別紙（32）

地震随伴内部溢水の影響評価について

地震発生による内部溢水時のアクセスルートの評価について，「設置許可基準規則」第9条溢水による損傷の防止等の評価を踏まえ，以下のとおり実施する。評価フローを第1図，評価概要図を第2図に示す。

(1) アクセスルートとして使用するエリアの抽出

アクセスルートとして使用するエリアを抽出する。

(2) 地震時の溢水源の抽出

地震時の溢水源として，使用済燃料プールのスロッシング等を想定する。

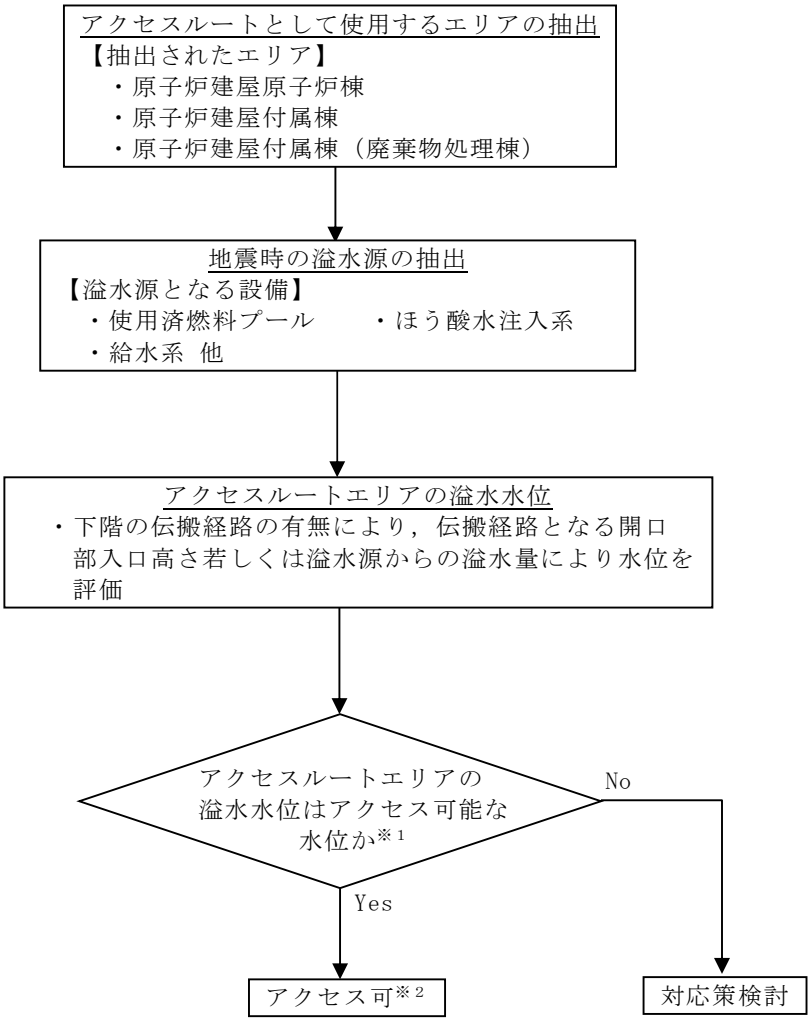
また，操作場所へのアクセスルートが成立することを評価する上で，耐震Ｂ，Ｃクラスのうち，基準地震動Ｓ$_s$に対する耐震性が確保されていない機器も抽出する。

(3) アクセスルートエリアの溢水水位

アクセスルートの溢水水位は内部溢水対策（堰高さ10cm等）により，最終滞留区画である原子炉棟地下2階の西側区画を除き，歩行可能な水深20cm以下に抑えられる。

最終滞留区画については，アクセスに必要で滞留水位が20 cmより高くなる場合は，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊（第3図参照）を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じる。

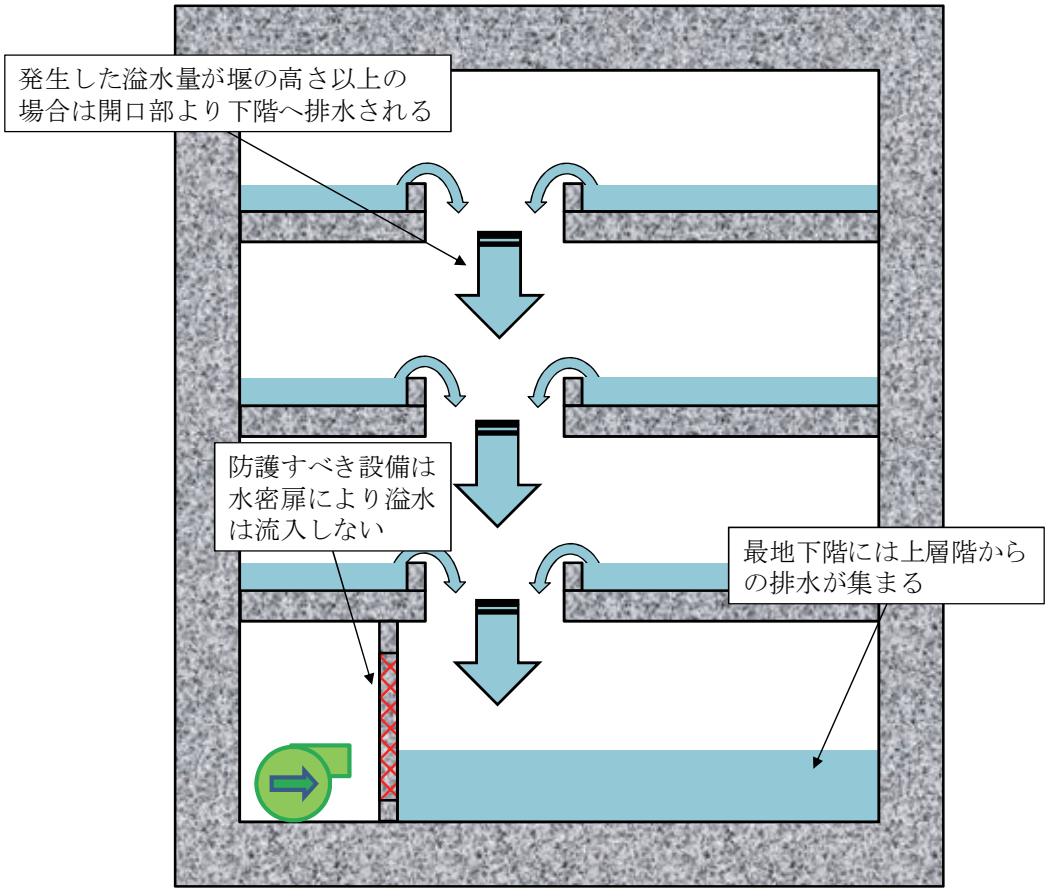
有効性評価及び技術的能力手順で期待している操作において，アクセスルートとなるエリアを第１表，各エリアの溢水水位を第２表に示す。



※1　建屋の浸水時における歩行可能な水深は，歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深などから30cm 以下と設定している。水位20cm以下であればアクセス可能と判断する。
「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成28年1月現在 国土交通省ＨＰ）参照

※2　溢水水位によりアクセス可能と判断しても，放射性物質による被ばく防護及び感電防止のため，適切な装備を装着する。

第１図　地震随伴の内部溢水評価フロー図


発生した溢水量が堰の高さ以上の
場合は開口部より下階へ排水される
防護すべき設備は
水密扉により溢水
は流入しない
最地下階には上層階から
の排水が集まる

第２図　水位評価概要図

第１表　有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスエリア

EL.（m）	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）
46.50	❻		
38.80	❶ ❻		
30.50		❸ ❹	
29.00	③ ④ ⑤ ⑪ ❶ ❺ ❻		
27.00			—
25.30			—
23.00		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ❶ ❷ ❸ ❹ ❺ ❻ ❽ ❾	
22.00			⑬ ❸
20.30	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ❶ ❷ ❺ ❻		—
18.00		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ❶ ❷ ❸ ❹ ❺ ❻ ❽ ❾	
14.00	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ❶ ❷ ❺ ❻		⑬ ❸
13.70		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ❶ ❷ ❸ ❹ ❺ ❻ ❽ ❾	
10.50		—	
8.20	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ⑳ ❶ ❷ ❺ ❻	③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ❶ ❷ ❸ ❹ ❺ ❻ ❼ ❽ ❾	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ⑬ ⑳ ❶ ❷ ❸ ❹ ❺ ❻ ❼ ❽
2.56		③ ④ ⑤ ⑥ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑	
2.00	⑳ ❶		
－0.50			❸ ❹ ❼
－4.00	⑳ ❶	③ ④ ⑤ ⑥ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ㉑	—

【凡例（1／2)】
黒丸数字※：有効性評価でアクセスするフロア
白抜き丸数字※：技術的能力手順でアクセスするフロア（有効性評価外）
※ 次頁に黒・白抜き丸数字の対応表を掲載
— ：アクセスしないフロア
■ ：対象フロアなし

【凡例（2／2)】

「重大事故等対策の有効性評価」事故シーケンス対応表

No	事故シーケンス	No	事故シーケンス
①	高圧・低圧注水機能喪失	②	高圧注水・減圧機能喪失
③	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	④	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）
⑤	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	⑥	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）
⑦	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	⑧	原子炉停止機能喪失
⑨	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	⑩	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）
⑪	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）
⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）	⑭	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	⑯	水素燃焼
⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用	⑱	想定事故１
⑲	想定事故２	⑳	崩壊熱除去機能喪失（停止時）
㉑	全交流動力電源喪失（停止時）	㉒	原子炉冷却材の流出（停止時）
㉓	反応度の誤投入（停止時）		

原子炉建屋へのアクセスがある技術的能力手順（有効性評価外）対応表

No	技術的能力手順
❶	【技術的能力 1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
❷	【技術的能力 1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
❸	【技術的能力 1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
❹	【技術的能力 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
❺	【技術的能力 1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
❻	【技術的能力 1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
❼	【技術的能力 1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
❽	【技術的能力 1.14】 電源の確保に関する手順等
❾	【技術的能力 1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

第 2 表　有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスエリア溢水水位

EL（m）	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）
46.50	堰高さ以下		
38.80	堰高さ以下		
30.50		滞留水なし	
29.00	堰高さ以下		
27.00			―
25.30			―
23.00		滞留水なし	
22.00			滞留水なし
20.30	堰高さ以下		―
18.00		滞留水なし	
14.00	堰高さ以下		滞留水なし
13.70		滞留水なし	
10.50		―	
8.20	堰高さ以下	滞留水なし	滞留水なし
2.56		滞留水なし	
2.00	堰高さ以下		
－0.50			滞留水なし
－4.00	最大 64 ㎝	滞留水なし	―

【凡例】
―　：アクセスしないフロア
■　：対象フロアなし
「堰高さ」　：下層階へ排水する開口部高さ
「滞留水なし」：溢水源がない又は下層階への排水により当該エリアでの滞留水なし

地震時に最終滞留区画となる原子炉棟地下 2 階の西側エリアを除く，アクセスルートにおける最大溢水水位は，20cm 以下であることから，胴長靴を装備することで，地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。

なお，最終滞留区画については，最大 64 ㎝の溢水水位となる。このため，現場へのアクセス及び操作が可能となるよう必要な高さの歩廊を設置する。

有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスルートの溢水源となる系統を第 3 表～第 5 表に示す。また，アクセスルートと溢水防護区画の関係及び薬品タンクの配置を第 3 図に示す。

第３表　アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋原子炉棟）（1／2）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量（m^3）	温度（℃）	溢水水位（cm）	溢水源への添加薬品	放射能の有無
EL.＋46.50m（地上6階）	RB－6－1	SFP スロッシング	81.49	65	12	無	有
EL.＋38.80m（地上5階）	RB－5－1	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－5－2	無し	0.00	—	10※2	—	—
	RB－5－3	ほう酸水注入系	0.80	30	4	有	無
	RB－5－14	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋29.00m（地上4階）	RB－4－1	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－4－2	無し	0.00	—	10※2	—	—
	RB－4－3	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－4－22	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋20.30m（地上3階）	RB－3－1	原子炉再循環系	0.07	52	1	無	有
	RB－3－2	無し	0.00	52	10※2	—	—
	RB－3－4	無し	0.00	52	10※2	—	—
	RB－3－6	原子炉再循環系	0.38	60	7	無	有
	RB－3－8	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－3－9	無し	0.00	—	10※2	—	—
EL.＋14.00m（地上2階）	RB－2－3	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－2－9	無し	0.00	52	10※2	—	—

※1　内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
※2　他区画からの流入による

第３表　アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋原子炉棟）（2／2）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量（m^3）	温度（℃）	溢水水位（cm）	溢水源への添加薬品	放射能の有無
EL.＋8.20m（地上1階）	RB－1－1	無し	0.00	—	1	—	—
	RB－1－2	無し	0.00	52	10※2	—	—
EL.＋2.20m（地下1階）	RB－B1－1	無し	0.00	—	1※2	—	—
	RB－B1－2	無し	0.00	—	10※2	—	—
	RB－B1－9	無し	0.00	—	0※2※3	—	—
EL.－4.00m（地下2階）	RB－B2－3	無し	0.00	—	64	—	—
	RB－B2－5	無し	0.00	—	64	—	—
	RB－B2－6	無し	0.00	—	64	—	—
	RB－B2－7	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－B2－8	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－B2－10	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－B2－11	無し	0.00	—	1	—	—
	RB－B2－12	無し	0.00	—	1	—	—
	RB－B2－13	無し	0.00	—	1	—	—
	RB－B2－14	無し	0.00	—	64	—	—
	RB－B2－15	無し	0.00	—	0	—	—
	RB－B2－17	無し	0.00	—	0	—	—

※1　内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
※2　他区画からの流入による
※3　開口部から下層へ落水するため

第４表　アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋付属棟）

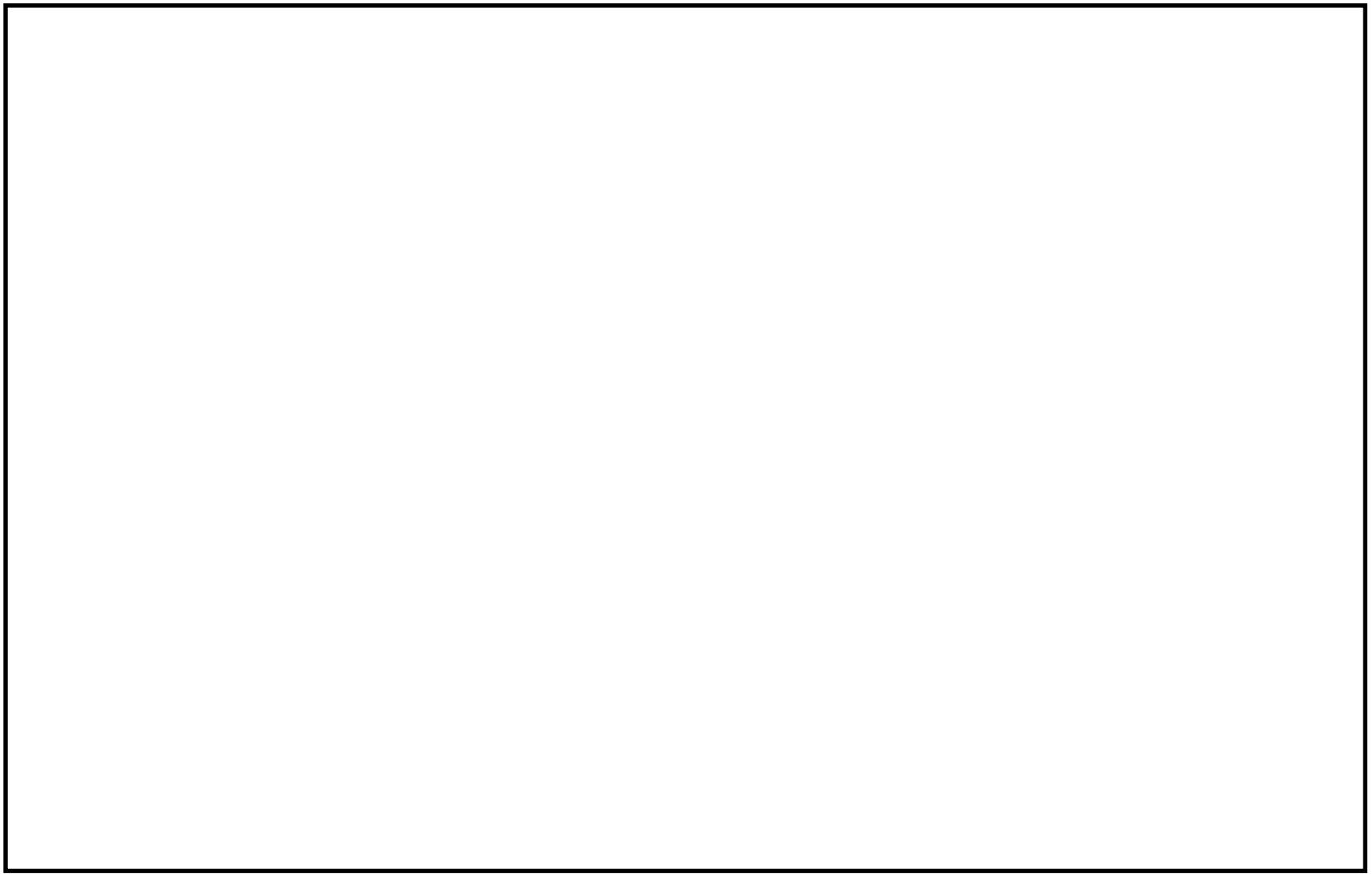
フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量（m³）	温度（℃）	溢水水位（cm）	溢水源への添加薬品	放射能の有無
EL.＋23.00m（地上3階）	CS－3－1	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋18.00m（地上2階）	CS－2－1	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－2－2	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋13.70m（地上中2階）	CS－M2－1	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋8.20m（地上1階）	CS－1－3	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－1－4	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－1－5	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋2.56m（地下1階）	CS－B1－1	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－B1－2	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－B1－3	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－B1－4	無し	0.00	—	0	—	—
	CS－B1－5	無し	0.00	—	0	—	—
EL.－4.00m（地下2階）	CS－B2－1	無し	0.00	—	0	—	—

※1　内部溢水にて影響評価を行っている区画番号

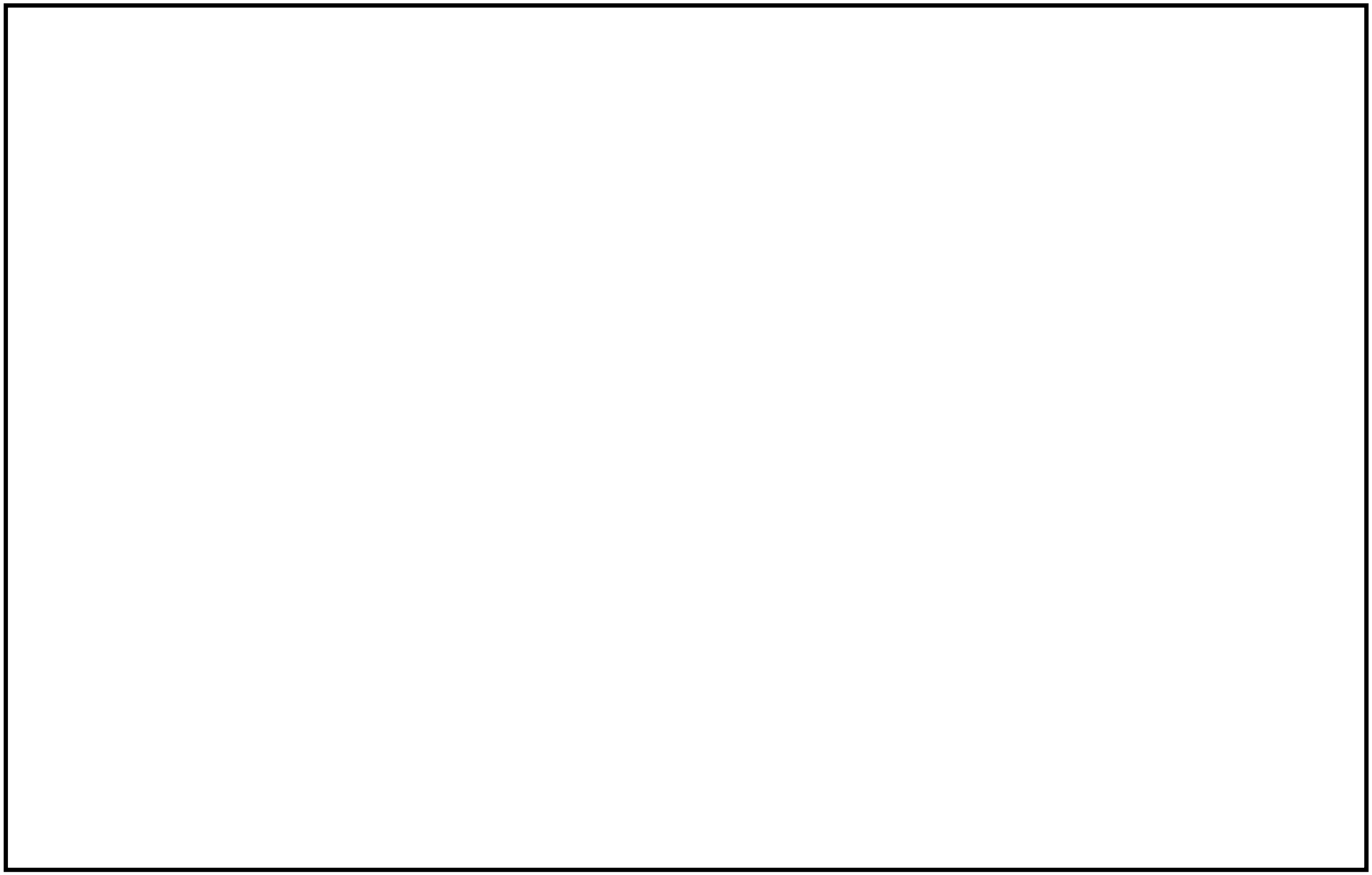
第５表　アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋付属棟（廃棄物処理））

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量（m^3）	温度（℃）	溢水水位（cm）	溢水源への添加薬品	放射能の有無
EL.＋22.00m（地上３階）	RW－3－1	原子炉補機冷却水系※2	1.95	27	0※3	防食剤	無
		復水・純水系※2	0.18	35		無	無
		消火系※2	0.04	40		無	無
		加熱蒸気系※2	0.00	◆※4	0	—	—
	RW－3－2	原子炉補機冷却水系※2	0.02	27	1	防食剤	無
	RW－3－3	原子炉補機冷却水系※2	0.02	27	1	防食剤	無
EL.＋14.00m（地上２階）	RW－2－3	原子炉補機冷却水系※2	1.53	27	0※3	防食剤	無
		復水・純水系※2	0.18	35		無	無
		消火系※2	0.23	40		無	無
		タービン補機冷却水系※2	0.08	36		防食剤	無
		加熱蒸気系※2	0.00	◆※4	0	—	—
	RW－2－4	無し	0.00	—	0	—	—
EL.＋8.20m（地上１階）	RW－1－1	無し	0.00	—	0	—	—
	RW－1－2	無し	0.00	—	0	—	—
	RW－1－3	無し	0.00	—	0	—	—
	RW－1－4	原子炉補機冷却水系※2	1.28	27	0※3	防食剤	無
		気体廃棄物処理系※2	1.02	7		無	無
		機器ドレン系※2	16.40	50		無	無
		凝縮水処理系※2	1.25	50		無	無
		濃縮廃液・廃液中和スラッジ系※2	2.32	30		無	無
		復水・純水系※2	2.24	35		無	無
		消火系※2	0.24	40		無	無
		加熱蒸気系※2	0.00	◆※4	0	—	—
	RW－1－5	機器ドレン系※2	132.60	30	0※3	無	無

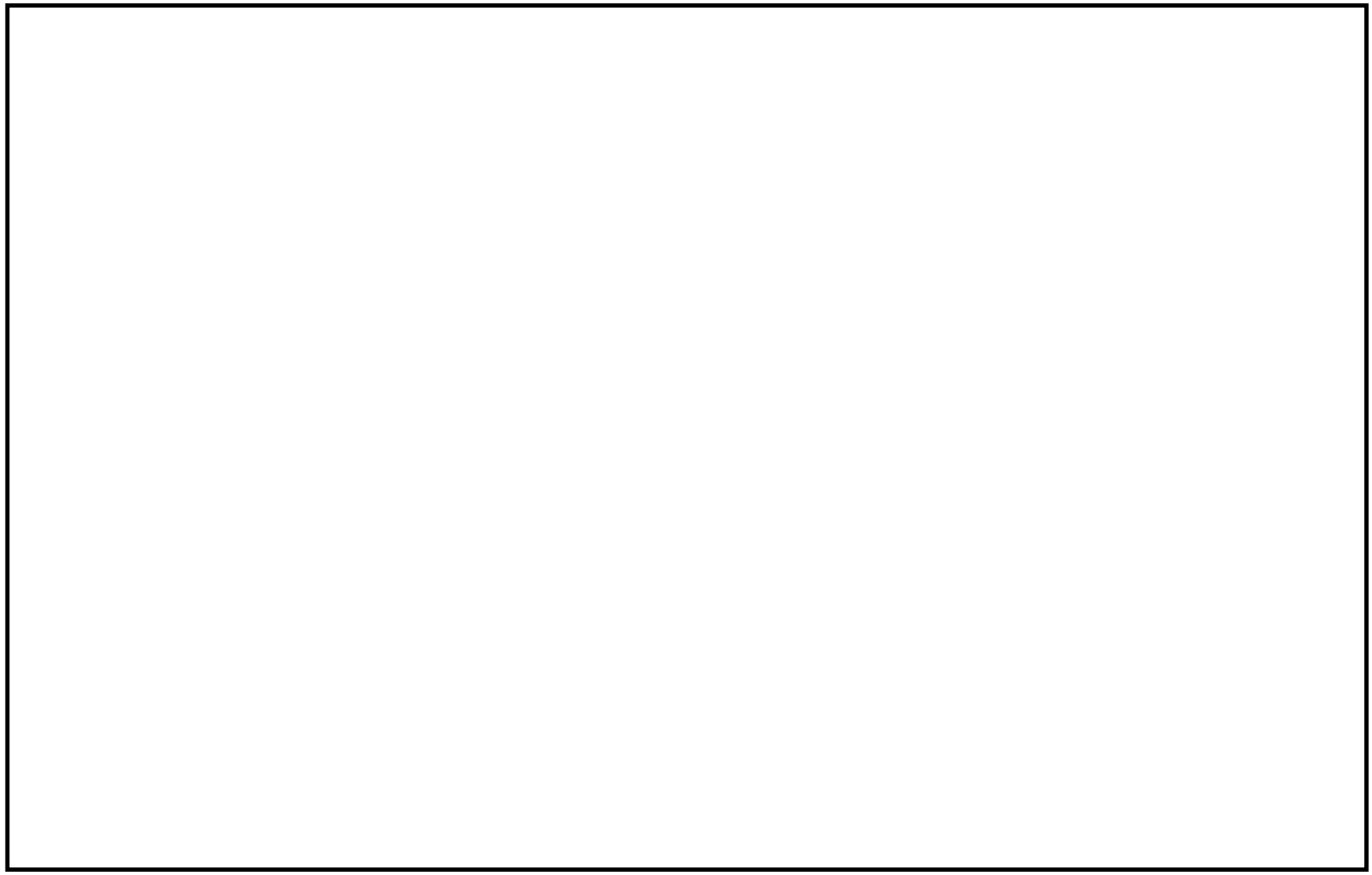
※1　内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
※2　系統名「放射性廃棄物処理系」を省略
※3　開口部から下層へ落水するため
※4　高エネルギ配管



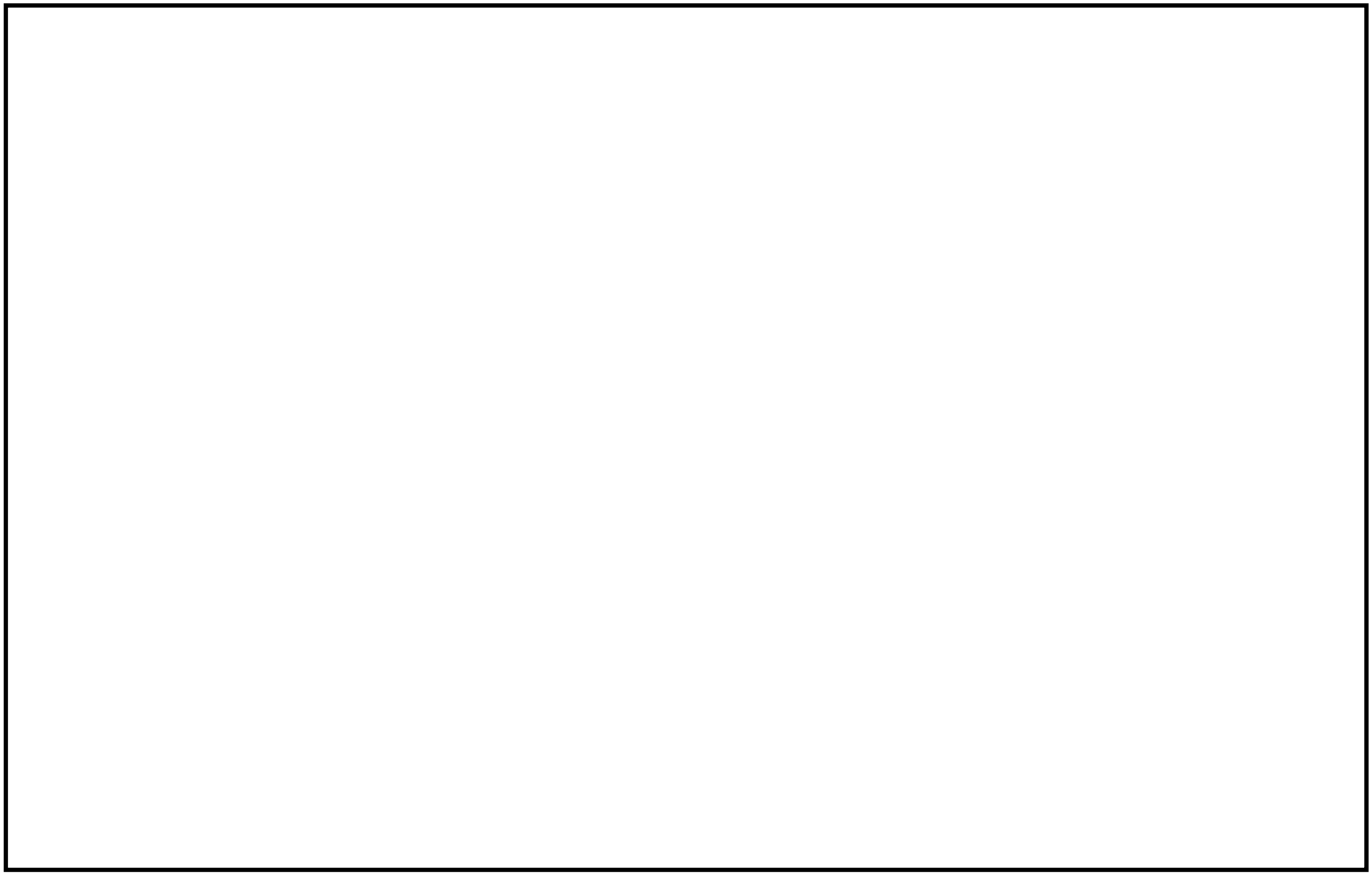
第 3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（1／8）



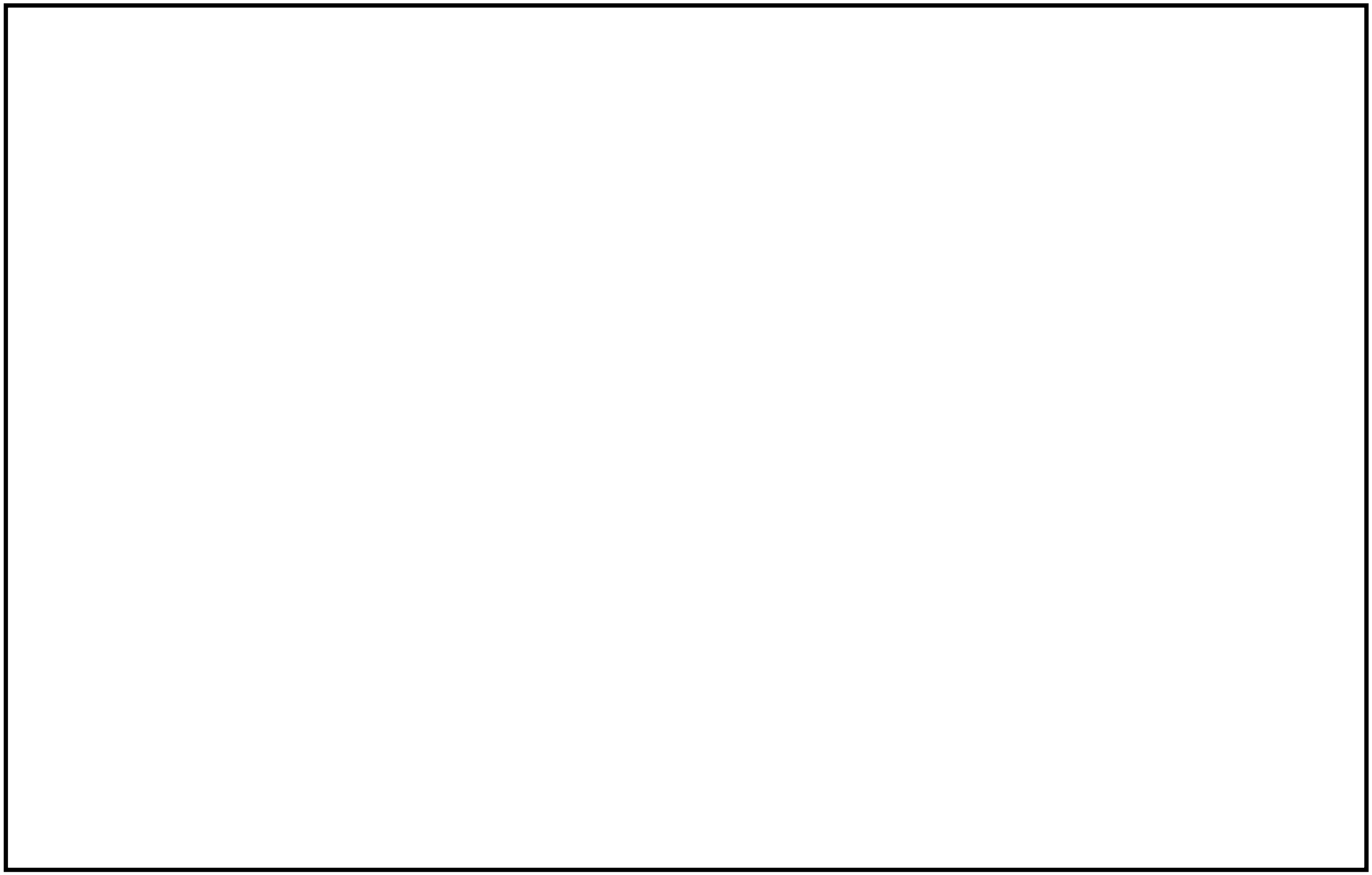
第 3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（2／8）



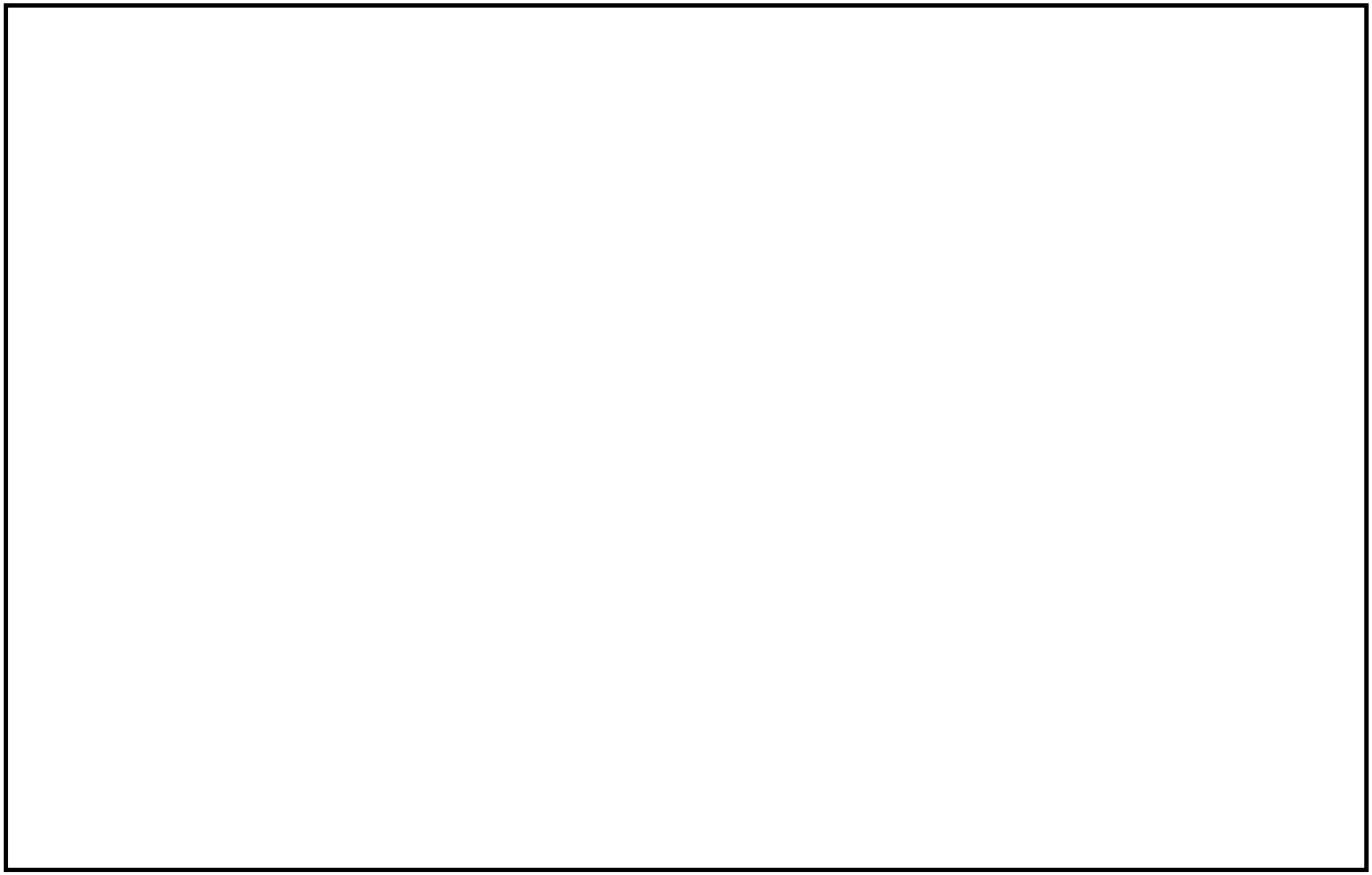
第 3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（3／8）



