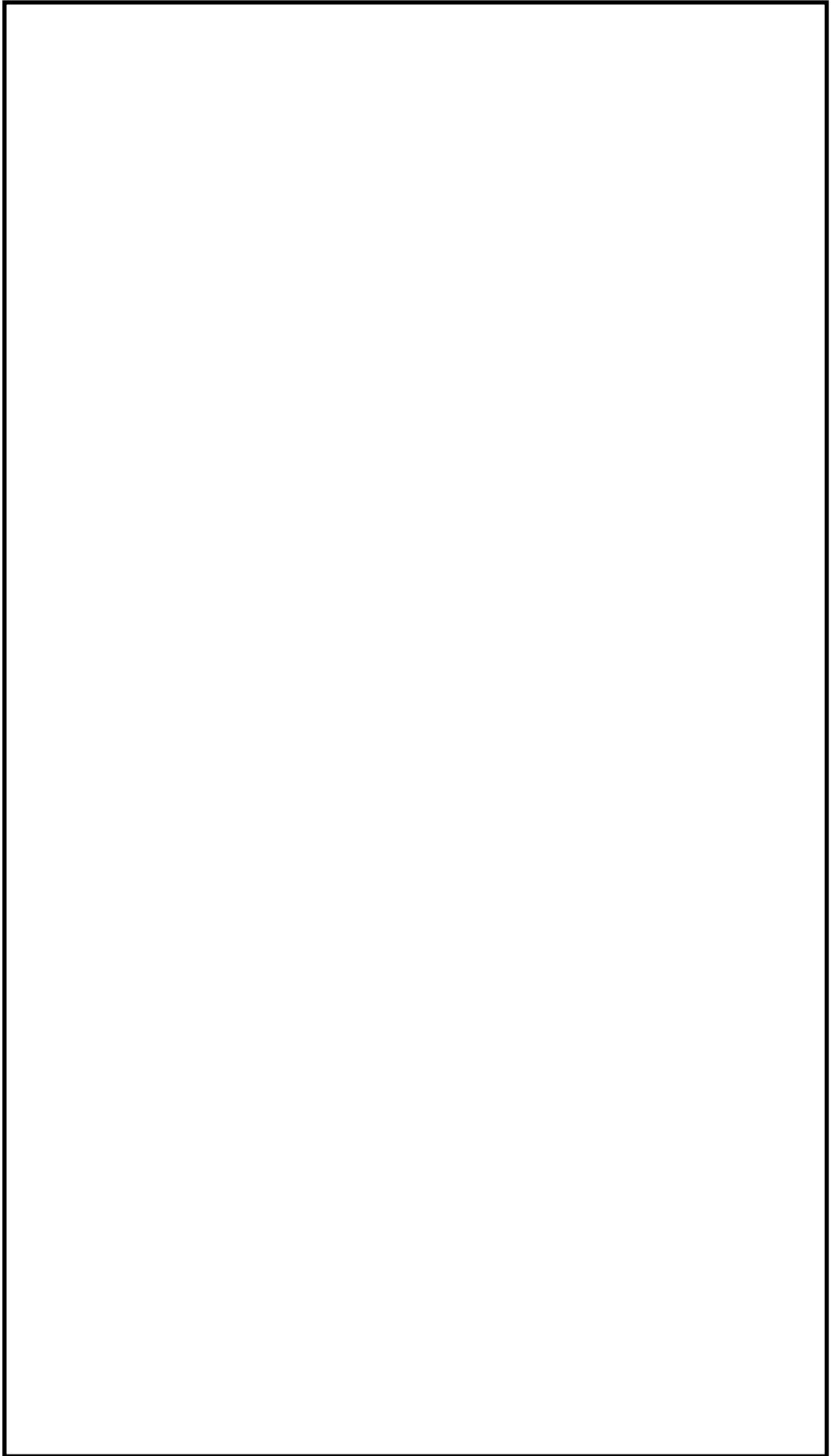
[Empty rectangular box]

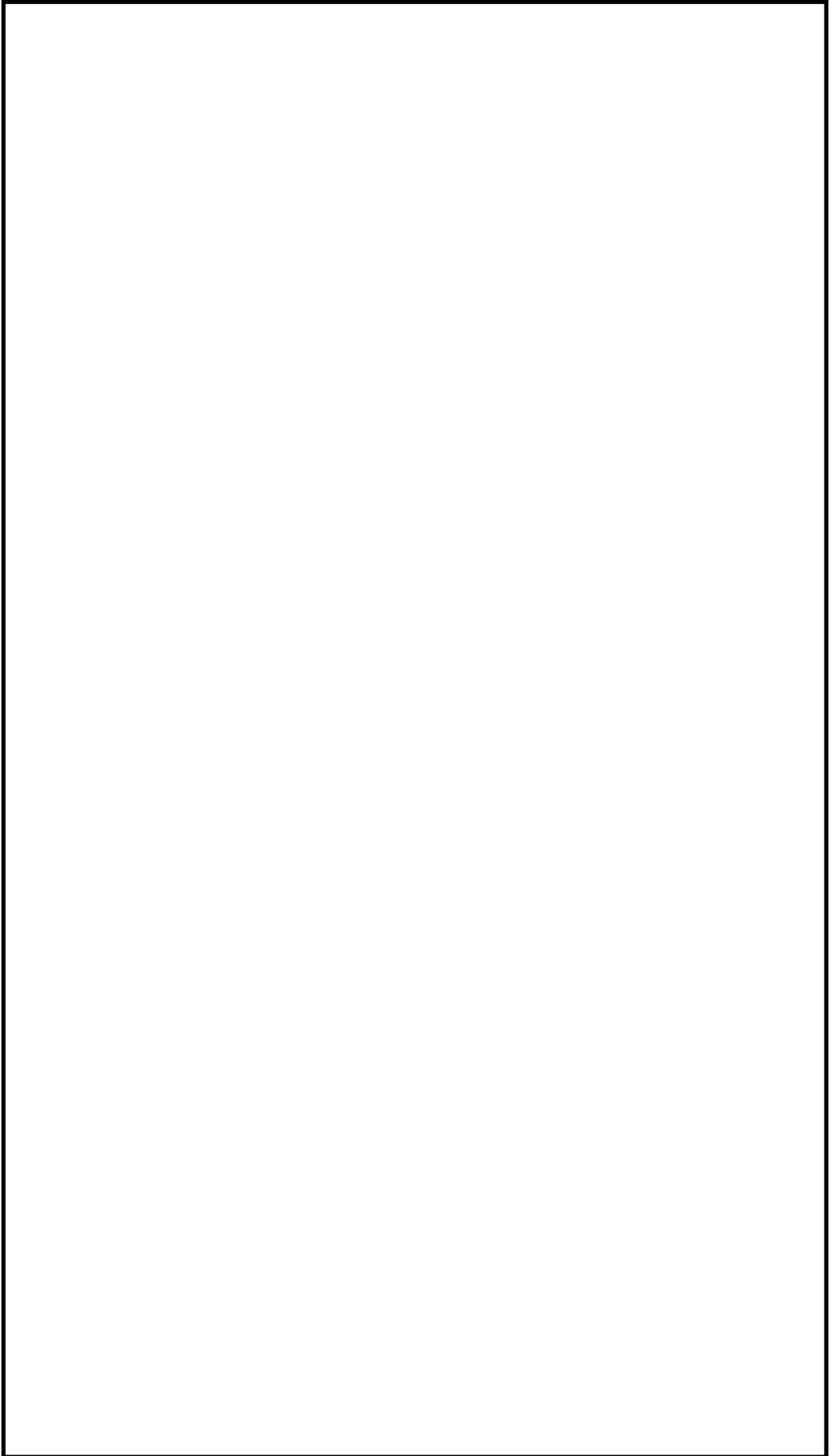
j. 通信連絡設備

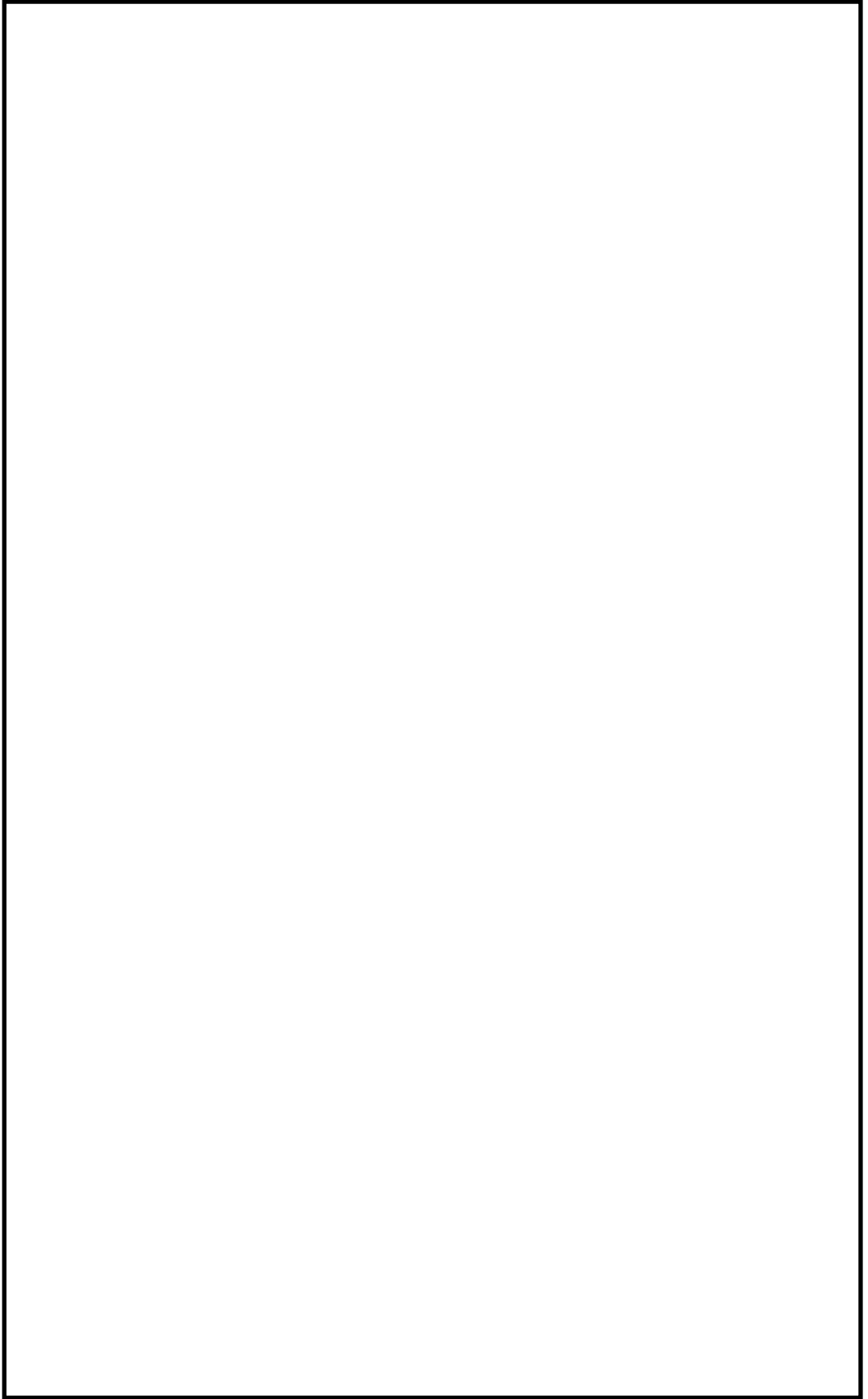
[Large empty rectangular box]

k. [Small empty rectangular box]

[Large empty rectangular box]



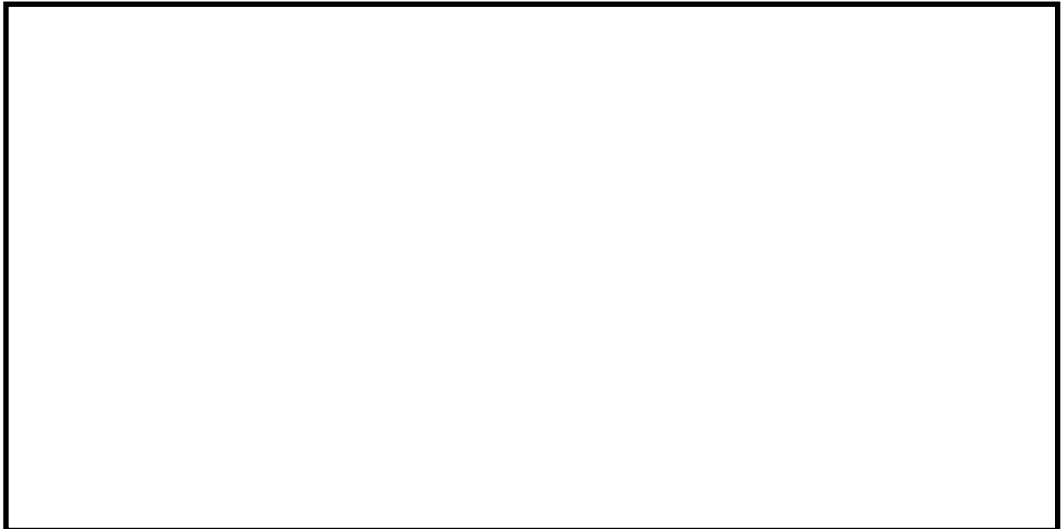




1. 一次冷却材設備



m. 原子炉格納施設



本文十号を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
-110-	下 5 と 下 4 の間	(記載の追加)	別紙 1 を追加する。
-111- ～	下 1 ～	(記載の変更)	別紙 2 に変更する。
-127-	上 1		
-129-	下 1 の後	(記載の追加)	別紙 3 を追加する。

a. 可搬型設備等による対応

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

(b-3-2) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う災害対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な災害対策要員は緊急時対策所及び [ ] [ ]、当直（運転員）の一部は中央制御室待避室にとどまり、その他の災害対策要員は発電所構外へ一時退避し、その後、災害対策本部長の指示に基づき再参集する。



(a) 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合を想定する。

手順書は使用主体に応じて、当直（運転員）が使用する手順書、東海第二発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）が使用する手順書及び特重施設要員が使用する手順書を整備する。

(a-1)原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合への対応における考慮

(a-1-1)原子炉建屋への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等が発生し、中央制御室及び緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び原子炉建屋への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

(a-1-2)原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納

容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

格納容器ベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気環境へ放出する手順であるが、原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器ベントを実施する必要がある場合において、迷わず格納容器ベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

(a-1-3) 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直発電長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を災害対策本部が使用する手順書及び当直（運転員）が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の災害対策本部活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、災害対策本部長（以下「本部長」という。）が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を災害対策本部が使用する

る手順書に整備する。

(a-1-4) 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、当直（運転員）及び災害対策本部が使用する手順書を適切に定める。

災害対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び災害対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び当直（運転員）が使用する手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

(a-1-5) 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する。

原子炉建屋への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する。

発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び災害対策要員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重施設要員及び災害対策本部が使用する手順書に整理する。

(a-1-6)原子炉建屋への大型航空機の衝突その他のテロリズムの前兆事象を把握できるか、それにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合又は発生するおそれがあると原子力防災管理者若しくは当直発電長が判断した場合、原則として原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

(a-1-7)原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「(ii)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(a-2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応  
操作

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「ES設備」という。）の操作を実施するための手順を整備する。

- ・ 特定重大事故等対処施設の準備操作
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
- ・ 炉内の溶融炉心の冷却
- ・ 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
- ・ 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損防止
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止
- ・ の居住性
- ・ 電源設備
- ・ 計装設備
- ・ 通信連絡設備

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。）として原子炉建屋への故意による大型航

空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実にできるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模損壊時については、原子炉建屋と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、格納容器ベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて

「(i) 重大事故等対策」の「a. (b) アクセスルートの確保」及び「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. (a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方」に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なホイールローダを保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。

また、大規模な火災への対応については、「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. (a-3-3-1) 5つの活動又

は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施する。

前兆事象を確認し、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直発電長が判断した場合は、当直（運転員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。

(a-2-1) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。

(a-2-1-1) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直発電長が判断した場合、原子力防災管理者又は当直発電長は、当直（運転員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後本部長から指示がなくとも手順着手の判断基準に基づき手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準

事故対処設備，重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による対応が可能となり，特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと本部長が判断した場合は，本部長の指揮のもと，通常のプラント停止操作又は「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

なお，必要に応じて災害対策本部と $\square$ は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(a-2-1-2) 特定重大事故等対処施設の用いる機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直発電長が，特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後，特重施設要員は手順に従った対応を行う。

(a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方

(a-2-2-1) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には，特定重大事故等対処施設による対応と並行して，可搬型設備等による対応準備も行うが，特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。

(a-2-2-2) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても，可搬型設備等を用いた対応と同様に，環境



への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注水を行う「代替減圧」及び「低圧代替注水」、原子炉格納容器へのスプレーによる冷却・減圧を行う「代替格納容器スプレー」、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う「ペDESTAL（ドライウェル部）への注水」、原子炉格納容器の減圧及び除熱を行う「原子炉格納容器の減圧及び除熱」、原子炉格納容器内の水素排出を行う「原子炉格納容器内の水素排出」の順で実施することとする。

また、「原子炉格納容器の減圧及び除熱」並びに「原子炉格納容器内の水素排出」の手順における格納容器ベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に実施することを基本とする。また、原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器ベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタ装置を用いた放射性物質の放出を行えるよう、判断基準を明確にした手順を整備する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（ES設備を除く。）による対応が可能となり、格納容器ベントを実施する必要がないと本部長が判断した場

合は、本部長の指揮のもと、重大事故等発生時の手順を用いた対応に移行する。

(a-2-3) 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10-4表に示す「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。

(b) 特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう、整備する。また、(a)における特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設は必要な設

備が機能できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設へ同時又は連続的に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

#### (b-1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、

評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう、要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

(b-1-1) 特定重大事故等対処施設については、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

(b-1-2) 要員の役割に応じて、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時のプラント状況の把

握，的確な対応操作の選択等，災害対策本部の指揮者，当直（運転員）及び特重施設要員の連携等を確認するための演習等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために，必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下，夜間及び悪天候（降雨，強風等）及び照明機能低下等）等を想定し，必要な防保護具等を使用した訓練も実施する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために，特重施設要員は，役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため，現場を含めた模擬訓練を行う。また，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

保守室員は，研修センターにてポンプ，弁設備等の分解点検，調整，部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき，現場に立ち，巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は，それらの情報及びマ

マニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資  
機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図る  
とともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(b-2) 特定重大事故等対処施設による対応の体制

(b-2-1) 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテ  
ロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定  
重大事故等対処施設による必要な対応を迅速かつ円滑に実  
施するため、「(i) 重大事故等対策」の「d. (c) 体制  
の整備」、 「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型  
航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」  
の「a. (b-2) 大規模損壊発生時の体制」及び「a. (b-3)  
大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令  
系統の確立についての基本的な考え方」にて整備される体  
制のもと、特重施設要員は実施組織として、(a)における特  
定重大事故等対処施設の対応手順書に従って活動を行う。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制  
は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえた対応を行う。