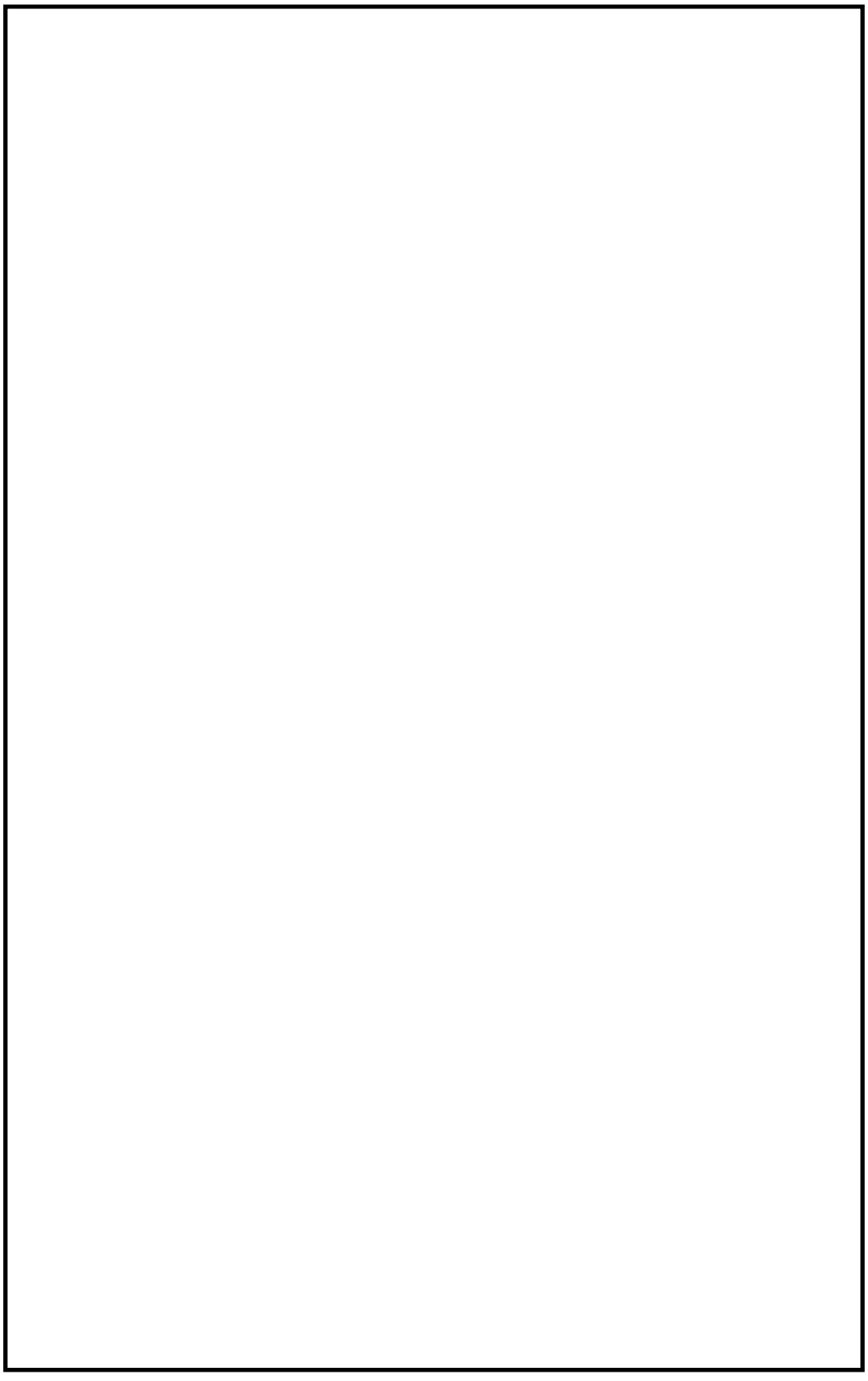
第3図　東海第二発電所　溢水防護区画図（4／8）



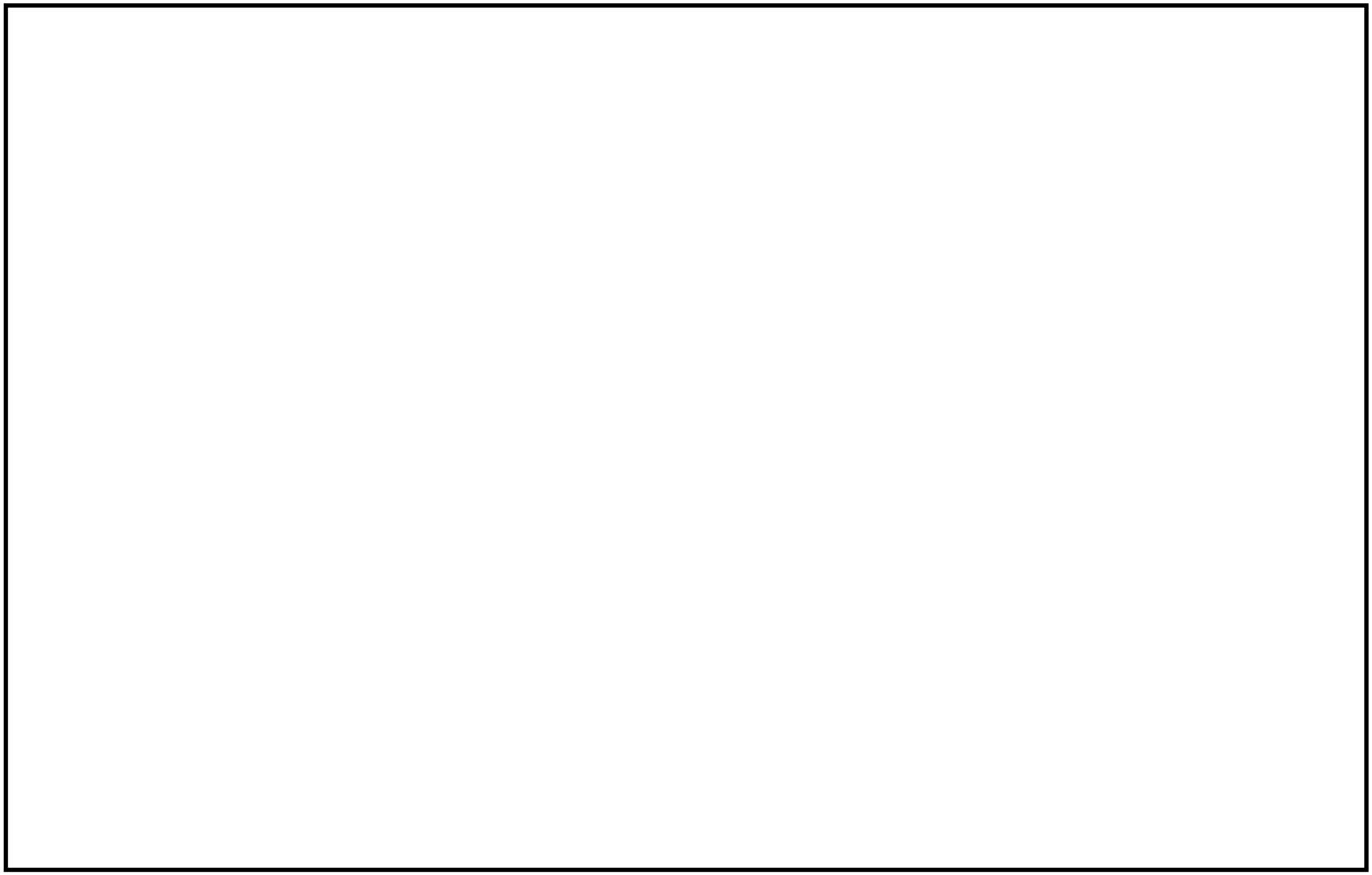
第3図　東海第二発電所　溢水防護区画図（5／8）



第3図　東海第二発電所　溢水防護区画図（6／8）



第３図　東海第二発電所　溢水防護区画図（7／8）



第3図　東海第二発電所　溢水防護区画図（8／8）

(4)　アクセスルートエリアの溢水による温度の影響

地震による溢水源の中で，高温の流体を内包する系統は「放射性廃棄物処理系加熱蒸気系」が考えられる。放射性廃棄物処理系加熱蒸気系は，アクセスルート上の配管の耐震性を確保するため，蒸気の漏えいは発生しない。

したがって，有効性評価における原子炉建屋内での作業における高温状態による影響はないと考えられる。

なお，「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」は，このインターロックによる自動隔離対象外の事象であり，原子炉建屋内が高温環境になることが考えられるが，漏えい箇所の隔離作業に係る区画の雰囲気温度は，作業開始を想定する原子炉減圧操作後に原子炉建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から，現場隔離操作が完了する 5 時間までの最大で 41℃程度（ブローアウトパネルに期待しない場合でも約 44℃程度）であることから，屋内現場作業における高温状態による影響はないと考えられる。

(5)　アクセスルートエリアの溢水による線量の影響

放射性物質を内包する溢水源の中で，漏えい時に環境線量率が最も厳しくなる系統は「使用済燃料プールのスロッシング」である。

使用済燃料プールのスロッシングによる被ばく線量は数 mSv 程度となり，緊急時の被ばく線量制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられるため，被ばく防護の適切な装備を実施した上で作業は可能であると考えられる。

(6)　アクセスルートエリアの化学薬品を含む溢水の影響

化学薬品を含む溢水源の中には「ほう酸水溶液」，「補機冷却水系に含ま

れる防食剤」が存在し，溢水源の周辺の堰内や近傍のエリアに滞留が想定されるが，ガスの発生が想定されないことから，炉心損傷のおそれがある場合は溢水を考慮した放射線防護具（アノラック等），炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）の溢水源には苛性ソーダ，硫酸及びりん酸ソーダが存在する。当該タンクの周辺には堰が設置されているため，薬品の漏えい時には堰内に薬品が滞留し，ガスの発生が想定される。そのため，原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具のうち自給式呼吸用保護具，炉心損傷のおそれがない場合は薬品防護具を着用する。また，当該薬品タンクの設置場所を迂回することが可能である。

第3図に薬品タンクの配置を示す。

(7) 照明への影響

照明設備については，常用電源若しくは非常用電源から受電しており，建屋全体に設置されている。溢水の影響により照明設備が喪失しても可搬型照明により対応可能である。（別紙（27）参照）

(8) 感電の影響

電気設備が溢水の影響を受けた場合は，保護回路が動作し電気回路をトリップすることで電源供給が遮断されると考えられる。また，地絡等の警報が発生した場合は負荷の切り離し等の対応を行う。

なお，第4図に示す保護具を着用することによりアクセス時の安全性を確保する。

(9)　漂流物の影響

屋内に設置された棚やラック等の設備は，固縛処置がされており，溢水が発生した場合においても漂流物になることはない。よって，アクセス性に対して影響はない。

(10)　内部溢水に対する対応方針

地震による内部溢水の発生により，建屋内の床面が没水した場合を考慮しても対応作業が可能なよう，必要となる防護具を配備する。

内部溢水が発生していると考えられる場合には，中央制御室や緊急時対策所で必要な防護具を着用し，対応操作現場に向かう手順としており，訓練等を通じて，防護具の着用時間は約 12 分で実施できることを確認した。第 4 図に防護具の着用例を示す。

配 備 場 所：中央制御室，緊急時対策所建屋

防　護　具：「マスク」　…全面マスク，ガスマスク

「服装」　…タイベック，アノラック，綿手袋，ゴム手袋，

長靴，胴長靴，消防服

薬品類の漏えい時に着用する防護具は別紙（36）参照。

※　今後の検討により，変更・追加となる可能性がある。

胴長靴

タイベック＋全面マスク

アノラック＋全面マスク

長靴

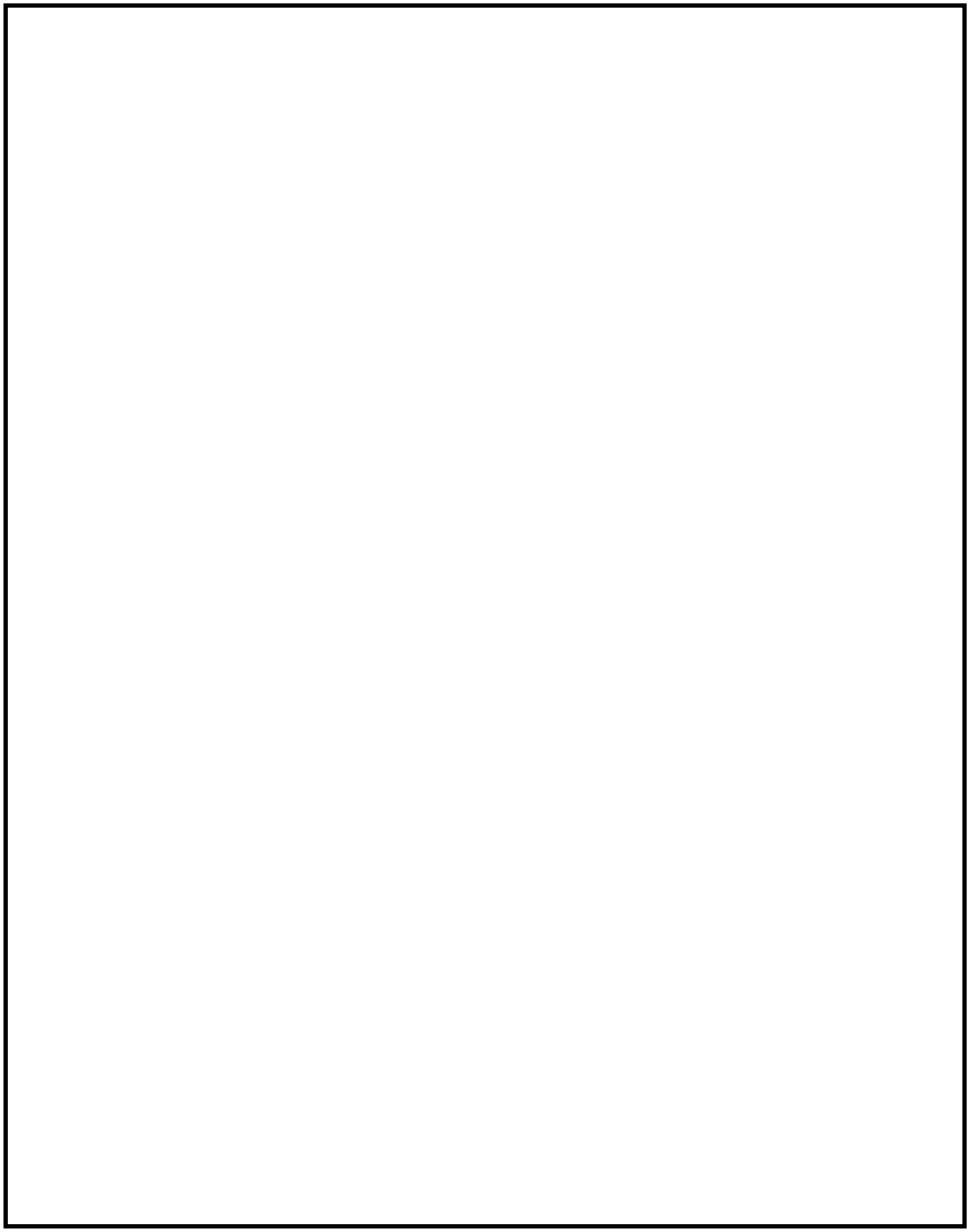
全面マスク

第 4 図　防護具の着用例

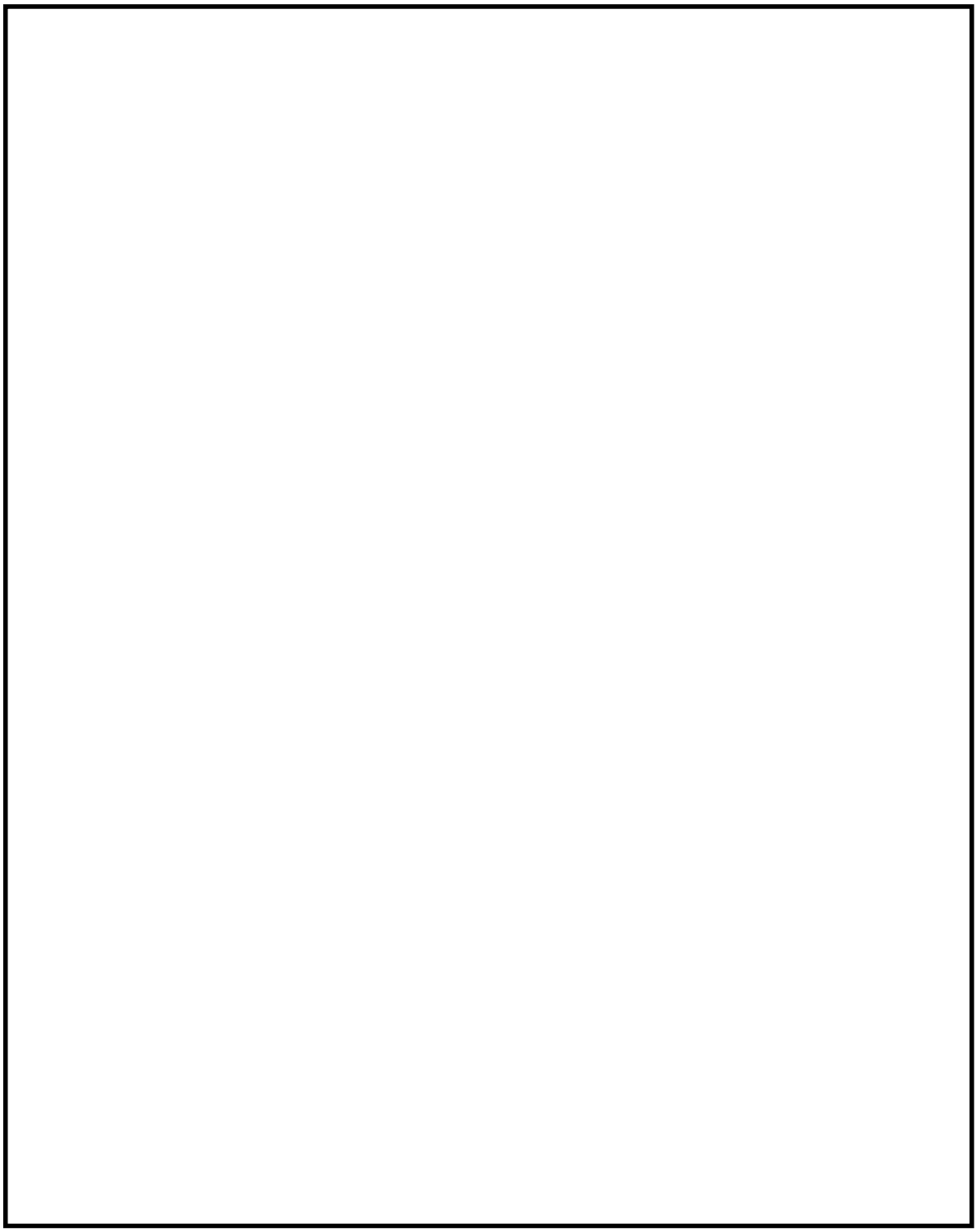
別紙（33）

屋内アクセスルート確認状況（地震時の影響）について

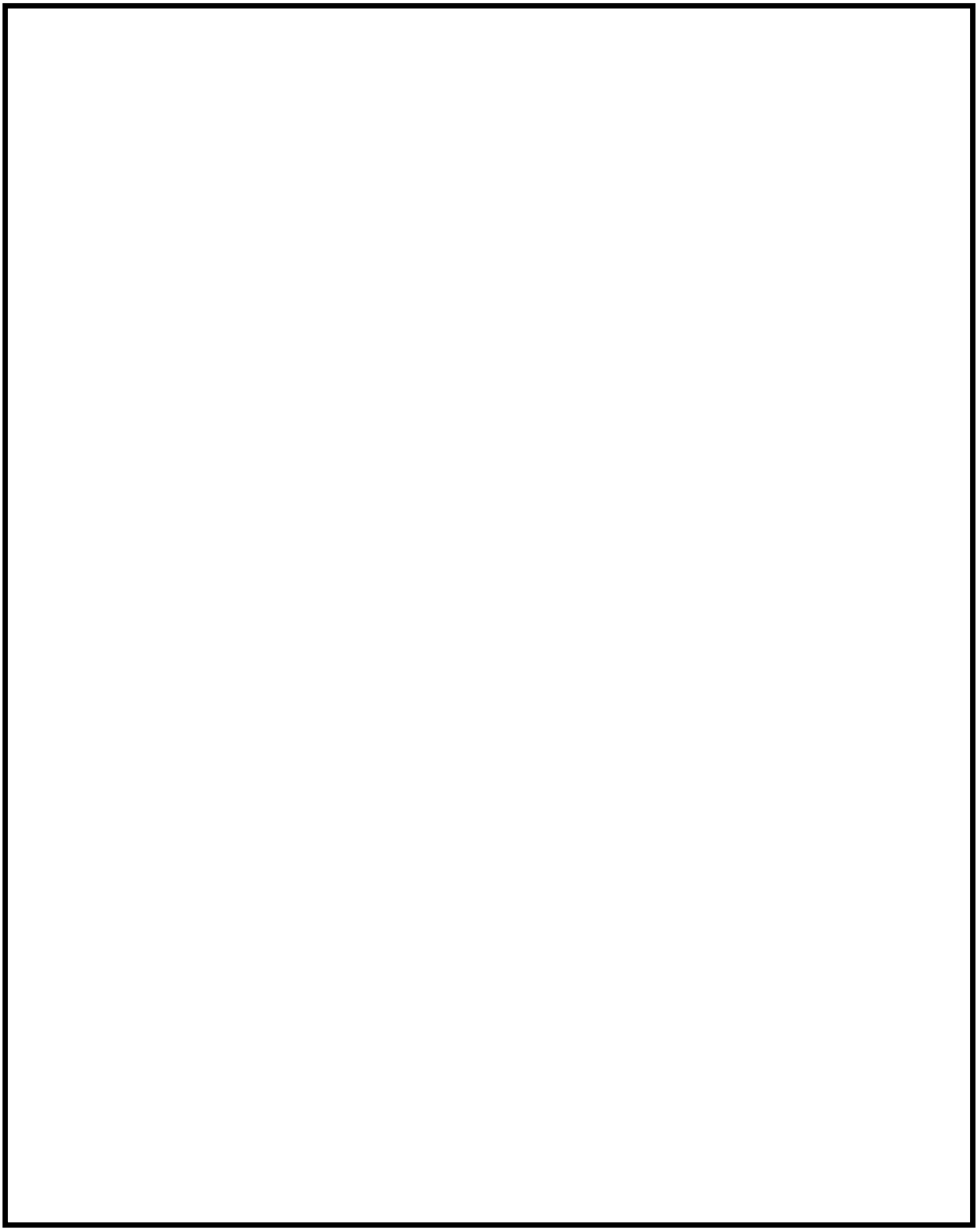
東海第二発電所における屋内アクセスルートのプラントウォークダウン確認結果を第1図及び第1表に示す。



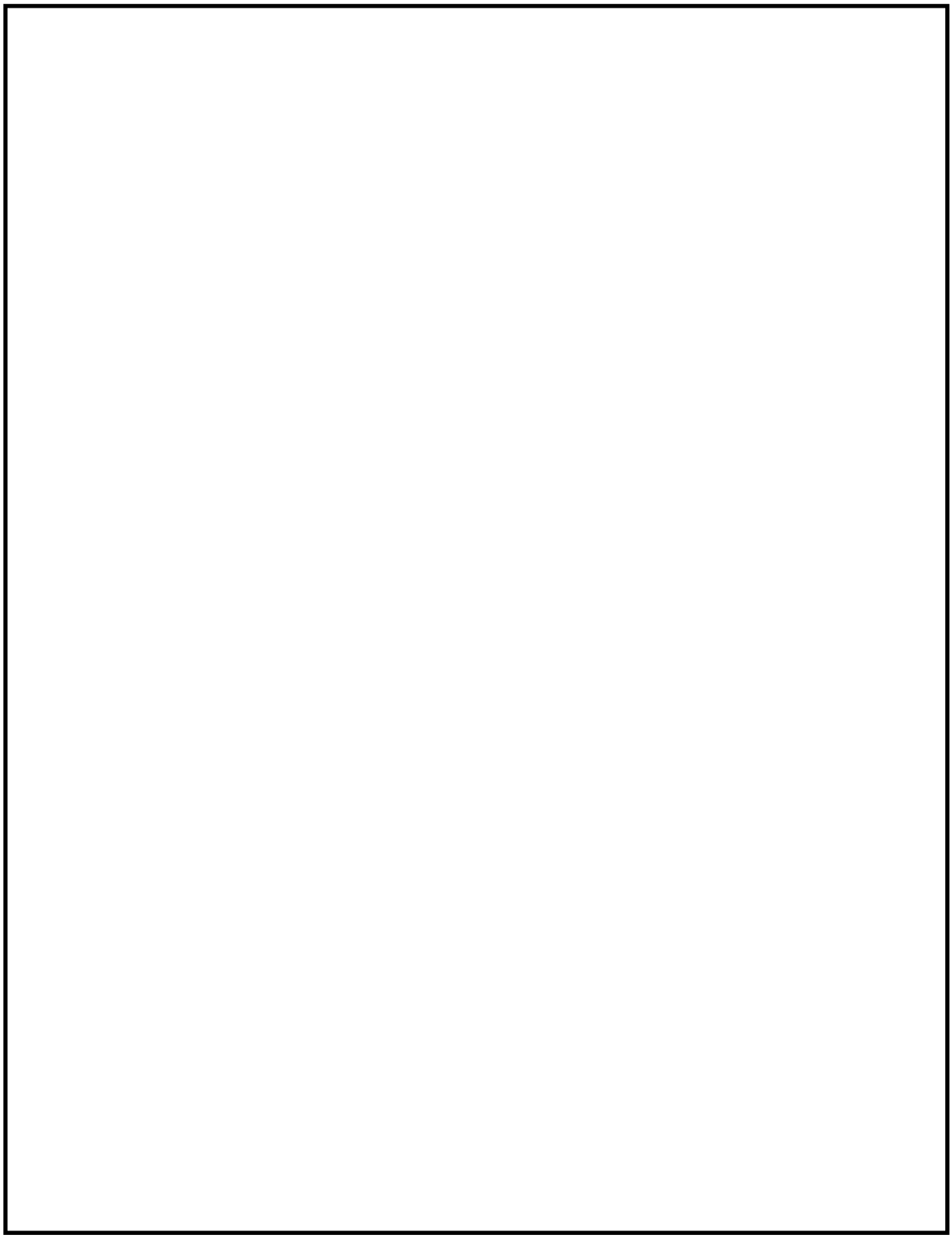
第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（1／8）



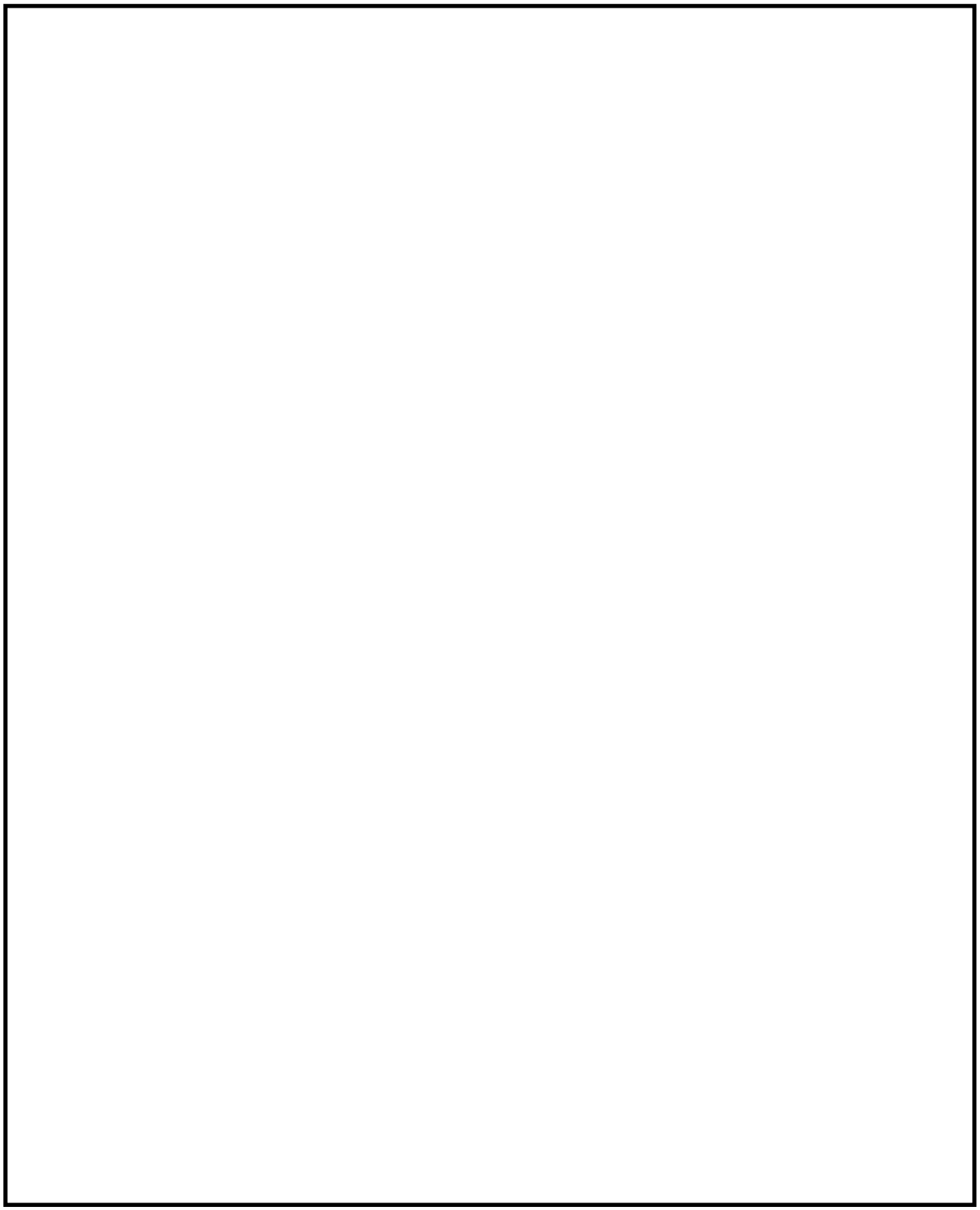
第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（2／8）



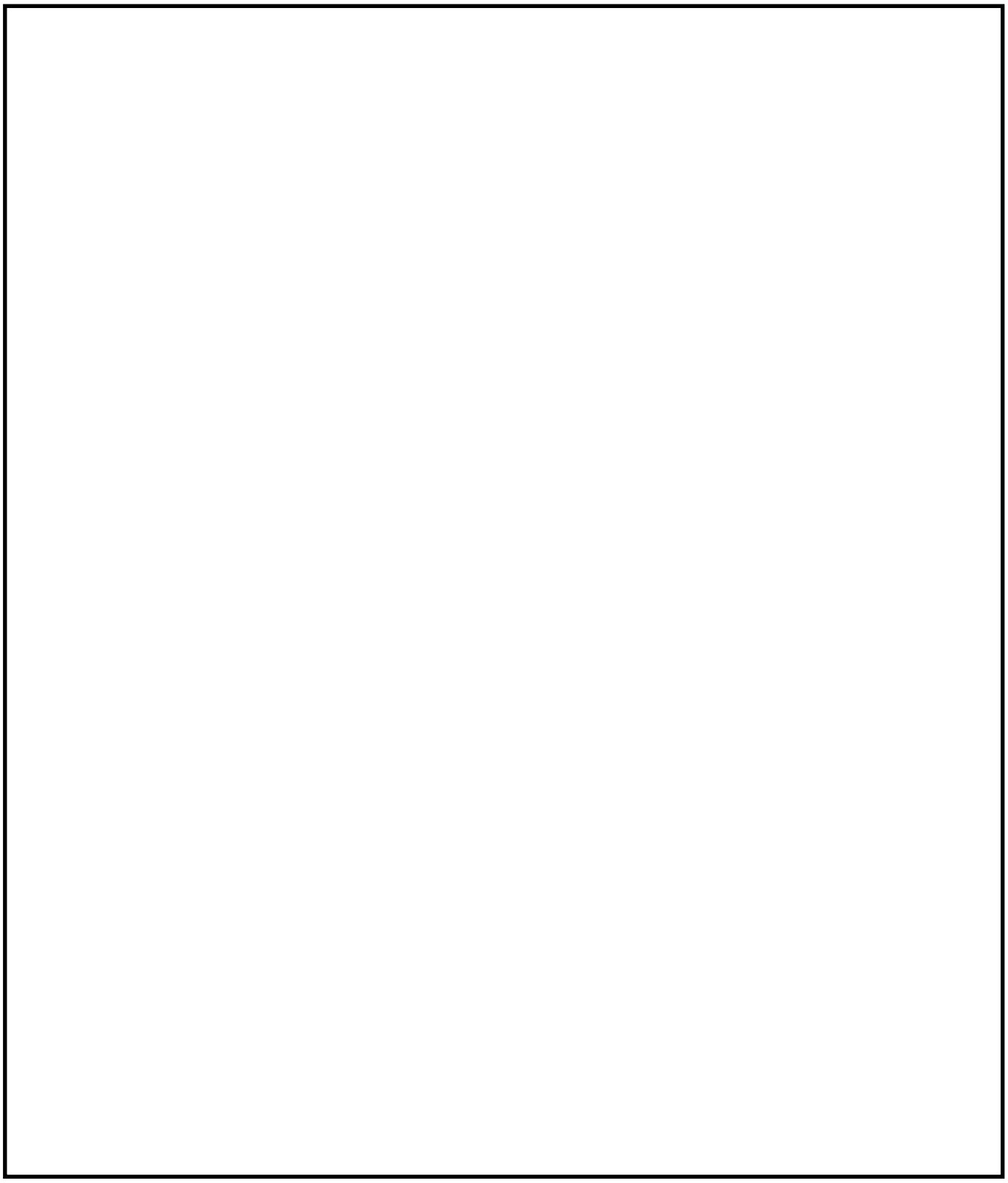
第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（3／8）



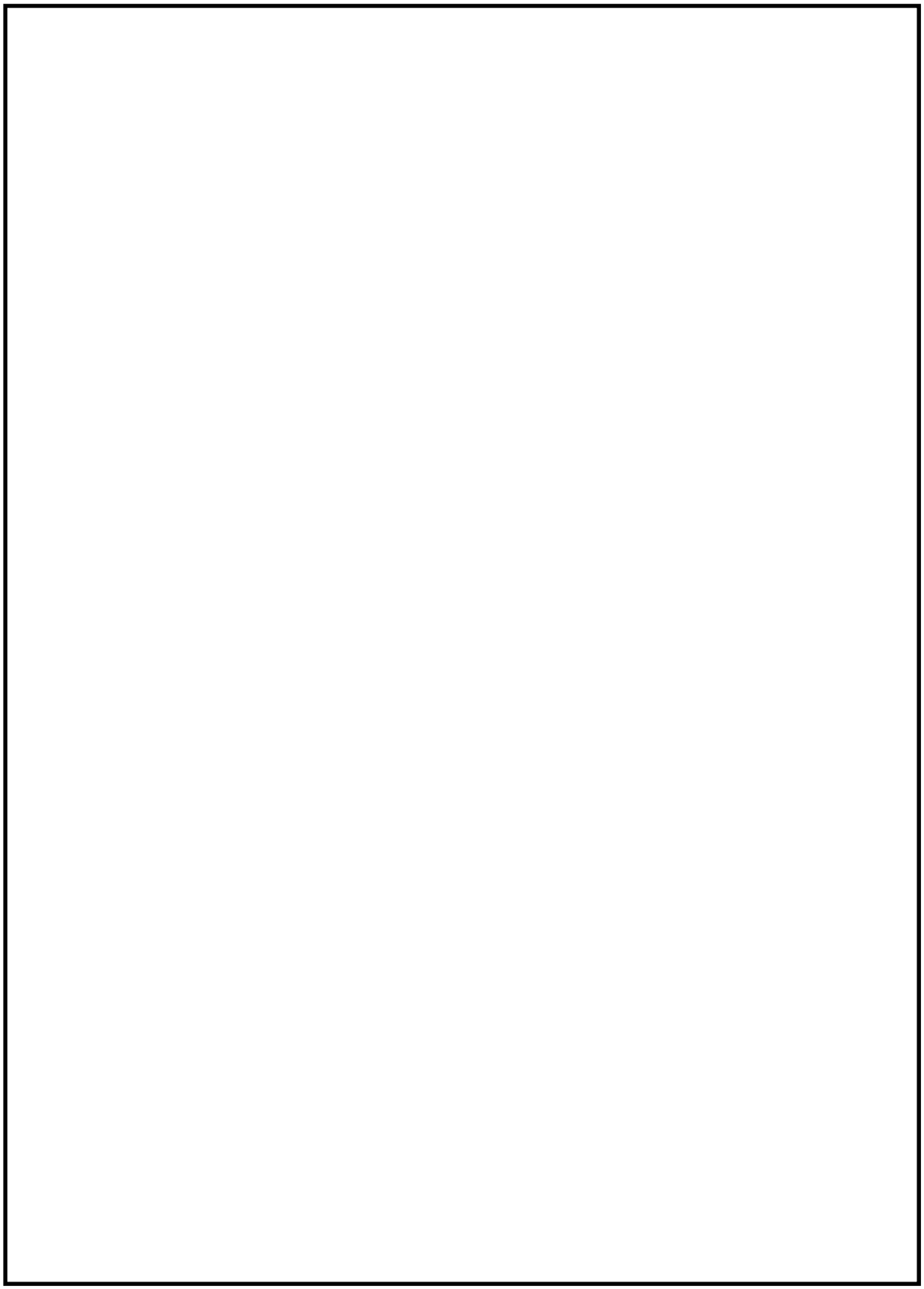
第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（4／8）



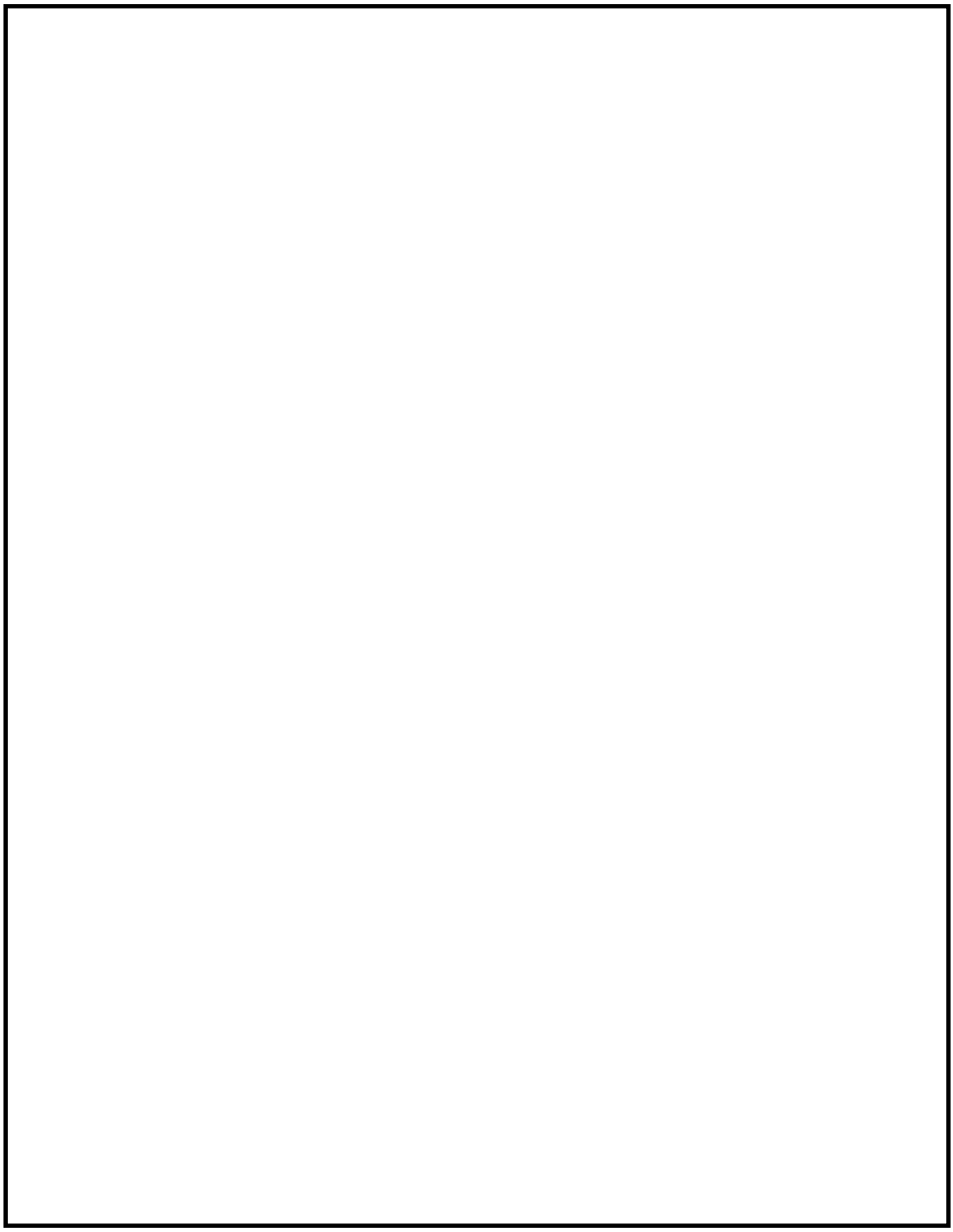
第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（5／8）



第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（6／8）



第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（7／8）



第１図　東海第二発電所　屋内アクセスルート　現場確認結果（8／8）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（1／11）

項目	設置場所	評価
分解用治具（ＲＣＩＣポンプ用）	R／B B2FL EL.－4.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
ＬＰＣＳポンプベントライン 仮設ホース		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
資材保管ハウス		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
資材保管ハウス		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
資材保管ハウス		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
踏み台		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
手摺り （機器ハッチ用／ＬＰＣＳ・ＨＰＣＳ）	R／B B1FL EL.＋2.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
収納箱（定検試験機材保管箱）		・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
ＲＨＲポンプ分解治具		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
Ｓ／Ｐ点検用資材		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
日点工具保管庫　№1		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（2／11）

項目	設置場所	評価
日常点検工具保管庫	R／B B1FL EL.＋2.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
ＲＨＲポンプ部品収納箱 （Ｂ－１，２，３）		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
ＲＨＲポンプ部品収納箱 （Ｃ－１）		・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
ＲＨＲポンプ部品収納箱 （Ｄ－２）		・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
収納箱　ＲＨＲポンプ部品収納箱		・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
制御棒位置検出器(PIP)収納箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
ボンベ運搬用台車		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
ボンベ運搬用台車		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
RHR ポンプ用シャフト		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（3／11）

項目	設置場所	評価
手摺り	R／B 1FL EL.＋8.20m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
ダストサンプリング用架台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
移動式足場		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
手摺		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
清掃用具		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
清掃用具		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
担架収納用キャビネット		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
緊急時用防護具		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
緊急時用防護具		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
緊急時用ウェス		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
汚染検査 BOX		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
カラーコーン・コーンバー		・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
手摺		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）

第1表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（4／11）

項目	設置場所	評価
RB集中清掃系中間集塵機	R／B 2FL EL.＋14.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
ダストサンプリング用架台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
CRD交換用装置収納箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
LPRMシャッター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
緊急用資機材　ケーブル		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
超音波洗浄機及び工具一式	R／B 3FL EL.＋20.30m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
超音波洗浄機及び工具一式		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
試験関連保管箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
MSIV自動ﾗｯﾋﾟﾝｸﾞ装置		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
MSIV点検専用工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
チャージングポンプ		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
HCUベントホース収納用 プラスチックコンテナ		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（5／11）

項目	設置場所	評価
キャビネット	R／B 3FL EL.＋20.30m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
収納庫（HCU 点検用工具一式）		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真③参照）
データ処理装置		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
中継器		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
収納庫（HCU 点検用工具一式） （HCU 性能試験装置）		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
収納庫（HCU 性能試験装置）		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
収納庫（HCU 点検用工具一式）		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真③参照）
収納庫		・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
弁操作用架台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
MSIV 仮組 L／T 用フランジ		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
MSIV 摺合せ治具		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
MSIV 点検用吊具		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（6／11）

項目	設置場所	評価
遮蔽用鉛毛マット	R／B 4FL EL.＋29.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
取外し式梯子		・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
遮蔽用２次容器		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
FPC ポンプ定検用倉庫		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納庫　ＣＲＤ交換装置点検工具（着脱ヘッド試験治具）		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納箱　ＳＬＣ系ホース収納箱		・固縛を実施している （転倒防止処置例は写真①参照）
弁操作用架台		・固縛を実施している （転倒防止処置例は写真①参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
FHM ケーブルベア用ブリッジ	R／B 5FL EL.＋38.80m	・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真①参照）
バイオトイレ		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
キャビネット		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
活性炭吸引機		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
DHC 治具		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
放管資材保管用ロッカー		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
ポンプアウトユニット		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
SLC 点検用治具		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
作業台		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真①参照）
汚染検査 BOX		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
活性炭充填機		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
燃料貯蔵プール排気ダクト隔離弁操作架台用昇降はしご（東側）		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（7／11）

項目	設置場所	評価
金属製物置	R／B 5FL EL.＋38.80m	・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
燃料貯蔵プール排気ダクト隔離弁操作架台用昇降はしご（西側）		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式梯子		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式梯子		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真③参照）
架台		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
ダストサンプリング用架台	R／B 6FL EL.＋46.50m	・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
垂直吊具		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真①参照）
ラック		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
道工具棚		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
キャビネット		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
キャビネット		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
燃料取扱機材		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台	C／S 1FL EL.＋8.20m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
踏み台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
踏み台		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
予備品収納箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
踏み台	C／S 2FL EL.＋18.00m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（8／11）

項目	設置場所	評価
光ファイバー温度監視装置	C／S 3FL EL.＋23.00m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
原子炉格納容器 漏えい率試験装置		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ機器収納盤		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
PC ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
オフガス高感度モニタ監視装置		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱（換気空調設備定検工事用）		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
取外し式手摺り		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
RPS-MG 模擬負荷抵抗	C／S B1FL EL.＋2.56m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
脚立		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
脚立	C／S B1FL EL.＋2.56m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）
脚立		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真③参照）

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（9／11）

項目	設置場所	評価
リフター	C／S B2FL EL.－4.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
リフター		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
油圧防振器用点検資機材	Rw／B 1FL EL.＋8.20m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納箱　工具収納箱		・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
ダストサンプラー置き場		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
綿手・ゴム手袋用ラック		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
消耗品ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
TOC 計		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
再利用ポリビン保管ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
測定機器用机		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
踏み台		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
No.１倉庫		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
タンク遠隔点検用資材		・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
油圧防振器予備品		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
工具箱		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
緊急時対応用ウェス		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（類似処置は代表例の写真を示す）（10／11）

項目	設置場所	評価
バッテリー式リフト	Rw／B 1FL EL.＋8.20m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題ない
R／W 開口部用柵	Rw／B 2FL EL.＋14.00m	・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真①参照）
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
新樹脂保管用ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
ラック（ISI 試験片用）		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
バイオトイレ		・固縛，転倒防止策を実施している （転倒防止処置例は写真④参照）
SRV 取外・取付用資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 取外・取付用資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資機材		・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし （転倒防止処置例は写真④参照）
踏台・脚立ＯＧハッチ用梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
ハッチ用手摺		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真②参照）
SRV		・転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
踏み台	Rw／B 3FL EL.＋22.00m	・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし

第１表　機器等の転倒防止処置等確認結果
（代表例の写真を示す）（11／11）

各項目の転倒防止処置

	設置物の外観	転倒防止対策
写真①	 例：試験関連保管箱	
写真②	 例：予備品収納箱	
写真③	 例：脚立	
写真④	 例：リフター	

写真①：スリング，ワイヤー，チェーンを用いた固縛
写真②：壁面からのアンカーを用いた固縛
写真③：サポートを用いた固縛
写真④：床面からのアンカーを用いた固縛

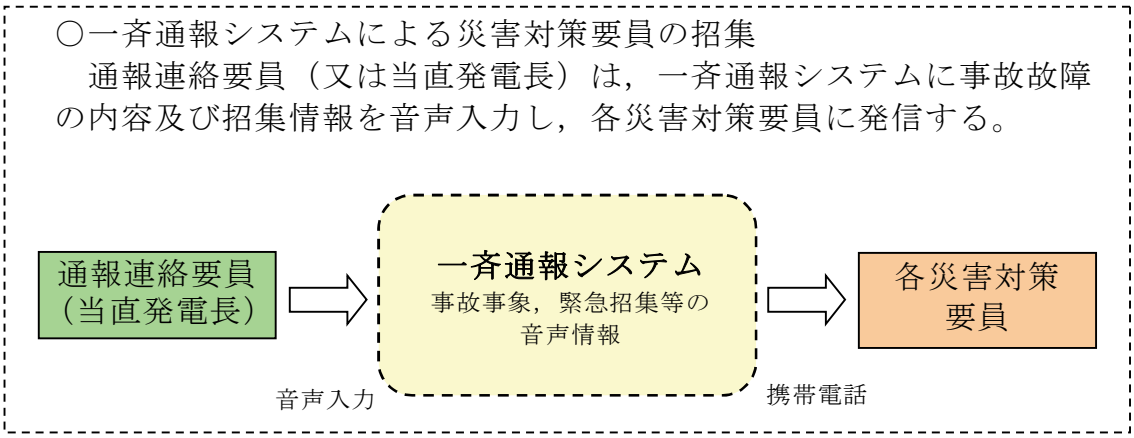
東海第二発電所の屋内設置物（常置品，仮置資機材）については，地震等による転倒によって，重大事故等対応の障害になることを防止するため，常置品，仮置き資機材の設置に対する運用，管理を社内規程に基づき実施する。

別紙（34）

発電所構外からの災害対策要員の参集について

1.　要員の参集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合，発電所構外にいる災害対策要員への情報提供及び非常招集を速やかにするために，「一斉通報システム」を活用する。（第１図）



第１図　一斉通報システムの概要

また，発電所周辺地域（東海村）で震度６弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき自主的に参集する。

地震等により家族，自宅等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は，直接発電所へ参集する。発電所参集要員（拘束当番）以外の参集要員は，発電所外参集場所となる第三滝坂寮に集合し，発電所外参集場所で災害対策本部と参集に係る以下①～⑤の情報確認及び調整を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。（第２図）

①発電所の状況（設備及び所員の被災等）

②参集した要員の確認（人数，体調等）

③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）

④発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）

⑤気象及び災害情報等

2.　災害対策要員の所在について

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり，発電所員の約 5 割が居住している。更に，東海村周辺のひたちなか市，那珂市など東海第二発電所から半径 5km～10km 圏内には，発電所員の約 2 割が居住しており，おおむね東海第二発電所から半径10km圏内に発電所員の約7割が居住している。（第 2 図）（第 1 表）

第 2 図　東海第二発電所とその周辺

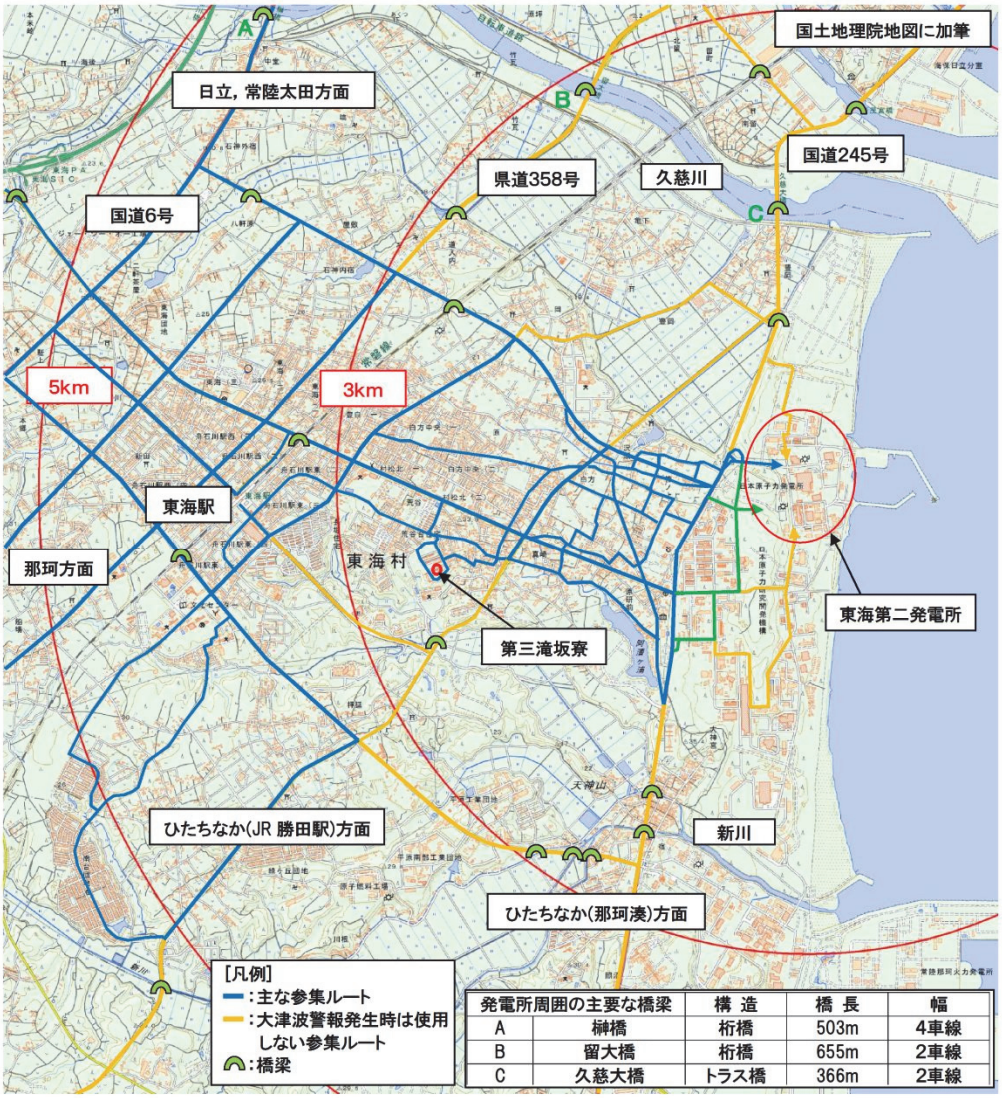
第 1 表　居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）

居住地	東海村 （半径 5km 圏内）	東海村周辺地域 ひたちなか市など （半径 5km～10km 圏内）	その他の地域 （半径 10km 圏外）
居住者数	133 名 （52%）	58 名 （23%）	64 名 （26%）

3.　発電所構外からの災害対策要員の参集ルート

3.1　概要

発電所構外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては，第 3 図に示すとおりである。



発電所周囲の主要な橋梁		構 造	橋 長	幅
A	榊橋	桁橋	503m	4車線
B	留大橋	桁橋	655m	2車線
C	久慈大橋	トラス橋	366m	2車線

第３図　主要な参集ルート

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり，発電所構外の拠点となる要員の集合場所(第三滝坂寮)から発電所までの参集ルートは，通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また，木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため，参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

この他の参集に係る障害要因としては，地震による橋梁の崩壊，津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については，参集ルート上の橋梁が崩壊等により通

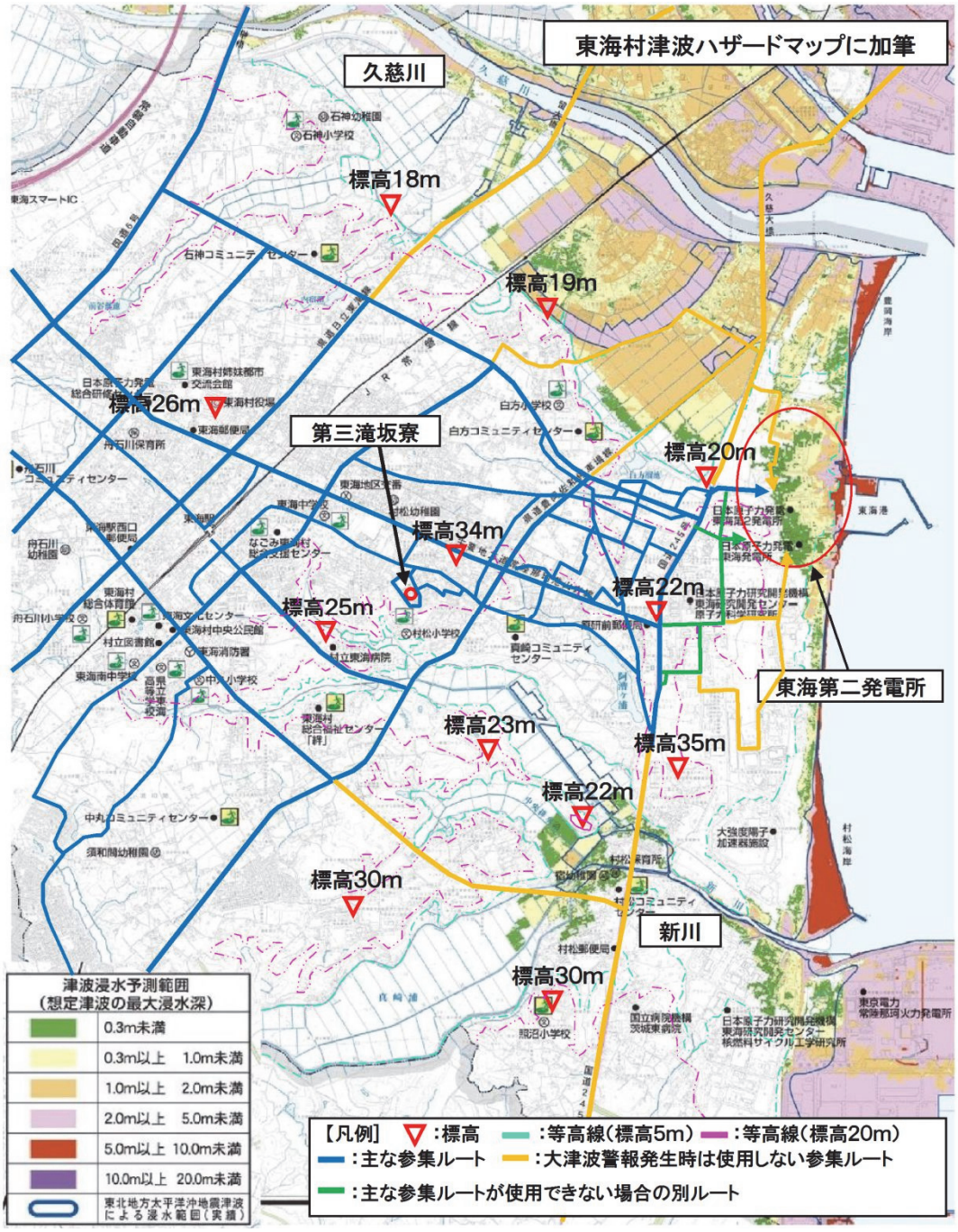
行ができなくなった場合でも，迂回ルートが複数存在することから，参集は可能である。なお，地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については，平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても，実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には，アクセス性への影響を未然に回避するため，大津波警報発令時には，基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第 3 図に示す，ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず，これ以外の参集ルートを使用して参集する。

大規模な地震が発生し，発電所で重大事故等が発生した場合には，住民避難の交通渋滞が発生すると考えられるため，交通集中によるアクセス性への影響回避のため，参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし，複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

3.2　津波による影響が考えられる場合の参集ルート

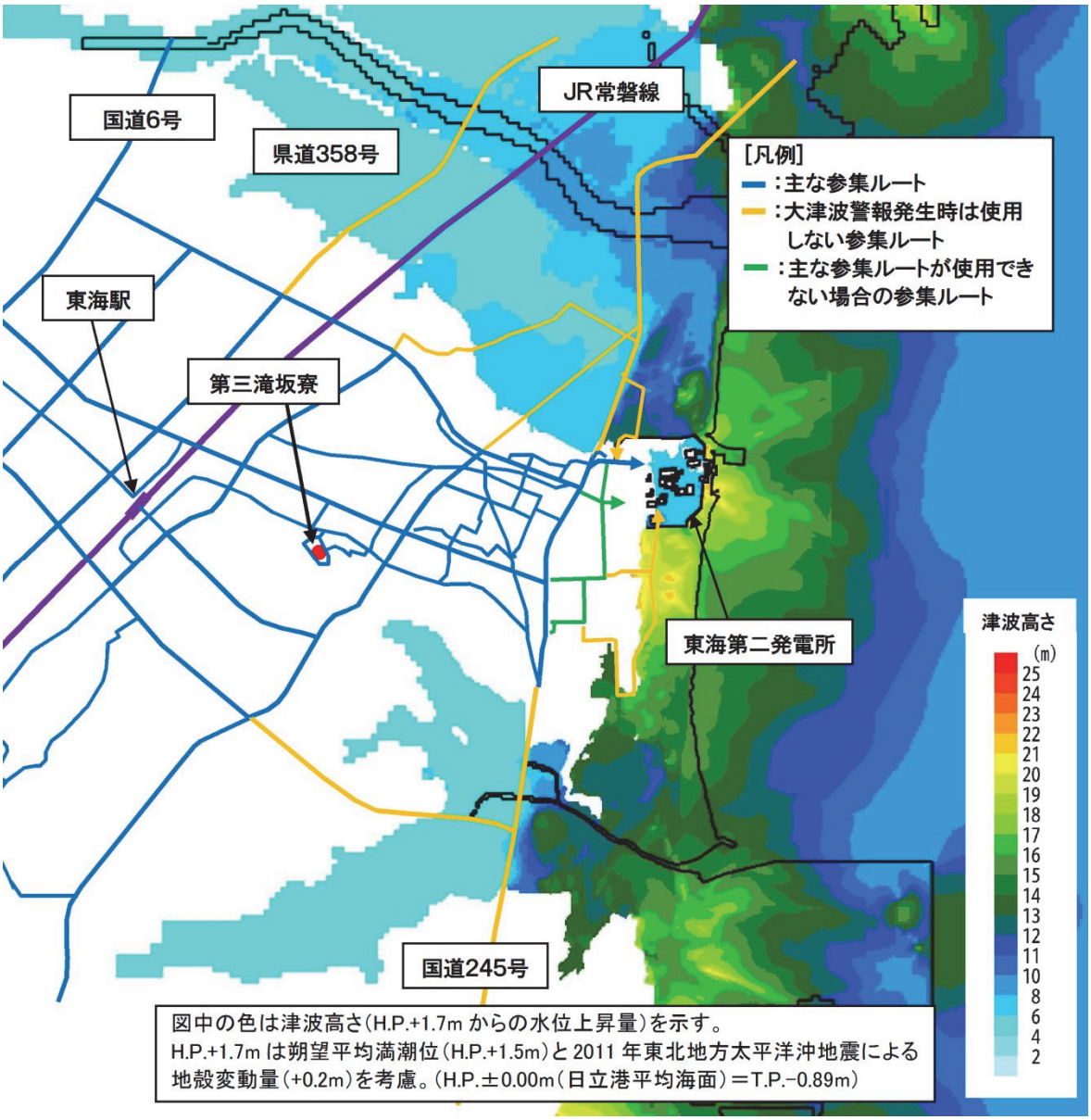
東海村津波ハザードマップ（第 4 図）によると，東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が，大津波警報発令時は，津波による影響を想定し，海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第４図　茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また，東海第二発電所では，津波ＰＲＡの結果を踏まえ，基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）に対して影響を考慮する必要がある。敷地遡上津波の遡上範囲の解析結果（第５図）から，発電所周辺に浸水する範囲が認められるが，東海村中心部から東海第二発電所の

敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲が確認できることから，津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第 5 図　敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

3.3　住民避難がなされている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し，住民避難が開始されている場合には，住民の避難方向と逆方向に移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は，原則，住民避難に影響のないよう行動し，自動

車による参集ができないような場合は，自動車を避難に支障のない場所に停止した上で，徒歩等により参集する。

3.4　発電所構内への参集ルート

東海第二発電所の敷地周辺の参集ルートについては，以下に示す敷地の特徴を踏まえて，複数の参集ルートを設定している。

・東海第二発電所への参集に当たっては必ず国道 245 号線を通過することから，同国道の交通状態及び道路状態によるアクセス性への影響を受けないように，同国道を通行する距離を短くするとともに，できるだけ多くの参集ルートを設定し，更に各参集ルートの構内への進入場所をできるだけ離す

・敷地入口近傍にある 275kV 及び 154kV の送電鉄塔の倒壊による障害を想定し，鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定する

・敷地高さを踏まえ，敷地を遡上する津波によっても影響を受けずに緊急時対策所に到達できる参集ルートを設定する

この考え方に基づき，発電所構外から発電所構内への参集ルートとして，正門ルート（通常時のルート）の他に，南側ルート，南西側ルート，西側ルート及び北側ルートを設定する。（第 6 図，第 7 図）

各参集ルートの考慮すべき外的事象を第 2 表に示す。また，送電鉄塔の倒壊時における通行の考え方を，別紙補足 1 に示す。

災害対策要員が参集する際は，各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

なお，正門ルート及び代替正門ルートを通行できない場合は，隣接する他機関の敷地内を通行する南側ルート，南西側ルート，西側ルート及び北側ル

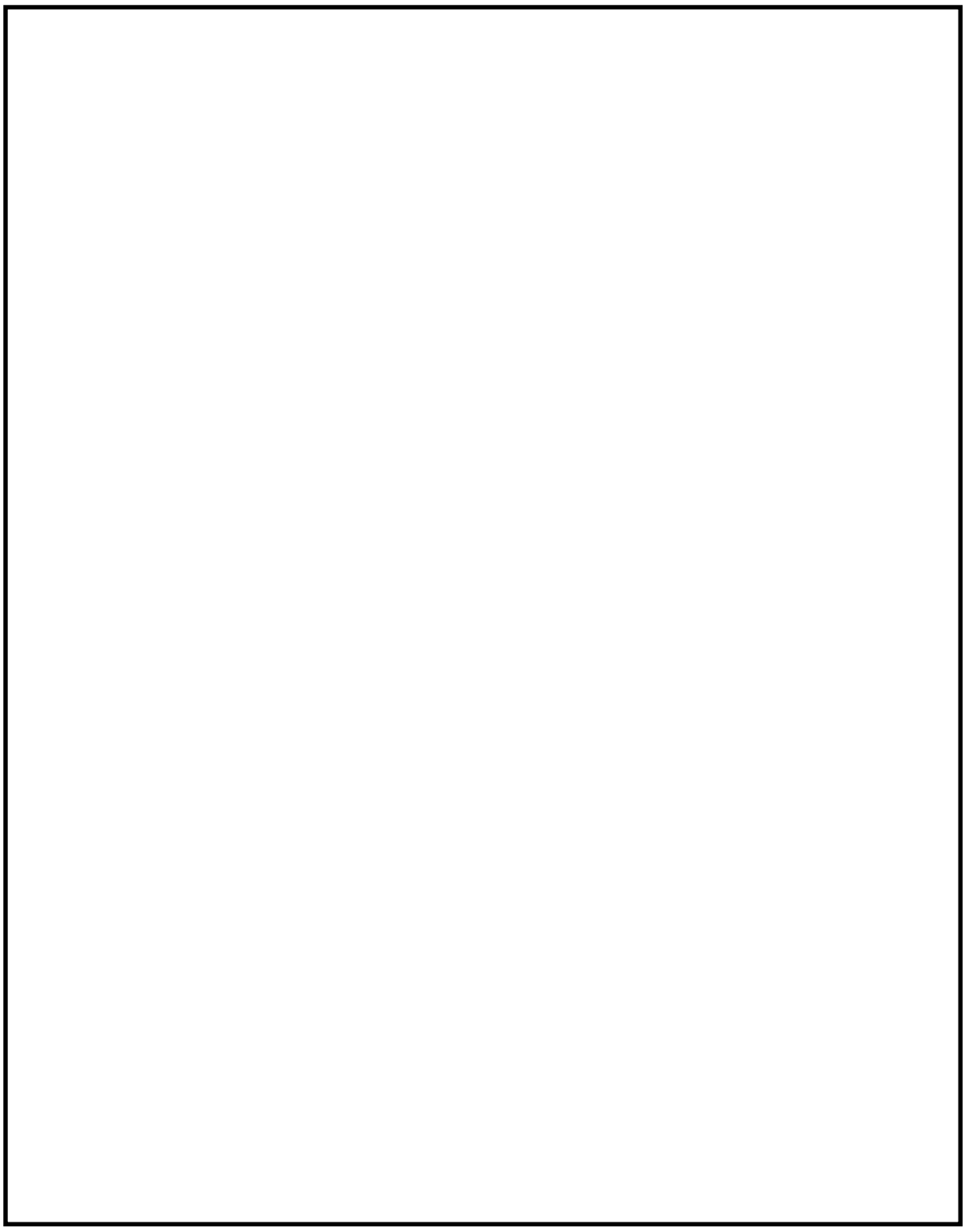
ートを介して災害対策要員が発電所に参集する。このため，他機関とは，通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について，あらかじめ取り決めることとしている。

3.5　緊急時対策所への参集ルート

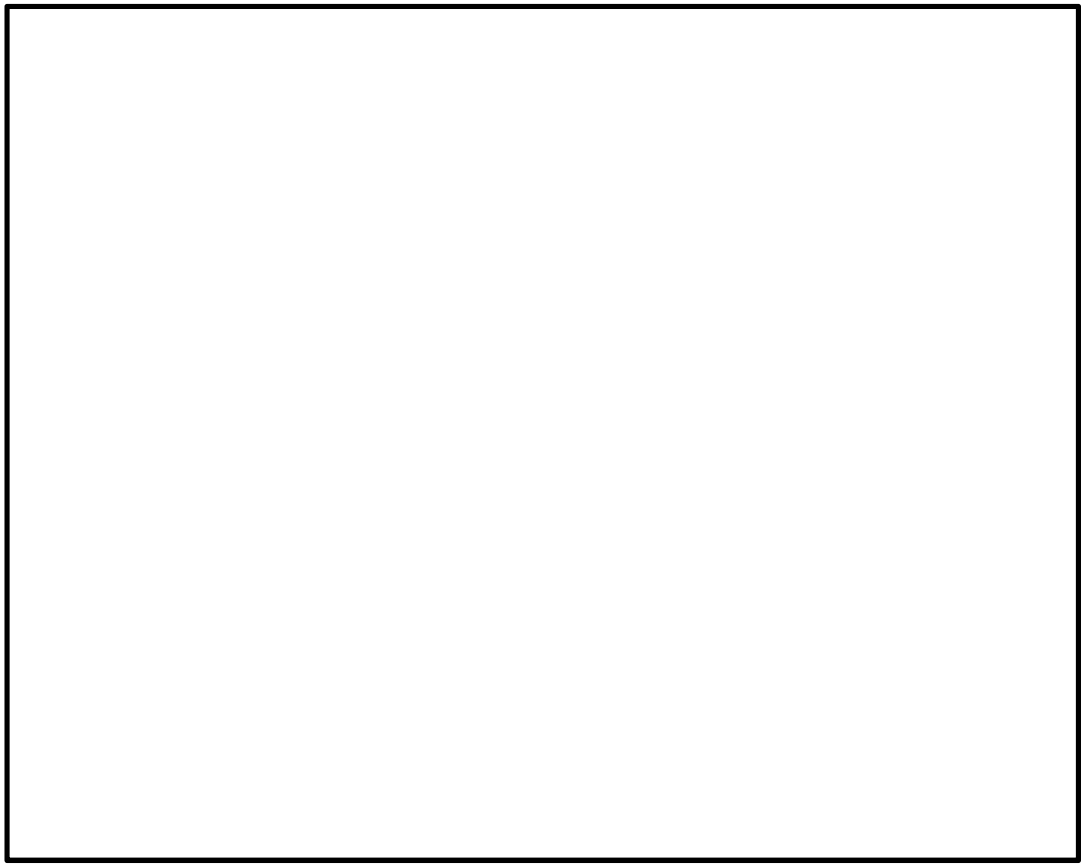
平日の勤務時間帯においては，災害対策要員の多くは事務本館で執務しており，招集連絡を受けた場合は，速やかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては，災害対策要員（初動）が事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており，招集連絡を受けた場合は，速やかに緊急時対策所に参集する。

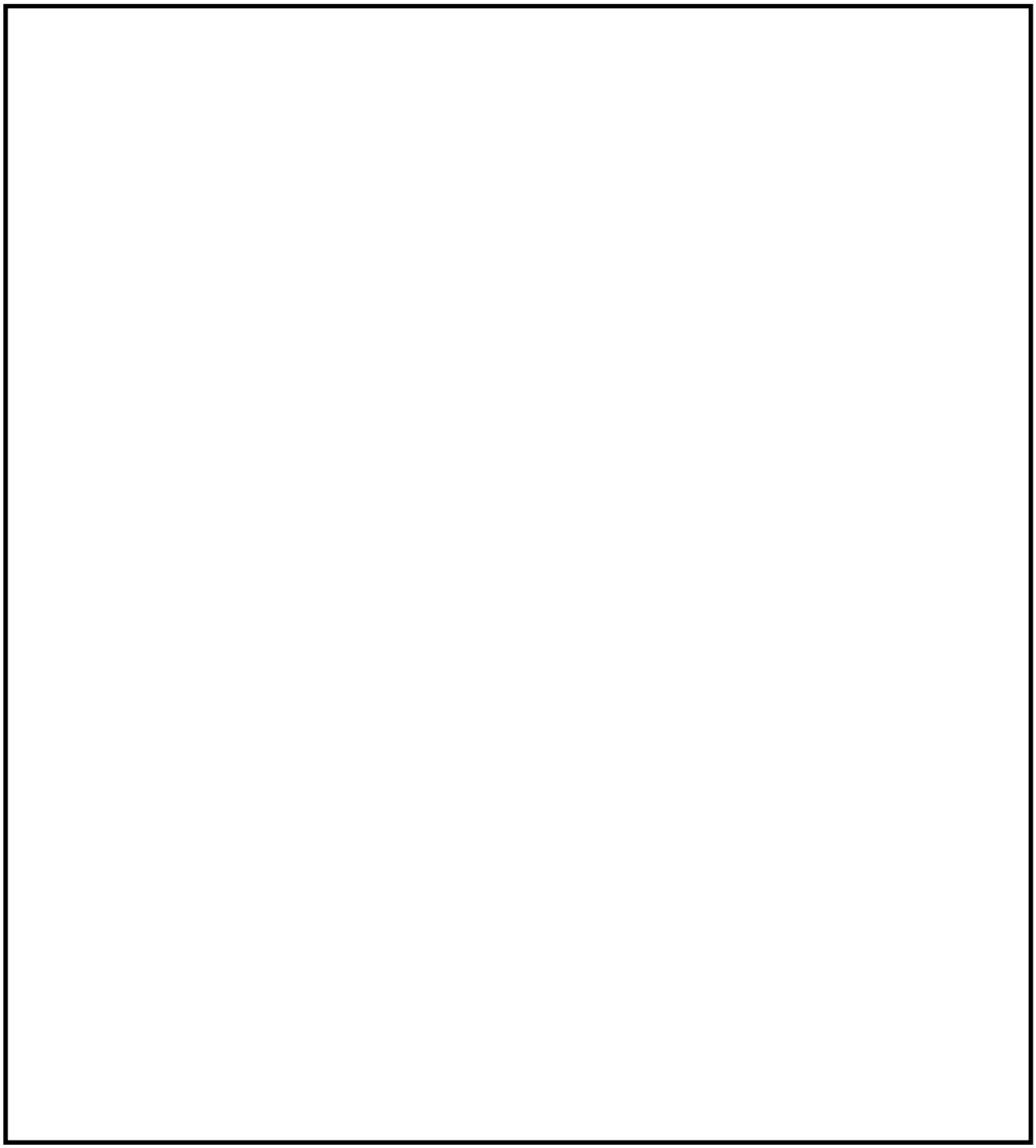
事務本館及び発電所構内に設けた待機場所から緊急時対策所までの参集ルートを，第8図に示す。