(b-2-2) 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、  
事象発生前については原子力防災管理者又は当直発電長で  
あり、災害対策本部設置後においては、所長（原子力防災  
管理者）は、本部長として全体指揮者となり原子力防災組  
織を統括管理する。

災害対策本部は、東海発電所及び東海第二発電所の同時  
被災の場合において、本部長の指示により発電所ごとに指

名した総括の指示のもと、発電所ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

(b-2-3)原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、原子炉圧力容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、（原子炉圧力容器に燃料が装荷されていない場合は要員確保の必要なし。）を確保する。また、「(i) 重大事故等対策」の「d. (c)体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、原子炉圧力容器に燃料が装荷されている場合における必要な要員を常時39名確保し、特重施設要員と合わせて合計（原子炉圧力容器に燃料が装荷されていない場合は、必要な要員を常時37名）を確保する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（当直（運転員）を含む。）又は重大事故等対処設備（E S設備を除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

(b-2-4)病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、発電用

原子炉の停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

(b-2-5) 特定重大事故等対処施設による対応を開始して以降は、要員の交代なしでも7日間継続した対応が可能な設計としていたため、特重施設要員の非常招集については実施しない方針であるが、要員の交代が可能な状況であれば、  
での操作を行える力量を持った要員が本部長の指揮のもと、交代により対応に当たる。また、要員の交代の際には、周辺の放射線量に配慮し、内に汚染物を持ち込まないように、チェンジングエリアを運用し、要員の被ばく低減を図る。



## (2) 有効性評価

## (i) 基本方針

## b. 評価項目

## (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

炉心損傷防止対策について、以下の項目をおおむね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、以下の評価項目に加えて、敷地境界及び非居住区域境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね 5mSv 以下であることを確認する。

## (ii) 解析条件

## b. 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) 高圧・低圧注水機能喪失

(a-9)格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、フィルタ装置入口第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。

(a-10)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-10-3)格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

## (d) 崩壊熱除去機能喪失

(d-2)残留熱除去系が故障した場合

(d-2-11)格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力

0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、フィルタ装置入口第二弁を全開操作で格納容器除熱を実施する。  
(d-2-12) 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-2-12-3) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

(f) L O C A 時注水機能喪失

(f-8) 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、フィルタ装置入口第二弁を全開操作で格納容器除熱を実施する。

(f-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。

(f-9-3) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

(f-10) 敷地境界及び非居住区域境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(f-10-8) 敷地境界における大気拡散条件については、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) を  $8.2 \times 10^{-5}$  ( $s/m^3$ )、相対線量 ( $D/Q$ ) を  $9.9 \times 10^{-19}$  ( $Gy/Bq$ ) とする。また、非居住区域境界における大気拡散条件については、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) を  $3.1 \times 10^{-5}$  ( $s/m^3$ )、相対線量 ( $D/Q$ ) を  $4.1 \times 10^{-19}$  ( $Gy/Bq$ ) とする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(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)代替循環冷却系を使用できない場合

(a-2-11)格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.31MPa [gage]

における排出流量 13.4kg/s に対して、フィルタ装置入口  
第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作で格納  
容器除熱を実施する。

(iii) 評価結果

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

(d) 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「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」、「過渡事象発生時に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故」及び「中破断LOCA時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」において、格納容器内温度の最高値は約 143℃であり、不確かさを考慮しても限界温度 200℃を下回る。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループにおいて敷地境界及び非居住区域境界での実効線量が最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約  $4.1 \times 10^{-1}$  mSv、非居住区域境界での実効線量の評価結果は約  $1.6 \times 10^{-1}$  mSv であり、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 申請書表図の一部補正

申請書表図を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－130－		(記載の変更)	別紙 1 に変更する。
－130－ と －131－		(記載の追加)	別紙 2 を追加する。
の間 －136－		(記載の追加)	別紙 3 を追加する。
と －137－			
の間 －137－		(記載の変更)	別紙 4 に変更する。
～ －149－			

## 申請書表図

申請書表図として、下記表図を変更又は追加する。ただし、第 5-7 図、第 5-8 図及び第 5-9 図については、変更前の図面に同じ。

## 記

- 第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (5/19)
- 第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)
- 第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (9/19)
- 第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)
- 第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)
- 第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性
- 第 10-3 表 事故対処するために必要な施設「高圧・低圧注水機能喪失」  
(2/2)
- 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（残留熱除去系が故障した場合）」 (2/2)
- 第 10-3 表 事故対処するために必要な施設 「LOCA時注水機能喪失」  
(2/2)
- 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
- 第 5-7 図 基準津波の策定位置
- 第 5-8 図 基準津波の時刻歴波形
- 第 5-9 図 敷地に遡上する津波の時刻歴波形

第 5-10 図 衝撃荷重曲線

第 5-11 図 衝撃荷重の入力面積

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	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（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、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱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。	
対応手段等	設計基準事故対処設備	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障時 による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器圧力逃がし装置	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。
	サポート系故障時 による除熱 緊急用海水系	設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。



1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施に当たり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>
	作業性		<p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p>
	電源確保		<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）へ給電する。</p>
	燃料給油		<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉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。	
対応手段等	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、サプレッション・プール水位が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内を減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の格納容器ベントの実施に当たり、弁の駆動電源がない場合は、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>

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			
配慮すべき事項  格納容器ベント時の留意事項	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水大型ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備を用いて代替循環冷却系へ給電する。
	格納容器ベント時の留意事項	不活性ガスによる系統内の置換 格納容器圧力逃がし装置の	格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。
		破損の防止 原子炉格納容器の負圧	格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、サプレッション・チェンバの圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。  現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の [ ] 又は [ ] に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である [ ] は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。
電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。		

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		
配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

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	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。
	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。
	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流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（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。

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	
	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>及び酸素のベント時の留意事項</p> <p>原子炉格納容器内の水素</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室に待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の [ ] 又は [ ] に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である [ ] は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>作業性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p> <p>電源確保</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ給電する。</p>

[ ] は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 1	—	—	—	—
1. 2	現場での手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	58 分以内
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	125 分以内
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 14 に記載の [常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様		
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 14 に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様		
1. 3	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放	1. 14 に記載の [可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電] と同様		
	非常用窒素供給系による駆動源確保 (非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え)	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	282 分以内
	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし弁開放 (非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え)	運転員等 (現場)	2	120 分以内
	代替直流電源設備による復旧	1. 14 に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様		
	代替交流電源設備による復旧	1. 14 に記載の [常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様		
	インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 (中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	300 分以内
1. 4	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) (現場操作)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	215 分以内
	(代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合)	重大事故等対応要員	8	

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1.4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	165 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	6	147 分以内
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	6	147 分以内
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器バント準備：S／C 側バントの場合）	1.7 と同様		
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器バント開始操作）	1.7 と同様		
	フィルタ装置スクラビング水補給 （代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合）	1.7 と同様		
	原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 （格納容器窒素供給ライン西側接続口／東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合）	1.7 と同様		
	フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	1.7 と同様		
	フィルタ装置スクラビング水移送	1.7 と同様		



第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1.5	フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)	1.7 と同様		
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215 分以内
	重大事故等対応要員	8		
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（西側淡水貯水設備から残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215 分以内
重大事故等対応要員	8			
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等（現場）	6	535 分以内
	重大事故等対応要員	8		
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S/C 側ベントの場合）	運転員等（現場）	3	130 分以内
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	重大事故等対応要員	3	30 分以内
	フィルタ装置スクラビング水補給 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)	重大事故等対応要員	8	145 分以内

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 （格納容器窒素供給ライン西側接続口／東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合）	重大事故等対応要員	6	115 分以内
	フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	重大事故等対応要員	6	115 分以内
	フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 （中央制御室, 現場）	3	42 分以内
		重大事故等対応要員	2	
フィルタ装置スクラビング水移送 （代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合）	重大事故等対応要員	8	145 分以内	
1.8	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内	
	重大事故等対応要員	8		

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
	（代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）	重大事故等対応要員	8	
1.9	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（格納容器窒素供給ライン西側接続口／東側接続口を使用した原子炉格納容器（S／C側）内へ窒素供給の場合）	重大事故等対応要員	6	115 分以内
	代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電	1.14 に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。		
	代替電源による必要な設備への給電	1.14 に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14 に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。		
1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	140 分以内
	（西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	重大事故等対応要員	8	

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）  （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	435 分以内
		重大事故等対応要員	8	
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	370 分以内	
	重大事故等対応要員	8		
	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12 と同様		
	代替電源による給電	1.14 と同様		

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	8	145 分以内
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	360 分以内
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	8	145 分以内
1.13	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	535 分以内
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	320 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	370 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から原子炉建屋西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	290 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から高所東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	220 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から高所西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	225 分以内

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	145 分以内
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	130 分以内
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	160 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ピット) から代替淡水貯槽への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	160 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	165 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ピット) から西側淡水貯水設備への送水)	運転員等 (中央制御室)	1	220 分以内
		重大事故等対応要員	8	
1. 14	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	92 分以内
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	2	230 分以内
		重大事故等対応要員	6	

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	160 分以内
		重大事故等対応要員	6	
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	2	230 分以内
		重大事故等対応要員	6	
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (初回)	重大事故等対応要員	2	90 分以内
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (2 回目以降)	重大事故等対応要員	2	50 分以内
タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	30 分以内	
1. 15	可搬型計測器による計測	重大事故等対応要員	2	63 分以内
1. 16	チェンジングエリアの設置及び運用手順	重大事故等対応要員	2	170 分以内
	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順)	重大事故等対応要員	2	40 分以内 (1 枚)
1. 17	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	重大事故等対応要員	2	475 分以内
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	重大事故等対応要員	2	110 分以内
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	110 分以内
	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90 分以内
	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100 分以内
	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290 分以内
	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185 分以内

第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 17	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300 分以内
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30 分以内
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	重大事故等対応要員	2	80 分以内
1. 18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所非常用換気設備の運転)	災害対策要員	1	5 分以内
	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所エリアモニタの設置)	重大事故等対応要員	1	10 分以内
	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17 と同様		
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順)	災害対策要員	2	65 分以内
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順)	災害対策要員	1	5 分以内
		重大事故等対応要員	1	
	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	災害対策要員	1	5 分以内
	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順)	災害対策要員	1	67 分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	重大事故等対応要員	2	20 分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順)	災害対策要員	1	5 分以内
代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機による給電【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】)	災害対策要員	1	3 分以内	
代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機による給電【緊急時対策所用発電機の自動起動手順の判断基準】)	災害対策要員	1	10 分以内	



第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 19	代替電源設備から給電する手順等	<p>1. 14 に記載の [常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様。</p> <p>1. 18 に記載の [緊急時対策所用発電機による給電] と同様。</p>		

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「高圧・低圧注水機能喪失」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ)

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（残留熱除去系が故障した場合）」（2/2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニ タ（S/C） フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ（高レンジ・低レン ジ）

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「L O C A 時注水機能喪失」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ)

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 (1/12)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (2/12)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (3/12)

c. 炉内の溶融炉心の冷却の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (4/12)

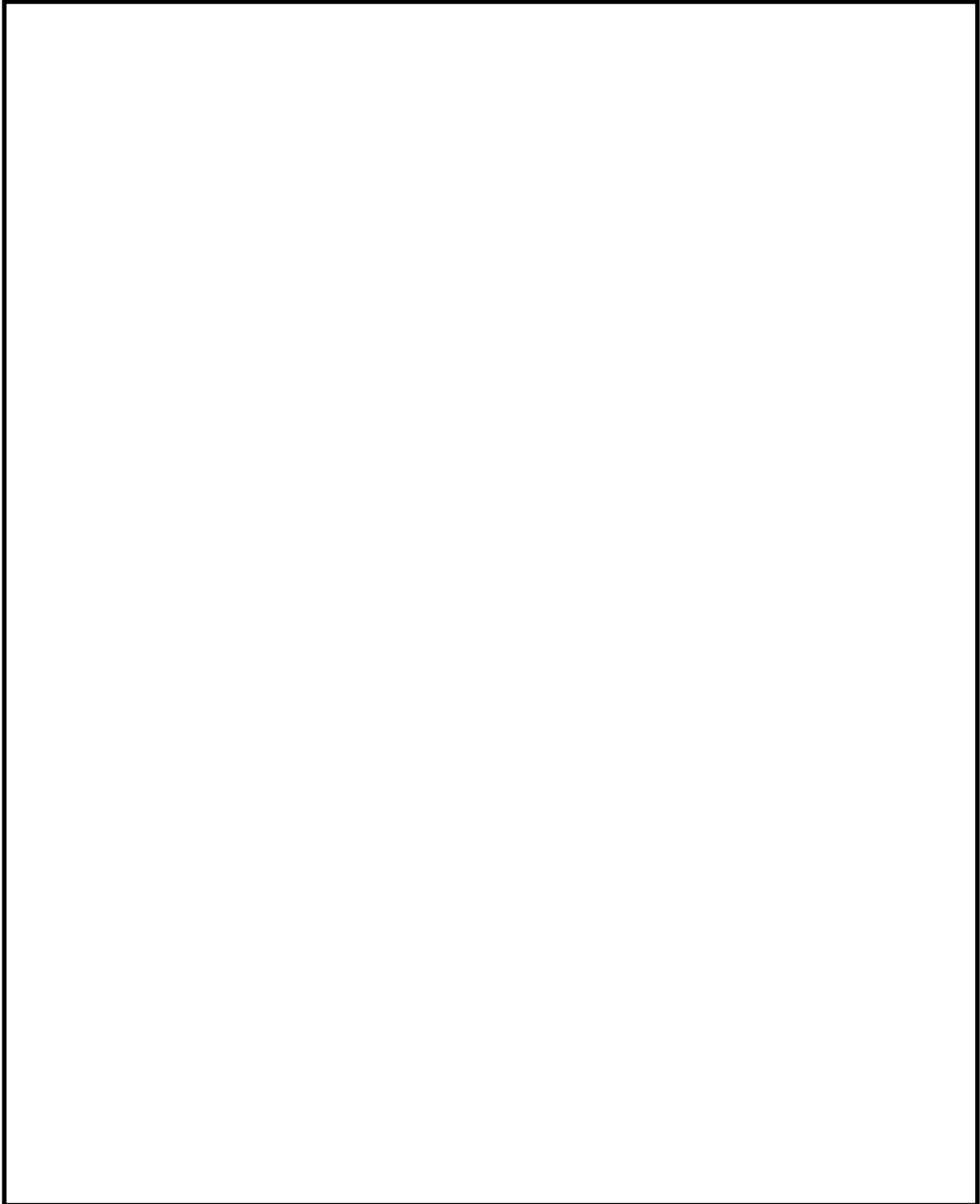
d. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



d. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却の手順



は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (5/12)

e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

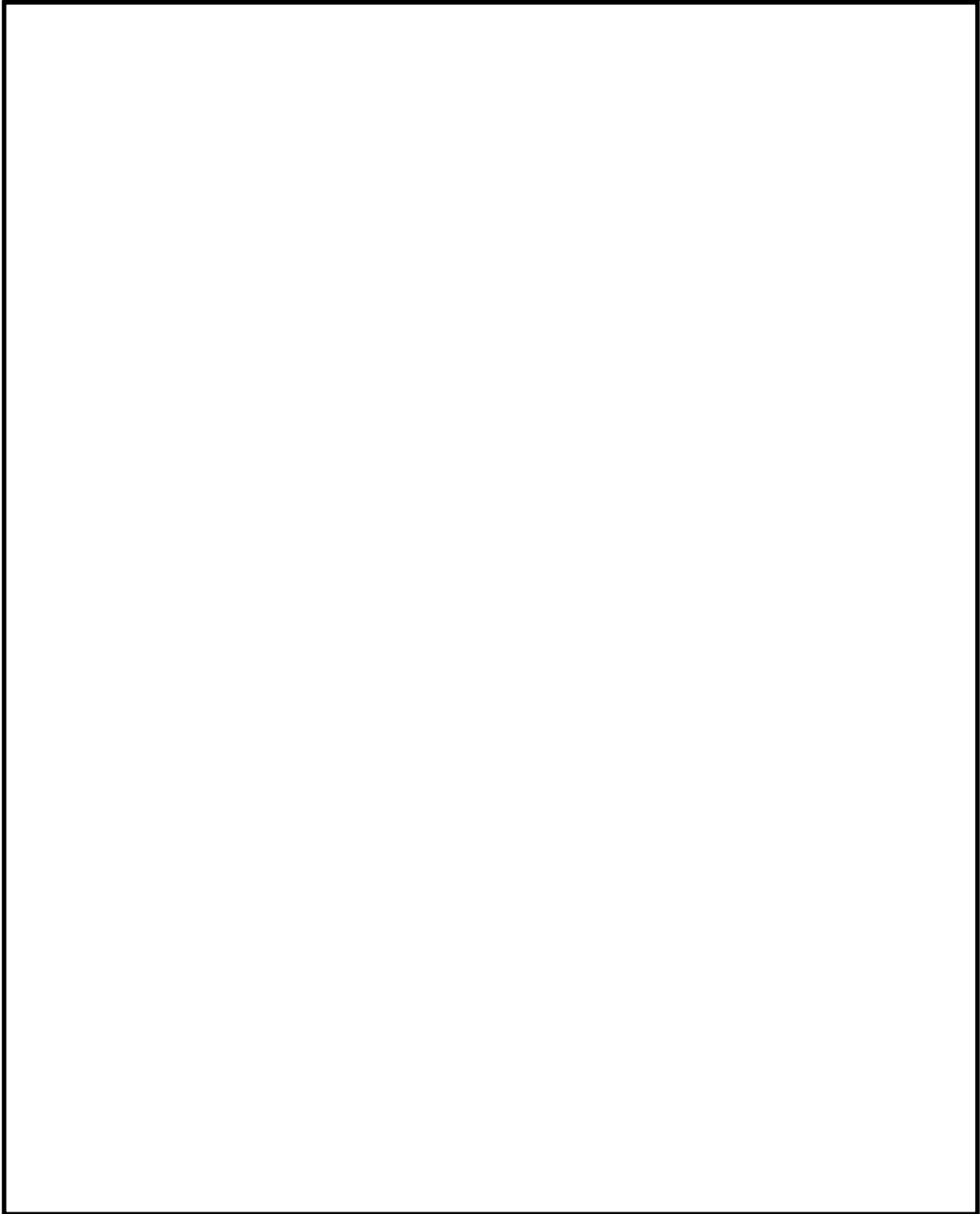
は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (6/12)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