第 6 図　発電所構内への参集ルート



第 7 図　発電所周辺の送電線路と発電所への参集ルート



第８図　緊急時対策所までの参集ルート

第２表　各参集ルートの特徴を踏まえた要員参集の適合性

参集ルート （国道 245 号線からの進入ﾙｰﾄ →構内への進入ﾙｰﾄ）		考慮すべき外的事象による参集ルートへの影響の可能性		要員参集の適合性（対応）	
		送電鉄塔の倒壊※1	津波浸水※2	災害発生後１日程度以内	災害発生後１週間程度
正門ﾙｰﾄ		△	△	・送電鉄塔が倒壊した場合は，安全性（停電）を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。 ・遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。	・倒壊した送電鉄塔の撤去及び遡上津波による影響（がれき除去）を行うことで通行可能。
代替正門ﾙｰﾄ	→正門ﾙｰﾄ	△	△		
	→西側ﾙｰﾄ	△	○	・送電鉄塔が倒壊した場合は，安全性（停電）を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。	・倒壊した送電鉄塔を撤去することで通行可能。
南側ﾙｰﾄ		○	△	・遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。	・遡上津波による影響（がれき除去）を行うことで通行可能。
南西側ﾙｰﾄ	→正門ﾙｰﾄ	○	△		
	→西側ﾙｰﾄ	○	○	（通行の支障なし）	（通行の支障なし）
西側ﾙｰﾄ		△	○	・送電鉄塔が倒壊した場合は，安全性（停電）を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。	・倒壊した送電鉄塔を撤去することで通行可能。
北側ﾙｰﾄ		○	△	・遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。	・遡上津波による影響（がれき除去）を行うことで通行可能。

〈凡例〉　○：影響の可能性なし（通行可能），△：影響の可能性あり（状況に応じて通行可否を判断する）

※1　参集ルートの幅の一部あるいは全幅が，送電鉄塔の倒壊範囲と重複すると評価される場合は△とした。

※2　参集ルートの一部が，敷地を遡上する津波により浸水する範囲の評価結果（T.P.＋8m）と重複する場合は△とした。

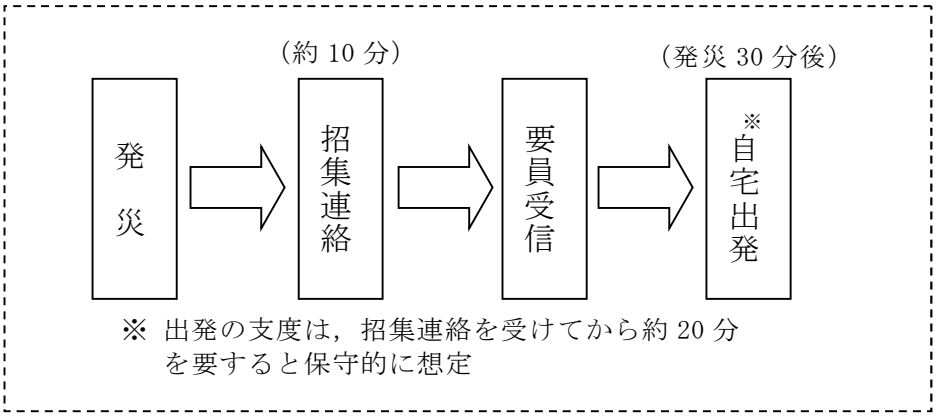
4.　夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の要員参集条件及び参集時間について

実際に実施した参集訓練等で得られた結果及び各種のハザードを考慮した参集条件を保守的に設定し，これを用いて災害対策要員の参集時間を以下に評価した。

4.1　評価条件

(1)　自宅等を出発するまでの時間

事象発生後に，あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員は，災対本部からの招集連絡を受けて，発災 30 分後に自宅を出発するものとする。（第 7 図）



第 7 図　要員の招集から自宅出発までの概要

(2)　移動手段・移動速度

徒歩による移動とする。参集訓練実績をもとに移動速度を 4.0km／h（67m／min）※とする。なお，参考として，自転車で参集する場合を想定し，同様の考え方で移動速度を 12km／h（200m／min）とする。（別紙補足 2）

※　参集訓練の実績 5.0km／h（80m／min）に対して保守的に 4.0km／h（67m／min）とする。自転車は，訓練実績を踏まえて保守的に「12km／h（200m／min）」とする。

(3)　参集ルート

参集する災害対策要員は，津波による浸水を受ける発電所周辺の浸水エリアを迂回したルートで参集する設定とした。

4.2　参集に要する時間と災害対策要員数

事象発生時には，発電所敷地内に既に待機している災害対策要員（初動）（39 名）を除く，あらかじめ拘束当番に指名されている災害対策要員（72 名）を含む全ての災害対策要員※が発電所に参集する。

※　発電所に参集する要員数は，全ての災害対策要員（255 名，平成 28 年 7 月時点，第 1 表参照）から災害対策要員（初動）39 名を差し引いた 216 名となる。拘束当番である災害対策要員（72 名）は，216 名の内数である。

参集する災害対策要員が，東海第二発電所の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を第 3 表に示す。

第 3 表　参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成 28 年 7 月時点）

参集に係る所要時間	参集する災害対策要員数		
	徒　歩 (4.0km／h)	参　考	
		徒　歩 (5.0km／h)	自転車 (12km／h)
60 分以内	4 名	12 名	126 名
90 分以内	100 名	112 名	176 名
120 分以内	128 名	132 名	200 名

第 3 表より，あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（72 名）は，事象発生後 120 分には参集していると考えられる。また，参集ルートの状況により自転車で参集できる場合には，更に短時間での

参集が可能となる。

上記の参集に係る所要時間は，事象発生時に，構外から参集する災害対策要員に求められる参集時間（最短で約 3 時間，可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給）と比較して十分に早い。（別紙補足 3，別紙補足 4）

参集する災害対策要員は，参集ルート上に建物等の倒壊他により通行が困難な状態を確認した場合には，それを避けた別の参集ルートを通行する。この場合，参集時間に影響すると考えられるが，第 3 表の評価結果は，以下に示す保守的な条件設定に基づく評価結果であるため，実際の参集性には影響はない。

・災害対策要員は発災 30 分後（招集連絡を受信してから 20 分後）に出発することとしているが，実態は数分で出発可能である。

・移動手段は，発電所周辺の道路の通行に支障があることを想定し，道路の状況に応じて参集ルートを選べる徒歩による移動とした。

・移動速度は参集訓練の実績（5.0km／h）に対し，保守的に 4.0km／h とした。

・参集ルートは，発電所周辺には複数の道路があることから，主要な幹線道路を用いた主要参集ルートが通行できない場合でも比較的近い場所を迂回参集ルートとして通行することが可能である。このため，迂回参集ルートは主要参集ルートと比較して移動距離及び移動時間はあまり変わらない。（別紙補足 5）

別紙補足1

鉄塔倒壊時のアクセスについて

1. 鉄塔の倒壊とアクセスルートについて

発電所周囲には275kV及び154kVの送電線鉄塔が設置されており，送電線及び送電鉄塔は参集ルート上を横断又は参集ルートに近接している。

送電線の脱落及び断線，あるいは送電線鉄塔が倒壊した場合においても，垂れ下がった送電線又は倒壊した送電線鉄塔に対して十分な離隔距離を保って通行すること，又は複数の参集ルートからその他の適切な参集ルートを選択することで，発電所へ参集することは可能である。

2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

送電鉄塔の倒壊等が発生した際に通行する参集ルートについては，倒壊した送電鉄塔の場所及び損壊状況に応じて，その他の複数の参集ルートから，以下の事項を考慮して，確実に安全を確保できる適切な参集ルートを選定し通行する。

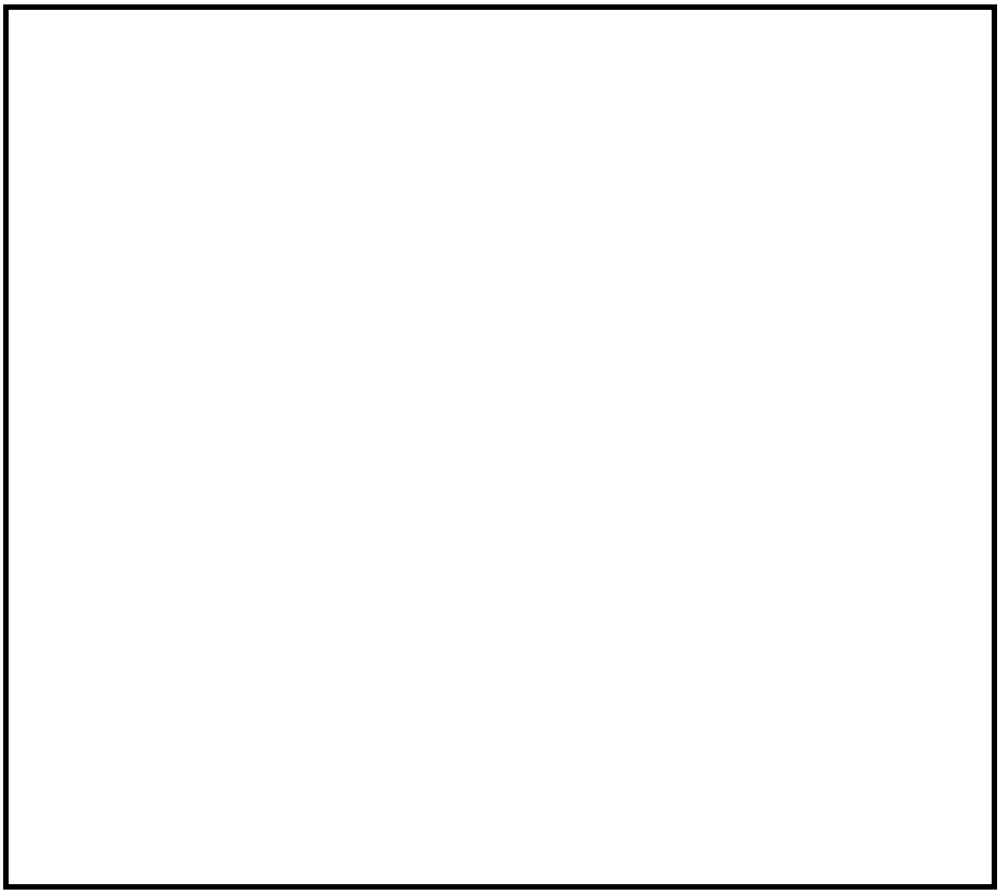
・大津波警報発生の有無

・倒壊した送電鉄塔及び送電線の損壊状態及び送電線の停電状況

・上記以外の倒壊物による参集ルートへの影響状況

2.1　275kV No.2 鉄塔が倒壊した場合

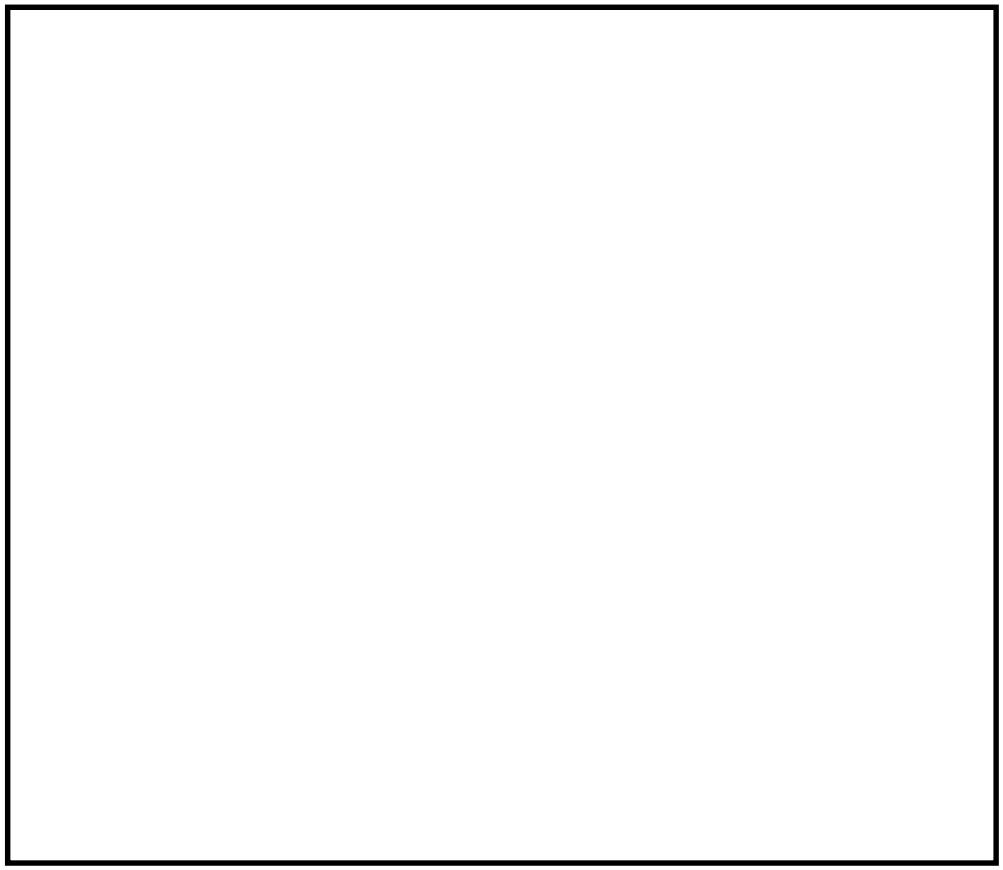
発電所進入道路を阻害することになる，275kV No.2 鉄塔の南側への倒壊又は 154kV No.5 鉄塔の北側への倒壊が起きても，275kV No.2 鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。（第 1 図）



第 1 図　鉄塔倒壊時のアクセスルート（代替正門ルート）

2.2　154kV No.3 鉄塔が倒壊した場合

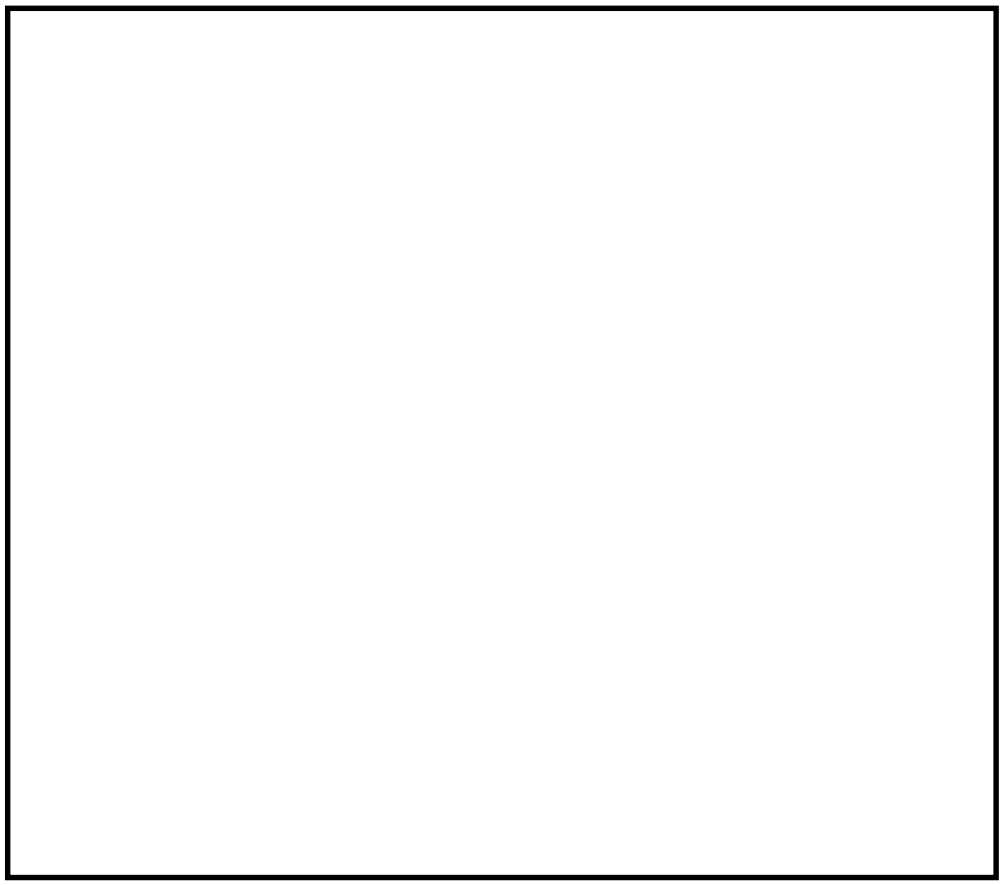
西側ルートは，国道 245 号から 2 箇所の入口があるため，154kV No.3 送電鉄塔が倒壊しても,影響を受けない入口からアクセスすることは可能。また，154kV No.3 送電鉄塔を迂回した場合は，JAEA 敷地内を通行して南西側ルートよりアクセスすることも可能である。（第 2 図）



第 2 図　鉄塔倒壊時のアクセスルート（西側ルート）

2.3　154kV No.2～4 鉄塔が倒壊した場合

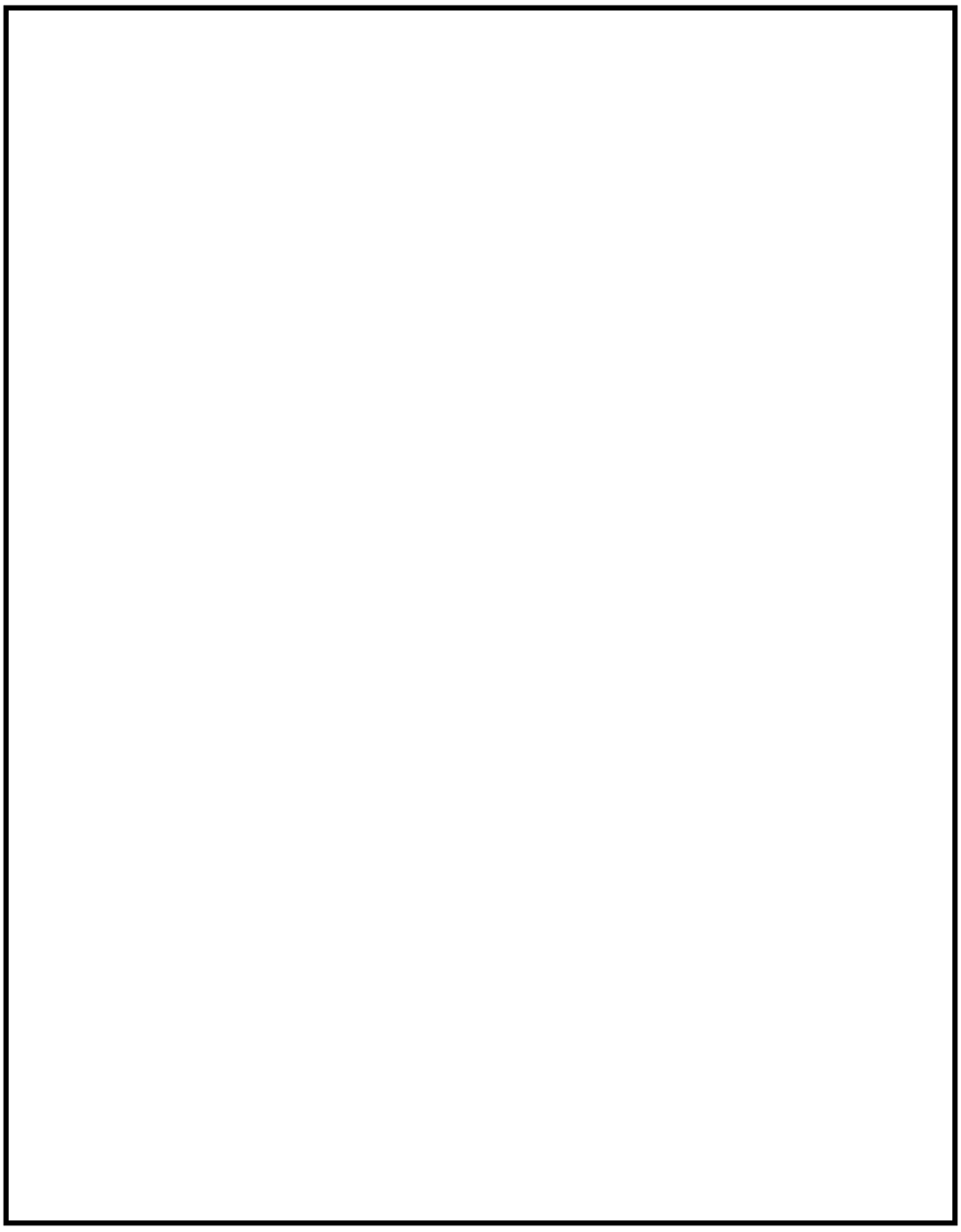
154kV No.1～4 鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害しても，発電所周囲の別の道に迂回することで 154kV 鉄塔の倒壊の影響を避けて発電所進入道路へアクセスすることは可能。（第 3 図）



第 3 図　鉄塔倒壊時のアクセスルート（迂回路(国道 245 号迂回)）

2.4　154kV No.2～4 鉄塔が倒壊した場合

275kV No.2 鉄塔の南側への倒壊又は 154kV No.5 鉄塔の北側への倒壊が発生し，かつ 154kV No.1～4 送電鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害している場合，津波警報が発生していない状況であれば，標高の低い箇所を辿る北側及び南側ルートを用いてアクセスすることが可能である。(第 4 図)



第 4 図　鉄塔倒壊時のアクセスルート（北側，南側ルート）

3.　倒壊した送電鉄塔の影響について

自然災害により送電鉄塔が倒壊した事例を第５図に示す。

強風による鉄塔の倒壊事例①※1

強風による鉄塔の倒壊事例②※1

地震による斜面の崩落に伴う鉄塔の倒壊事例※2

津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う鉄塔の倒壊事例※2

【出典】
※1　電力安全小委員会送電線鉄塔倒壊事故調査ワーキンググループ報告書(H14.11.28)
※2　原子力安全・保安部会・電力安全小委員会電気設備地震対策ワーキンググループ報告書(H24.3月)

第５図　自然災害による送電鉄塔の倒壊事例

いずれの自然災害においても，送電鉄塔は鉄骨間の間隙を保って倒壊し

ていることが確認できることから，災害対策要員は，送電線の停電など安全を確認した上で倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を離隔を保って迂回するルートで鉄塔の近傍を通過することが可能である。

別紙補足2

参集訓練の実施結果

1. 概要

重大事故等時において，発電所外から参集する災害対策要員の参集性を評価するため参集訓練を実施した。参集する要員は，居住地及び年齢など種々の組み合わせを考慮して選定し,発電所まで参集する時間を実際に計測して,移動速度を算出した。

この結果から，発電所外から参集する災害対策要員の参集するための保守的な移動速度を設定した。

2. 参集訓練の実施

参集訓練の実施に当たっての条件と実施結果を以下に示す。

2.1 参集訓練の実施概要

・移動経路は発電所の東側を除いた，北側，西側及び南側で 2 ルートの合計 4 ルートを設定して実施。

・移動速度の計測は，移動手段を徒歩として実施。ただし，南側のルートの計測では，自転車での速度の計測も実施。

・各コースとも 2 名／組で実施し，年齢層によるバラツキをなくすため，各組の合計年齢が同じようになるように設定（各組で 80 歳～100 歳）。

2.2 参集訓練の実施結果

第 1 表　参集訓練の実施結果（平成 27 年 9 月 29 日実施）

No.	対象者	実際の移動距離	移動手段	参集時間※1	実際の移動速度	備　考
1	A,B	16.4km	徒歩	200 分	4.9km／h (82m／min)	主に発電所の北側から参集するルート
2	C,D	11.5km	徒歩	122 分	4.6km／h (76m／min)	主に発電所の西側から参集するルート
3	E,F	11.8km	徒歩	146 分	4.9km／h (81m／min)	主に発電所の南側のうち内陸側から参集するルート
4	G,H	12.3km	徒歩	125 分	5.9km／h (98m／min)	主に発電所の南側のうち海側から参集するルート
5	I,J	12.3km (往路)	自転車	58 分	12.7km／h (212m／min)	主に発電所の南側のうち海側から参集するルート
6	I,J	12.3km (復路)	自転車	60 分	12.3km／h (205m／min)	主に発電所の南側のうち海側から参集するルート
平均移動速度				徒　歩：5.0km／h(83m／min) 自転車：12.5km／h(208m／min)		

※1　休憩等を含む時間

3. 参集訓練の評価

第 1 表参集訓練の結果より，徒歩での移動速度は 83m／min（5.0km／h）と算出され，本訓練の評価用歩行速度を 67m／min（4.0km／h）で設定した。

また，上記の参集性の評価に当たっては，測定結果に交通事情や道路条件及び道路上に発生した障害によって発生する迂回に要する時間を考慮し，保守的に参集に係る移動速度を 67m／min（4.0km／h）とした。

なお，自転車を用いた移動速度は 208m／min（12.5km／h）と評価でき，参集に自転車を用いれば参集に係る所要時間は更に短縮できることを確認した。

4. 参集訓練の様子

参集訓練の様子を第1図に示す。

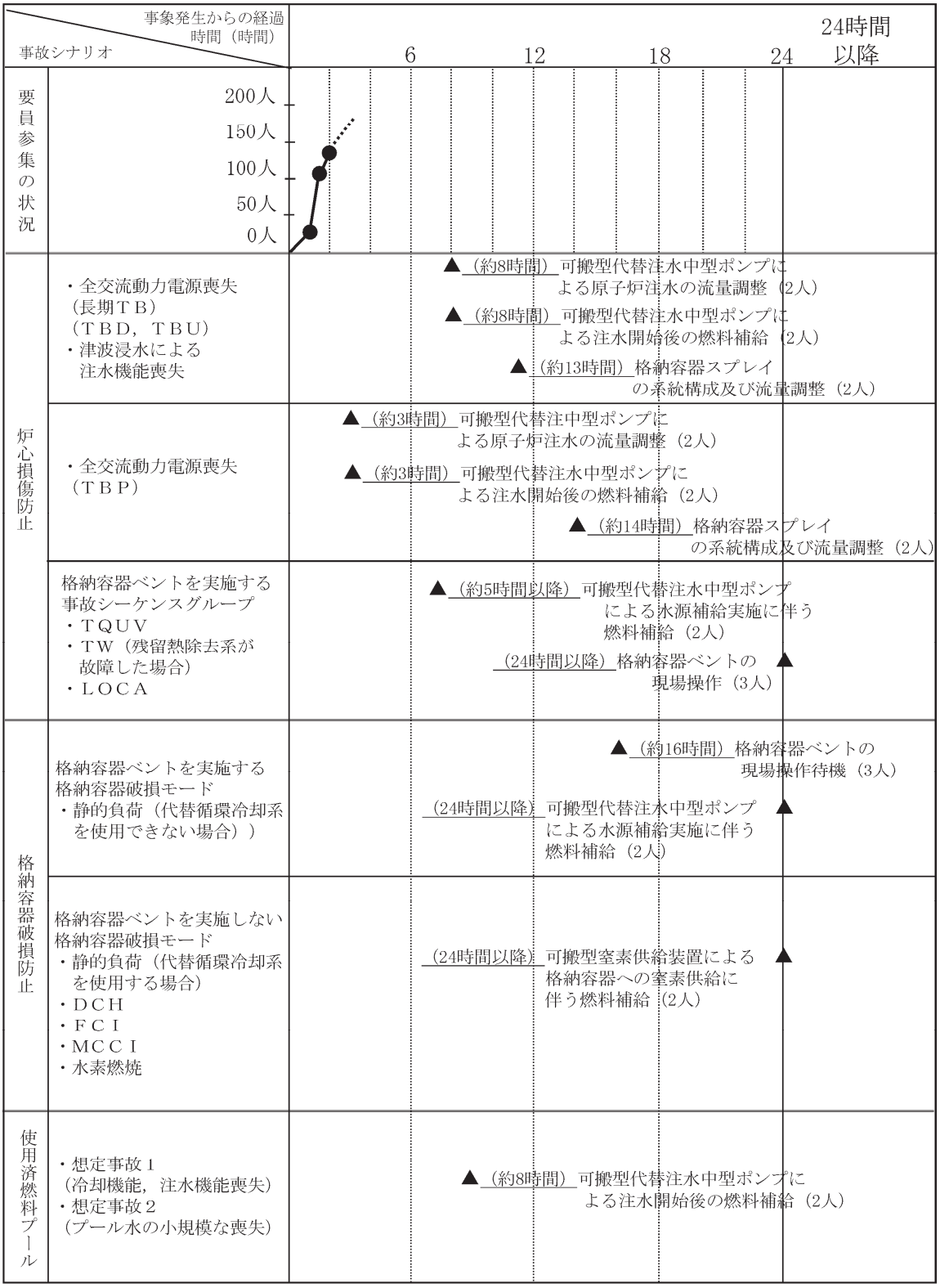
北側ルート

南側(内陸側)ルート

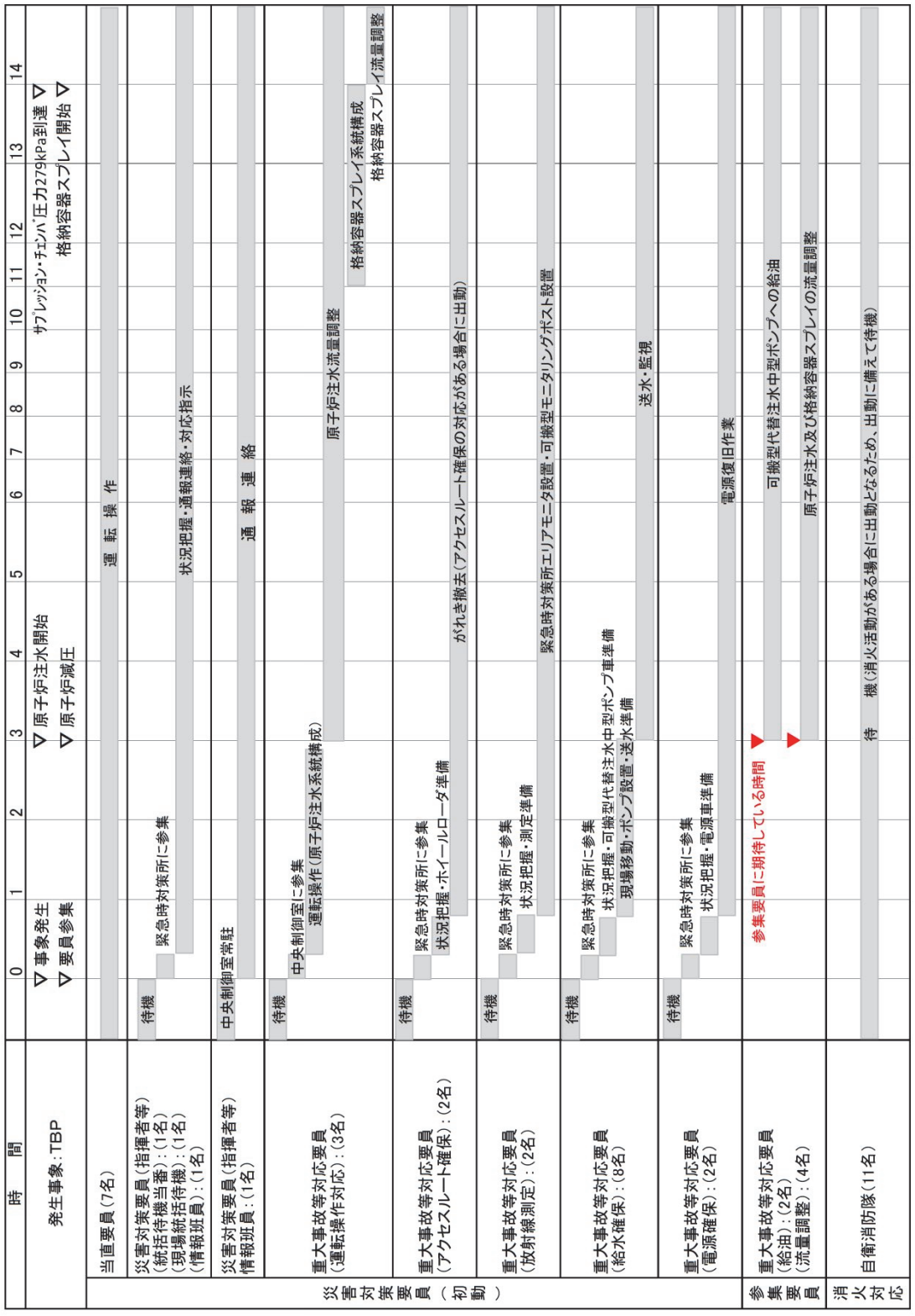
南側(海側)ルート（徒歩）

南側(海側)ルート（自転車）

第1図　参集訓練の様子



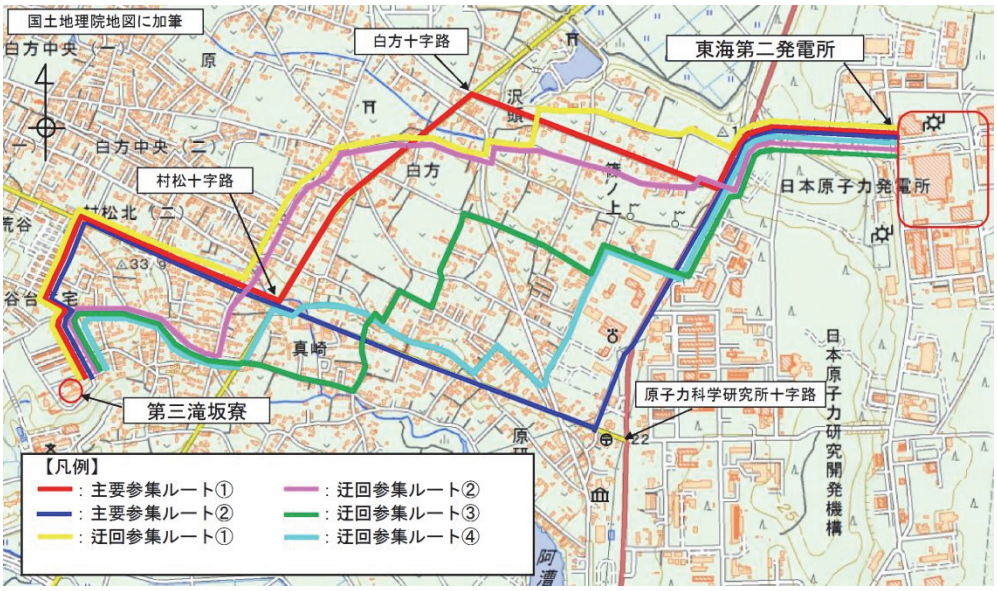
第１図　各事故シナリオにおける参集要員に求める主な対応と参集時間



第１表　全交流電源喪失（ＴＢＰ）の作業と所要時間

参集ルートに対する迂回参集ルートの移動距離及び移動時間の影響

東海第二発電所の構外の拠点（第三滝坂寮）から東海第二発電所の敷地までの参集ルートを広範囲に複数設定した場合に，各参集ルートの移動距離と所要時間を第1図及び第1表に比較した。



第1図　発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

第1表　第1図における参集ルート及び迂回参集ルートの移動距離及び所要時間

ルート	距離（m）	所要時間	
		移動速度：4.0km／h	（参考） 移動速度：5.0km／h
参集ルート①	3,180	47分28秒	38分10秒
参集ルート②	3,630	54分11秒	43分34秒
迂回参集ルート①	3,150	47分1秒	37分48秒
迂回参集ルート②	2,980	44分29秒	35分46秒
迂回参集ルート③	3,215	47分59秒	38分35秒
迂回参集ルート④	3,230	48分13秒	38分46秒

参集ルートと迂回参集ルートについて，距離の差は最大で 650m，所要時間の差は最大で 9 分 42 秒である。参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係の結果（4.2 項 第 3 表）を踏まえると，迂回参集ルート所要時間の増加による要員参集結果への影響は少ない。

別紙（35）

基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する対応について

1. 基準津波を超え敷地に遡上する津波の想定

「設置許可基準規則」第37条の重要事故シーケンスの選定において，津波起因の事故シーケンスについて，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たな事故シーケンスグループとして追加し，「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」を重要事故シーケンスとして選定している。

この事故シーケンスグループでは，基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）としてT.P.＋24m（防潮堤位置）※までの津波高さを想定している。

このため，ここではT.P.＋24mまでの津波高さに係る対応について整理を行う。

※ 津波高さ（T.P.＋24m）は，仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤位置の最高水位を示す。

2.　敷地遡上津波時の影響評価

(1)　敷地浸水評価

敷地遡上津波時の最大浸水深分布を第1図に示す。

敷地浸水評価の結果，敷地遡上津波時の影響としては以下の特徴がある。

・敷地内への流入は防潮堤南側終端からの回り込みが支配的であり，T.P.＋8mに設定するアクセスルートはおおむね浸水する。（第1図）

・防潮堤前面からの越流による敷地内への流入は限定的である。（第2図）

・アクセスルートの周辺施設における最大浸水深は，防潮堤南側終端に近い使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「Ｄ／Ｃ」という。）前面を除き，0.5m～1.0mである。（第3図）

(2)　漂流物の影響

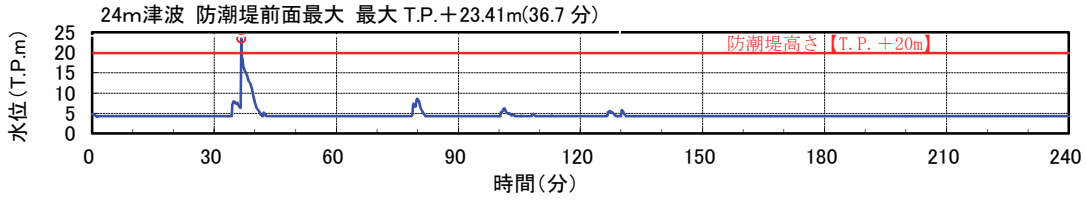
敷地浸水評価で抽出した特徴を踏まえ，敷地遡上津波時において想定される漂流物の影響を以下に示す。

・ 発電所付近で操業する漁船（約5t未満）が防潮堤前面を乗り越え敷地内に侵入する可能性があるが，防潮堤東側付近の最大浸水深は0.5m～1.0mと浅いため，仮に敷地内に入ったとしても敷地内を漂流することはない。

・ 防潮堤南側終端からの流入が想定される漂流物については，浸水深が比較的深い南側の敷地内を漂流する可能性があるが，防潮堤南側終端付近以外は最大浸水深が0.5m～1.0mであることから，接続口等が設置される原子炉建屋周辺へのアクセス性に影響を及ぼす大きな漂流物はないものと考える。

・ 以上より，アクセスルートの復旧を想定する場所において，重機による撤去が困難となるような漂流物が漂着することはないものと考える。

第1図　敷地遡上津波時の最大浸水深分布

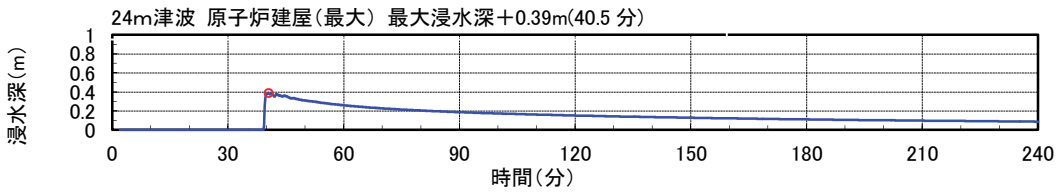


※　防潮堤ルート変更前の時刻歴波形である。

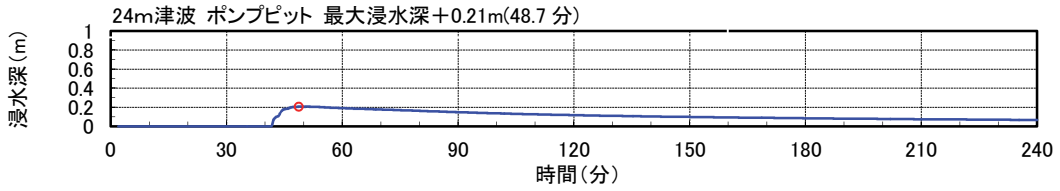
第 2 図　防潮堤前面における津波高さの時刻歴波形

浸水深

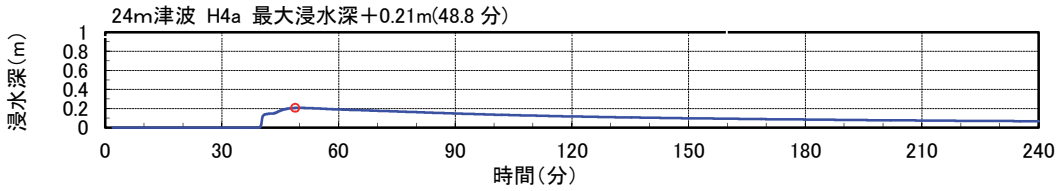
①原子炉建屋



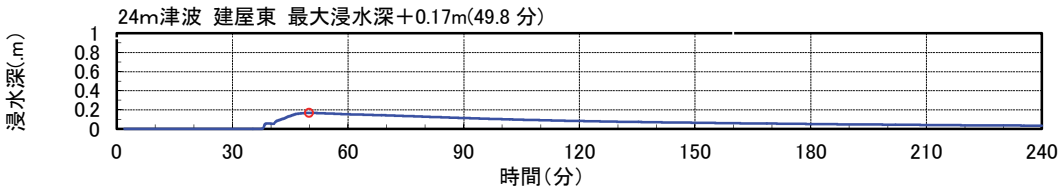
②緊急用海水ポンプピット上部



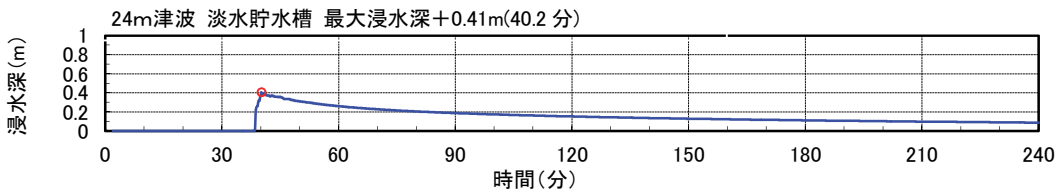
③排気筒南東



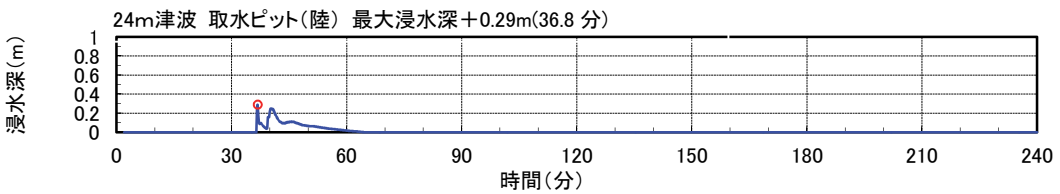
④原子炉建屋東



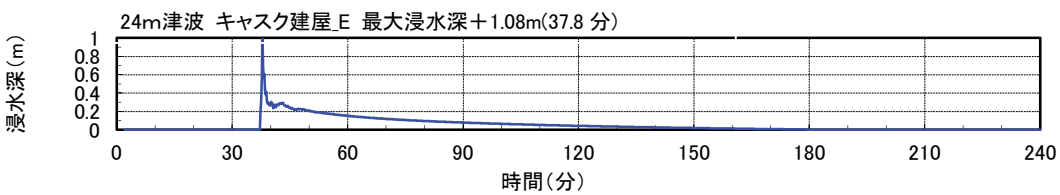
⑤代替淡水貯槽上部



⑥ＳＡ用海水ピット

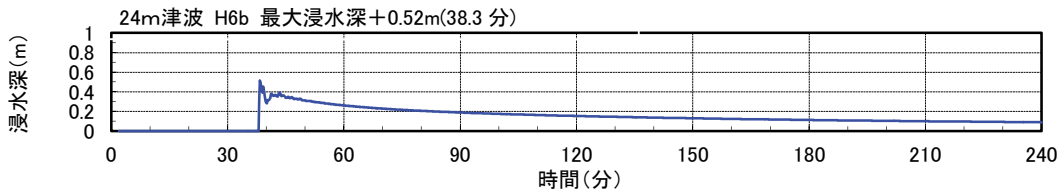
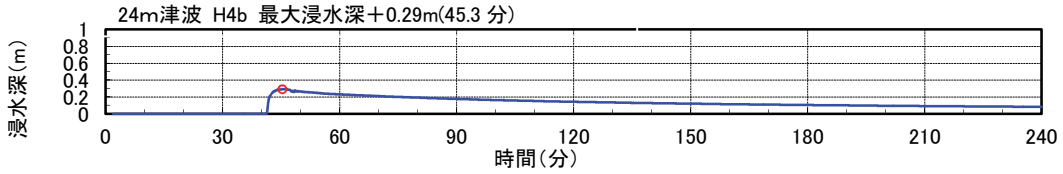


⑦Ｄ／Ｃ前面



※　防潮堤ルート変更前の時刻歴波形である。

第３図　各施設の浸水深の時刻歴波形（1／2）

浸水深	
⑧緊急時対策室建屋西	
⑨原子炉建屋西	

※　防潮堤ルート変更前の時刻歴波形である。

第 3 図　各施設の浸水深の時刻歴波形（2／2）

3.　津波影響の不確かさを考慮した対応策

2.の評価結果より，敷地遡上津波に伴う漂流物の影響は少ないと考えるが，被害やその後の復旧作業には不確かさがあることを考慮し，敷地遡上津波の影響を受けない敷地高さに以下の対応策を講ずることとする。

＜対応策＞

①　淡水源の設置位置

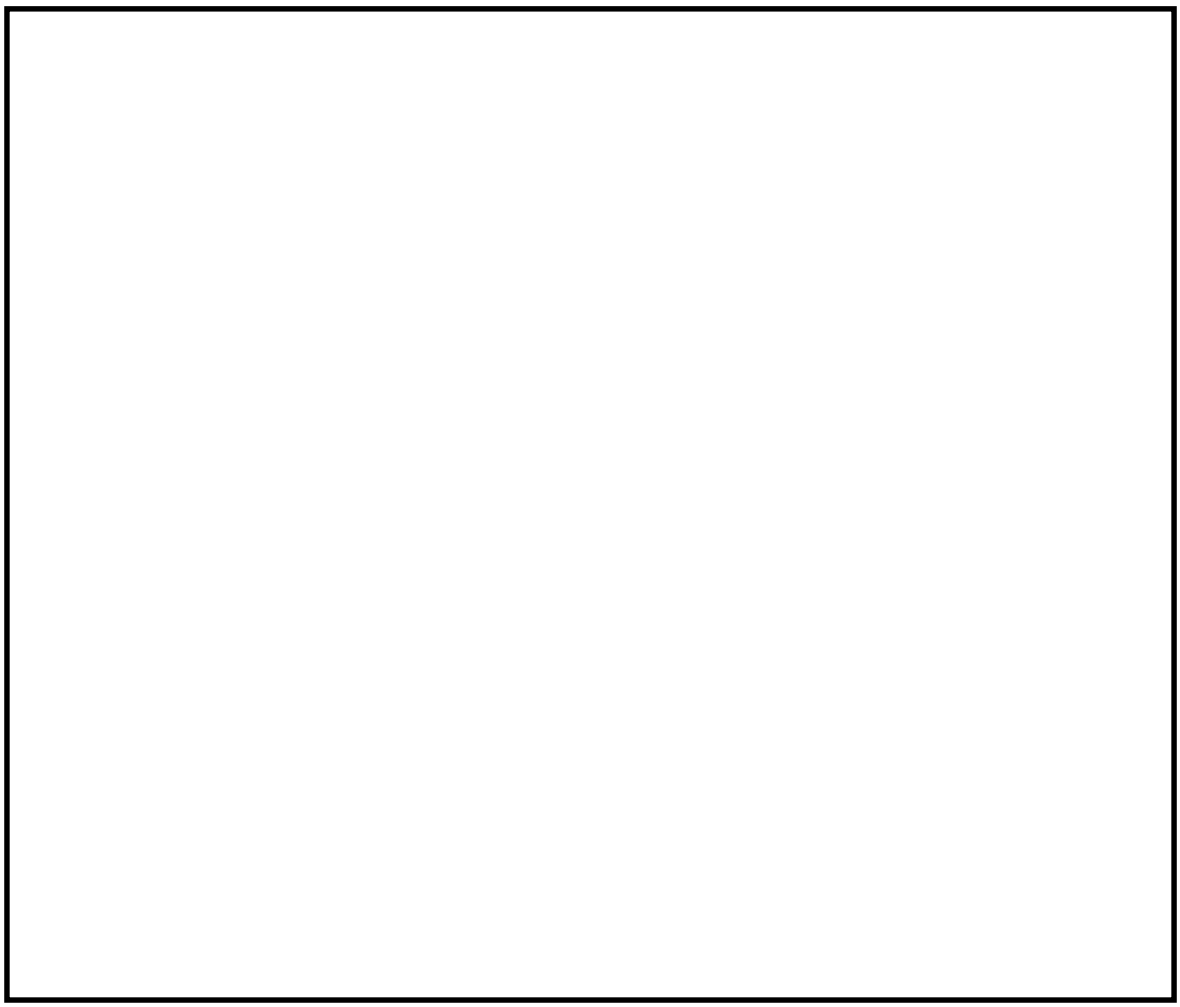
代替淡水源を敷地遡上津波の影響を受けない発電所西側の常設代替高圧電源装置置場（T.P.＋11m）の地下に設置

②　淡水系接続口の設置

可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉等への注水用の接続口を，敷地遡上津波の影響を受けない常設代替高圧電源装置置場（T.P.＋11m）に2箇所設置

以上に示す対応策の概要を第4図に示す。

敷地遡上津波を起因とした重大事故等は，当該津波から防護する常設重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，残留熱除去系，緊急用海水系（参考資料－1），常設代替高圧電源装置等）により対応可能な設計とするが，これに加えて，全交流動力電源が喪失した場合の対応手段を確保するため可搬型設備による原子炉等への注水に係る可搬型設備のアクセスルートを設定する。

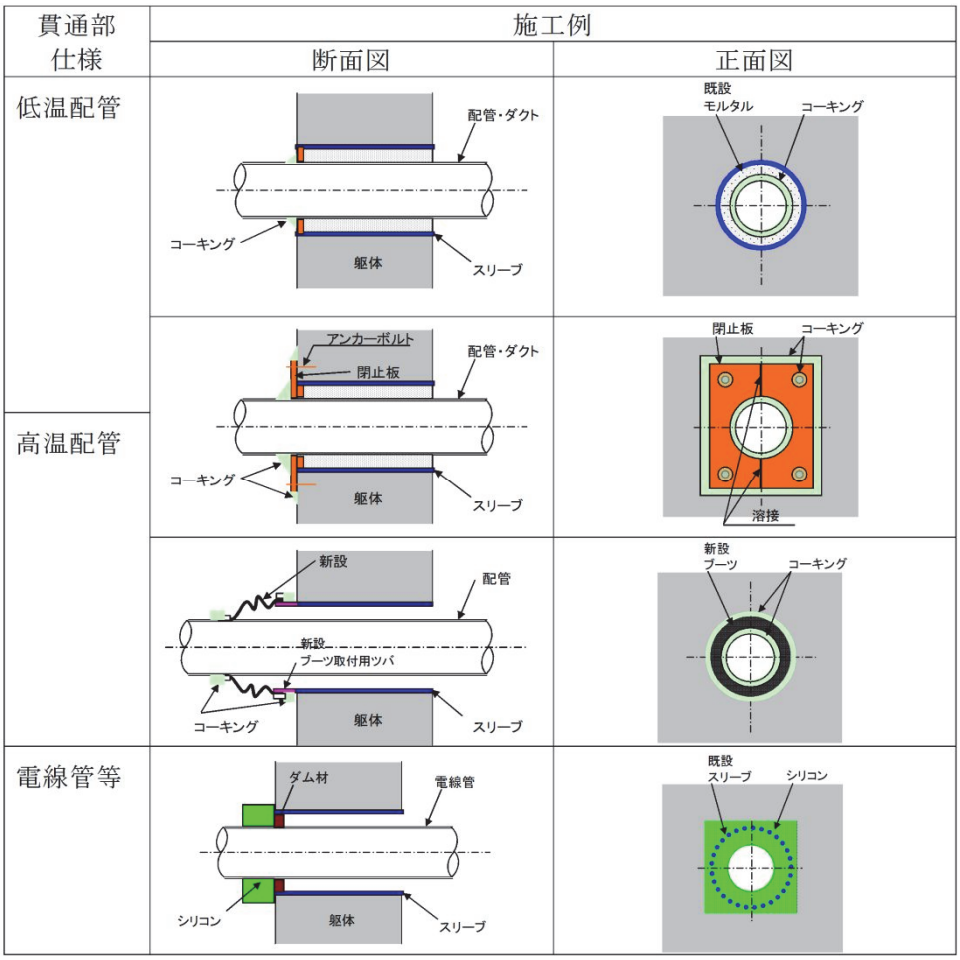


第4図　敷地遡上津波に対する対応概要図

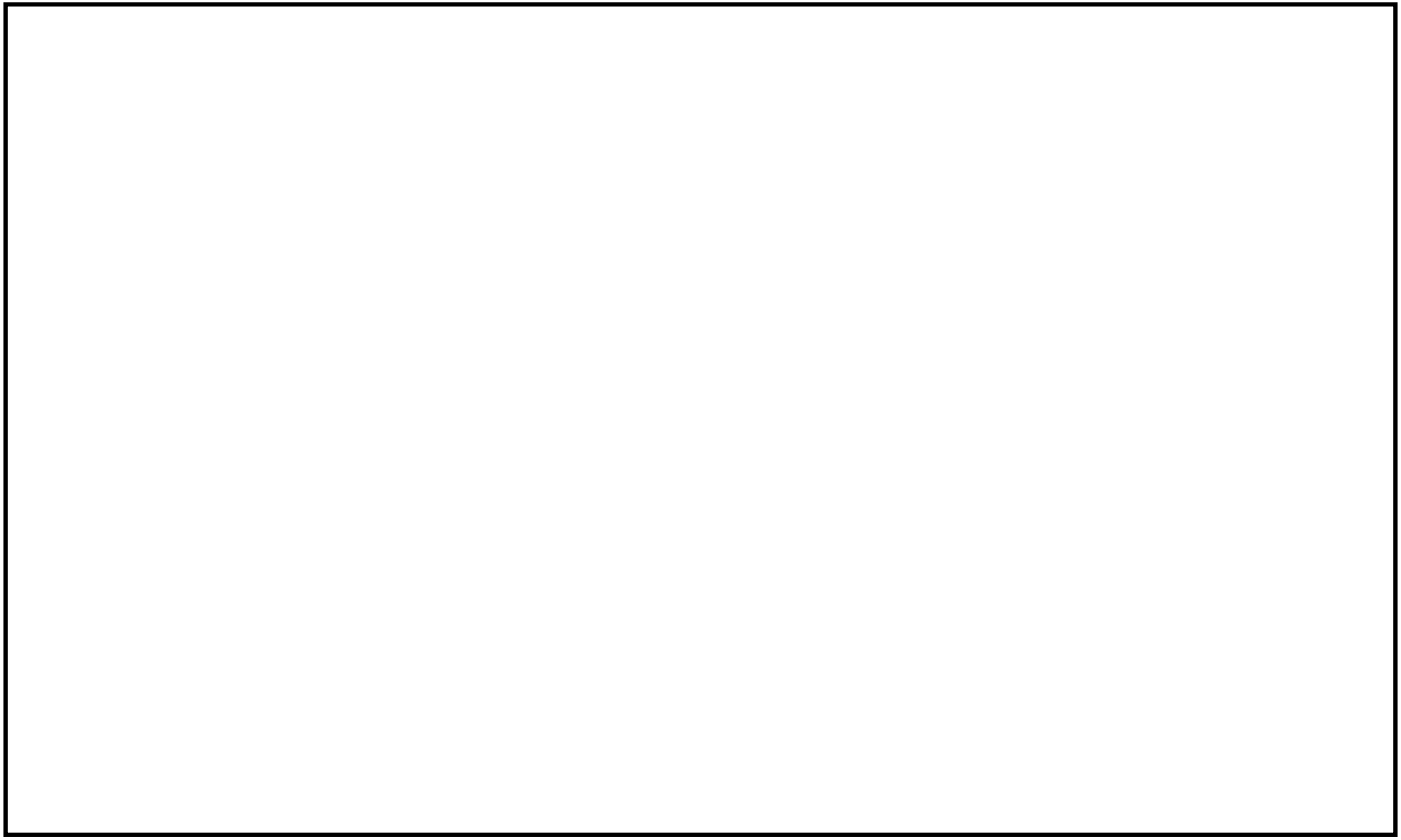
4.　敷地遡上津波に対する建屋の水密化について

敷地遡上津波発生時は，浸水評価の結果から T.P.＋8m に設置する原子炉建屋が 0.5m～1.0m 浸水する。原子炉建屋の防護対象範囲への浸水を防止するため，貫通部に対して止水処理を実施する。また，扉等開口部については，水密扉を設置することで，津波の浸水を防止する。

貫通部止水対策の施工例を第 5 図に，貫通部止水処理及び水密扉設置箇所の配置を第 6 図に示す。

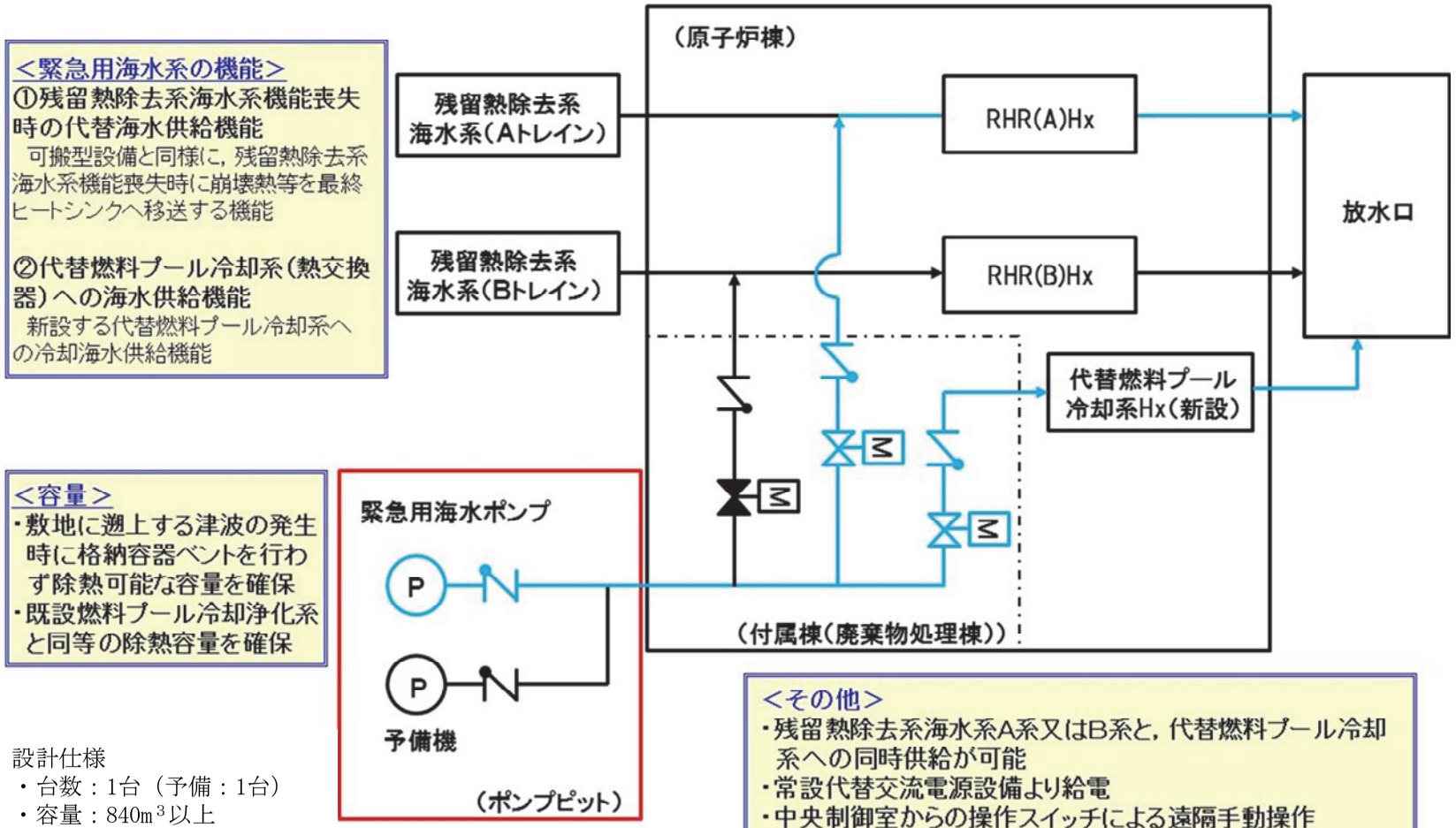


第 5 図　貫通部止水対策（施工例）



第 6 図　貫通部止水処理及び水密扉設置箇所配置図（原子炉建屋 1FL T.P.＋8.2m）

緊急用海水系の系統概略について



設計仕様
・台数：1台（予備：1台）
・容量：840m^{3}以上
(RHRH×1台と代替燃料プール冷却系H_Xのの同時使用を想定)

緊急用海水系（Emergency Sea Water System）の配置について

＜配置場所＞

原子炉建屋東側

・ポンプピット（ESWポンプを含む）を建屋近傍（当初の格納容器圧力逃がし装置格納槽予定位置）に設置

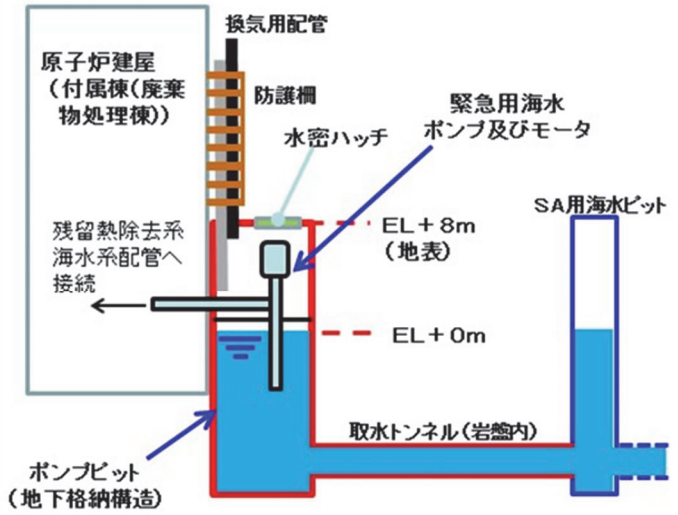
・ポンプピットは，SA用海水ピットと取水トンネル（岩盤内設置）により接続し，海水を供給

＜ポンプピット構造＞

・地下格納槽構造とし，敷地に遡上する津波漂流物等から防護

・ポンプ排熱のため，換気設備設置予定。なお，屋外ダクトは津波漂流物等を考慮して，角型鋼管等により防護

・海水ポンプ室への津波の流入を防止するため，流入経路に対して浸水防護対策を実施



別紙（36）

薬品類の漏えい時に使用する防護具について

1.　防護具について

東海第二発電所の屋内にはりん酸ソーダや硫酸等，屋外には硫酸や苛性ソーダ，アンモニア等の各種の薬品タンクが設置されている。

第１表に示す防護具の選定表に基づき，必要な防護具を着用する。

第１表　地震時の防護具の選定表

	炉心損傷のおそれあり	炉心損傷のおそれなし
薬品の影響あり（原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内の作業）	放射線防護具（自給式呼吸用保護具）	薬品防護具
薬品の影響なし（原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）以外の作業）	放射線防護具	通常の装備

1.1　屋内作業

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）にはりん酸ソーダタンク，中和苛性タンク，中和硫酸タンクが設置されている。これらの薬品タンクは，地震により薬品が漏えいし，薬品タンク周辺に設置されている堰内に薬品が滞留し，ガスの発生が想定される。

そのため，原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具のうち自給式呼吸用保護具，炉心損傷のおそれがない場合は薬品防護具を着用する。

また，当該薬品タンクの設置場所は迂回することが可能である。（参考資料－1）。

なお，有効性評価において原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内で行う作

業（格納容器ベント準備操作（現場移動（第二弁））は，想定時間（19 時間）に対して作業時間は事象発生 16 時間後から 41 分であり，自給式呼吸用保護具の着用時間（21 分）を考慮しても余裕があるため，影響はない。

原子炉棟にはほう酸水注入系テストタンクが設置されている。この薬品タンクは，地震により薬品が漏えいし，薬品タンク周辺の堰及び近傍のエリアに滞留が想定されるが，ガスの発生が想定されない。

そのため，原子炉棟内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は溢水を考慮した放射線防護具（アノラック等），炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

1.2　屋外作業

屋外において薬品が漏えいした場合，薬品タンク周辺の路面勾配による路肩への流下が考えられる。また，薬品タンクはアクセスルートから 10m 以上離れているため，漏えいした薬品がタンク周辺に滞留していた場合でも，漏えいによる影響は小さいと考えられる。

なお，アクセスルートの近傍に設置している溶融炉苛性ソーダタンクや溶融炉アンモニアタンクは，アクセスルートから十分な離隔を確保した箇所に移設する。

そのため，屋外の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具，炉心損傷のおそれがない場合は通常の装備を着用する。

上記のとおり，薬品防護具の着用は不要であるが，万一，薬品が滞留している箇所周辺へのアクセスや作業を行う場合を想定し，中央制御室及び緊急時対策所建屋に，現場で作業に当たる要員の人数を踏まえた数量の薬品防護具を配備する。

薬品防護具の一覧を第 2 表，薬品防護具を第 1 図に示す。

第 2 表　薬品防護具一覧

装備品	耐薬品性	保管場所※1
化学防護服	薬品全般	中央制御室： （9 セット）※2，※3 緊急時対策所建屋： （30 セット）※2，※4
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク	飛沫からの防護，揮発性の薬品に対応	
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）		
自給式呼吸用保護具※5	揮発性の薬品に対応	中央制御室　：（9 セット）

※1　上記の表の装備品一式をセットして保管場所に配備する。
※2　装備品はクリーンウェスで洗浄することにより再使用する。洗浄用のウェスを中央制御室に 2 缶，緊急時対策所建屋に 4 缶配備する。
※3　（3 名（運転員（現場））＋3 名（重大事故等対応要員（運転操作））×1.5 倍≒9 セット
※4　（18 名（保修班）＋2 名（放射線管理班））×1.5 倍＝30 セット
※5　放射線防護資器材として配備している装備品

化学防護服

化学防護手袋

化学防護長靴

保護メガネ

防毒マスク

吸収缶

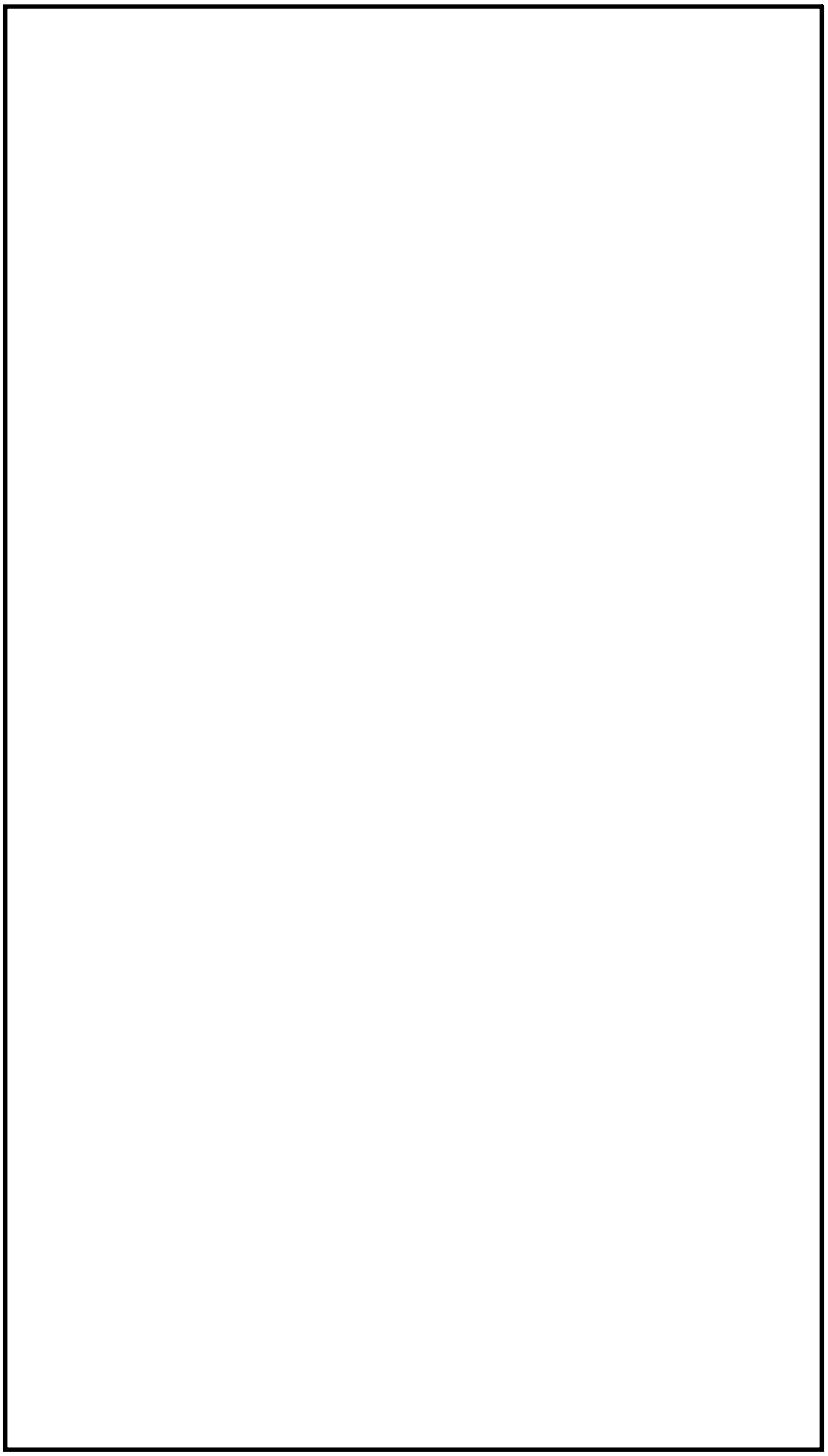
自給式呼吸用保護具

第 1 図　薬品防護具

参考資料－1

屋内及び屋外において薬品漏えい時に使用するルート

原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）の薬品タンク（りん酸ソーダタンク，中和苛性タンク，中和硫酸タンク）を迂回するためのルートを第１図に示す。



原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）の薬品タンクの設置場所を通行できない場合でも，階段①（赤丸部）より上階の迂回ルート（緑色破線）を通行し，階段②（青丸部）より下階に降りることで，薬品タンクの設置場所を迂回することが可能。

第１図　薬品滞留時に使用するルート（屋内）

別紙（37）

使用済燃料乾式貯蔵建屋の西側斜面の安定性評価について

東海第二発電所において最も急峻な使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「D／C」という。）の西側斜面の安定性評価を以下のとおり実施する。

1. 評価方法

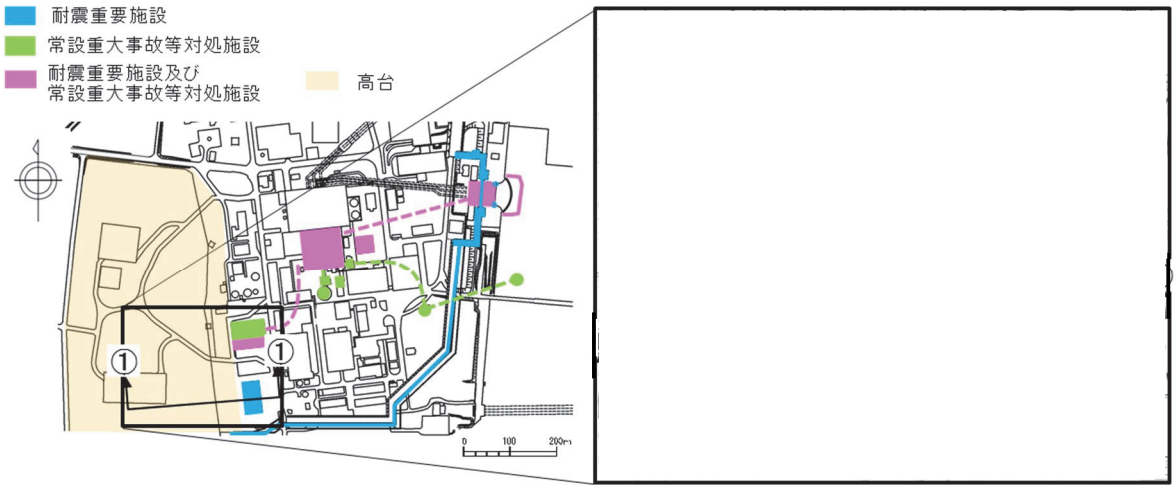
斜面形状，斜面高さ等を考慮して検討断面を選定し，基準地震動S_sに対する地震応答解析を二次元動的有限要素法により行う。地震応答解析は周波数応答解析手法を用い，等価線形化法によりせん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮する。地震時の応力は，静的解析による常時応力と地震応答解析による動的応力を重ね合わせることにより算出する。

なお，常時応力解析には解析コード「Abaqus 6.11－1」を，地震応答解析には解析コード「Super FLUSH／2D ver6.1」を，すべり計算には「SFCALC ver5.2.0」を使用する。

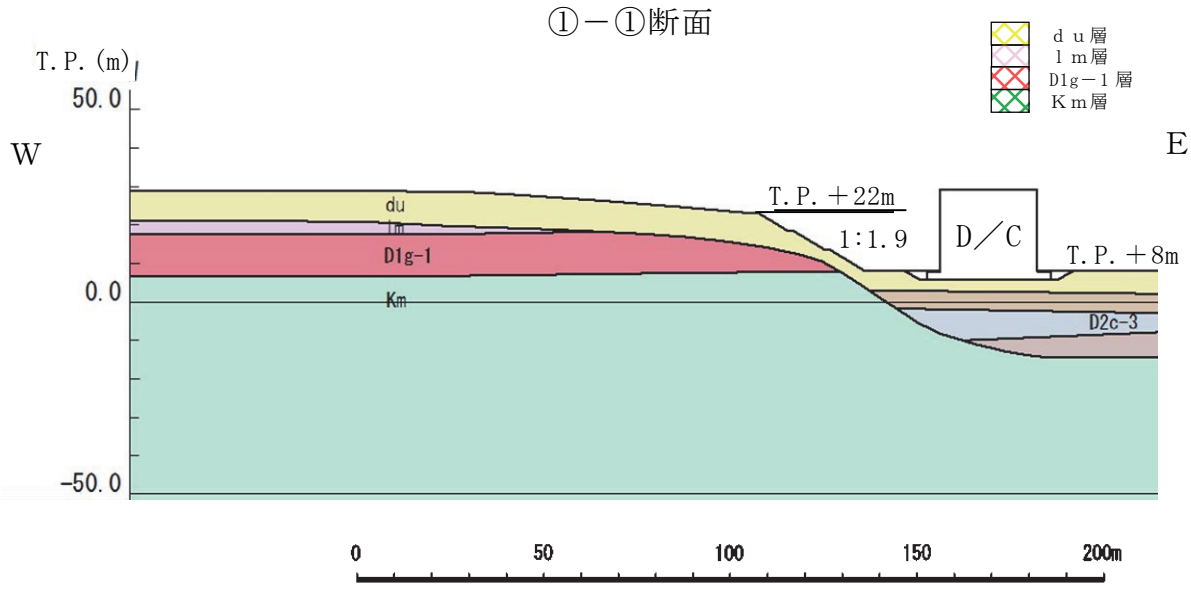
2. 評価断面の抽出

D／C の西側斜面の影響評価断面の位置図を第 1 図，断面図を第 2 図に示す。また，評価断面の具体的な抽出方法を以下に示す。

・西側斜面のうち，斜面高さが最も高くなる①－①断面を選定した。



第 1 図　D／C の西側斜面の影響評価断面位置図

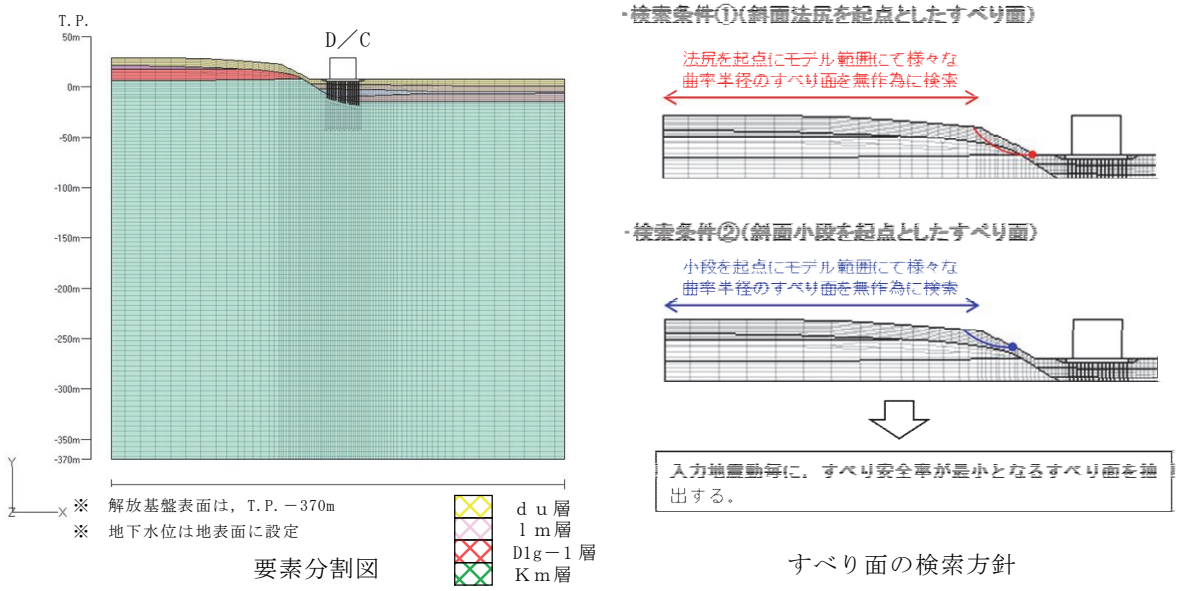


第 2 図　D／C の西側斜面の影響評価断面図

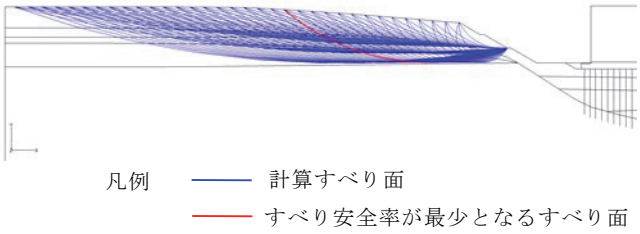
3.　安定性確認

抽出された評価断面について，二次元動的有限要素法により基準地震動 S_s による地震応答解析を行い，D／C の西側斜面の最小すべり安全率を算出し，評価基準値以上であることを確認する。