--

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順



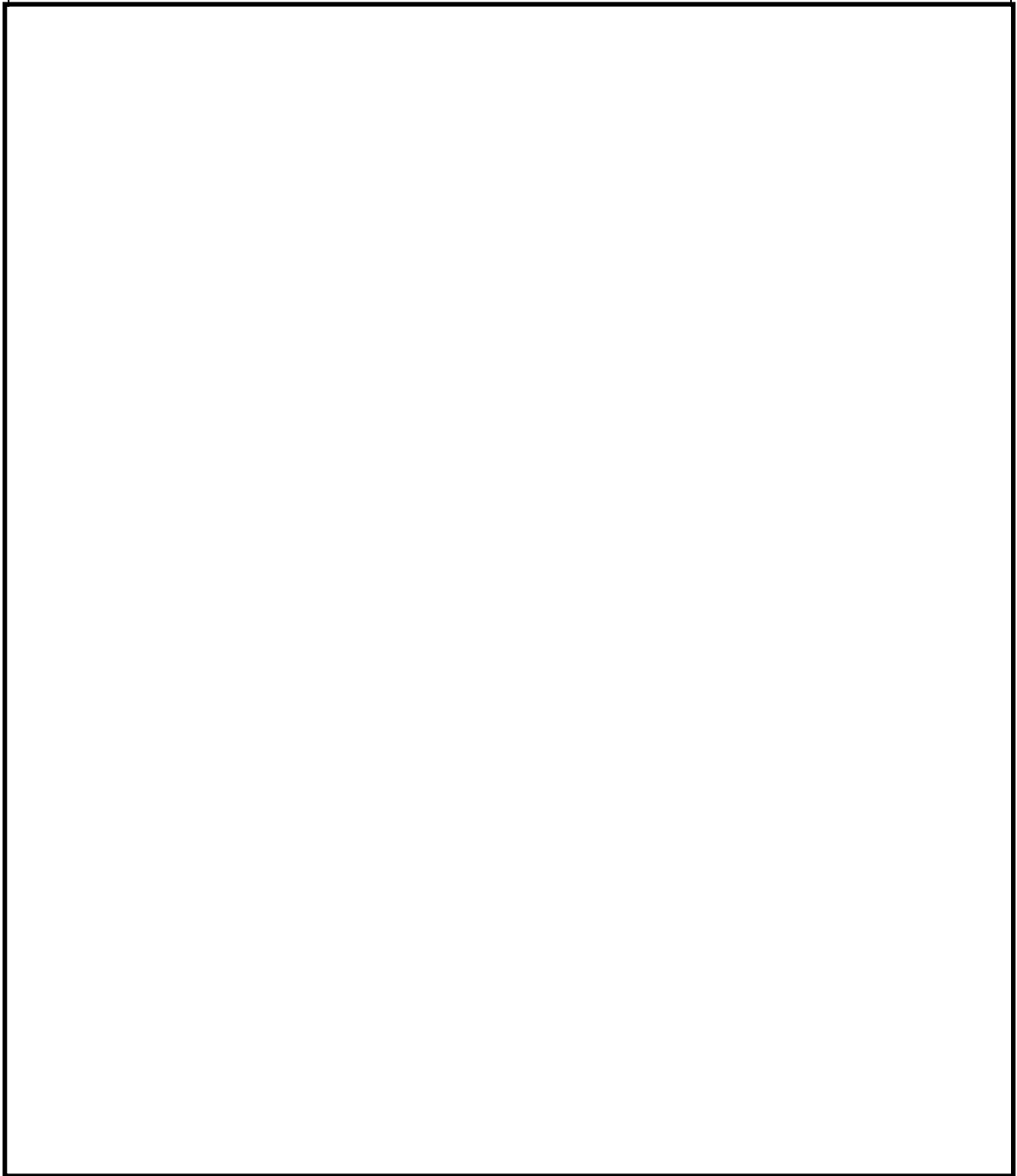
は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。


f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順



は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順



 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (7/12)

g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

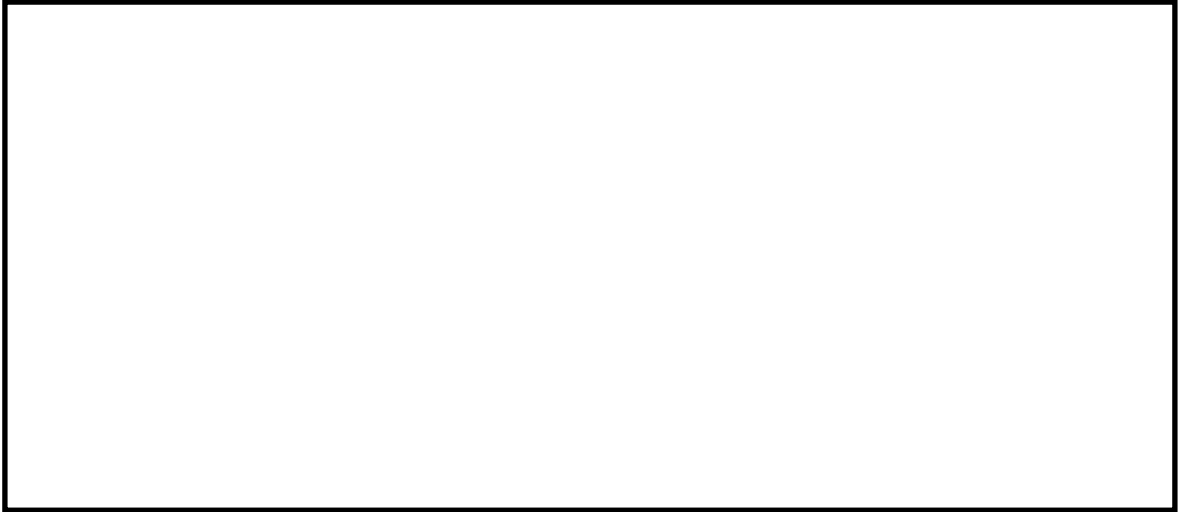
g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止の手順



は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止の手順



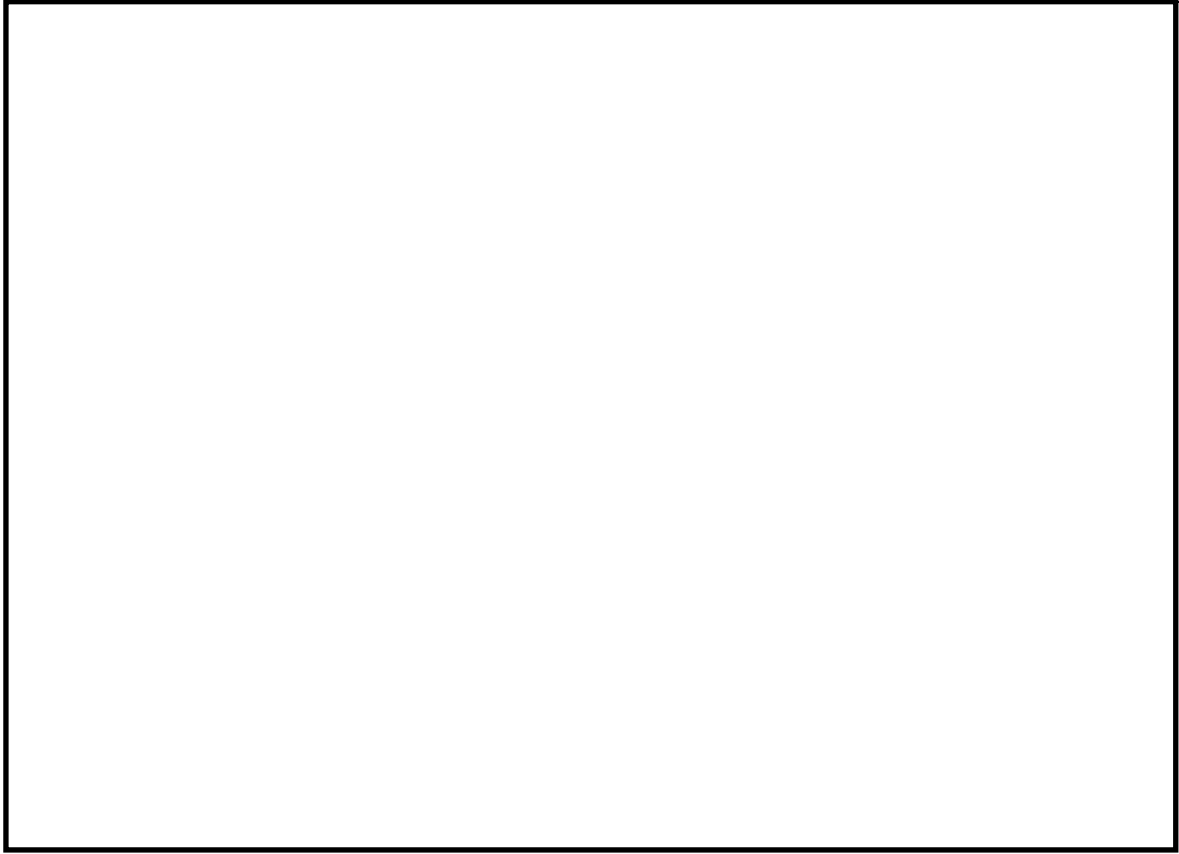
は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (8/12)

h. <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> の居住性に関する手順

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

h.  の居住性に関する手順



は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (9/12)

i. 電源設備の手順

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (10/12)

j. 計装設備の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (11/12)

k. 通信連絡設備の手順

--

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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 (12/12)

1. 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

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

申請書添付参考図面の一部補正



申請書添付参考図面を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－154－		(記載の変更)	別紙1に変更する。
－154－		(記載の追加)	別紙2を追加する。
と			
－155－			
の間			
－155－		(記載の変更)	別紙3に変更する。

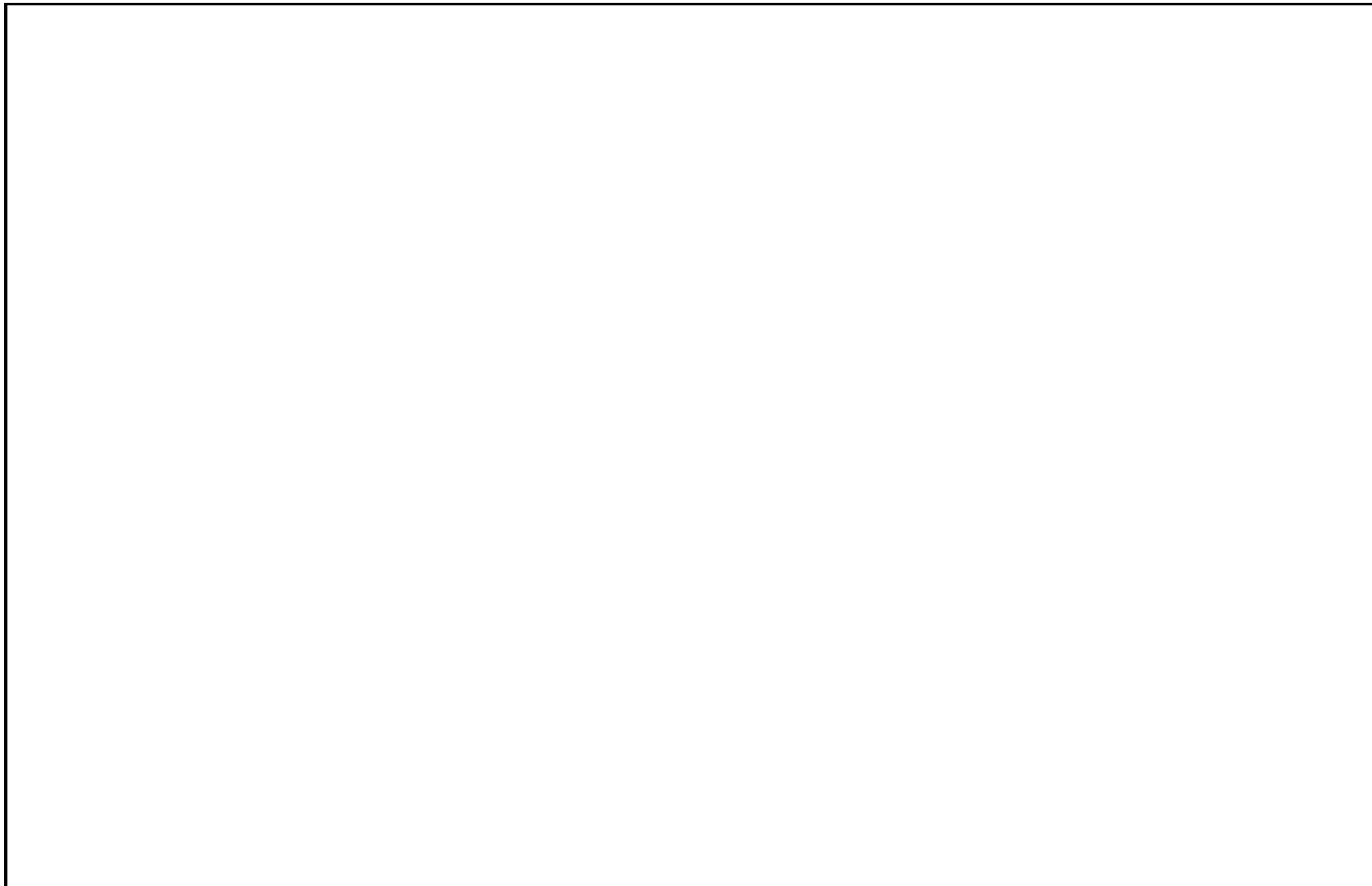
申 請 書 添 付 参 考 図 面

申請書添付参考図面を次のとおり変更する。


「第 2 図 発電所一般配置図（添付書類 八 第 2.1-1 図）」を添付 1 の  
とおり変更する。

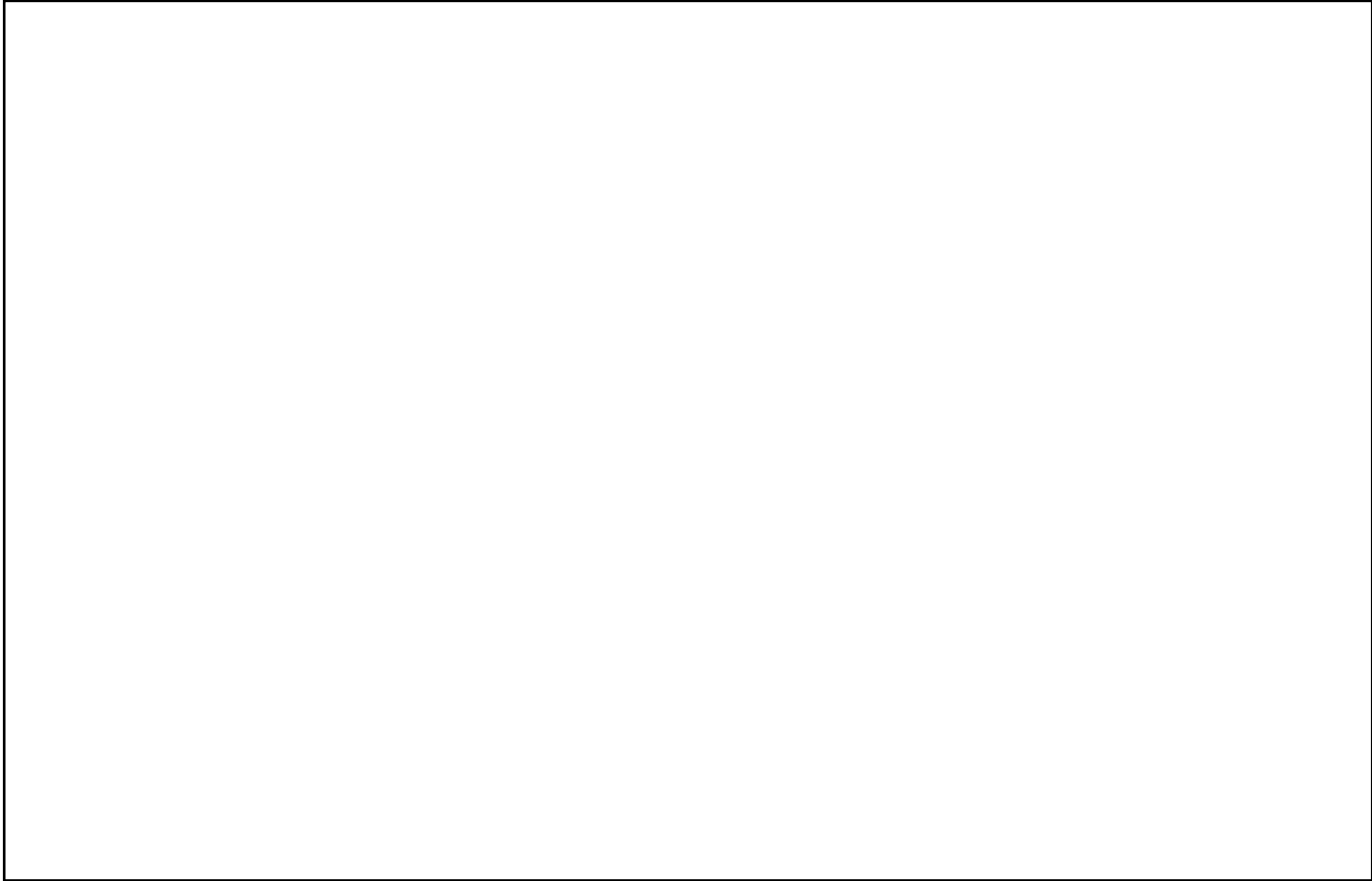
「第 20 図 周辺監視区域図（添付書類 九 第 3.1-2 図）」を添付 2 のと  
おり変更する。

「第 44 図 発電所一般配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）（添付  
書類 八 第 2.1-13 図）」として添付 3 の図面を追加する。