最小すべり安全率の検索条件を第 3 図に示す。



すべり面の検索例（斜面小段を起点としたすべり面　Ｓｓ－31）



第３図　最小すべり安全率の検索条件

4.　評価基準値の設定

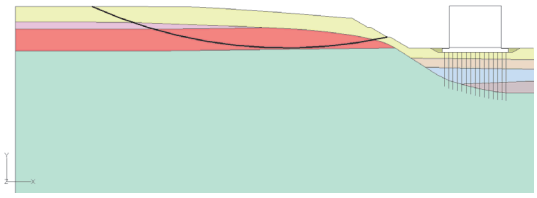
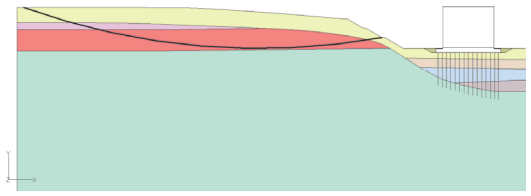
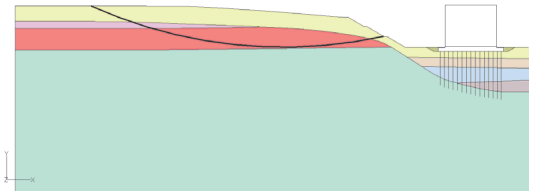
基準地震動Ｓｓによる地震応答解析により求めたすべり安全率は，参考資料－1に示すとおり，動的解析によるすべり安全率が1.0以上であればすべり破壊は生じないものと考えられること，また，今回実施する安定性評価は二次元断面による保守的な評価であることから，1.0を評価基準値とした。

5.　評価結果

D／Cの西側斜面について，基準地震動Ｓｓによる地震応答解析により斜面の安定性評価を実施した結果，すべり安全率は最小で5.1（基準地震動Ｓｓ－

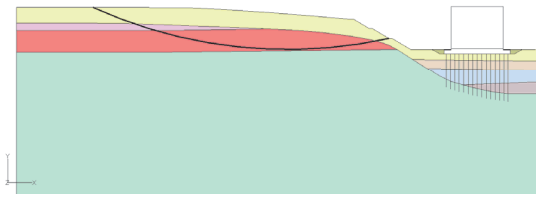
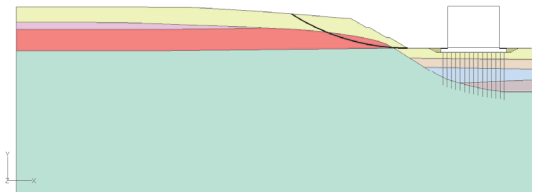
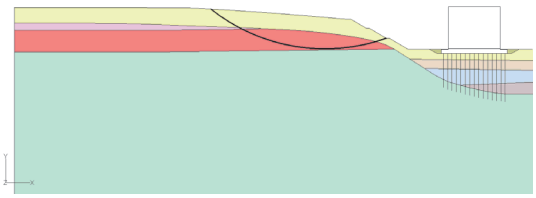
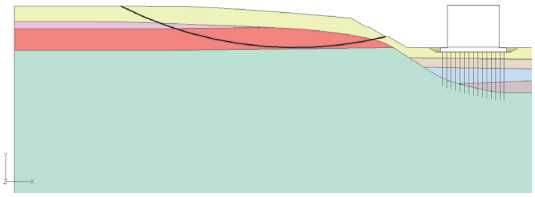
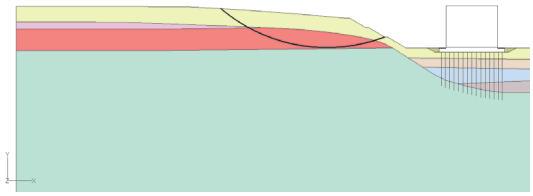
31 の場合）であり，基準地震動Ｓｓに対して十分な裕度を確保していることを確認した。また，du 層のみのすべり安全率は最小で 9.2（基準地震動Ｓｓ－31 の場合）であることを確認した。なお，安定性評価においては，モビライズド面等を踏まえてすべり易いすべり面形状を全て抽出している。

各地震動ごとのすべり面形状とすべり安全率を第 4 図に示す。また，du 層のみのすべり面形状とすべり安全率を第 5 図に示す。

基準地震動Ｓｓ	すべり面形状	すべり安全率
Ｓｓ－D1		5.6 (逆，正) [53.87]
Ｓｓ－11		9.5 [25.65]
Ｓｓ－12		9.1 [27.99]

※　［　］は，発生時刻（秒）を示す。
※　Ｓｓ－D1 は水平・鉛直反転を考慮し，（正，正），（正，逆），（逆，正），（逆，逆）の組合せのうち最小となるすべり安全率を記載。

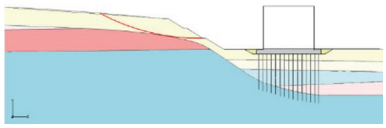
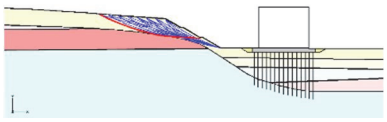
第 4 図　各地震動ごとのすべり面形状とすべり安全率（1／2）

基準地震動Ｓｓ	すべり面形状	すべり安全率
Ｓｓ－13		9.7 [25.22]
Ｓｓ－14		13.4 [31.51]
Ｓｓ－21		9.6 [69.16]
Ｓｓ－22		8.9 [83.77]
Ｓｓ－31		(5.1) (正，正) [8.66]

※ (　) は，最小すべり安全率を示す。
※ ［　］は，発生時刻（秒）を示す。
※ Ｓｓ－31 は水平反転を考慮し，（正，正），（逆，正）の組合せのうち最小となるすべり安全率を記載。

第 4 図　各地震動ごとのすべり面形状とすべり安全率（2／2）

【du 層のみのすべり安全率】

基準地震動Ｓｓ	すべり面形状	すべり安全率
Ｓｓ－31	 すべり面の検索結果  計算すべり面 すべり安全率が最少となるすべり面	9.2 (正,正) [8.65]

※　全ての基準地震動Ｓｓのうち，すべり安全率が最も小さい結果を示す。

第 5 図　du 層のみのすべり面形状とすべり安全率

参考資料－1

斜面のすべり安定性評価における評価基準値の設定根拠について

斜面のすべり安定性評価における評価基準値は，1.0 をしきい値としていることから，以下にその設定根拠を整理した。

1. 評価方法

斜面の安定性評価においては,二次元動的有限要素法解析（等価線形解析）を用いた基準地震動Ｓ$_s$による地震応答解析を行い，想定したすべり線上の応力状態をもとに，すべり線上のせん断抵抗力の和をすべり線上のせん断力の和で除して求めたすべり安全率の最小値が評価基準値（1.0）以上であることを確認することとしている。

$$\text{すべり安全率} = \frac{\Sigma\ (\text{すべり線上のせん断抵抗力})}{\Sigma\ (\text{すべり線上のせん断力})}$$

2. 評価基準値

すべり安全率の評価基準値（1.0）については，以下の理由から二次元動的有限要素法解析におけるすべり安全率が1.0 以上であれば，斜面の安定性は確保できると考えている。

・「斜面安定解析入門（社団法人地盤工学会）」[※1]において，「有限要素法を用いた動的解析ですべり安全率が１以上であれば，局所安全率が１を下回る所があっても，全体的なすべり破壊は生じないものと考えられる。さらに，このすべり安全率が１を下回っても，それが時間的に短い区間であれば，やはり必ずしも全体的すべりに至らないであろう。」と示されている。

・「大規模地震に対するダム耐震性能照査指針（案）・同解説（国土交通省河川局）」※2において，等価線形化法による動的解析を用いたすべり安定性の検討において，すべり安全率が１を下回る場合にはすべり破壊が発生する可能性があるとされている。

・「道路土工盛土工指針（社団法人日本道路協会）」※3において，「レベル２地震動に対する設計水平震度に対して，円弧すべり面を仮定した安定解析法によって算定した地震時安全率の値が1.0 以上であれば，盛土の変形量は限定的なものにとどまると考えられるため，レベル２地震動の作用に対して性能２を満足するとみなしてよい。」と示されている。

注） レベル２地震動：供用期間中に発生する確率は低いが大きな強度を持つ地震動。
注） 性能２：想定する作用による損傷が限定的なものにとどまり，盛土としての機能の回復がすみやかに行い得る性能

また，解析に当たっては，以下に示す保守的な評価を行っているため，すべり安全率1.0 は評価基準値として妥当であると考えている。

・２次元断面による評価であり，現実のすべりブロック（３次元形状）が持つ側方抵抗を考慮していないため，保守的な評価となっている。

・各要素の応力状態より，「引張応力が発生した要素」，「せん断強度に達した要素」については，せん断抵抗力の算定に用いる強度に残留強度を採用し，健全強度より低下させることで安全側の評価を実施している。

※1 社団法人地盤工学会,斜面安定解析入門，P81
※2 国土交通省河川局，平成 17 年 3 月，大規模地震に対するダム耐震性能照査指針（案）・同解説，P132
※3 社団法人日本道路協会，平成22年4月，道路土工盛土工指針（平成22年度版），P123

別紙（38）

敷地の地質・地質構造の特徴及び想定されるリスクについて

１．敷地の地質・地質構造の特徴

敷地の地質・地質構造として，敷地内の地質構成を第 1 表に,第四系基底の標高分布及び段丘面区分を第 1 図に示す。敷地の南部には，主に砂礫,砂及びシルトからなる段丘堆積物（D1 層，D2 層）が分布し，その上位には砂礫からなる沖積層（Ag2 層）が分布する。D1 層の分布標高は約 21m～約 5m であり，上部には厚さ 2.5m～3.0m 程度の風化火山灰層を伴う。D2 層の分布標高は約 0～約－14m であり，沖積層下の埋没段丘となっている。敷地北部は久慈川の侵食により形成された凹状の谷となっている。この谷底の標高は約－60m であり，ほぼ平坦な面である。第四系の基底部付近に主として砂礫層（Ag1 層）が分布し，その上位には粘土層（Ac 層），砂層（As 層）及び礫混じり砂層（Ag2 層）が互層状を呈して分布している。最上位には，敷地全体にわたり細粒～中粒の均一な砂からなる砂丘砂層（du 層）が分布している。

液状化に伴う不等沈下等を考慮する上で，地質・地質構造の特徴を整理すると，以下の点となる。

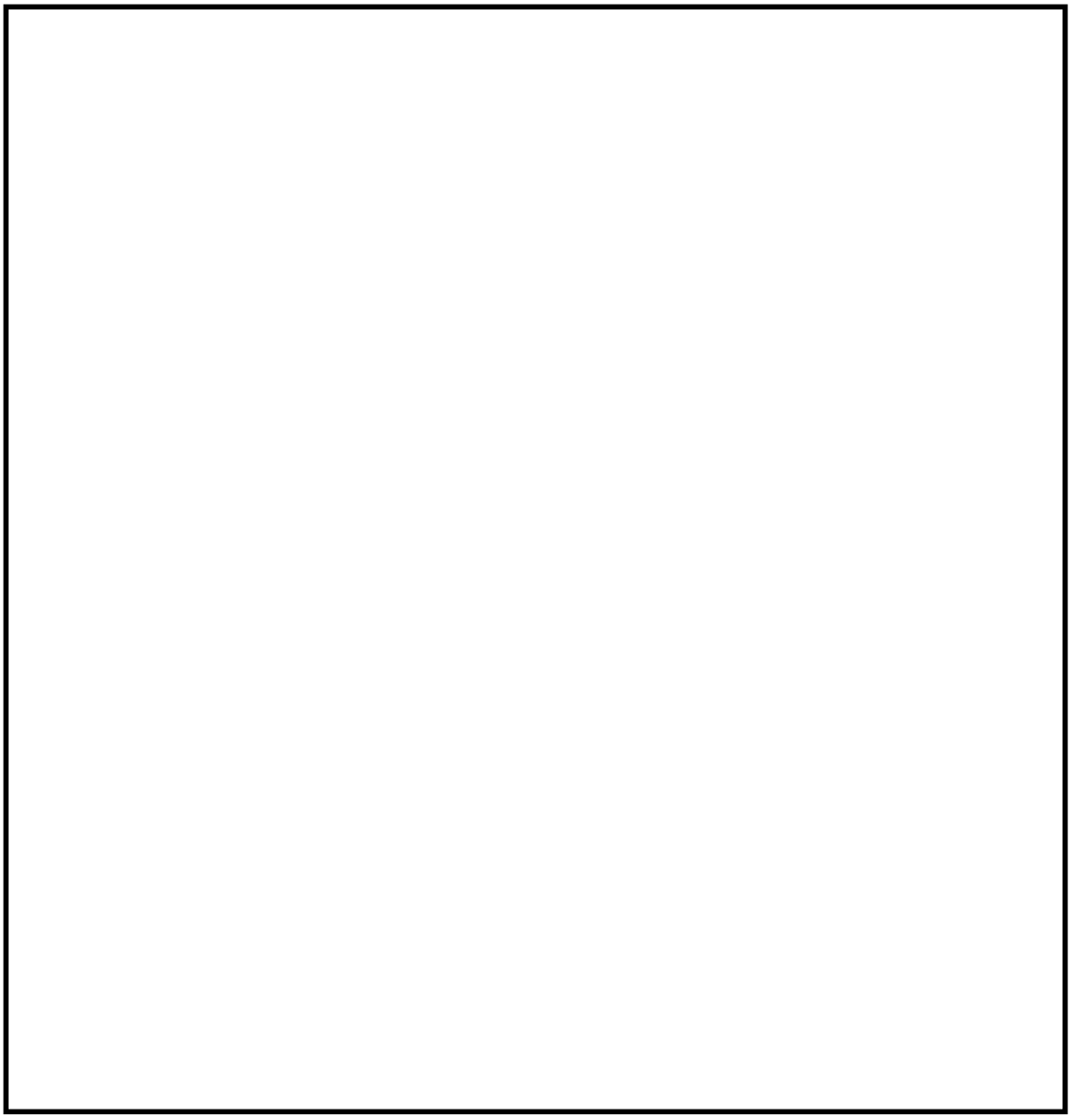
①敷地の第四系は，砂層，砂礫層，粘土層からなり，おおむね水平に分布している。

②敷地の北部と南部には，北西－南東方向に延びる岩盤の深度の急変部（領域Ａ及び領域Ｂ）が認められ，これに伴う第四系の層厚及び地層構成の変化が認められる。（第 2 図）

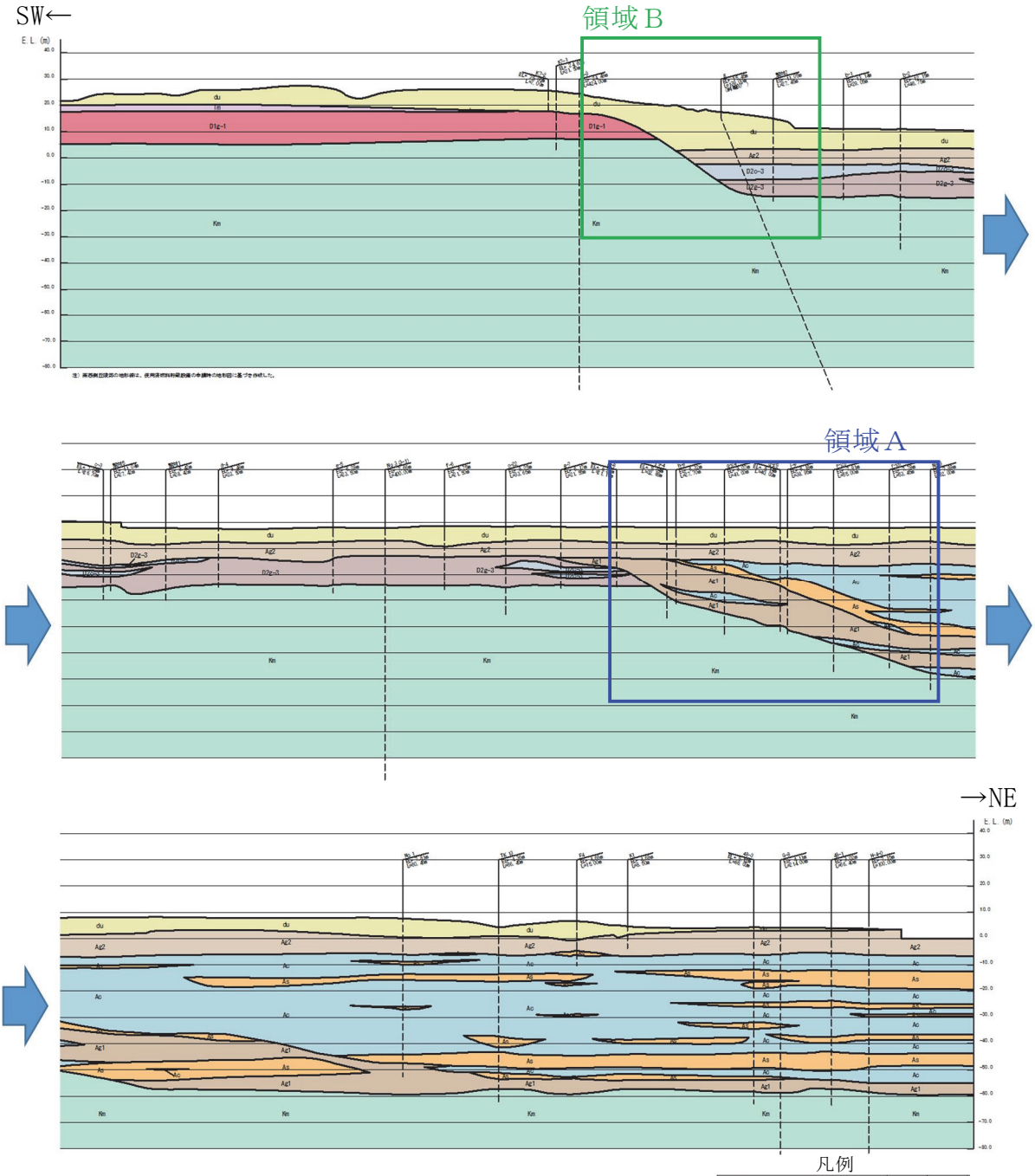
第１表　敷地内の地質構成

地質時代		地層名	岩層
第四紀	完新世	du 層	砂
		Ag2 層	砂礫
		Ac 層	粘土
		As 層	砂
		Ag1 層	砂礫
	更新世	D2c－3 層	シルト
		D2s－3 層	砂
		D2g－3 層	砂礫
		D2c－2 層	シルト
		D1g－1 層	砂礫
新代三紀	鮮新世	久米層	砂質泥岩

※　ハッチング部が液状化評価の対象



第１図　第四系基底の標高分布及び段丘面区分図



地質時代		地質区分		記号	岩相
第四紀	完新世	砂丘層		du	砂
		沖積低地堆積層	久慈川堆積層	Ag2	砂礫
				Ac	シルト
				As	砂
				Ag1	砂礫
	更新世	低位段丘Ⅰ堆積層	段丘堆積層2	D2c-3	粘土
				D2s-3	砂
				D2g-3	砂礫
				D2c-2	粘土
				D2g-2	砂礫
		中位段丘堆積層	段丘堆積層1	Im	ローム
				D1c-1	粘土
				D1g-1	砂礫
第三紀	鮮新世	久米層		Km	砂質泥岩

第２図　地質断面図（①－①’断面）

２．敷地の地質・地質構造の特徴から保管場所・アクセスルートに想定されるリスク

敷地の地質・地質構造の特徴に対し，保管場所・アクセスルートにて想定されるリスクを抽出する。

①敷地の第四系は，砂層，砂礫層，粘土層からなり，おおむね水平に分布している。

a. 重要施設設置において大規模な掘削・埋戻が行われるため，地山と埋戻部の不等沈下が想定される。

b. 砂質地盤に液状化を仮定すると噴砂による不陸が想定される。

②敷地の北部と南部には，北西－南東方向に延びる岩盤の深度の急変部（領域Ａ及び領域Ｂ）が認められ，これに伴う第四系の層厚及び地層構成の変化が認められる。

c. 岩盤の傾斜に伴う堆積層厚の変化により，沈下量が場所的に変化することが想定される。

d. 岩盤の傾斜部の地層構成の変化により，沈下量が場所的に変化することが想定される。

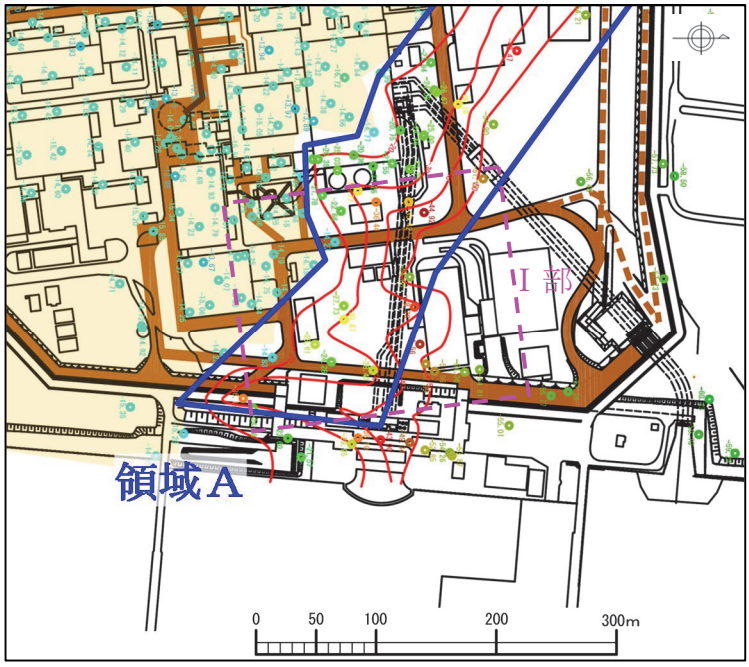
保管場所については，b 項が該当することから，その影響を評価する。

アクセスルートについては，全ての項目が該当することから，その影響を評価する。

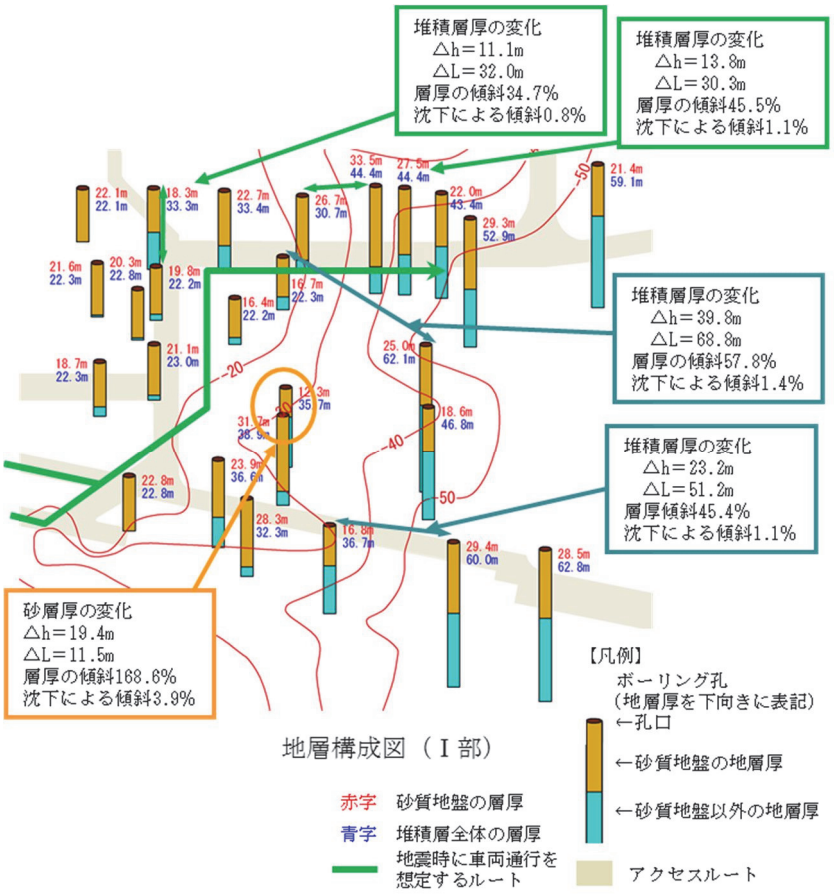
３．岩盤の傾斜に伴う堆積層厚の変化及び岩盤の傾斜部の地層構成の変化の程度の確認

岩盤の傾斜に伴う堆積層厚の変化及び岩盤の傾斜部の地層構成の変化の程度が比較的大きい領域Ａの東側（取水構造物西側付近：Ⅰ部）について，堆積層厚及び地層構成（砂質地盤の厚さ）を確認する。第3図に確認箇所位置図を，第4図に堆積層厚及び砂質地盤厚さの分布を示す。

岩盤の傾斜に伴う堆積層厚の変化については，層厚変化が大きい場所で約58%（層厚の変化量÷距離）であった。また，砂質地盤の厚さの変化については，層厚変化が大きい場所で約169%（層厚の変化量÷距離）であった。



第３図　確認箇所位置図



第４図　堆積層厚及び砂質地盤厚さの分布（Ⅰ部）

別紙（39）

有効応力解析について

液状化による沈下量の算出のうち，地震時の残留変位の算出に用いた有効応力解析の概要を以下に示す。

1. 有効応力解析

地震時の地盤の液状化による残留変位の算出に当たっては，地盤の液状化の程度やそれに基づく地盤の変形を有効応力解析法により，算出している。有効応力解析法とは，地盤内の応力を有効応力及び間隙水圧に分けて評価する手法である。有効応力解析では，地震時の地盤内の間隙水圧の上昇及びそれに伴う有効応力の低下による地盤挙動の変化を適切に考慮できるため，液状化を含めた地盤の地震時応答を評価することができる。

２．有効応力解析の計算プログラム（FLIP）

本評価における地震時の残留変位は，解析コード FLIP（ver.7.3.0_2）を用いて算出している。FLIP（Finite element analysis of Liquefaction Program）は，1988 年に運輸省港湾技術研究所において開発された平面ひずみ状態を対象とする有効応力解析法に基づく二次元地震応答解析プログラムである。

FLIP の主な特徴としては,以下の点を挙げることができる。

・有限要素法に基づくプログラムである。

・平面ひずみ状態を解析対象とする。

・地盤の有効応力の変化を考慮した地震応答解析を行い，部材断面力や残留変形等を計算する。

・土のせん断応力－せん断ひずみ関係のモデルとして，マルチスプリングモデルを採用している。

・液状化現象は有効応力法により考慮する。そのために必要な過剰間隙水圧発生モデルとして井合モデルを用いている。

本評価の類似性の高い被災事例（1995 年兵庫県南部地震の際に被災した淀川堤防の被災事例）について，本解析コードによる再現解析が行われており,解析結果が被災事例をよく再現できていること※を確認している。

また，FLIP は,港湾施設の設計に用いられる「港湾の施設の技術上の基準・同解説（2007）（社団法人日本港湾協会)」において，港湾の施設に対しての適用性が確認されている解析コードとして取り扱われており，本評価に使用することは妥当である。

※ FLIP 研究会 14 年間の検討成果のまとめ，FLIP 研究会 14 年間の検討成果のまとめ WG

別紙（40）

保管場所及びアクセスルートにおける相対密度の設定について

液状化による不等沈下の評価に必要となる保管場所及びアクセスルートの相対密度は，以下のとおり設定する。

1. 敷地の地質・地質構造

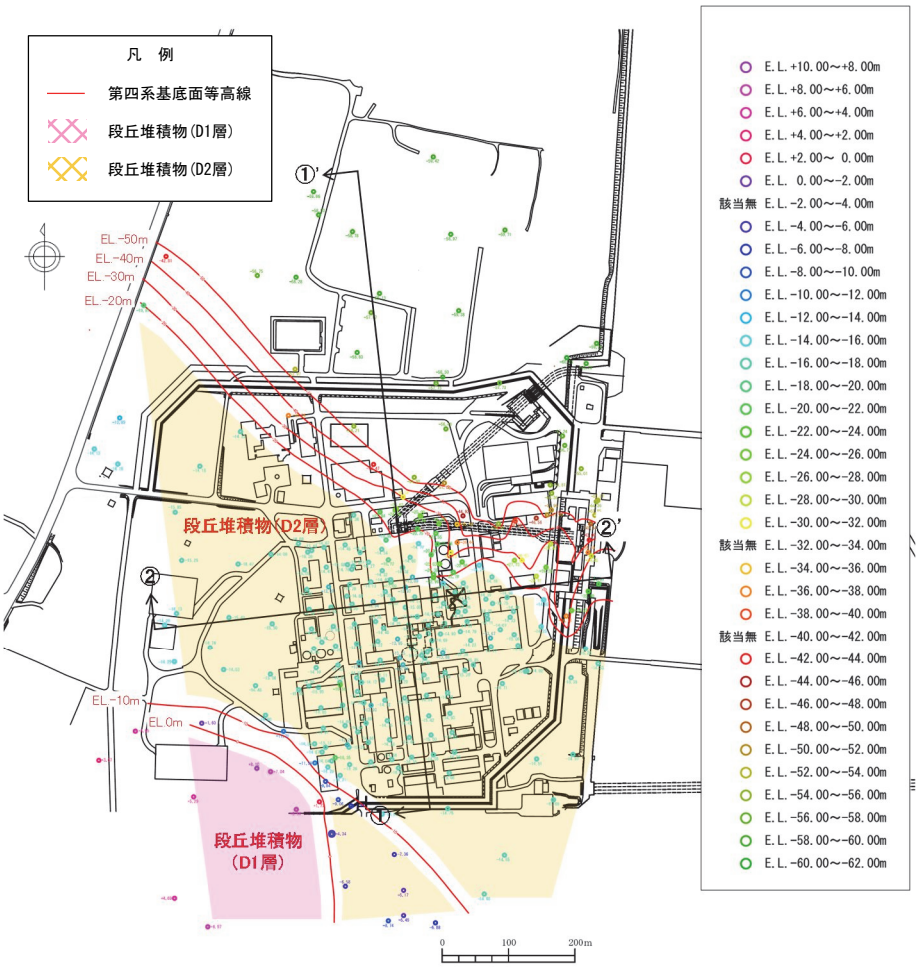
敷地の地質・地質構造として，敷地内の地質構成を第 1 表に，第四系基底の標高分布及び段丘面区分を第 1 図に示す。敷地の南部には，主に砂礫，砂及びシルトからなる段丘堆積物（D1 層，D2 層）が分布し，その上位には砂礫からなる沖積層（Ag2 層）が分布する。D1 層の分布標高は約 21m～約 5m であり，上部には厚さ 2.5m～3.0m 程度の風化火山灰層を伴う。D2 層の分布標高は約 0～約－14m であり，沖積層下の埋没段丘となっている。敷地北部は久慈川の侵食により形成された凹状の谷となっている。この谷底の標高は約－60m であり，ほぼ平坦な面である。第四系の基底部付近に主として砂礫層（Ag1 層）が分布し，その上位には粘土層（Ac 層），砂層（As 層）及び礫混じり砂層（Ag2 層）が互層状を呈して分布している。最上位には，敷地全体にわたり細粒～中粒の均一な砂からなる砂丘砂層（du 層）が分布している。（第 2 図）

西側保管場所は，段丘堆積物（D2 層）及びそれを覆う砂丘砂層上に，南側保管場所は，段丘堆積物（D1 層）とそれを覆う風化火山灰層及び砂丘砂層上に設置する。このため，液状化に伴う沈下を検討するため，各地層の相対密度を検討した。

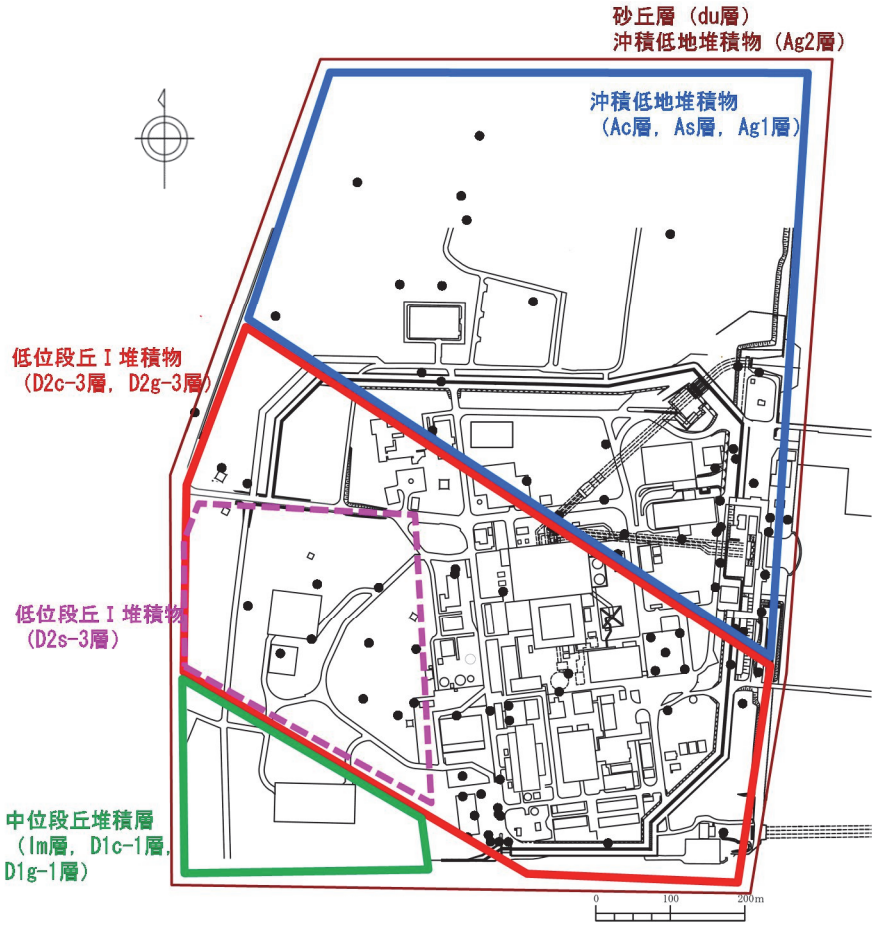
第１表　敷地内の地質構成

地質時代		地層名	岩層
第四紀	完新世	du 層	砂
		Ag2 層	砂礫
		Ac 層	粘土
		As 層	砂
		Ag1 層	砂礫
	更新世	D2c－3 層	シルト
		D2s－3 層	砂
		D2g－3 層	砂礫
		D2c－2 層	シルト
		D1g－1 層	砂礫
新代三紀	鮮新世	久米層	砂質泥岩

※　ハッチング部が液状化評価の対象



第１図　第四系基底の標高分布及び段丘面区分図



第２図　敷地に分布する各地層の地質エリア

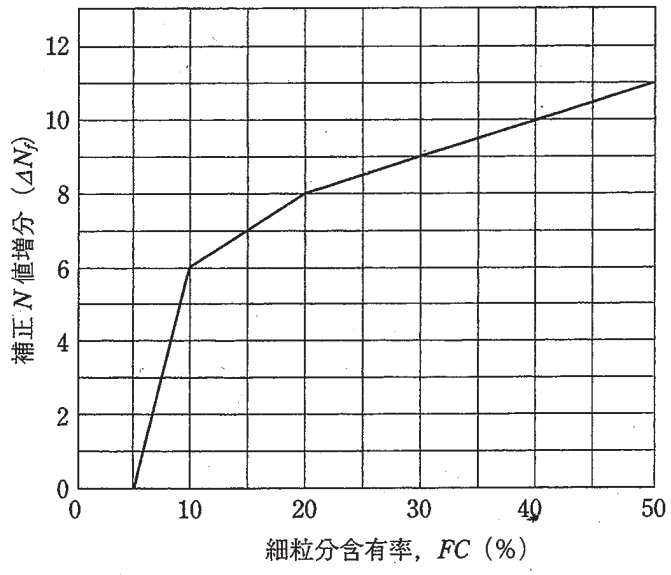
２．　保管場所及びアクセスルートの相対密度の設定

敷地内の各地層の相対密度を第２表，各地層の相対密度を第３図～第８図に示す。

相対密度は，Tokimatsu et al.（1983）※1 で提案されたＮ値及び細粒分の影響を考慮した定数（ΔN_f）と相対密度に関する以下の関係式により求める。また，細粒分の影響を考慮した定数（ΔN_f）は，建築基礎構造設計指針（2001）※2 に示される関係式を用いる（第３図）。

$$\mathrm{Dr} = 16\sqrt{N_1 + \Delta N_f} \quad , N_1 = \frac{1.7}{\sigma'_v + 0.7} N$$

ここに，Dr は相対密度，N_1は有効上載圧 1kgf／cm^2（98kPa）相当に換算したＮ値，NはＮ値，σ'_vは有効上載圧（kgf／cm^2），ΔN_f：細粒分の影響を考慮した定数である。



第３図　細粒分含有率とＮ値の補正係数

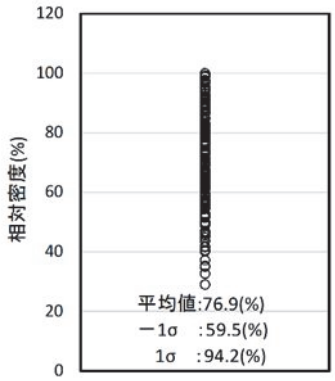
※1　Kohji Tokimatsu,Yoshiaki Yoshimi（1983）：Empirical correlation of soil liquefaction based on SPT N-Value and fines content,Soils and foundations Vol.23,No,4,Dec.1983

※2　日本建築学会：建築基礎構造設計指針（2001 改定）

【du 層（砂層）の相対密度】

du 層の相対密度は，平均 76.9％である。

地層	相対密度[％]
	平均
du 層	76.9

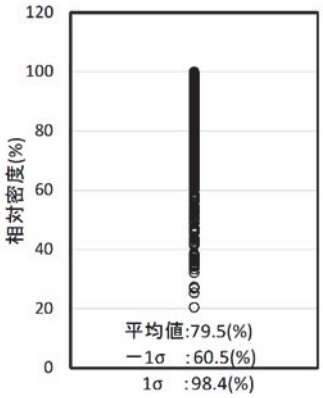


第 3 図　du 層（砂層）の相対密度

【Ag2 層（砂礫層）の相対密度】

Ag2 層の相対密度は，平均 79.5％である。

地層	相対密度[％]
	平均
Ag2 層	79.5

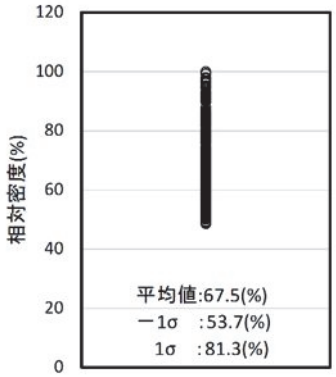


第 4 図　Ag2 層（砂礫層）の相対密度

【As 層（砂層）の相対密度】

As 層の相対密度は，平均 67.5%である。

地層	相対密度[%]
	平均
As 層	67.5

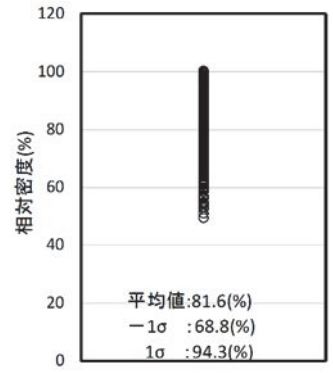


第 5 図　As 層（砂層）の相対密度

【Ag1 層（砂礫層）の相対密度】

Ag1 層の相対密度は，平均 81.6%である。

地層	相対密度[%]
	平均
Ag1 層	81.6

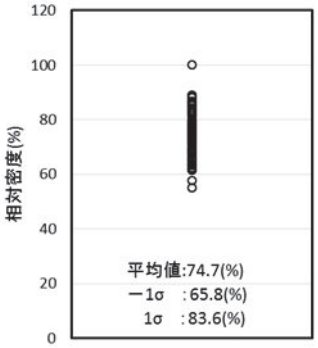


第 6 図　Ag1 層（砂礫層）の相対密度

【D2s-3 層（砂層）の相対密度】

D2s-3 層の相対密度は，平均 74.7％である。

地層	相対密度[％]
	平均
D2s-3 層	74.7

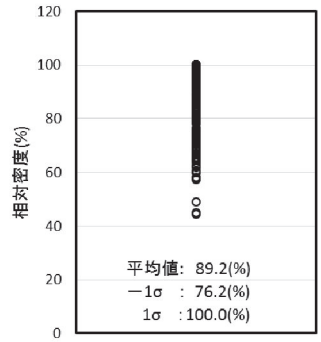


第 7 図　D2s－3 層（砂層）の相対密度

【D2g－3 層（砂礫層）の相対密度】

D2g－3 層の相対密度は，平均 89.2％である。

地層	相対密度[％]
	平均
D2g-3 層	89.2



第 8 図　D2g－3 層（砂礫層）の相対密度

以上より，保管場所の評価においては，保管場所周辺に分布する対象の地層（du 層，D2s－3 層，D2g－3 層及び D1g－1 層）のうち，保守的に最も相対密度が小さい D2s－3 層の相対密度である 74.7%と設定する。また，アクセスルートの評価においては，保守的に敷地に分布する全ての対象の地層（du 層，Ag2 層，As 層，Ag1 層，D2s－3 層,D2g－3 層及び D1g－1 層）のうち，最も相対密度が小さい As 層の相対密度である 67.5%と設定する。

保管場所及びアクセスルートの相対密度（Dr）を第 2 表に示す。

第 2 表　保管場所及びアクセスルートの相対密度（Dr）

地質時代		地層名	層相	細粒分含有率(fc)	平均相対密度 Dr(%)	保管場所		アクセスルート	
						分布地層	設定相対密度(%)	分布地層	設定相対密度(%)
第四紀	完新世	du 層	砂	5.2%	76.9	○	74.7	○	67.5
		Ag2 層	砂礫	5.2%	79.5	－	－	○	67.5
		As 層	砂	27.2%	67.5	－	－	○	67.5
		Ag1 層	砂礫	12.3%	81.6	－	－	○	67.5
	更新世	D2s－3 層	砂	26.5%	74.7	○	74.7	○	67.5
		D2g－3 層	砂礫	8.1%	89.2	○	74.7	○	67.5
		D1g－1 層	砂礫	－	79.5※1	○	74.7	○	67.5

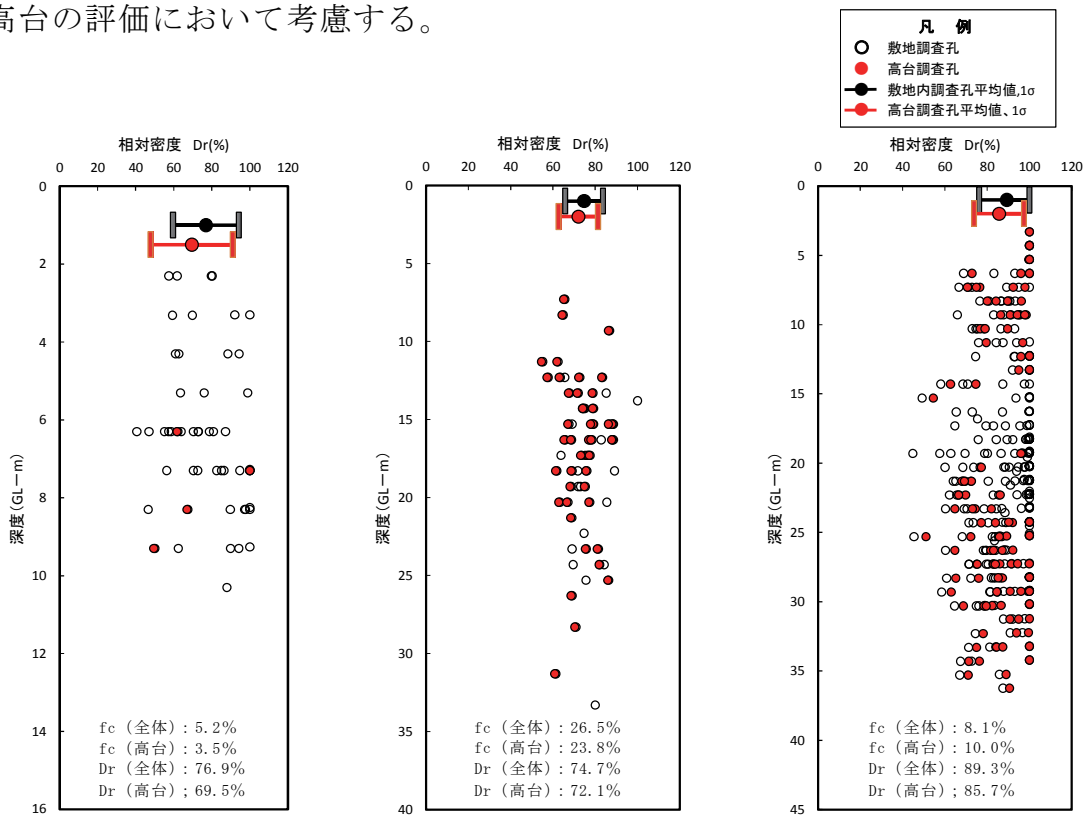
※1　Ag2 層の相対密度を代用する。

３．相対密度の場所的変化の確認

各地層の相対密度について，場所的変化の可能性について検討を行う。場所的変化の検討は，敷地全体の相対密度の分布に対し，評価対象である保管場所が設置される高台の相対密度の分布について，同付近に分布する du 層，D2s－3 層及び D2g－3 層について検討を行った。なお，相対密度は，前述の式のとおり，各Ｎ値について取得した深度の有効上載圧を考慮し，1kgf／cm^2相当に換算したＮ値（N_1）と細粒分含有率から算出した。

第 9 図に相対密度の比較結果を示す。

各地層とも平均値及び標準偏差は，両者でおおむね同等の値となっているものの，高台の相対密度の分布が若干敷地全体よりも小さいことから，データ数が多い D2s－3 層及び D2g－3 層のうち，保守的に低下の大きい D2g－3 層の低下率（96%）を高台の設定相対密度（74.7%）に乗じた Dr＝71.7%を高台の評価において考慮する。



【du 層】　【D2s－3 層】　【D2g－3 層】

第 9 図　相対密度の比較結果

別紙（41）

敷地内の地下水位の設定について

1. 敷地内の地下水位観測データ

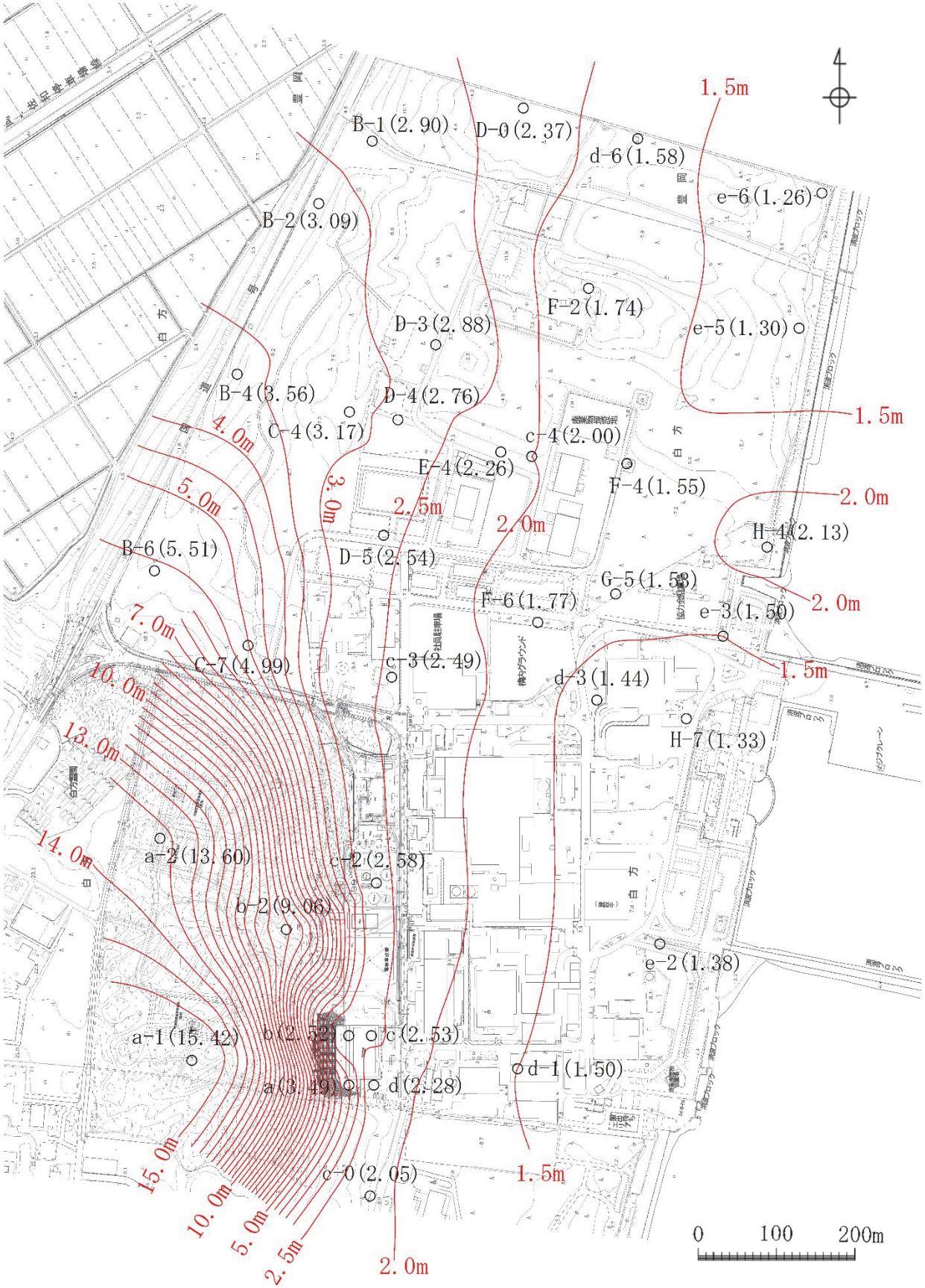
過去の地下水位観測データを第 1 表,観測最高地下水位コンター図を第 1 図に示す。

第 1 表　過去の地下水位観測データ（1／2）

観測孔名	計測期間 (年)	最高水位 (T.P.＋m)	最高水位 計測時期
a	1995～1999	3.49	1998 年 10 月 8 日
b	1995～1999	2.52	1998 年 9 月 25 日
c	1995～1999	2.53	1998 年 9 月 22 日
d	1995～1999	2.28	1998 年 9 月 22 日
a－1	1995～1999，2004～2009	15.42	2006 年 8 月 7 日
a－2	2004～2009	13.60	2006 年 7 月 28 日
b－2	2004～2009	9.06	2006 年 7 月 30 日
c－0	1995～1999，2004～2009	2.05	1998 年 9 月 19 日
c－2	1995～1999，2004～2017	2.58	2012 年 7 月 7 日
c－3	2004～2017	2.49	2012 年 7 月 7 日
c－4	2004～2017	2.00	2012 年 6 月 25 日
d－1	1995～1999，2004～2009	1.50	1998 年 9 月 18 日
d－3	2004～2017	1.44	2013 年 10 月 27 日
d－6	2004～2017	1.58	2013 年 10 月 28 日
e－2	2004～2017	1.38	2006 年 10 月 8 日
e－3	2004～2017	1.50	2013 年 10 月 16 日
e－5	2004～2017	1.30	2013 年 10 月 21 日
e－6	2004～2017	1.26	2013 年 10 月 21 日

第１表　過去の地下水位観測データ（2／2）

観測孔名	計測期間 (年)	最高水位 (T.P.＋m)	最高水位 計測時期
B－1	2005～2017	2.90	2006 年 7 月 30 日
B－2	2005～2017	3.09	2006 年 7 月 30 日
B－4	2005～2017	3.56	2006 年 7 月 31 日
B－6	2005～2017	5.51	2006 年 8 月 17 日
C－4	2005～2017	3.17	2012 年 6 月 27 日
C－7	2005～2017	4.99	2006 年 8 月 18 日
D－0	2006～2017	2.37	2012 年 6 月 22 日
D－3	2005～2017	2.88	2006 年 10 月 7 日
D－4	2006～2017	2.76	2012 年 6 月 25 日
D－5	2006～2017	2.54	2012 年 7 月 16 日
E－4	2006～2017	2.26	2012 年 6 月 25 日
F－2	2005～2015	1.74	2013 年 10 月 30 日
F－4	2005～2017	1.55	2013 年 10 月 27 日
F－6	2005～2017	1.77	2012 年 6 月 24 日
G－5	2005～2017	1.53	2013 年 10 月 27 日
H－4	2006～2017	2.13	2013 年 10 月 16 日
H－7	2005～2017	1.33	2013 年 10 月 27 日



第１図　観測最高地下水位コンター図

1.0.2－別紙 41－3

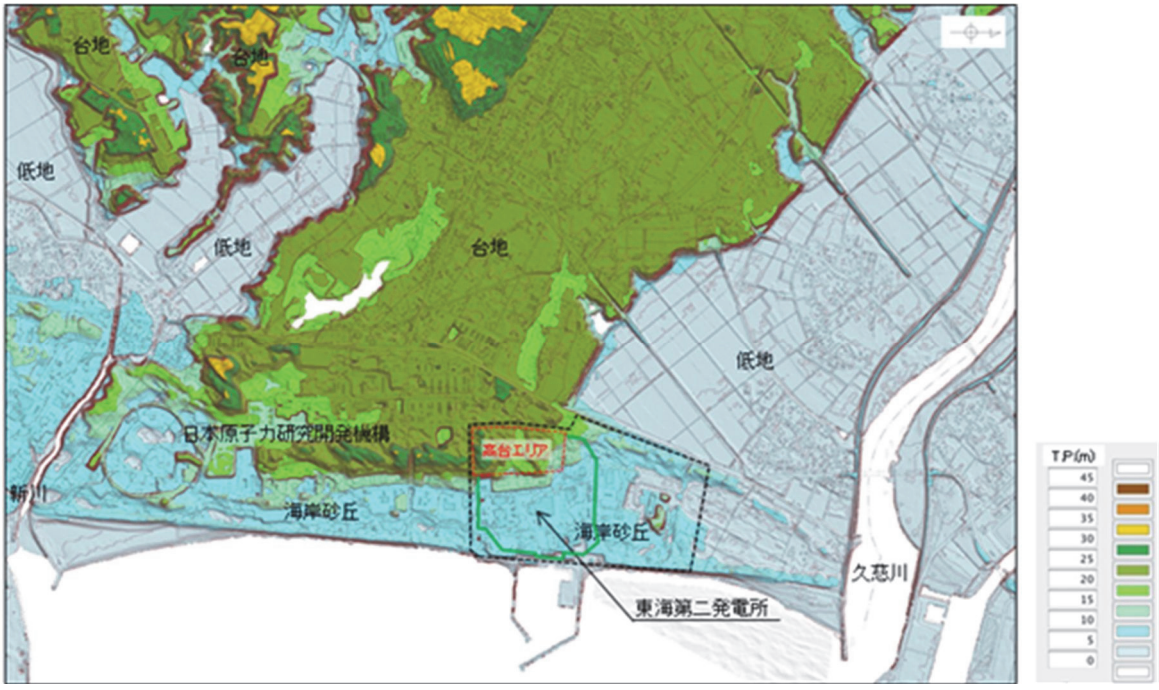
2.　防潮堤を考慮した地下水位の設定

防潮堤の設置により地下水位が上昇する可能性を考慮し，地下水位の設定について以下の検討を行った。

(1)敷地近傍陸域の地形

第 2 図に敷地近傍陸域の地形図を示す。

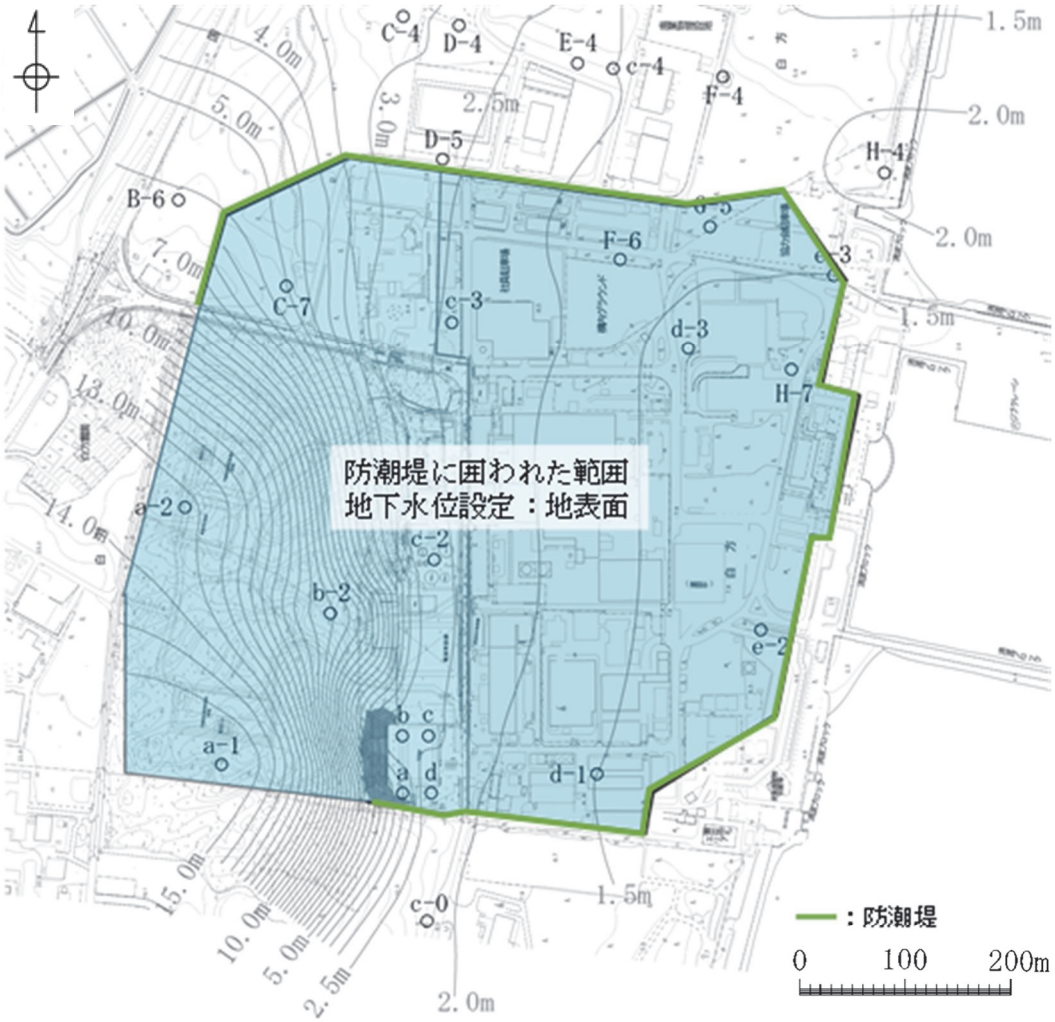
敷地近傍陸域の地形は，台地，低地及び海岸砂丘からなる。敷地の南西方の高台エリアは台地東方部に位置し，海岸砂丘との境界に当たる。高台エリアの北方には海岸砂丘と低地の境界が分布しており，その西方には台地と低地（T.P.＋5m 以下）の境界が分布している。このような地形的状況から，高台エリアへの流入地下水は，高台エリアから西方に続く台地より流入しているものと考えられる。なお，高台エリアの西端の標高とその西方の台地の標高に大きな差はない。



第 2 図　敷地近傍陸域の地形図

(2)防潮堤に囲われた範囲の地下水位の検討

防潮堤の設置に伴い地下水位の上昇の可能性を踏まえ，施設設計の保守性を考慮し，防潮堤に囲われた第3図に示す範囲については，地下水位を地表面に設定することを基本とする。



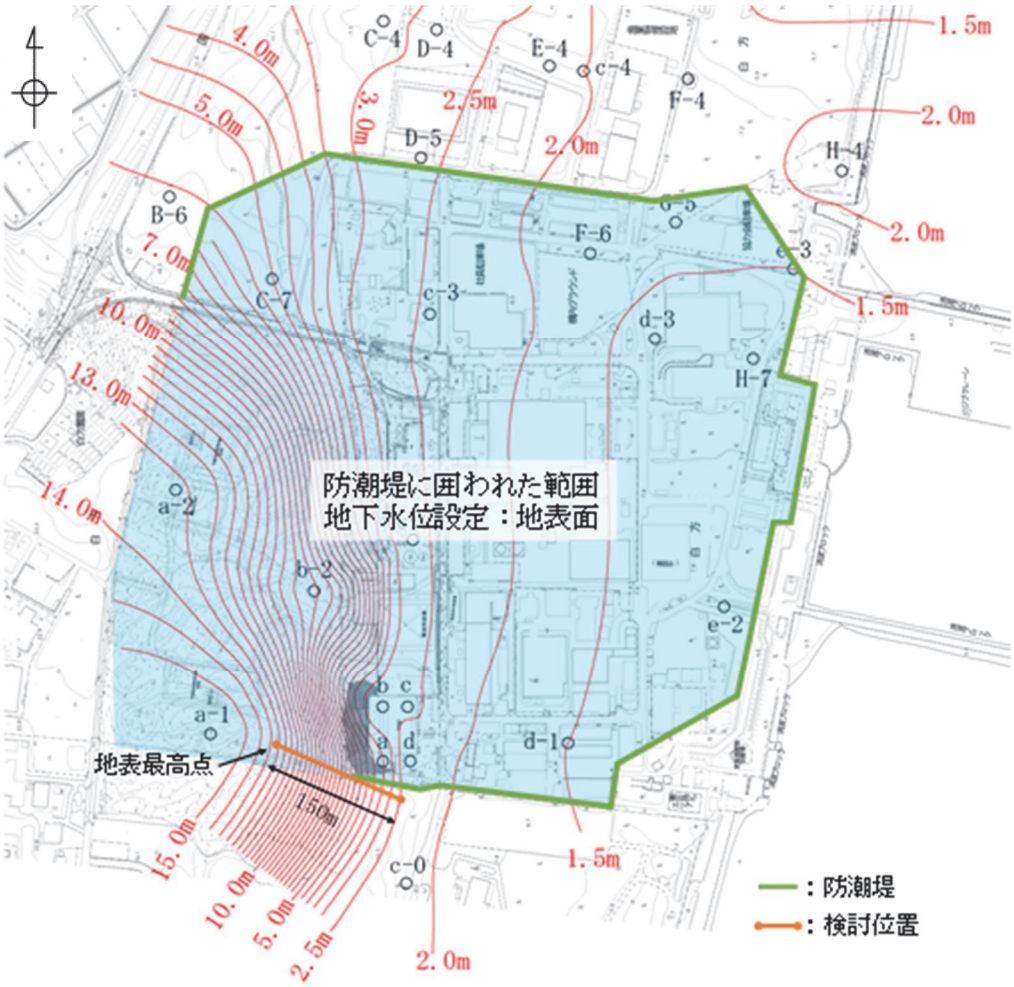
第3図　地下水位設定

(3)地下水位の上昇によるその他の影響

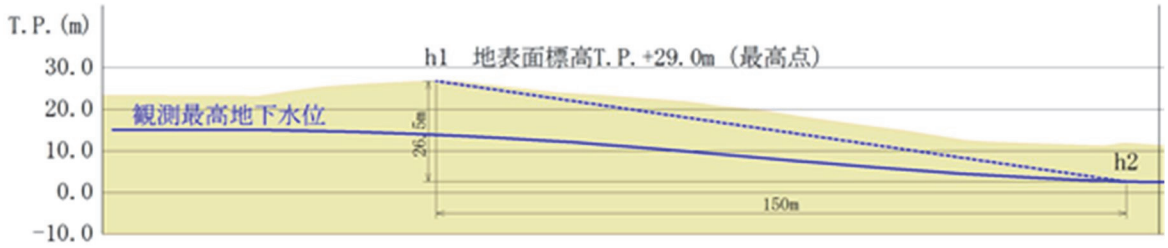
防潮堤で囲われた範囲について地下水位の上昇を考慮した際の，周辺領域の地下水の流速の変化及びそれに伴う影響（地盤中の砂の流出）の有無について検討する。地盤への影響の検討は，設定した地下水位から想定される地下水の流速と，現地の土質材料から想定される多粒子限界流速を比較することにより行う。

検討は，地下水位の高低差が大きくなる敷地南側の境界部を対象とした。敷地南側の防潮堤で境される敷地南側の高台については，T.P.＋18m までは防潮堤が設置されるため，防潮堤を境に北側，南側で水位差が発生することになるが，防潮堤の南西終端部より以西は地下水位を区分けする構造物がないことから，北側（敷地側）の地下水位上昇により相対的に地下水位が低くなる南側に地下水が流れることが想定される。この流れについて，設計で考慮する条件（地下水位を地表面とする）における防潮堤の外側の地下水の流れについて検討を行う。

第 4 図に検討位置を，第 5 図に検討イメージ図を，第 2 表に各地層の透水係数を示す。



第 4 図　検討位置図



第 5 図　検討イメージ図

防潮堤に囲われた範囲の地下水位は地表面に設定していることから，地下水位の最高点として地表の最も高い位置 h1（T.P.＋29.0m）を，また，下流側は既往の観測記録のコンターに地下水位が摺りつくと仮定し，保守的に地下水位がなだらかになる手前の点 h2（地下水位 T.P.＋2.5m）を選

定し，両者の水位差と水平距離及び透水係数から，地盤中に流れる地下水の流速をダルシー則で求めた。なお，透水係数は当該箇所に分布する地層で最も大きい透水係数である du 層の透水係数を採用した。

△h＝h1－h2＝T.P.＋29.0m－T.P.＋2.5m＝26.5m

△L＝150m

k＝3.23×10^{-2} cm／s

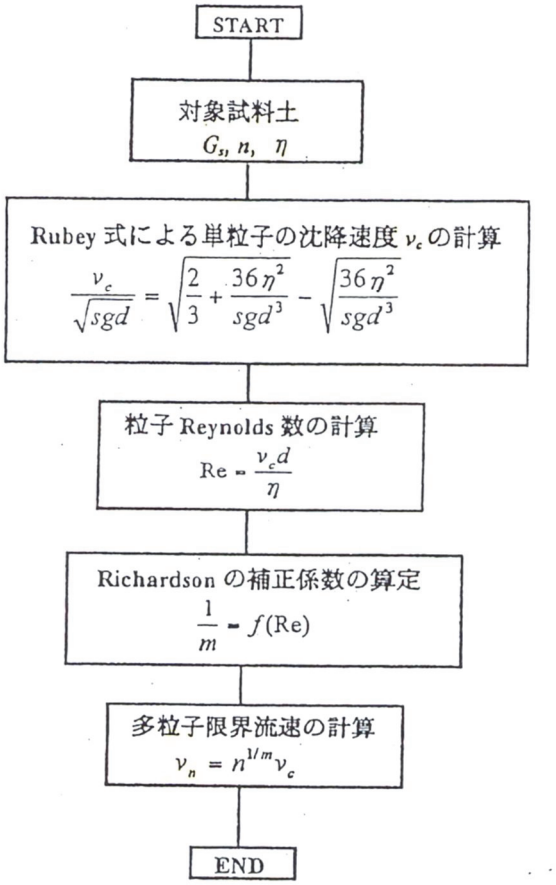
v ＝ k × i ＝3.23×10^{-2} [cm／s]×26.5m／150m

＝5.71×10^{-2} [cm／s]

第 2 表　各地層の透水係数

地層	透水係数	備考
du 層	3.23×10^{-2} cm／s	採用
D2g－3 層	1.87×10^{-2} cm／s	
D2s－3 層(細砂)	6.31×10^{-2} cm／s	
D2s－3 層(粗砂)	3.16×10^{-2} cm／s	

一方，多粒子限界流速※により，du 層の平均粒径 D50 及び 20%粒径 D20 に対する限界流速を求めた。多粒子限界流速の算定フローを第 6 図に，計算に用いたパラメータを第 3 表に示す。



d ：土粒子の径（cm）
Gs：土粒子の比重
n ：間隙率
η ：流体の動粘性係数
s ：s＝Gs－1
g ：重力加速度（cm^2/s）

Re：粒子レイノルズ数

1/m：レイノルズ数によって決まるパラメータ
Re＜0.2のとき 1/m＝4.65
0.2≦Re＜1.0のとき 1/m＝$4.66Re^{-0.03}$
1.0≦Re＜500のとき 1/m＝$4.65Re^{-0.1}$
500≦Re＜7000のとき1/m＝2.39

v_n：多粒子限界流速（cm/s）

第 6 図　多粒子限界流速の算定フロー

第 3 表　多粒子限界流速の算出に用いた計算パラメータ（du 層）

項目		設定値
Gs	土粒子の比重	2.71
n	間隙率	42.86%
η	流体の動粘性係数（地下水温 15℃～20℃を想定し設定）	0.011cm^2／s
s	Gs－1	1.71
d	土粒子径（平均粒径 D50 検討時）	0.0384 cm
	土粒子径（20%粒径 D20 検討時）	0.01 cm

du 層の平均粒径 D50 に対する多粒子限界流速は 2.99×10^{-1}cm／s ，20%粒径に対する多粒子限界流速は 1.63×10^{-2}cm／s であり，前述の地盤中に流れる地下水の流速 5.71×10^{-3}cm／s は多粒子限界流速を下回っていることから，粒子の移動は発生せず，これらの地下水の流れが地盤に影響を及ぼすものではない。

※　浸透破壊における粒子群を考慮した限界流速（1997，杉井，宇野，山田ら，地下水技術 Vol.39，No.8，p28～35）

路盤補強（段差緩和対策）について

路盤補強（段差緩和対策）の例として，H鋼を主桁とした路盤補強を代表として以下に示す。

１．評価方針

地中埋設構造物が損壊した状態を想定し，大型緊急車両の通行時に主桁であるH鋼に作用する曲げ応力，せん断力及びその合力が評価基準値を下回ることを確認する。

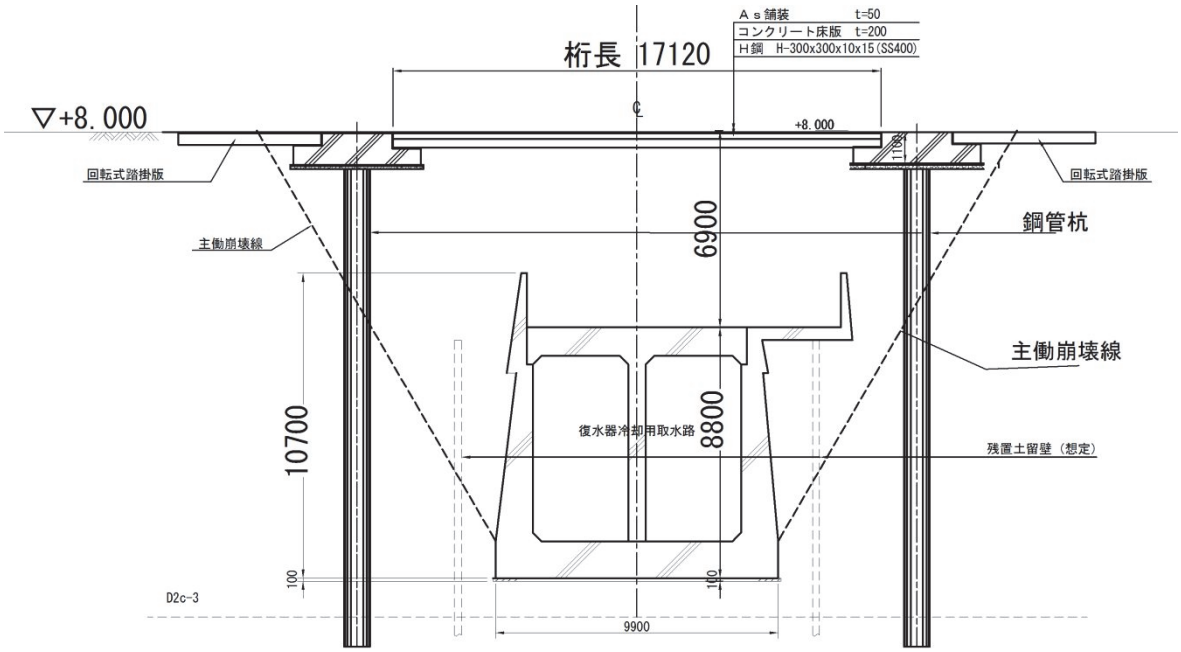
２．評価箇所の抽出

路盤補強（段差緩和対策）を実施する地点のうち，桁長が最も長くなる復水器冷却用取水路（東海発電所）部を代表箇所として選択する。

３．評価方法

ａ．構造

評価箇所（No.118 復水器冷却用取水路（東海発電所）の断面図を第 1 図に示す。



第１図　評価箇所断面図

主動崩壊角　α_f＝ 45° ＋ ϕ／2 ＝ 45° ＋ 35.7° ／2 ＝ 62.8°

（石原　第２版　土質力学）

ｂ．評価条件

・鋼材　SS400

・主桁寸法　H－300×300×10×12　腐食しろ 1mm 考慮

・径間　L＝16.120m　（桁長　17.120m）

ｃ．荷重の設定

①死荷重（ｑ1）

アスファルト舗装(t＝5cm)

鉄筋コンクリート床板（t＝20cm)

H鋼（300×300×10×12)