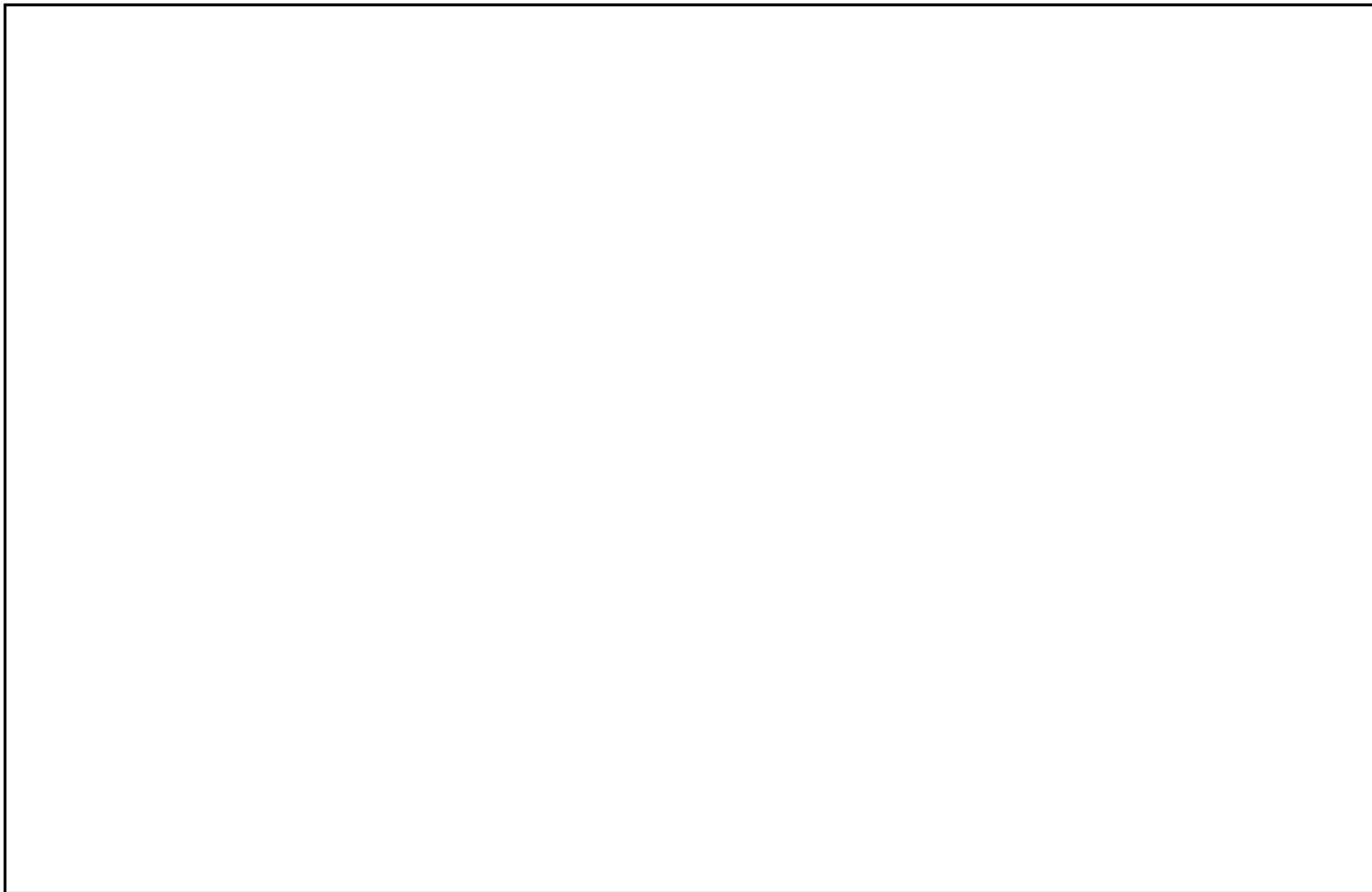
第 2 図 発電所一般配置図（添付書類 八 第 2.1-1 図）

 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。




第 20 図 周辺監視区域図 (添付書類 九 第 3.1-2 図)

 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 44 図 発電所一般配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）（添付書類 八 第 2.1-13 図）

 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

## 添付書類目次の一部補正

添付書類目次を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
-1-	上 1	(記載の変更)	別紙 1 に変更する。
～	～		
-3-	下 1		

今回の変更に係る東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）の添付書類は以下のとおりである。

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

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類一の記載内容と同じ。

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

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類二の記載内容と同じ。

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

別添1に示すとおりである。

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

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類四の記載内容と同じ。

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



別添2に示すとおりである。

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

別添3に示すとおりである。

別添3に示す記載内容以外は，次のとおりである。

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類六の記載内容と同じ。

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二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類七の記載内容と同じ。

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

別添4に示すとおりである。

別添4に示す記載内容以外は，次のとおりである。

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類八の記載内容と同じ。

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  
別添5に示すとおりである。

別添5に示す記載内容以外は、次のとおりである。

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類九の記載内容と同じ。

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

別添6に示すとおりである。

別添6に示す記載内容以外は、次のとおりである。

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）（令和元年7月24日付け，原規規発第1907243号をもって設置変更許可）の添付書類十の記載内容と同じ。

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

別添7に示す記載を追加する。

## 添付書類五の一部補正

添付書類五を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
5-1 ～ 5-22	上 1	(記載の変更)	別紙 5-1 に変更する。

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 項の規定に基づく東海第二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東海第二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は，大規模な原子力設備工事に関する設計方針の策定を本店の発電管理室及び開発計画室が実施し，本設計方針に基づく，現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二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は，運転管理及び施設管理に関する基本的な方針を本店の発電管理室にて定め，現地における具体的な運転及び保守の業務は東海第二発電所の担当する組織が実施する。東海第二発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループが，施設管理に関する業務は保修運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，土建運営グループ，土木グループ，建築グループ，工務・設

備診断グループ、直営電気・制御グループ、直営機械グループ及びプラント管理グループが、燃料管理に関する業務は発電直及び炉心・燃料グループが、放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務は放射線・化学管理グループが、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は安全・防災グループが、保安運営の総括に関する業務は保安運営グループが実施する。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで各部門にて取り組んできた安全の取り組みを全社的かつ計画的に推進するため、本店に安全室を設置した。また、東海第二発電所においては、防災安全を担う部署として、安全・防災室を設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

社員に対する原子力安全に関する知識・スキルの取得を強化するため、本店総務室の体制を強化し、原子力安全を達成するために必要な知識・スキルを学ぶ機会を提供する人材育成計画を策定し、支援している。

特定重大事故等対処施設については、大規模損壊時のほか、重大事故等時においても使用するため、特定重大事故等対処施設の施設管理等に関する業務は、東海第二発電所にて上記と同様の組織で実施する。



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，原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態を宣言した場合は発電所警戒対策本部を，非常事態を宣言した場合は発電所対策本部を設置し，平時の業務体制から速やかに移行する。

災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成を第 2.1 図，本店対策本部の組織及び職務を第 2.2 図に示す。

東海第二発電所の原子力防災組織は，東海第二発電所の技術系社員（以下「技術者」という。），事務系社員及び協力会社社員により構成され，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。自然災害又は重大事故等が発生した場合は，発電所に常駐している統括待機当番者，重大事故等対応要員及び当直要員等にて初動対応を行い，本部長の指示の下，上記要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対処する。また，重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も，原子力防災組織にて適確に対処する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議する委員会として，本店に原子炉施設保安委員会を，東海第二発電所に原子炉施設保安運営委員会を設置している。原子炉施設保安委員会は，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，保安規定の変更等に関する事項を

審議し、原子炉施設保安運営委員会は、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

令和2年7月1日現在、本店及び東海第二発電所の技術者（業務出向者は除く。）数は、526名であり、そのうち、10年以上の経験年数を有する管理職が198名在籍している。また、東海第二発電所における技術者の人数は297名である。

### (2) 有資格者数

令和2年7月1日現在、本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は、次のとおりであり、そのうち、東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

原子炉主任技術者	25名（6名）
第1種放射線取扱主任者	76名（22名）
第1種ボイラー・タービン主任技術者	18名（12名）
第1種電気主任技術者	6名（3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	11名（9名）

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等発生時の対応としてアクセスルートの確保で重機を扱うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者も確保している。



なお、特定重大事故等対処施設を運用する上で必要となる特殊な資格はない。

本店及び東海第二発電所の技術者並びに事業を行うために必要な資格名とそれらの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応が可能であるが、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、採用を通じ技術者を確保し、必要な教育及び訓練を行い継続的に育成し、各工程において必要な技術者及び有資格者を配置する。

本店の各実施部門においては、各専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため、自らの知識取得に取り組むとともに、発電所への指導・助言（オーバーサイト）を行う。これにより、発電所における目標に対するギャップを把握し、また解決すべき課題の抽出を行い、これらを協働で解決することにより世界最高水準のパフォーマンス、技術力を発揮することを目指している。

### 3. 経 験

当社は、昭和 32 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 41 年 7 月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計 4 基の原子力発電所を有し、平成 13 年 12 月から廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手した敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 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
東海発電所	(585MW)	昭和41年7月25日 (平成13年10月4日原子炉の解体の届出) (平成18年6月30日廃止措置計画認可)
東海第二発電所	(3,293MW)	昭和53年11月28日
敦賀発電所1号炉	(1,064MW)	昭和45年3月14日 (平成29年4月19日廃止措置計画認可)
敦賀発電所2号炉	(3,423MW)	昭和62年2月17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4基の原子力発電所において、約54年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所1号炉での廃止措置を行っており、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、東海第二発電所において平成19年には給水加熱器の取替え及び平成21年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、非常用ガス処理系配管、排気筒の他、可燃性ガス濃度制御系配管、中央制御室換気空調系ダクト等のサポートについて設計及び工事を実施している。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らがを行い、知識・技能の向上を図り、緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取り組みを行っている。

平成 8 年度以降、アクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）（平成 23・03・28 原第 7 号 平成 23 年 3 月 30 日付）」に基づき実施した緊急安全対策により、高圧電源車、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。

新規制基準施行を踏まえ、自然災害等対策及び重大事故等対策に関する検討、設備改造工事等を一部実施している。また、これらの対策を運用する体制、手順についても整備している。

運転及び保守に関する社内規程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、工事と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。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となった。

これを踏まえ、従来の安全対策に対する考え方を見直し、経営トップのコミットメントのもと、リスク情報の活用をはじめとする、実効的な原子力の

安全性向上策のロードマップを策定し、全社員共通の取り組みとして、最高水準の原子力安全を追求する不断の努力を継続すべく、平成26年6月13日に「原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み」を公表した。

これに基づき、当社の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み状況を社外有識者から客観的、専門的な立場から評価をうける社外評価委員会を設置し、そこでいただいた指導及び助言を踏まえ、当社の安全性向上への取り組みが適切に実施されていることを経営層が参画する総合安全推進会議にて確認し、継続的な改善を実施している。

#### 4. 品質保証活動

当社における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。）に従い、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動、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、継続的に改善している。

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「品質保証規程」（以下「品質マニュアル」という。）に定めている。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

なお、本申請における設計及び運転等の各段階における品質保証活動のうち、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可され

た発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した活動については、「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」に従い実施している。

#### (1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、業務に必要な社内規程を定めるとともに、文書体系を構築している。品質保証活動に係る文書体系を第3図に示す。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、廃止措置プロジェクト推進室、開発計画室、東海第二発電所、地域共生部、東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）で構築している。

各業務を主管する組織の長は、社内規程に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、評価確認し、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作成し管理する。

社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、実効性を維持することの責任と権限を有し、品質方針を設定している。この品質方針は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意のもと、安全の確保、品質の向上、企業倫理の浸透、透明性の確保を基本として活動することを表明しており、原子力

の安全を確保すること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とともに、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ため、組織全体に周知されている。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、品質マニュアルに従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を評価確認し、作成し、実施部門の管理責任者である安全室を担当する取締役は、その情報をとりまとめ、評価確認し、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。また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、評価確認し、監査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、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを、各業務を主管する組織の長に通知し、各業務を主管する組織の長が作成したマネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項を確認して改善計画としてまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項及び品質保証活動の実施状況の評価確認し、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。また、管理責任者はそれらの状況を確認している。

安全室を担当する取締役は、実施部門管理責任者として、各室部所に共通する事項である品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事項、品質方針の変更提案、マネジメントレビューのインプット及びアウトプットに基づく品質マネジメントシステムが実効性のあることを評価する。また、

東海第二発電所，本店各室，地域共生部，東海総合研修センター，敦賀総合研修センターにおいては，各室部所長を主査とするレビューを実施し，実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項，年度業務計画（品質目標）及び実施部門管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

各レビューのアウトプットについては，社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか，品質目標等の業務計画の策定／改訂，社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

さらに，品質マネジメントシステムの有効性を維持・向上させるために，本店の品質保証委員会では，実施部門の品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し，品質マネジメントシステムが実効性のあることを評価するとともに，その結果を業務に反映させる。また，東海第二発電所の品質保証運営委員会では，東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し，品質マネジメントシステムが実効性のあることを評価するとともに，その結果を業務に反映させる。

なお，発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては，本店にて保安規定第6条に基づく原子炉施設保安委員会を，また，発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては，発電所にて保安規定第7条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し，その内容を審議し，審議結果を業務へ反映させる。

## (2) 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，設計及び工事を品質マニュアルに従い，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に

応じて管理し、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、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（原子力規制委員会の職員による工場等への立入りに関することを含む。）を提示し、製品及び役務やその重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

各業務を主管する組織の長は、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、原子力安全に及ぼす影響に応じた是正処置等を実施する。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に要求事項を提示し、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、品質保証活動に必要な文書を定め、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、当社の東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び当社発電所において、入所時教育、直研修、職場OJT等により現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）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る。また、東海第二発電所においては、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、保安規定等に基づき、対象者、

教育内容、教育時間及び教育実施時期について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となったことを踏まえ、重大事故等対処設備に関わる知識・スキルの習得に併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

また、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書を用いた訓練を実施しており、訓練により得られた改善点等を適宜反映することとしている。

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、重大事故等発生時及び原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等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。

以上のとおり、本変更に係る技術者に対する教育・訓練を実施し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させる取り組みを行っている。

## 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施設管理に関する業務、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年以上有する管理職（能力等級特2級以上又は役割ランク2号以上）の中から職務遂行能力を考慮した上で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するために、所長の人事権が及ばない社長が選任し配置する。

発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任する。

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（能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上）の中から選任し、職務遂行に万全を期している。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、東海第二発電所において重大事故等が発生した場合を想定し、発電用原子炉主任技術者は、休日・夜間において東海第二発電所における重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に非常招集するため、早期に非常招集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者及び代行者を少なくとも1名配置する。

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、発電用原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。

以上のとおり、東海第二発電所の運転に際して必要となる有資格者等については、その職務が適切に遂行できる者の中から選定し、配置している。

第1表 本店及び東海第二発電所の技術者及び有資格者の人数

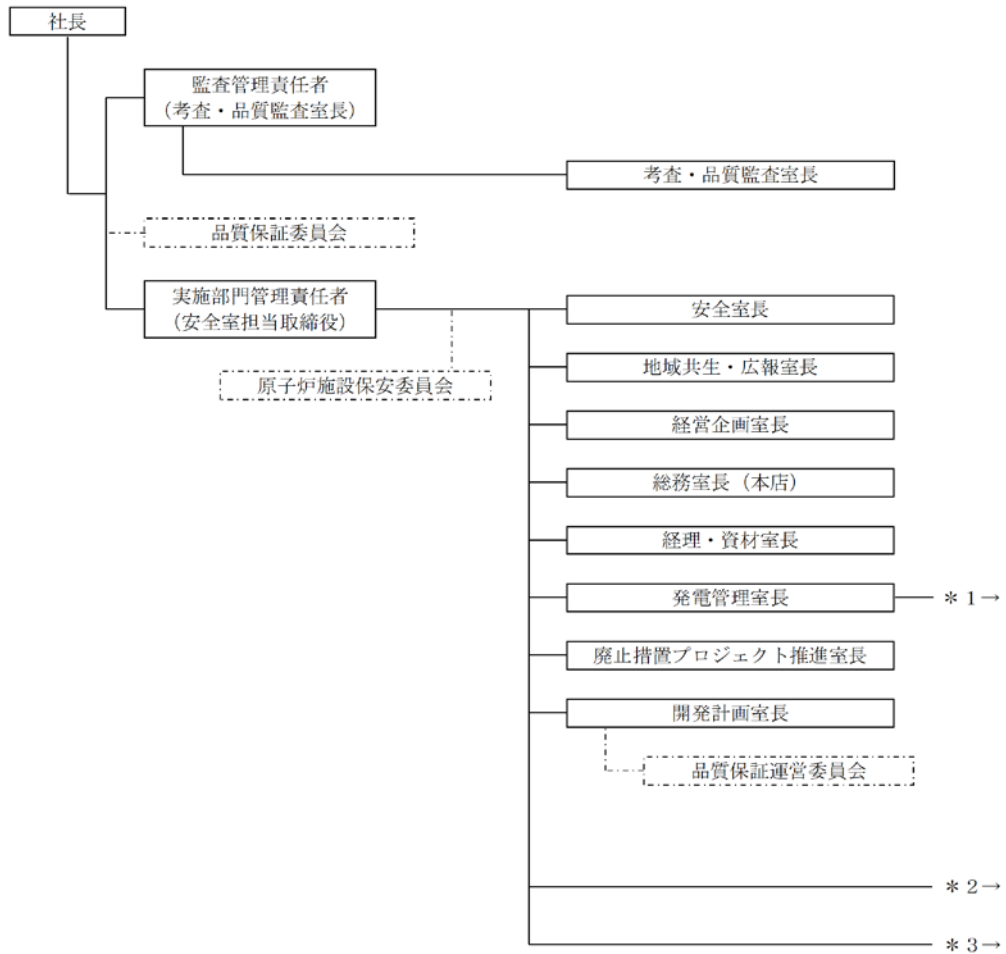
(令和2年7月1日現在)

		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数 ※1	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	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
本店	発電管理室	102	42 (42)	9	3	0	26	2
	開発計画室	49	29 (22)	2	1	1	7	0
	その他各室	78	43 (41)	8	2	2	21	0
東海第二発電所 ※2		297※3	95※3 (93)	6	12	3	22	9

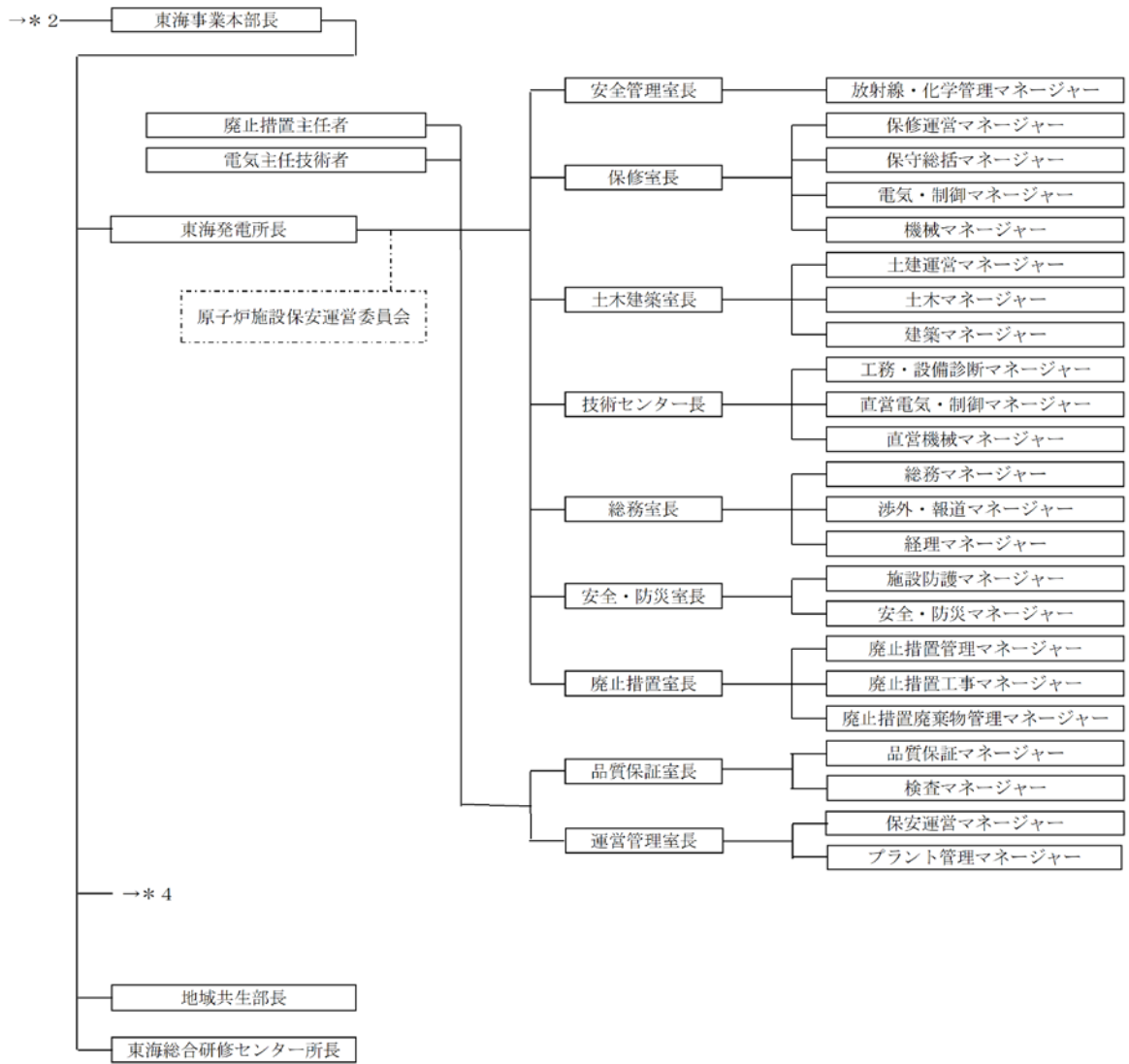
※1 ( )内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

※2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

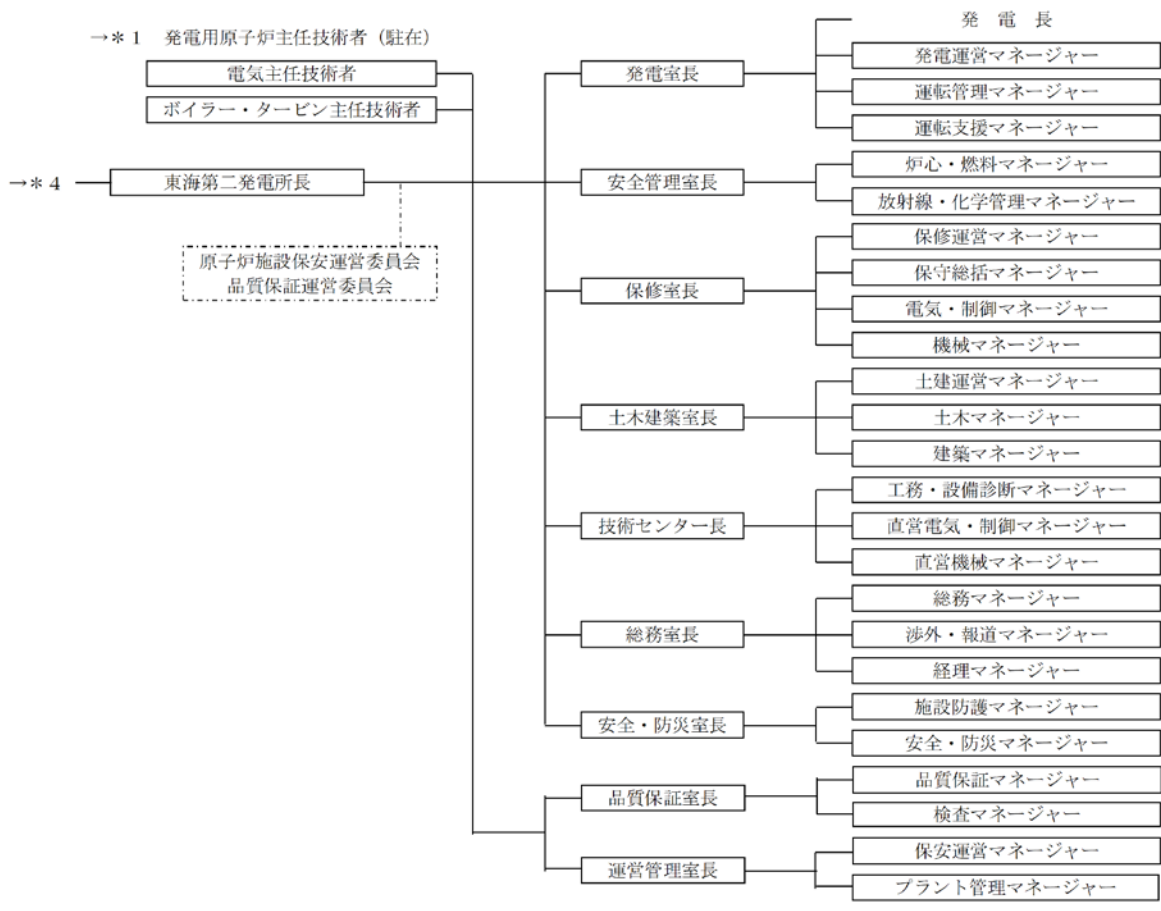
※3 東海第二発電所の技術者については、運転に必要な要員（重大事故等発生時に継続して対応可能な要員を含む。）を平成30年9月26日付け原規規発第1809264号にて許可を得た設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。



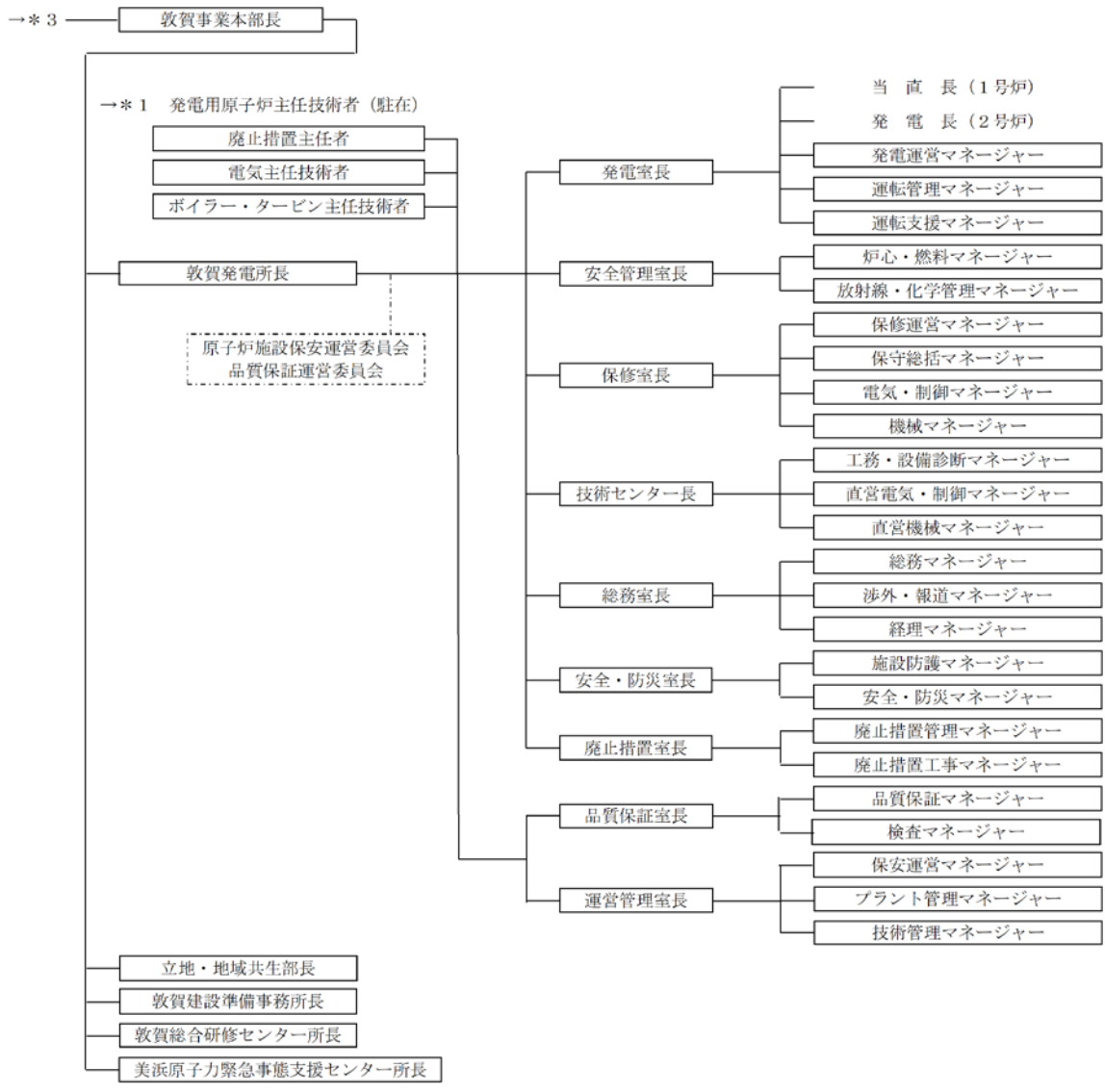
第 1 図 原子力関係組織系統図 (1/4)



第1図 原子力関係組織系統図 (2/4)

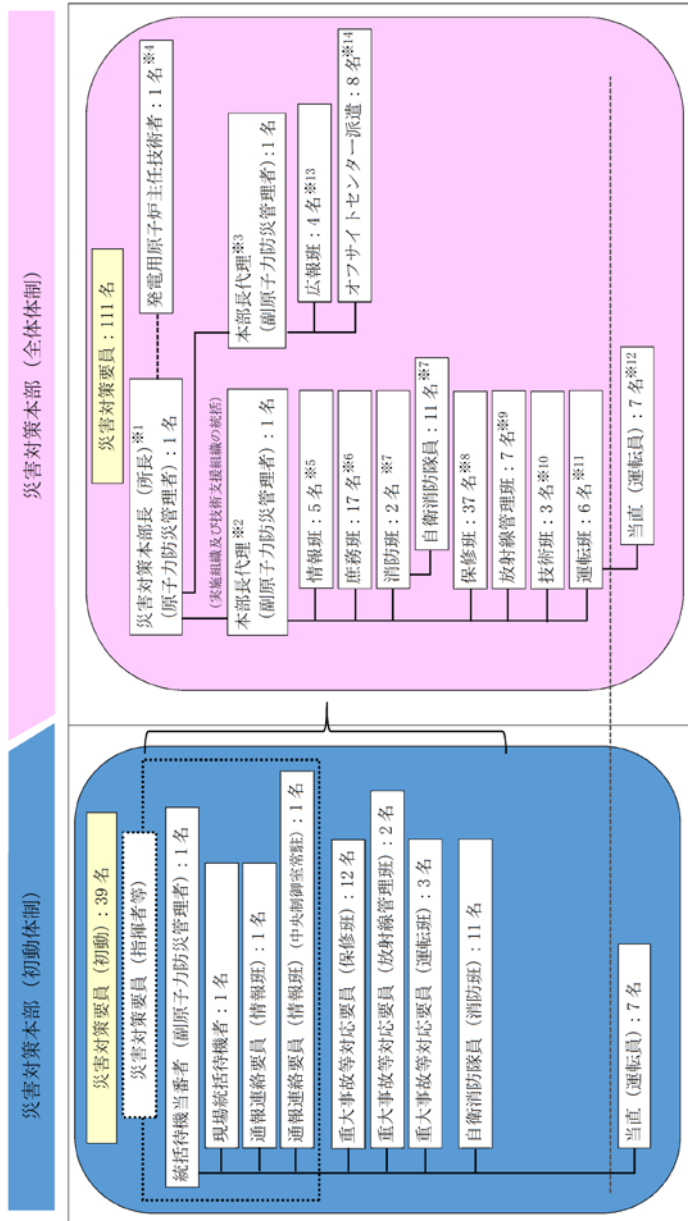


第1図 原子力関係組織系統図 (3/4)



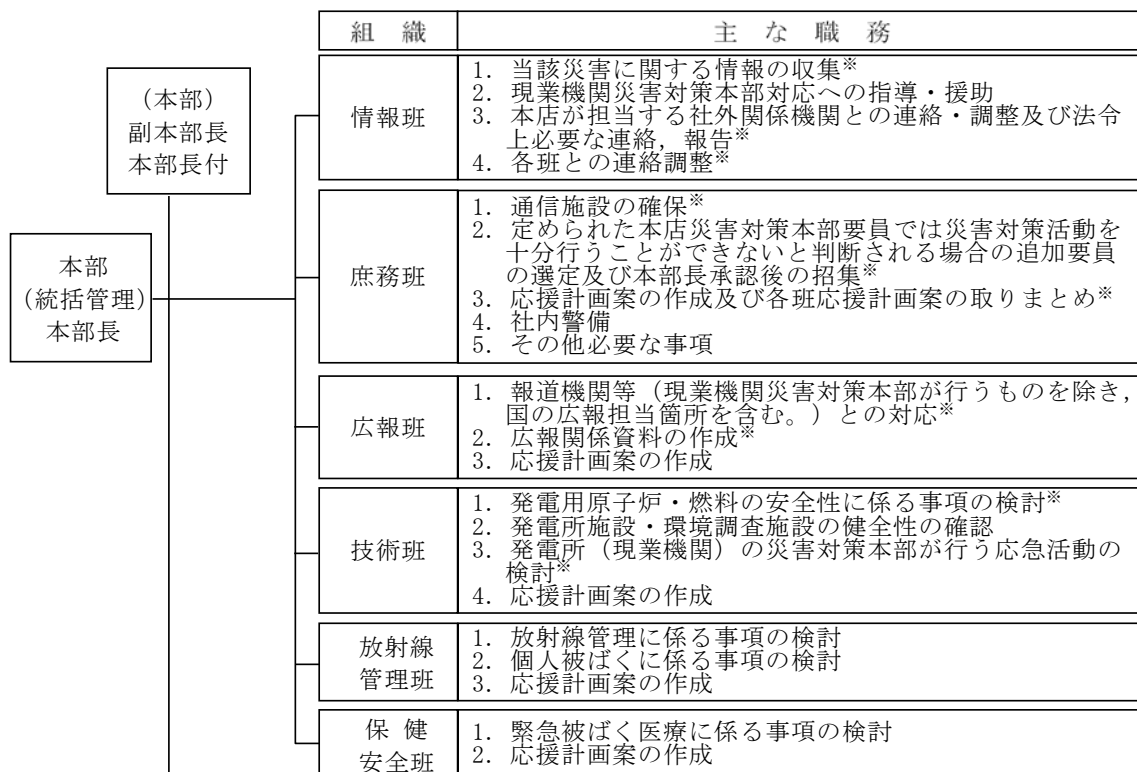
第1図 原子力関係組織系統図 (4/4)





- ※1 : 災害対策本部の統括・指揮
- ※2 : 東海第二発電所の統括
- ※3 : 広報及びオプサイトセンター対応の統括
- ※4 : 災害対策本部長への助言
- ※5 : 事故に関する情報の収集・整理
- ※6 : 本店総合災害対策本部との連絡調整
- ※7 : 消防活動
- ※8 : 不具合設備の応急復旧
- ※9 : 発電所内外の放射線・放射能の状況把握
- ※10 : 事故状況の把握・評価
- ※11 : フラント状況の把握
- ※12 : 運転操作に関する指揮・命令・判断
- ※13 : 広報に関する関係機関との連絡・調整
- ※14 : 関係機関との連絡・調整

第 2.1 図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成

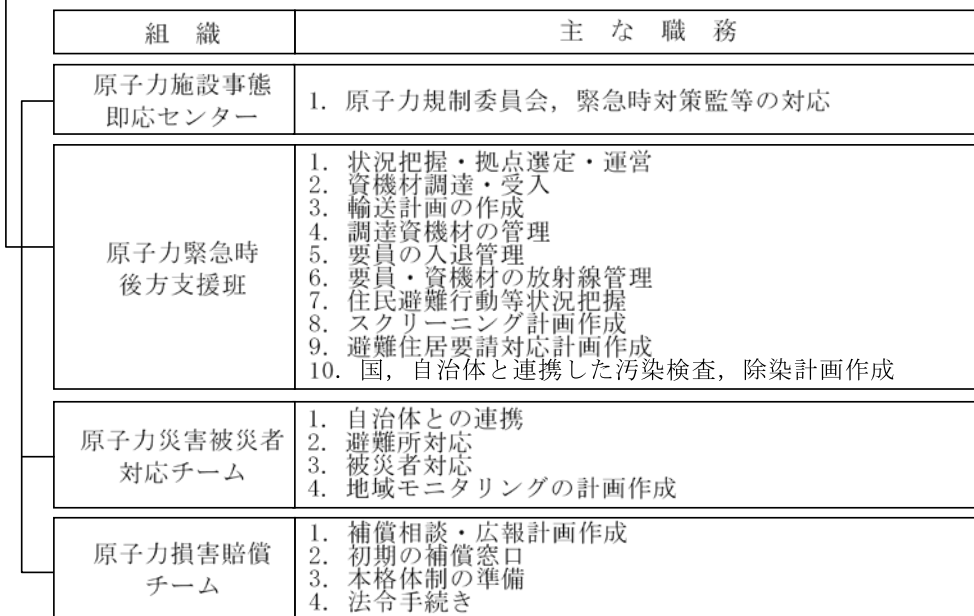


(本部)  
副本部長  
本部長付

本部  
(統括管理)  
本部長

※ 警戒事態宣言時の主な職務を示す。なお、本店警戒本部の体制は、発生した事象に応じ本店警戒本部長がこの組織から必要要員をその都度指名する。

[本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する。]



第 2.2 図 本店対策本部の組織及び職務

(令和2年9月25日現在)

(1) 一次文書

品質マネジメントシステム 計画関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.1	QM共通：4-2	品質保証規程	安全室

(2) 品管規則が要求する“文書化された手順”である二次文書

品質マネジメントシステム 計画関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.3	QM共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）
4.2.4	QM共通：4-2-2	品質記録管理要項	安全室
8.2.2	QM共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質監査室
8.3 8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-1	是正処置プログラム管理要項	安全室
8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室

第3図 品質保証活動に係る文書体系（1/2）

(令和2年9月25日現在)

(3) 二次文書

品質マネジメントシステム 計画関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.1	QM共通：4-1-1	原子力発電施設の重要度分類 基準要項	発電管理室
	QM共通：4-1-2	品質管理要項	安全室
	QM共通：4-1-3	リスクマネジメント運用要項	安全室
5.4.1	QM共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管 理要項	安全室
5.5.4	QM共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証 検討会等運営要項	安全室
5.6	QM共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室
6.2	QM共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）
	QM東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び 職務要項	総務室（本店）
6.1	QM東Ⅱ：7-1-1	施設管理業務要項	発電管理室
	QM共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）
7.1	QM東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室
	QM共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-1	施設管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-7	安全文化育成・維持活動要項	安全室
	7.2.1	QM共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項
	QM共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室
7.2.2	QM共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原 子炉施設保安運営委員会要項	発電管理室
7.2.3	QM共通：7-2-4	外部コミュニケーション要項	発電管理室 地域共生・広報 室
7.3	QM共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室
7.4	QM共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室
	QM共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室
7.5.4	QM共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室
7.5.5	QM共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室
8.2.1	QM共通：7-2-4	外部コミュニケーション要項	発電管理室 地域共生・広報 室
8.2.3	QM共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室
	QM共通：8-2-4	パフォーマンスレビュー要項	発電管理室
8.2.4	QM共通：8-2-3	試験・検査管理要項	安全室 発電管理室
8.4	QM共通：8-4-1	データ分析要項	安全室

第3図 品質保証活動に係る文書体系 (2/2)

## 添付書類六の一部補正

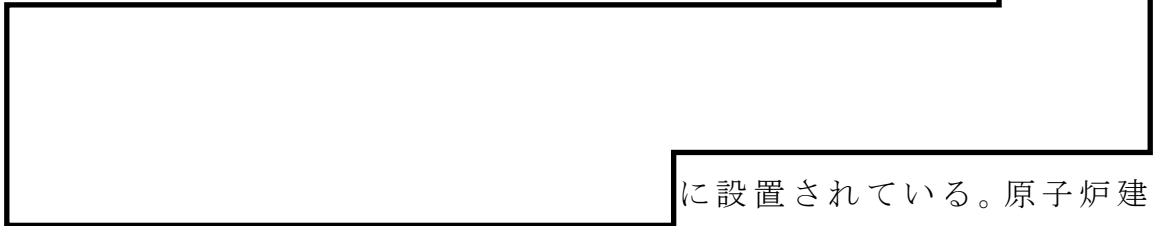
添付書類六 1章を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
6-1-35	上10	(記載の変更)	別紙6-1-1に変更する。
～	～		
6-1-41	下1		別紙6-1-2に変更する。
6-1-45		(記載の変更)	
～			
6-1-90			別紙6-1-3に変更する。
6-1-98		(記載の変更)	
～			
6-1-99			

### 1.7.3 特定重大事故等対処施設（一の施設）の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価

#### 1.7.3.1 基礎地盤の安定性評価

特定重大事故等対処施設（一の施設）を構成する設備は、



に設置されている。原子炉建

屋の地盤の安定性評価については、「1.7.1 耐震重要施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価」に記載のとおりである。

#### (1) 地震力に対する基礎地盤の安定性評価

##### a. 評価条件

##### (a) 評価方針

特定重大事故等対処施設（一の施設）は、直接十分な支持性能を有する岩盤（久米層）に支持される設計方針とする。

以上の設計方針を踏まえた基礎地盤のすべり評価において、強制的に液状化させることを仮定した場合は、第四系のせん断強度を考慮せず、基礎底面以深の基礎岩盤を通る仮想すべり面を対象とした安定性を確認する。

##### (b) 評価対象断面

特定重大事故等対処施設（一の施設）は、直接十分な支持性能を有する岩盤（久米層）に支持される設計方針であり、その直下及び周囲の地層構成は全ての施設で概ね同等である。基礎地盤安定性評価における影響要因のうち、各施設で大きく異なるのは施設重量であることから、代表施設の選定にあたっては、

特定重大事故等対処施設（一の施設）のうち最大重量となる□  
□を抽出した。この代表施設における基礎地盤安定性評価により，特定重大事故等対処施設（一の施設）の基礎地盤の安定性を包括的に確認する。

□においては直交する 2 断面を解析断面として選定した。代表施設の解析断面位置を第 1.7-21 図に示す。

(c) 評価手法

「1.7.1.1(1) a . (c)評価手法」の記載に同じ。

(d) 解析用物性値の設定

「1.7.1.1(1) a . (d)解析用物性値の設定」の記載に同じ。

(e) 解析モデル

代表施設設置位置の地質断面図に基づいて基礎地盤のモデル化を行い，解析要素分割図を作成した。第 1.7-22 図に地質断面図を，第 1.7-23 図に解析要素分割図を示す。

□は質点系モデルを基にモデル化した。また，□の直上及び側方に配置する A P C 防護版及び MMR については，設計基準強度に応じた物性に基づきモデル化した。

境界条件の考え方については，「1.7.1.1(1) a . (e)解析モデル」の記載に同じ。

(f) 地下水位

解析用地下水位は地表面に設定した。

(g) 入力地震動

「1.7.1.1(1) a . (g)入力地震動」の記載に同じ。

b . 評価結果



(a) 基礎地盤のすべりに対する安全性

すべり安全率の算定方法及びすべり面の抽出方法については、「1.7.1.1(1) b. (a)基礎地盤のすべりに対する安全性」の記載に同じ。

□□□□の基礎地盤の最小すべり安全率は、E W断面で□□ N S断面で□□であり、評価基準値 1.5 を上回っている。

すべり安全率が最小となるケースについて、地盤物性のばらつきを考慮し、せん断強度を「平均値 $-1.0 \times$ 標準偏差( $\sigma$ )」とした場合においても、最小すべり安全率は評価基準値 1.5 を上回っている。また、基礎底面以深の基礎岩盤を通る仮想すべり面を対象とした場合においても、最小すべり安全率は評価基準値 1.5 を上回っている。すべり安全率一覧表を第 1.7-24 図及び第 1.7-25 図に示す。

(b) 基礎地盤の支持力に対する安全性

支持力の評価方法については、「1.7.1.1(1) b. (b)基礎地盤の支持力に対する安全性」の記載に同じ。

□□□□の地震時最大鉛直力度は、E W断面で□□□□, N S断面で□□□□である。一方、評価基準値となる極限支持力度は、E W断面で  $6.2\text{N}/\text{mm}^2$ , N S断面で  $6.1\text{N}/\text{mm}^2$  であることから、基礎地盤は十分な支持性能を有している。基礎地盤の支持力の評価結果を第 1.7-13 表に示す。

以上のことから、基礎地盤は十分な支持性能を有している。

(c) 基礎底面の傾斜に対する安全性

基礎底面の傾斜は、動的解析によって求められた基礎底面両

端の鉛直相対変位を基礎底面幅で除して求めた。[ ]

[ ]の最大傾斜は、E W断面で [ ] N S断面で [ ]

である。基礎底面両端の最大鉛直相対変位及び最大傾斜を第1.7-14表に示す。基礎底面に生じる傾斜は、評価基準値の目安である $1/2,000$ を下回っている。

以上のことから、基礎地盤は傾斜に対して十分な安全性を有している。

(2) 周辺地盤の変状による施設への影響評価

「1.7.3.1(1) a. (a)評価方針」に示すように、特定重大事故等対処施設（一の施設）については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

(3) 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価

敷地及び敷地近傍には活断層が確認されていないことから、地震発生に伴う地殻変動により施設が重大な影響を受けることはないと考えられるが、基準地震動及び基準津波として採用した震源及び波源モデルに対し、Okada(1992)<sup>(127)</sup>の手法を用いた地殻変動解析を実施し、[ ]における基礎地盤の傾斜を評価した。

a. 評価条件

「1.7.1.1(3) a. 評価条件」の記載に同じ。

b. 評価結果

地殻変動による [ ]の最大傾斜は [ ]である。また、地震動による傾斜との重畳を考慮した場合の [ ] [ ]の最大傾斜は [ ]であり、評価基準値の目安

である 1/2,000 を下回ることから、重要な機器・系統の安全機能に支障を与えるものではない。地殻変動による基礎地盤の傾斜の算定結果を第 1.7-15 表に示す。

### 1.7.3.2 周辺斜面の安定性評価

特定重大事故等対処施設（一の施設）を構成する設備は、

[redacted]  
[redacted]に設置されている。このうち、

周辺斜面を有しているのは

[redacted]である。

#### (1) 解析条件

##### a. 評価対象断面

安定性評価の代表斜面については、特定重大事故等対処施設（一の施設）の周辺斜面のうち [redacted] [redacted] の周辺斜面を対象とし、斜面勾配及び法高が最大となる周辺斜面を選定した。代表斜面の選定結果を第 1.7-26 図に示す。

なお、[redacted] の周辺斜面については、耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設の周辺斜面として安定性を確認している範囲であり、かつ斜面勾配も緩いため、代表斜面には選定しなかった。

解析断面位置を第 1.7-27 図に示す。

##### b. 評価手法

「1.7.1.2(1) b. 評価手法」の記載に同じ。

c. 解析用物性値の設定

「1.7.1.1(1) a. (d)解析用物性値の設定」の記載に同じ。

d. 解析モデル

地質断面図に基づいて周辺斜面のモデル化を行い，解析要素分割図を作成した。第 1.7-28 図に地質断面図を，第 1.7-29 図に解析要素分割図を示す。

境界条件の考え方については，「1.7.1.1(1) a. (e)解析モデル」の記載に同じ。

e. 地下水位

解析用地下水位は地表面に設定した。

f. 入力地震動

「1.7.1.1(1) a. (g)入力地震動」の記載に同じ。

(2) 評価結果

すべり安全率は，想定すべり面上の応力状態を基に，すべり面上のせん断抵抗力の和をすべり面上のせん断力の和で除して求めた。想定すべり面は円弧すべりを想定し，斜面法尻及び中腹を基点として，最小すべり安全率となるすべり面を無作為に検索した。

の周辺斜面における最小すべり安全率はであり，すべり安全率の評価基準値 1.2 を上回っている。

また，地盤物性のばらつきを考慮し，せん断強度を「平均値 - 1.0 × 標準偏差 ( $\sigma$ )」とした場合の安定性評価についても，最小すべり安全率は評価基準値 1.2 を上回っている。すべり安全率一覧表を第 1.7-30 図及び第 1.7-31 図に示す。

以上のことから，周辺斜面は，すべりに対して十分な安全性を有

している。



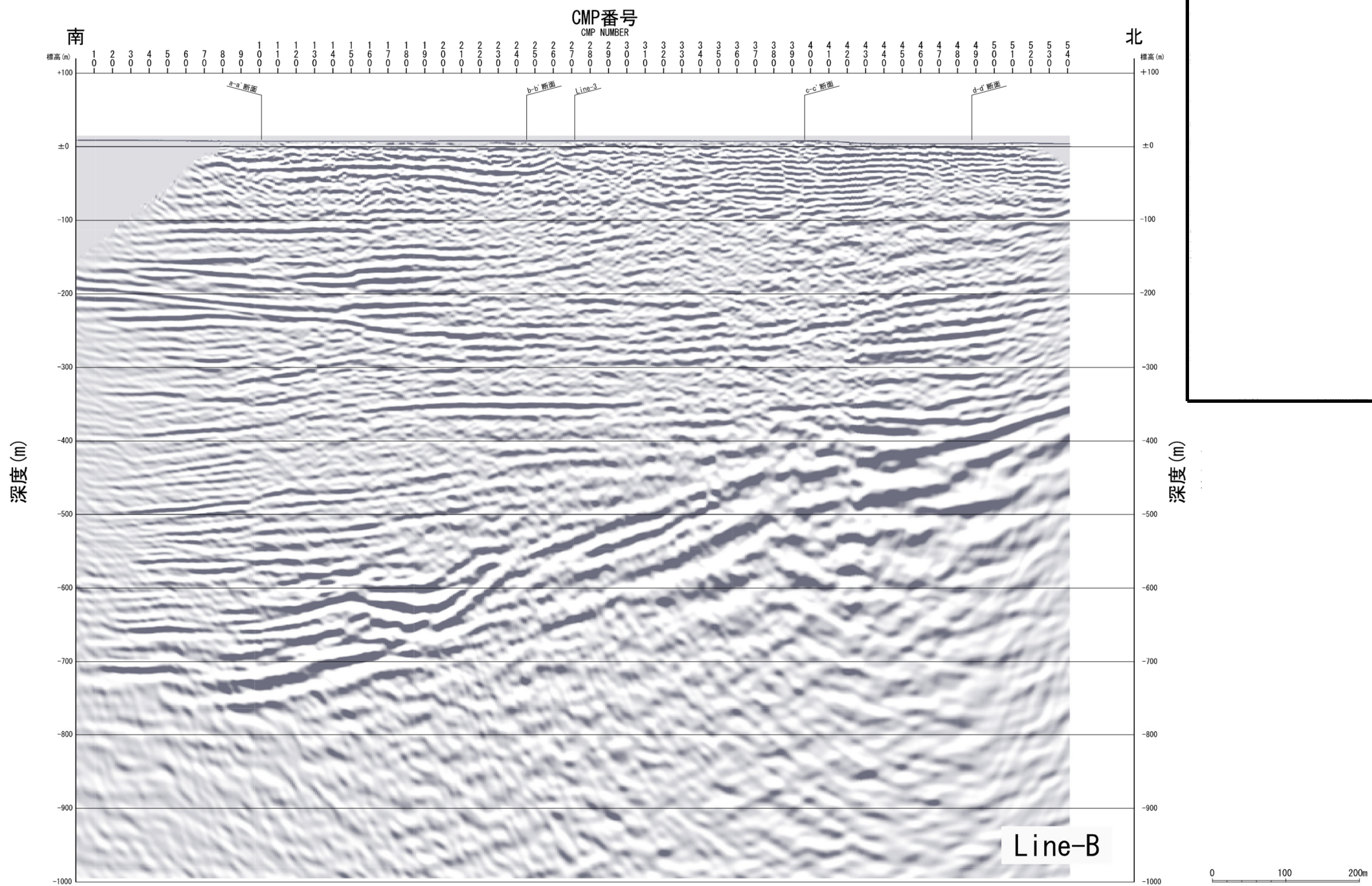
審査会合(H27.5.29)の指摘を踏まえ  
申請時(H26.5.20)以降の評価に追加

- ・ボーリング調査  
19孔, 合計約5,100m
- ・ボアホールテレビ調査  
15孔, 合計約2,300m
- ・反射法地震探査  
3測線 合計約4,250m  
受振器: 速度型地震計(3個グループ)  
受振間隔: 10m  
震源:  
(中型バイブレーター 1台)  
スイープ周波数: 15~130Hz  
(一部12~100Hz)  
起震間隔: 5m (一部10m)  
(油圧インパクト 1台)  
起震間隔: 5m  
垂直方向分解能:  
約5m(浅部)~約15m(深部)

凡 例

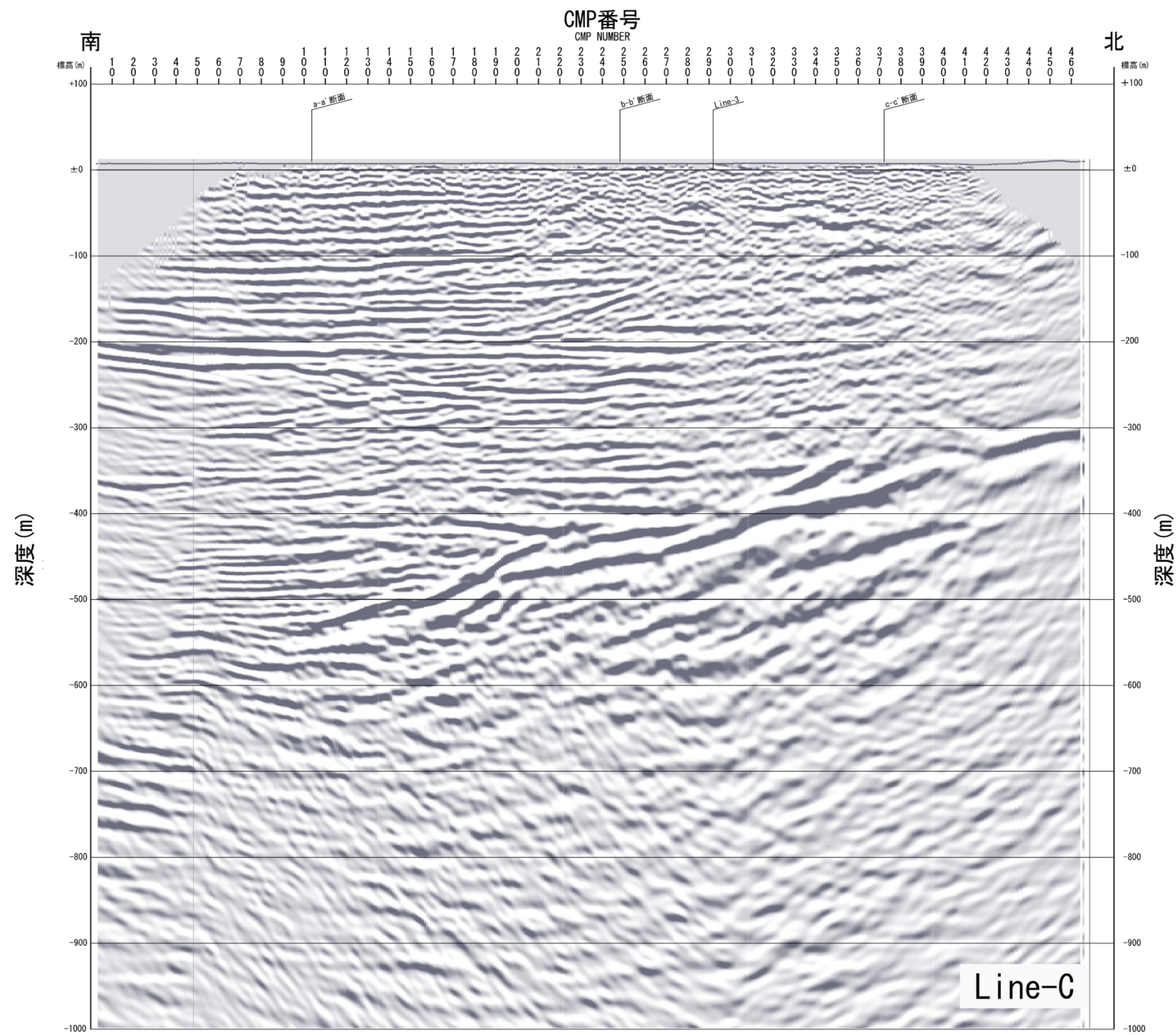
- 鉛直ボーリング
- 鉛直ボーリング
- 斜めボーリング, ボアホールテレビ調査
- 鉛直ボーリング, ボアホールテレビ調査(追加分)
- + 反射法地震探査測線(追加分)
- 敷地境界
- : 岩相区分, 鍵層の分布等に基づく詳細解析を実施
- a a' : 地質断面の範囲(上記反射法地震探査測線位置においても地質断面図を作成)

□ は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



H:V=1:1

□ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

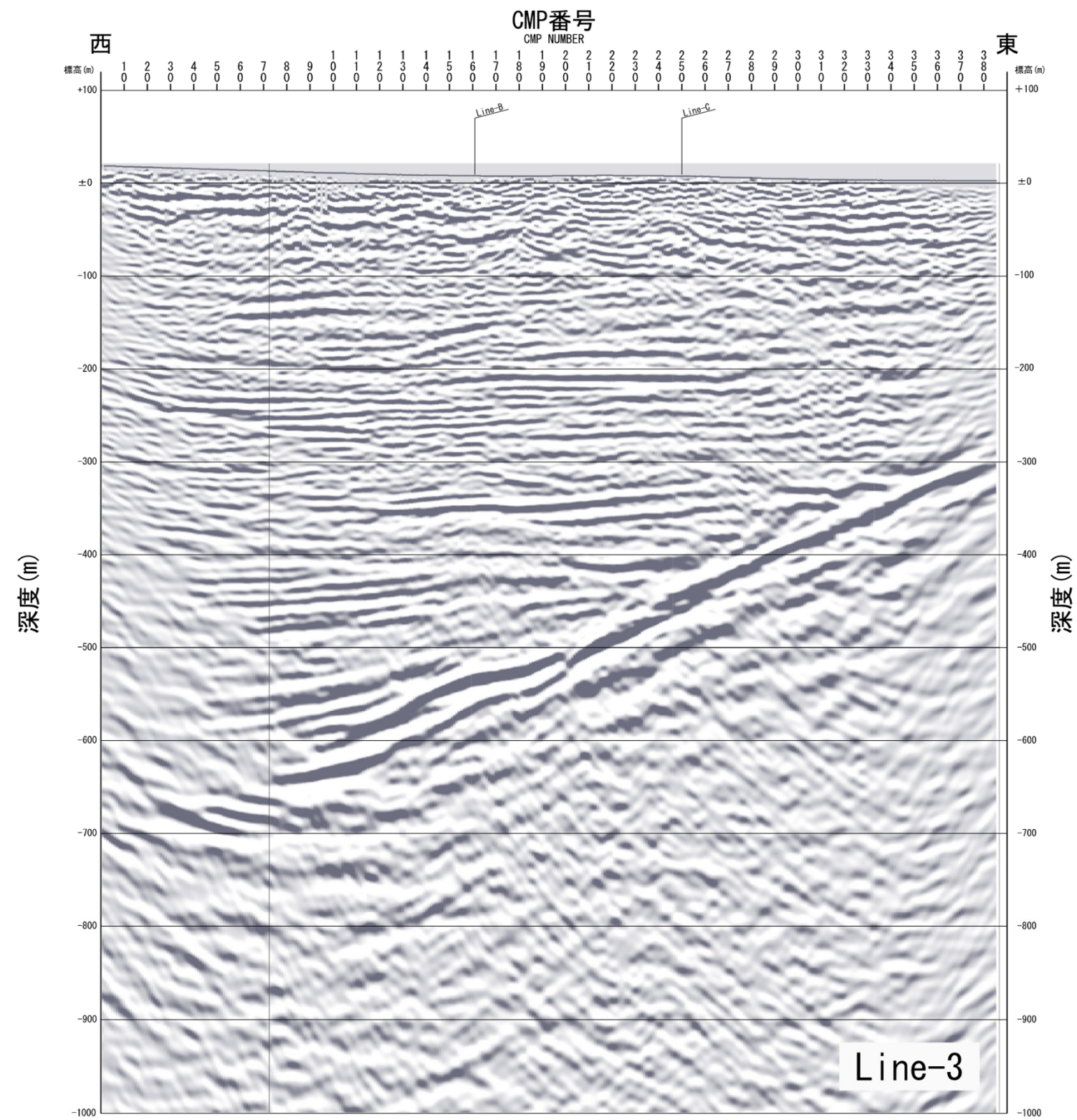


H:V=1:1

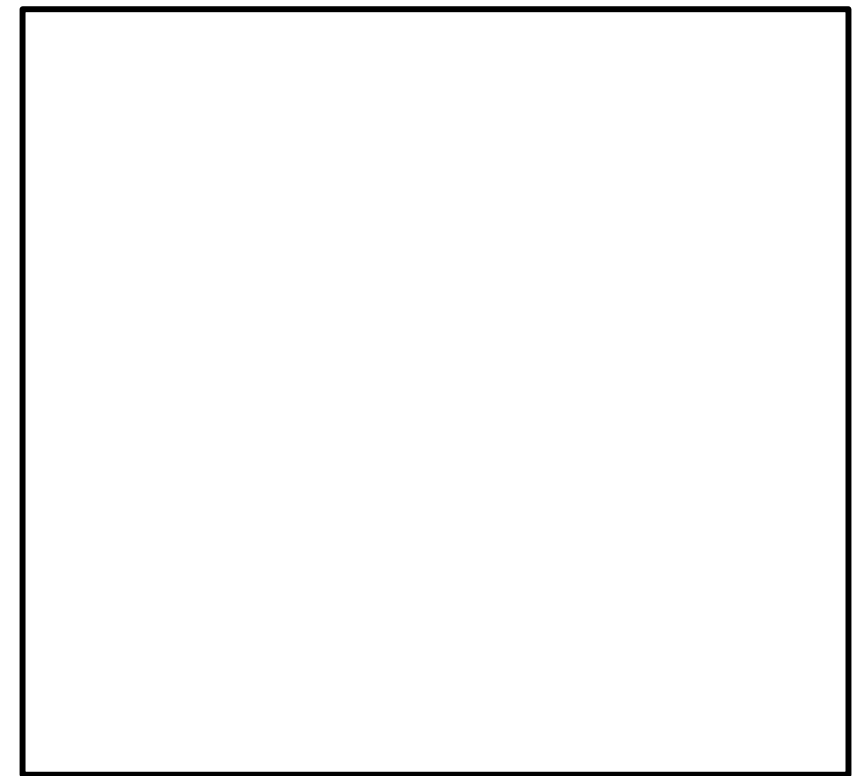
□ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。


第1.5-2図 (2) 反射法地震探査記録 Line-C深度断面



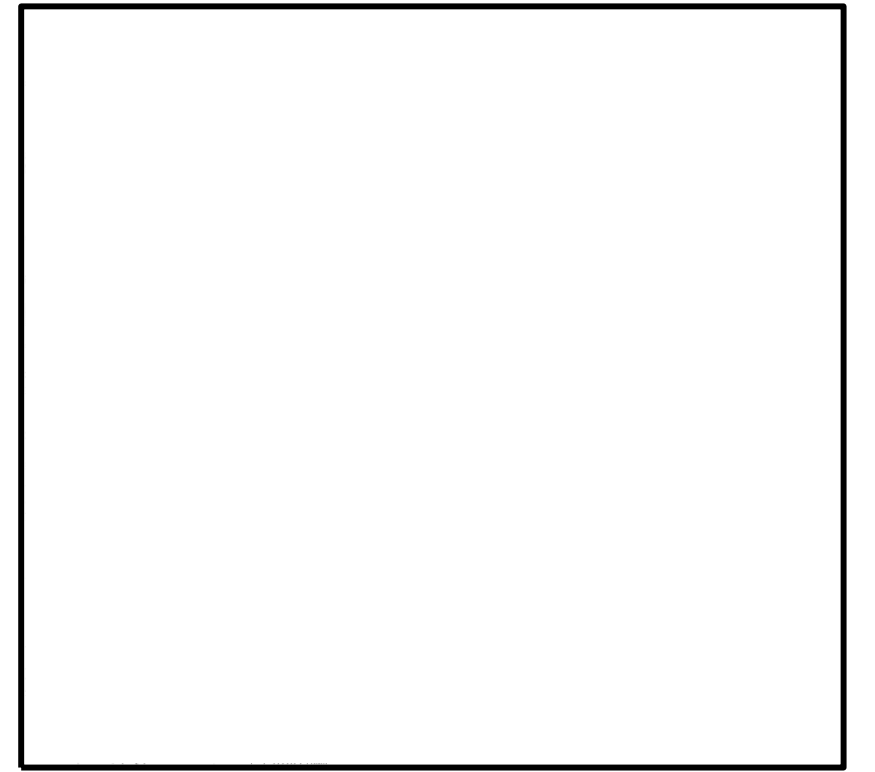
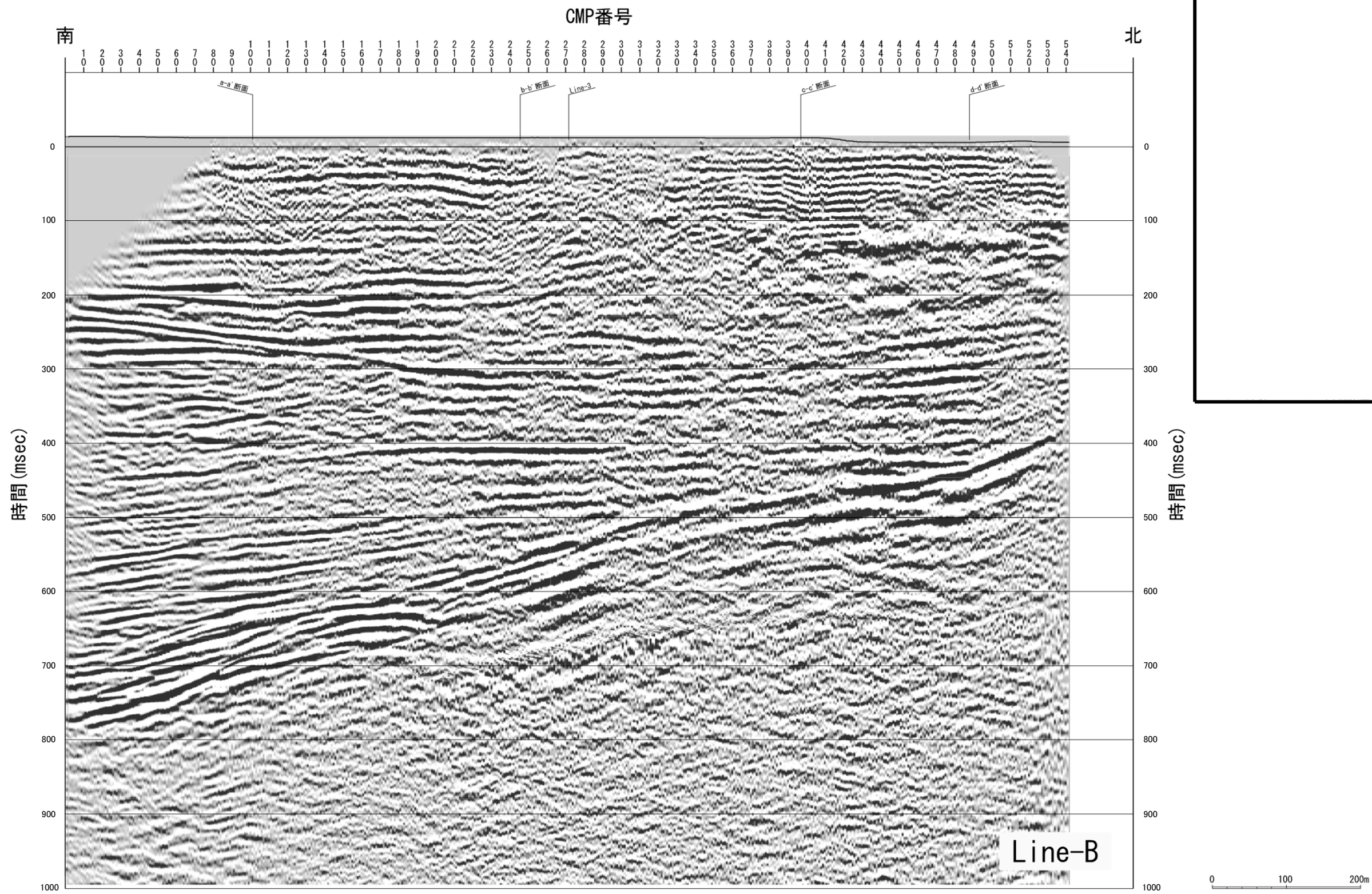



H:V=1:1



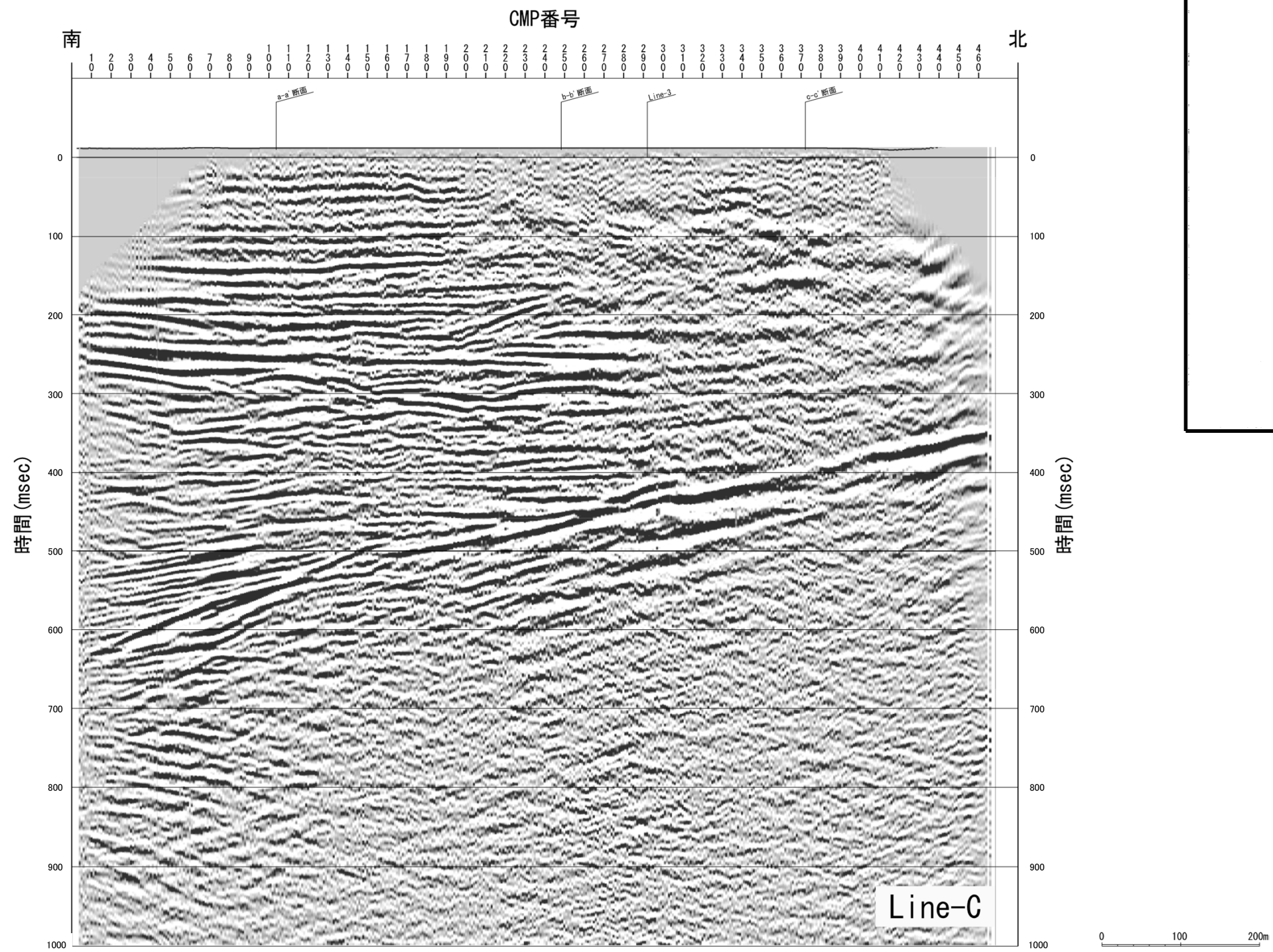
 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第1.5-2図 (3) 反射法地震探査記録 Line-3深度断面



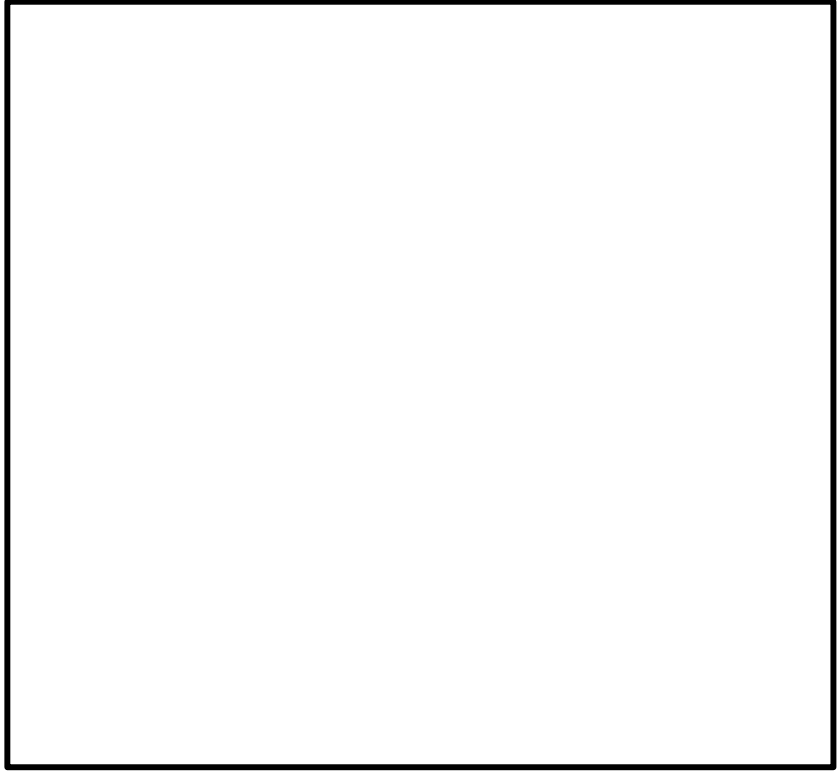
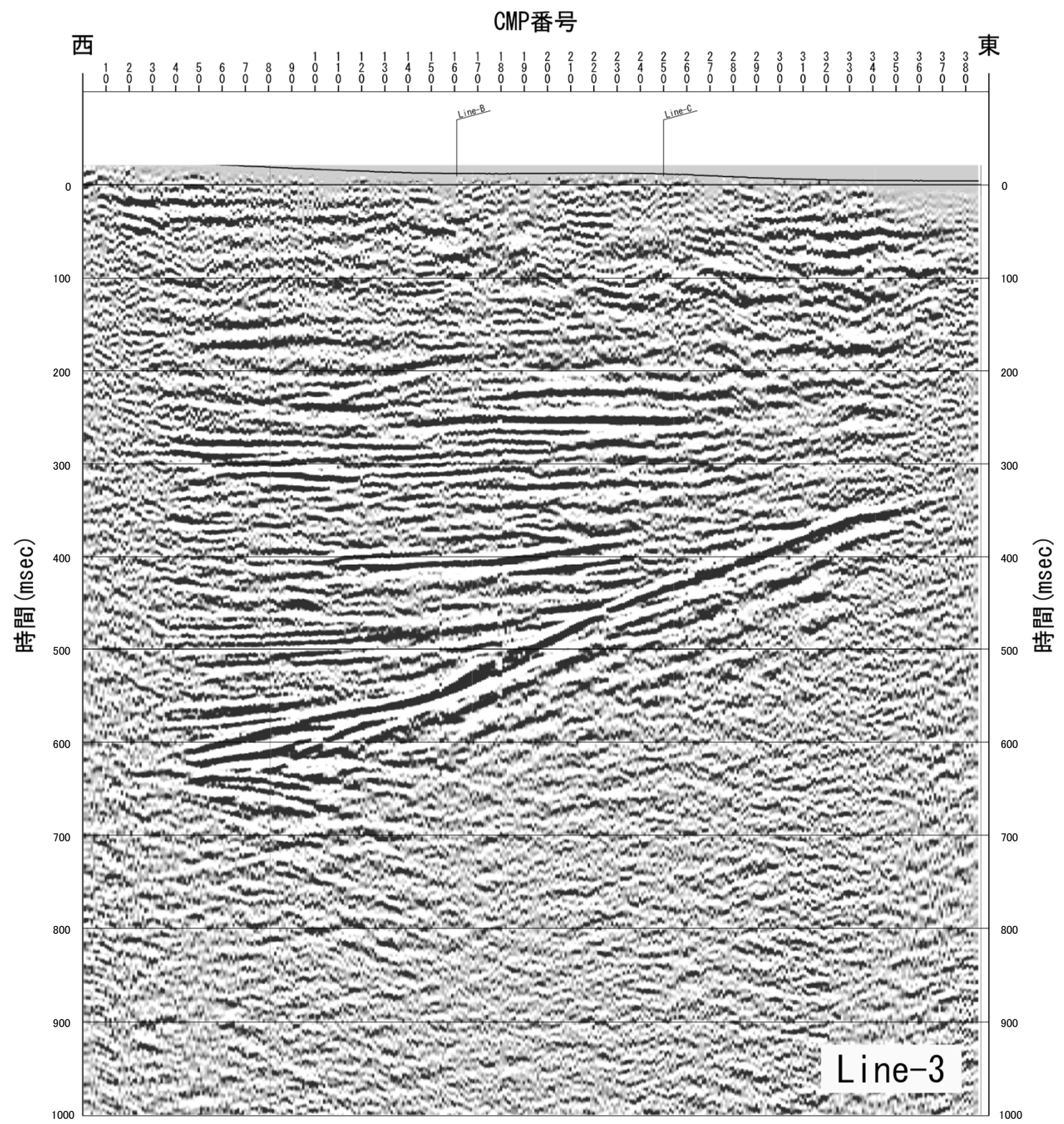
 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第1.5-2図 (4) 反射法地震探査記録 Line-B時間断面



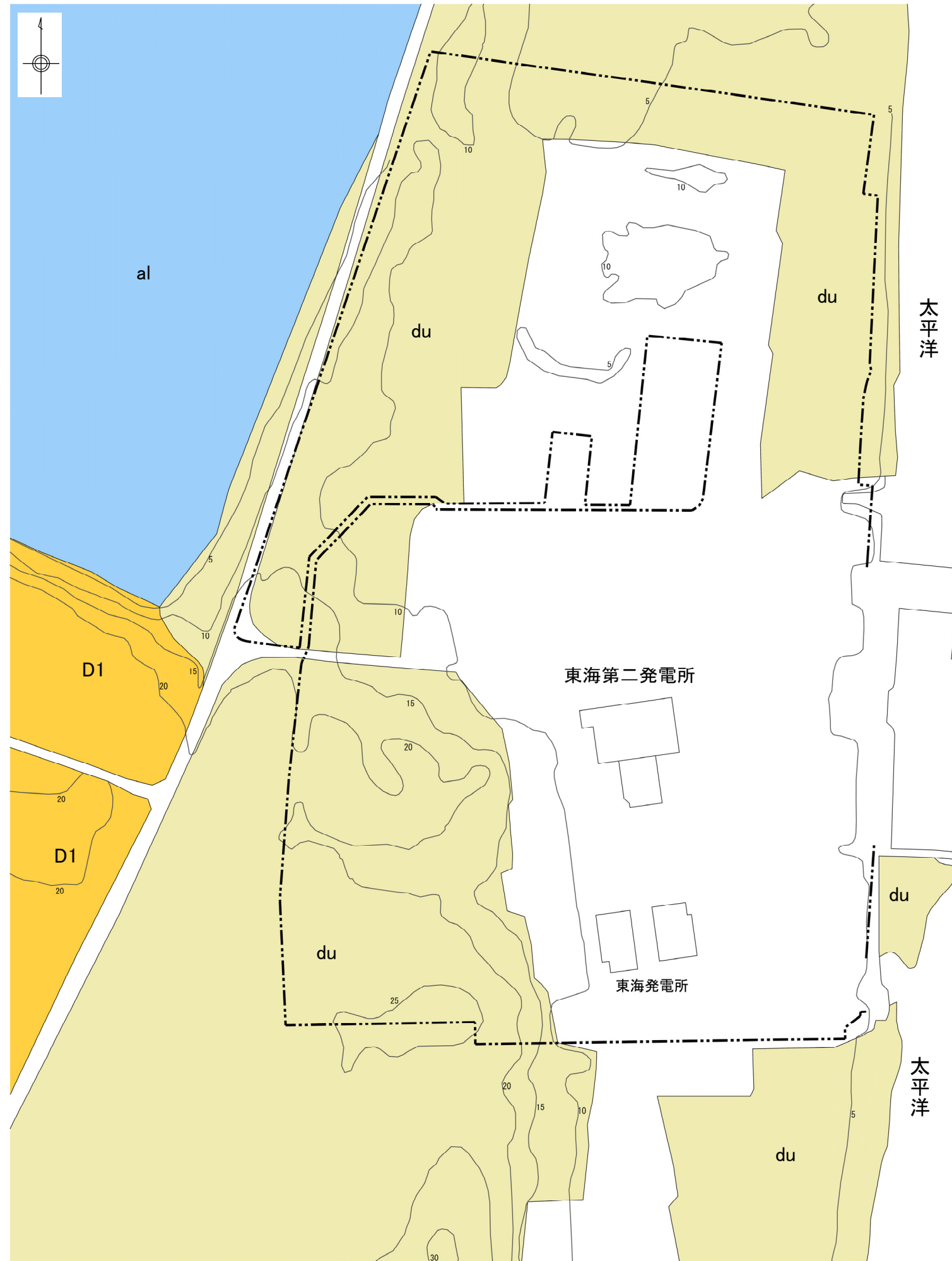
は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第1.5-2図 (5) 反射法地震探査記録 Line-C時間断面



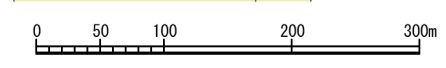
は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第1.5-2図 (6) 反射法地震探査記録 Line-3時間断面

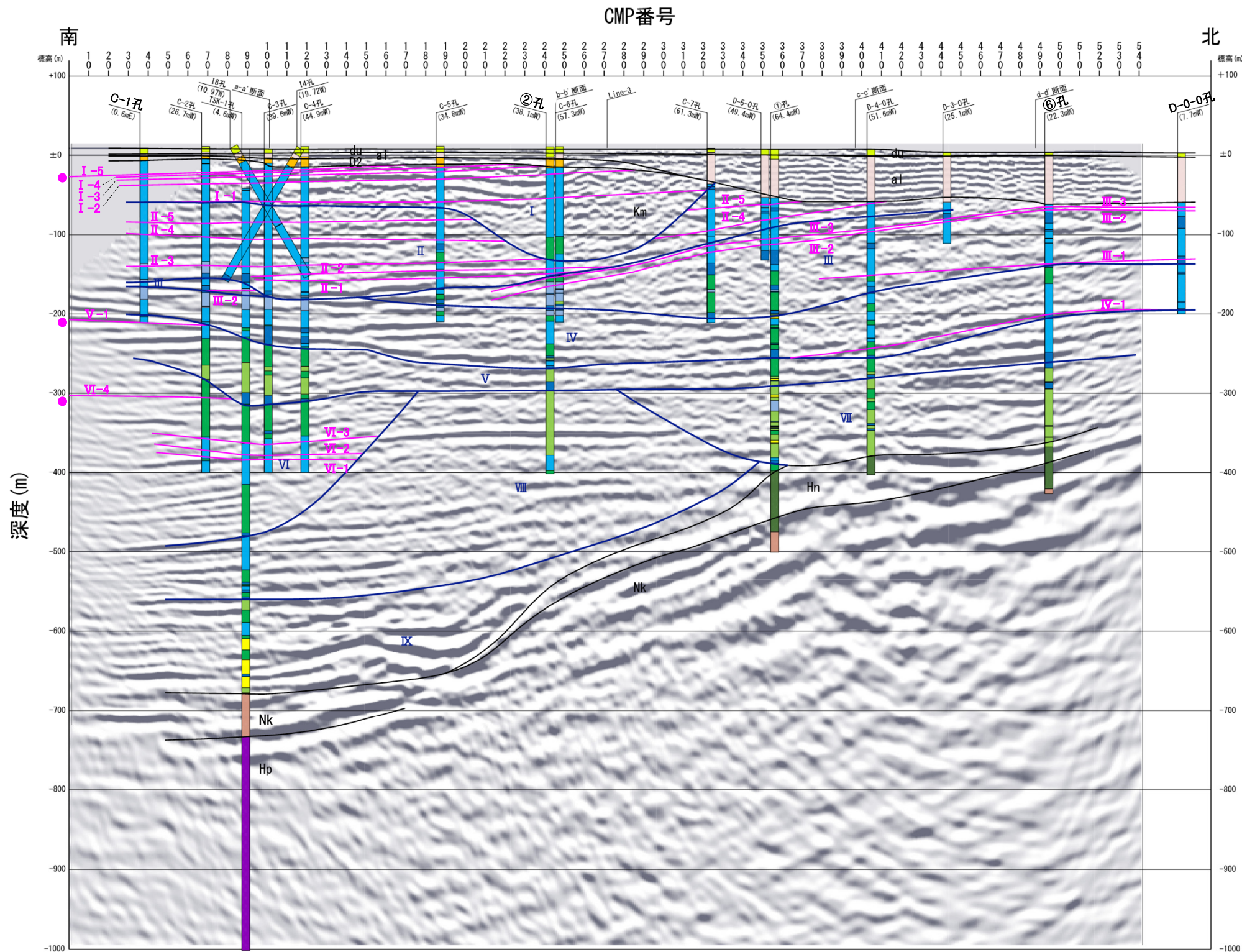


凡例

	盛土・埋戻土
	砂丘砂層
	沖積層
	段丘堆積物
	敷地境界線



第1.5-4図 地質平面図



●: 日本原子力研究開発機構の敷地に連続する鍵層

※ボーリング調査で認められた地質境界, 鍵層及び侵食境界を反射法地震探査記録に投影

地質断面図 (Line-B)

H:V=1:1 0 100 200m

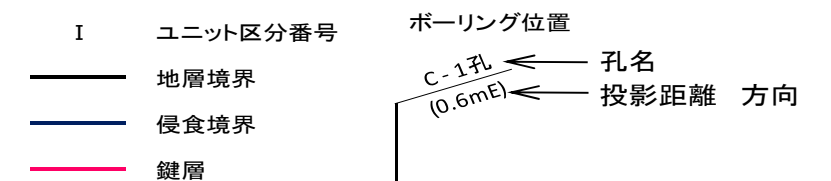
地質層序表

年代層序区分	地質名	記号	主な層相と分布
第四系	砂丘砂層	du	淘汰の良い中砂~粗砂からなる。敷地全域に広がる。
	沖積層	al	シルト層~粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久慈川を埋積して分布する。
	段丘堆積物 (D2)	D2	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
	段丘堆積物 (D1)	D1	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西南側に分布する。
新第三系	久米層	上部	砂質泥岩を主とし、砂岩層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、北部で標高-250m、南部で-200m以浅に分布する。ユニット区分I~IVが該当する。
		下部	砂岩層を多く挟み、標高-260~-380mで砂岩泥岩細互層が多く分布する。南部で確認した標高-600m以深は細粒~中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分V~IXが該当する。
白堊系	那珂湊層群	Nk	黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
先白堊系	日立古生層	Hp	非変成の硬質な砂岩、泥岩及び礫岩からなる。

久米層岩相区分

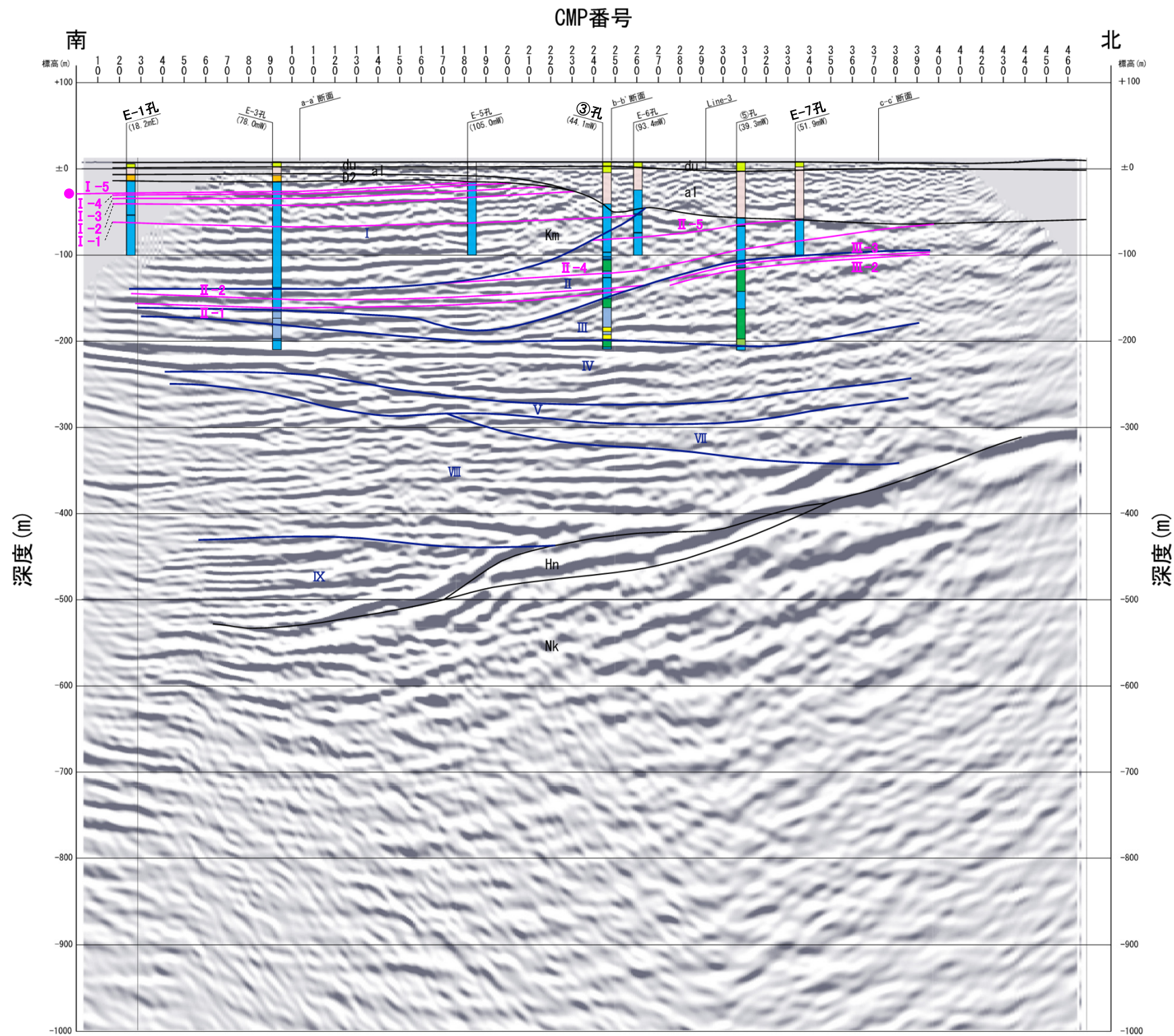
地層名	岩質	柱状図凡例	層相
久米層	砂質泥岩	[Blue Box]	砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩-砂質泥岩互層	[Green Box]	厚さ5~10cmの細粒~中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
		[Light Blue Box]	泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
	砂岩	[Yellow Box]	細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻りに挟む。
	礫岩	[Dark Blue Box]	偽礫のほか基盤岩礫等の複数の異種礫及び貝化石片を多く含む。

断面図凡例



- 久米層中には複数の鍵層が概ね水平に連続して認められ、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められない。
- ✓ 南部(C-1孔~②孔)では、ユニット I 及び II の複数の鍵層が概ね水平に連続している。
- ✓ 中部~北部(②孔~⑥孔)では、鍵層 III-3 及び III-2 が連続し南側に傾斜する傾向が認められるが、下位のユニット V, ユニット VII 及びユニット VIII 付近に認められる反射面は概ね水平であり、中部では上位の鍵層 I-1 も概ね水平である。
- ✓ 北部(⑥孔~D-0-0孔)では、ユニット III 及びユニット IV の鍵層が概ね水平に連続している。
- なお、連続性が確認された鍵層の分布は、反射法地震探査記録に認められる反射パターンの特徴と調和的である。
- ボーリング調査の結果、久米層には癒着して固結した面構造が認められるが、粘土状破碎部を伴う断層は認められない。
- 以上のことから、将来活動する可能性のある断層等は存在しないことを確認した。

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



地質断面図 (Line-C)

0 100 200m

H:V=1:1

●: 日本原子力研究開発機構の敷地に連続する鍵層

※ボーリング調査で認められた地質境界、鍵層及び侵食境界を反射法地震探査記録に投影

- 久米層中には複数の鍵層が概ね水平に連続して認められ、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認められない。
  - ✓ 南部(E-1孔～③孔)では、ユニット I 及び II の鍵層が概ね水平に連続している。
  - ✓ 中部～北部(③孔～E-7孔)では、鍵層 II-4 及び II-5 が連続し、南側に緩く傾斜する傾向が認められるが、下位のユニット IV 及びユニット V 付近に認められる反射面も概ね水平である。
- なお、連続性が確認された鍵層の分布は、反射法地震探査記録に認められる反射パターンの特徴と調和的である。
- ボーリング調査の結果、久米層には癒着して固結した面構造が認められるが、粘土状破砕部を伴う断層は認められない。
- 以上のことから、将来活動する可能性のある断層等は存在しないことを確認した。



地質層序表

年代層序区分	地質名	記号	主な層相と分布
第四系	砂丘砂層	du	淘汰の良い中砂～粗砂からなる。敷地全域に広がる。
	沖積層	a1	シルト層～粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久慈川を埋積して分布する。
	段丘堆積物	(D2)	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
		(D1)	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西南側に分布する。
新第三系	久米層	上部	砂質泥岩を主とし、砂岩層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、北部で標高-250m、南部で-200m以浅に分布する。ユニット区分 I～IV が該当する。
		下部	砂岩層を多く挟み、標高-260～-380mで砂岩泥岩層が多く分布する。南部で確認した標高-600m以深は細粒～中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分 V～IX が該当する。
	麓山層	Hn	砂質泥岩、凝灰岩が分布し、凝灰岩は偽礫や流動状の変形が多く見られる。
白亜系	那珂湊層群	Nk	黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
先白亜系	日立古生層	Hp	非変成の硬質な砂岩、泥岩及び礫岩からなる。

久米層岩相区分

地層名	岩質	柱状図凡例	層相
久米層	砂質泥岩	[Blue]	砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩-砂質泥岩互層	[Green]	厚さ5～10cmの細粒～中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
		[Light Blue]	泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
		[Light Green]	細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻りに挟む。
	砂岩	[Yellow]	シルト混り細粒砂岩～中粒砂岩からなる。
礫岩	[Dark Blue]	偽礫のほか基盤岩礫等の複数の異種礫及び貝化石片を多く含む。	

断面図凡例