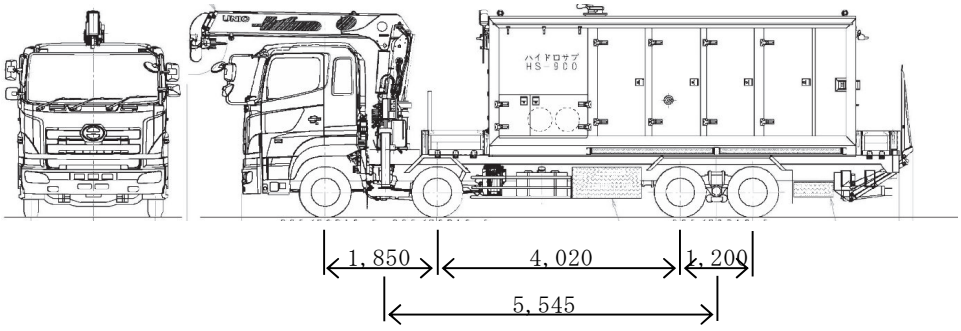
計　9.07kN／m^2

今後の設計等により変更となる可能性がある

②活荷重 p1,p2

可搬型代替注水大型ポンプ

車両寸法	全長	11,920 mm
	全幅	2,490 mm
	全高	3,470 mm
	車両総重量	23,395 kg



第２図　可搬型代替注水大型ポンプ

前輪荷重＝45.9kN／片輪

後輪荷重＝68.8kN／片輪

衝撃係数ｉ＝20／（50＋径間）＝20／（50＋16.12）＝0.302

（道路橋示方書　Ⅰ共通編）

ｄ．評価基準値

H鋼（SS400）に関する評価基準値は，「道路橋示方書　Ⅳ下部構造編」に基づき設定する短期許容応力度とする。

SS400　短期許容応力度　曲げ圧縮応力度　210N／mm^2（140N／mm^2×1.5）

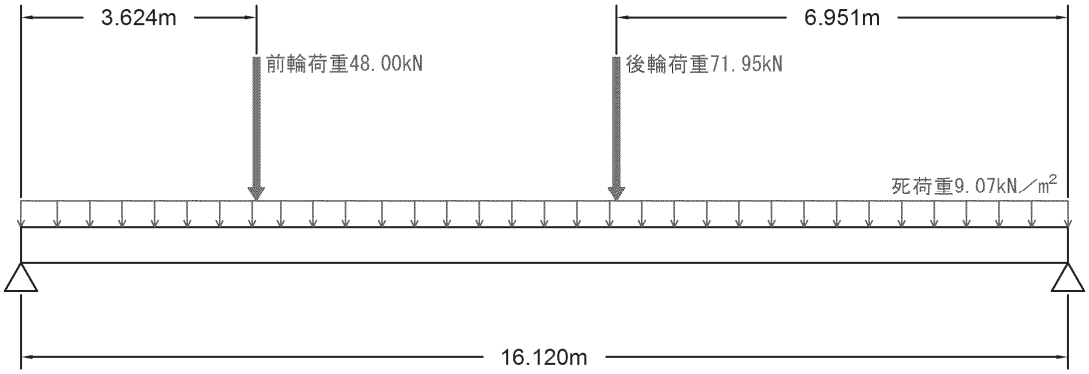
せん断応力度　　120N／mm^2（80N／mm^2×1.5）

４．評価結果

H鋼に対する評価結果を以下に示す。H鋼に作用する応力が基準値以下で

あることを確認した。

なお，活荷重についてはスパンが車両より大きいため，連行荷重として断面力が最も大きくなる値をもって評価した。



第３図　荷重図

・曲げ圧縮応力

曲げモーメント　Mmax＝294.61kN･m＋357.16kN･m＝651.77kN･m

断面係数　　Z＝1165cm³×3.33 本

曲げ応力度　　σ＝M／Z＝168.0N／mm²　＜　210N／mm²

・せん断応力度

せん断力　　Smax＝73.10kN＋72.36kN＝145.46kN

断面積　　A＝21.8cm²×3.33 本

せん断応力度　　τ＝S／A＝20.2N／mm²　＜　120N／mm²

・合成応力度

Σcw＝（σ／σa）²＋（τ／τa）²

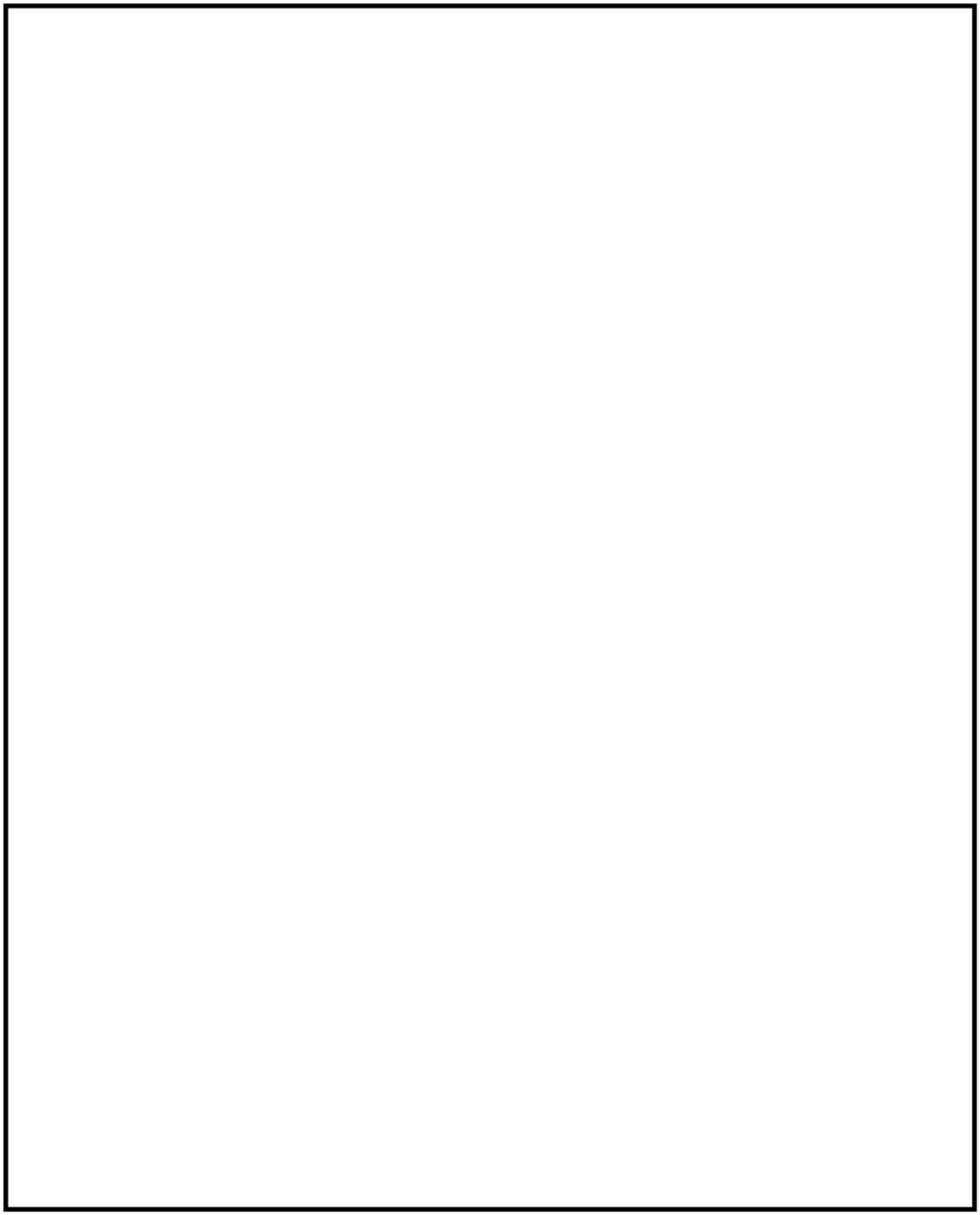
＝（168.0／210）²＋（20.2／120）²＝0.67　＜　1.2

以上より，事前対策を行うことで大型緊急車両の通行に影響がないことを確認した。

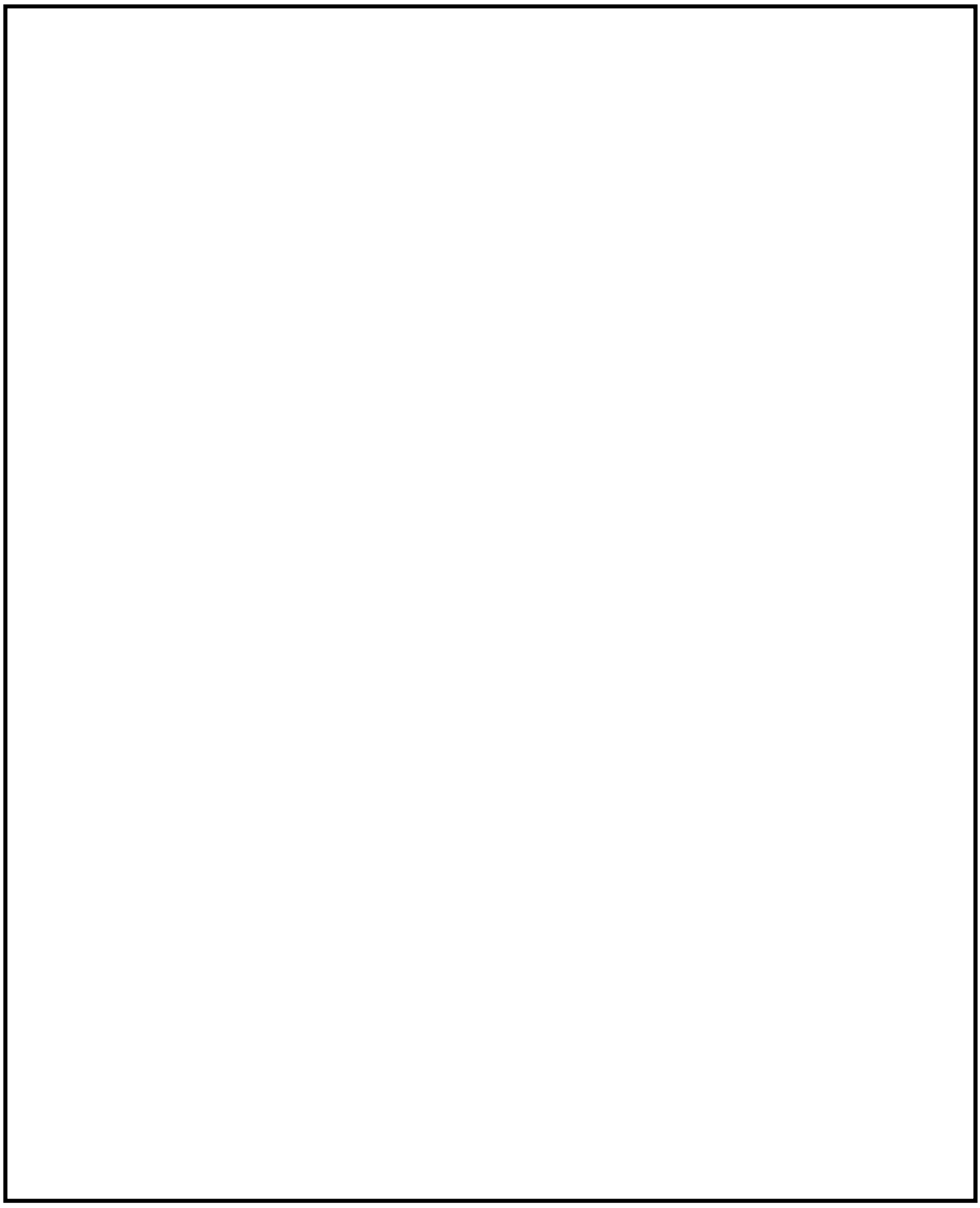
補足説明資料（1）

原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置について

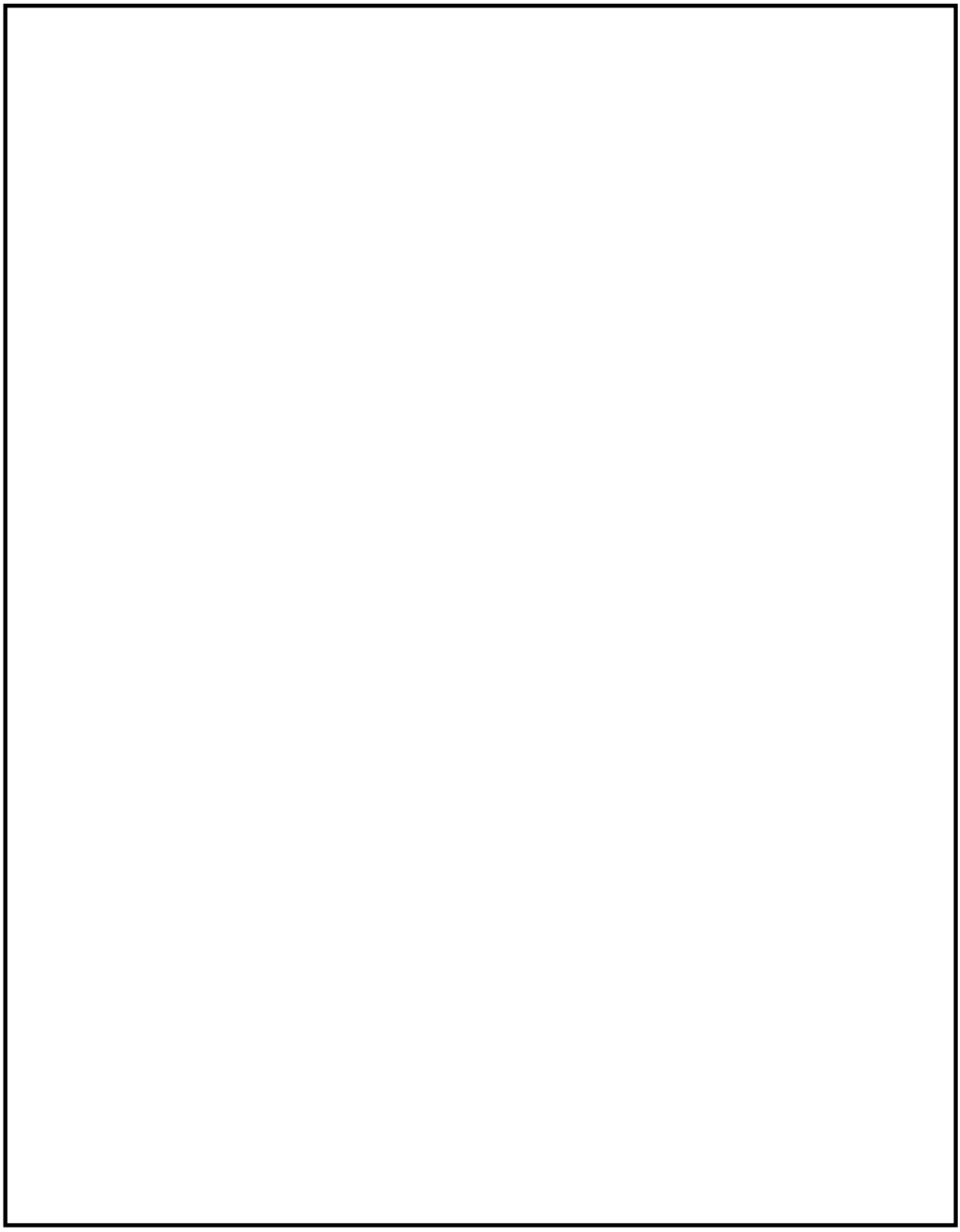
第１図に原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置を示す。



第１図　原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置（1／3）



第１図　原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置（2／3）



第１図　原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置（3／3）

補足説明資料（2）

可搬型代替注水大型ポンプ等使用時におけるホースの配備長さ並びにホースコンテナ及び展張車の配備イメージについて

東海第二発電所における可搬型代替注水中型ポンプや可搬型代替注水大型ポンプとともに使用するホースの配備長さ，並びにホースコンテナ及び展張車等の配備イメージについて，以下に示す。

1．ホースの配備長さ

ホースの配備長さは，以下の考え方で設定した。

① 用途ごとに算出したホース敷設距離（自主設備の使用を含む）をもとに，並列敷設数及び同時使用を考慮して必要長さを設定

② ホースコンテナに搭載可能なホース長さをもとに，ホース必要長さを満足するコンテナ数を設定

③ ホースコンテナ数とホースコンテナに搭載可能なホース長さからホースの配備長さを設定

④ 有効性評価上の作業において必要となるホース長さをもとに，上記ホース設定とは別に，ホース人力敷設用カゴ台車数を設定

また，ホース展張車数は用途ごとの同時使用を考慮して設定した。

用途ごとのホース配備長さ，ホース展張車配備数及びカゴ台車配備数を第1表及び第2表に示す。また，用途ごとのホース敷設ルートを第1図～第8図に，用途ごとのホース必要長さを第3表～第10表に示す。

2．ホースコンテナ及び展張車の配備イメージ

ホースコンテナ及び展張車の配備イメージについて，第11表に示す。

第１表　用途ごとのホース配備長さ及びホース展張車配備数（1／2）

ホース径	用 途	必要長さ		配備するホースコンテナ数及びホース長さ※	配備するホース展張車数※	補 足
200A	＜代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水作業＞			コンテナ３基 ホース 3,000m (1,000m／1 基)	２台	・低圧代替注水と水源補給は，同時敷設となるため，合算する。 ・左記の３ケースは同時に行われる作業ではなく，それぞれ状況に応じて対応が選択されるものであるため，配備するホース数は 3,000m と設定する。
	低圧代替注水（淡水）	1,650m （第１図 ルート①）	2,700m			
	水源補給（淡水）	1,050m （第３図 ルート②）				
	＜西側淡水貯水設備を水源とした低圧代替注水作業＞					
	低圧代替注水（淡水）	1,050m （第１図 ルート⑥）	2,250m			
	水源補給（海水）	1,200m （第４図 ルート③）				
	＜海を水源とした低圧代替注水作業＞					
	低圧代替注水（海水）	2,400m（第２図 ルート③）				
	ＤＧＳＷ系代替冷却（海水）	950m（第５図 ルート②）		—	—	・ＤＧＳＷ系代替冷却（自主）は余剰設備にて対応

※　１セット分の配備数

第１表　用途ごとのホース配備長さ及びホース展張車配備数（2／2）

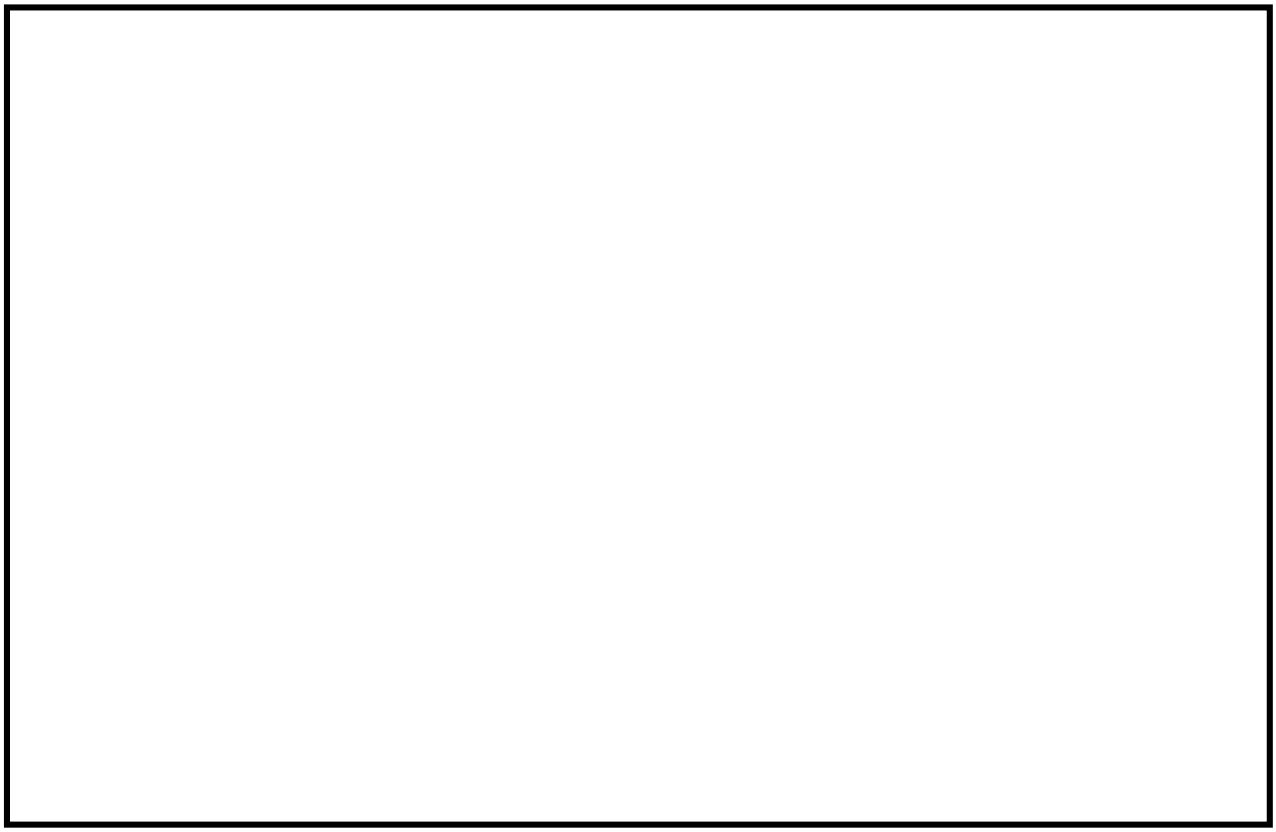
ホース径	用 途	必要長さ	配備するホース コンテナ数及び ホース長さ※	配備するホース 展張車数※	補 足
300A	放射性物質拡散抑制	1,900m（第６図 ルート②）	コンテナ４基 ホース 2,400m （600m／1 基）	１台	―
	代替ＲＨＲＳ及び 代替ＳＦＰ冷却	1,600m（第７図 ルート④）	コンテナ３基 ホース 1,800m （600m／1 基）	１台	―
150A	可搬型代替注水中型ポンプを使用した消火活動	2,000m	コンテナ１基 ホース 2,000m （2,000m／1 基）	１台	・防潮堤内敷地の対角距離約 800m に余裕を考慮した長さを配備することで，各水源を起点とした消火活動が可能

※　１セット分の配備数

第２表　有効性評価の作業において敷設するホース長さと人力敷設用カゴ台配備数数

<table>
<tr><th>ホース径</th><th>用 途</th><th colspan="2">必要長さ</th><th>配備するカゴ台車数※</th><th>配備するホース展張車数</th><th>補 足</th></tr>
<tr><td rowspan="3">200A</td><td colspan="6">＜有効性評価の作業において敷設するホース長さ（人力での敷設を想定）＞</td></tr>
<tr><td>低圧代替注水（淡水）</td><td>250m
（第８図 ルート②）</td><td rowspan="2">350m</td><td rowspan="2">カゴ台車７個
（50m／1 個）</td><td rowspan="2">―</td><td rowspan="2">・有効性評価においては，低圧代替注水と水源補給作業は同時に行わないため，ホース敷設の長さは，長い方の 350m と設定する。
・カゴ台車は，コンテナに保管</td></tr>
<tr><td>水源補給（淡水）</td><td>350m
（第８図 ルート③）</td></tr>
</table>

※　１セット分の配備数

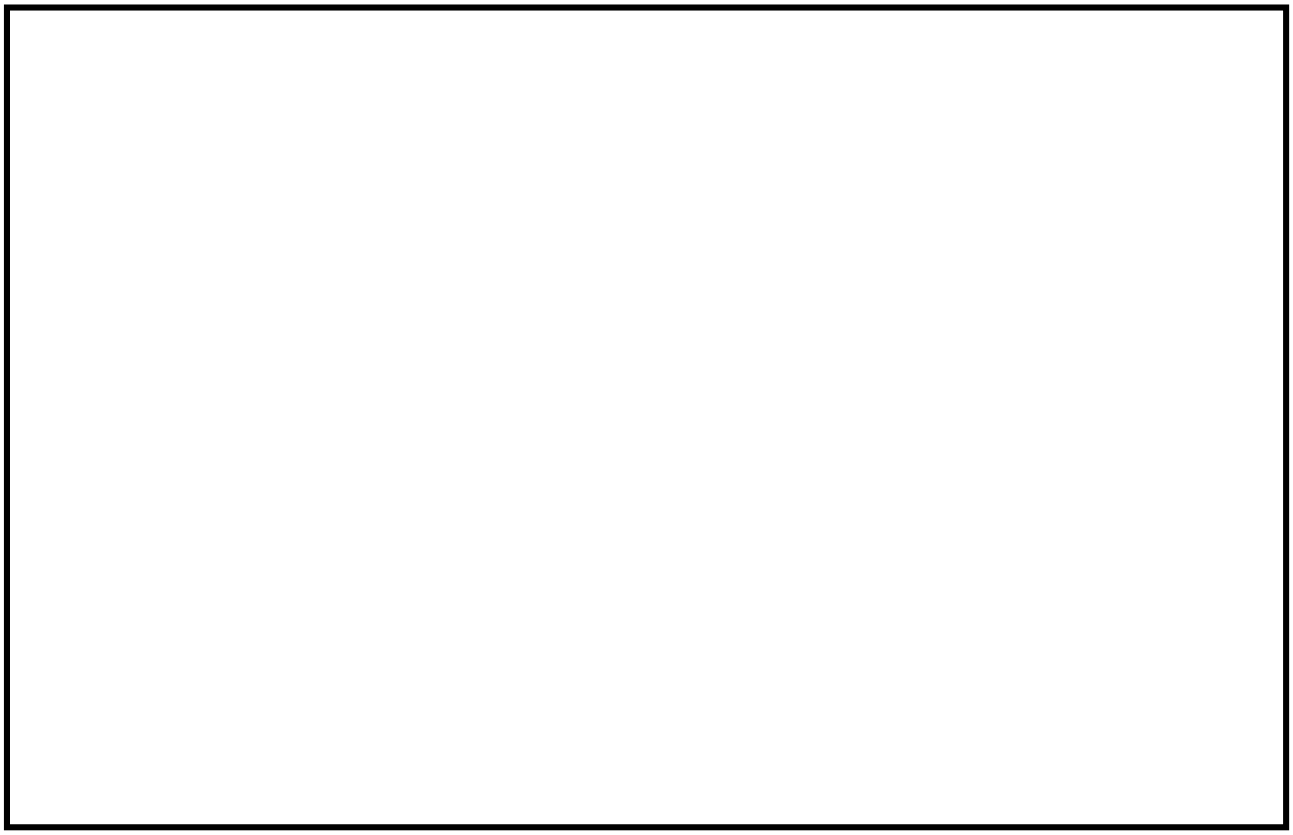


第 1 図　ホース敷設ルート（低圧代替注水時淡水使用）

第 3 表　ホース敷設距離（低圧代替注水時淡水使用）
使用ホースサイズ：200A

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	代替淡水貯槽	東側接続口	542m	550m	3	1,650m
- - -	ルート②		西側接続口	66m	100m	3	300m
———	ルート③		高所東側 接続口	307m	350m	1	350m
———	ルート④	西側淡水貯水 設備	高所西側 接続口	70m	100m	1	100m
- - -	ルート⑤		高所東側 接続口	223m	250m	1	250m
- - -	ルート⑥		東側接続口	1,014m	1,050m	1	1,050m

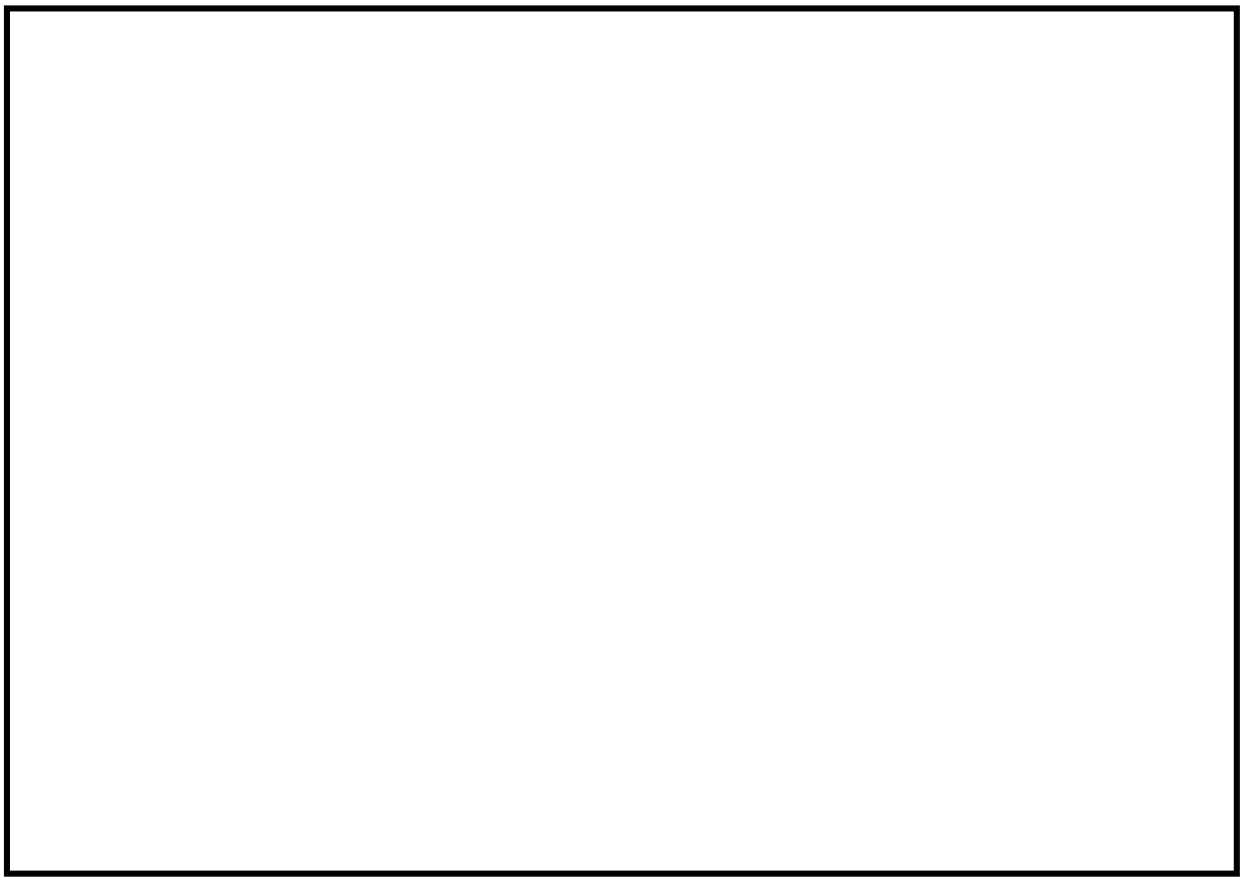
（注）西側淡水貯水設備を水源とするホース敷設距離には，地下貯水エリアまでの距離も考慮（以降同じ）



第 2 図　ホース敷設ルート（低圧代替注水時海水使用）

第 4 表　ホース敷設距離（低圧代替注水時海水使用）
使用ホースサイズ：200A

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	SA 用海水ピット	東側接続口	355m	400m	3	1,200m
- - -	ルート②		西側接続口	253m	300m	3	900m
———	ルート③	放水路	西側接続口	798m	800m	3	2,400m
- - -	ルート④		高所東側 接続口	1,168m	1,200m	1	1,200m

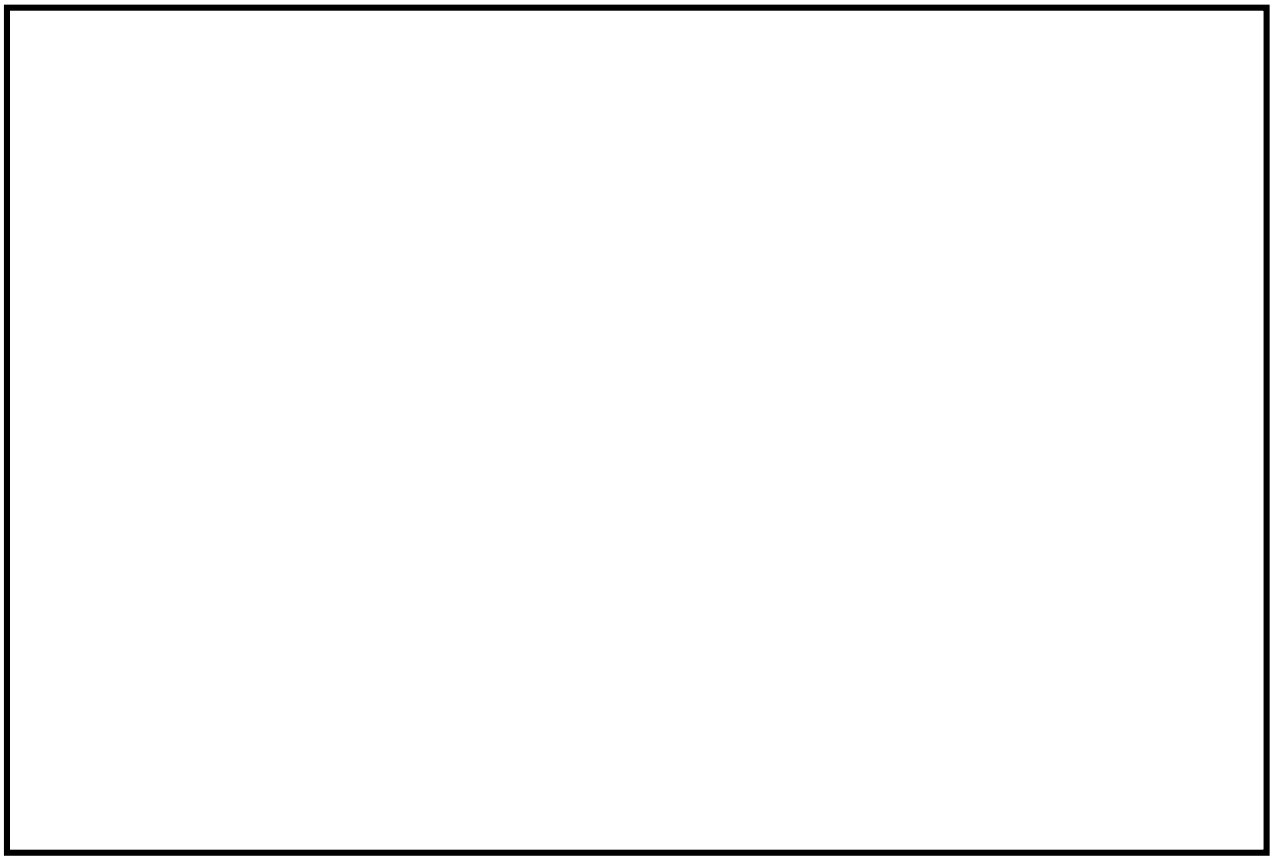


第 3 図　ホース敷設ルート（水源（淡水）補給時）

第 5 表　ホース敷設距離（水源（淡水）補給時）
使用ホースサイズ：200A

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽	339m	350m	1	350m
- - -	ルート②			1,004m	1,050m	1	1,050m
———	ルート③	淡水タンク		114m	150m	1	150m
———	ルート④		西側淡水貯水設備	225m	250m	1	250m

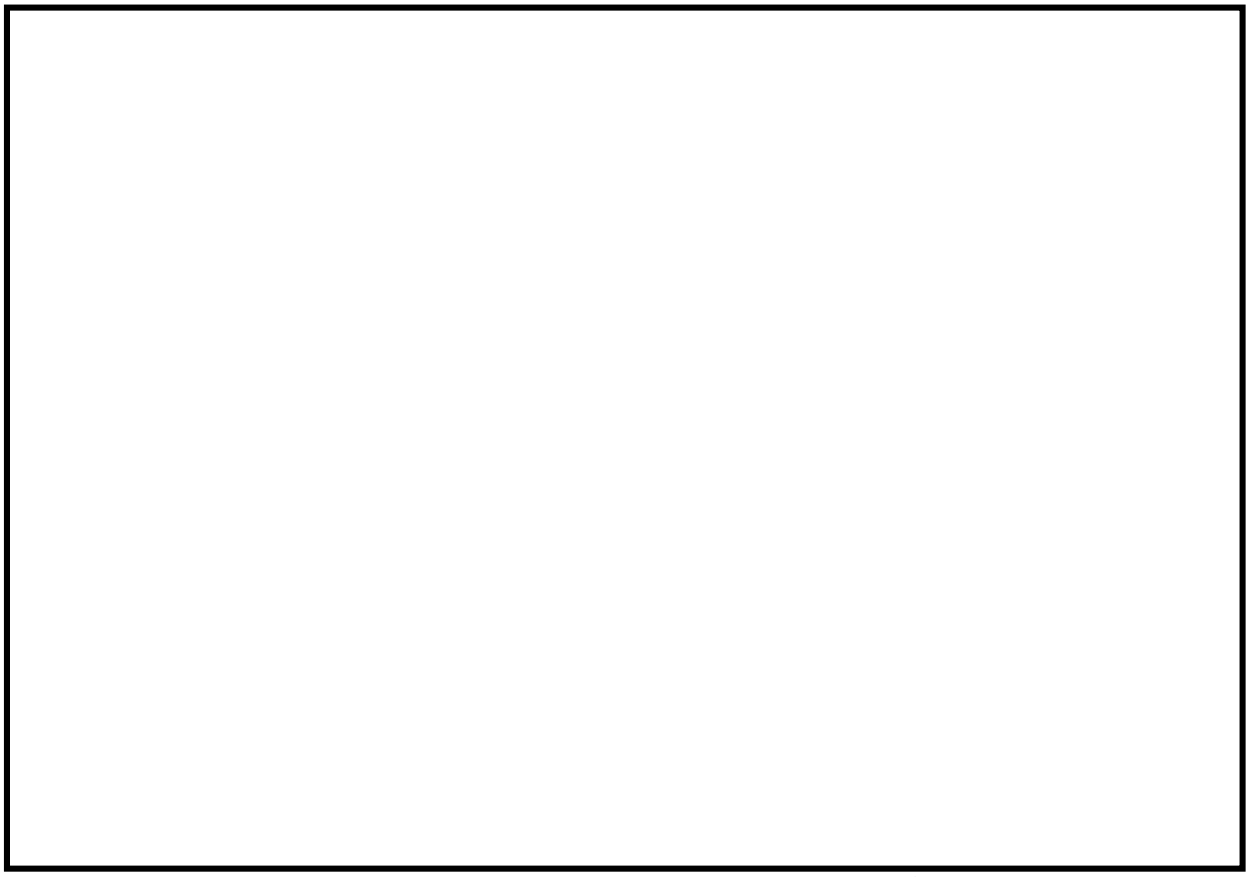
代替淡水貯槽を水源とし，西側淡水貯水設備へ送水するルートは，①及び②に同じ。



第 4 図　ホース敷設ルート（水源（海水）補給時）

第 6 表　ホース敷設距離（水源（海水）補給時）
使用ホースサイズ：200A

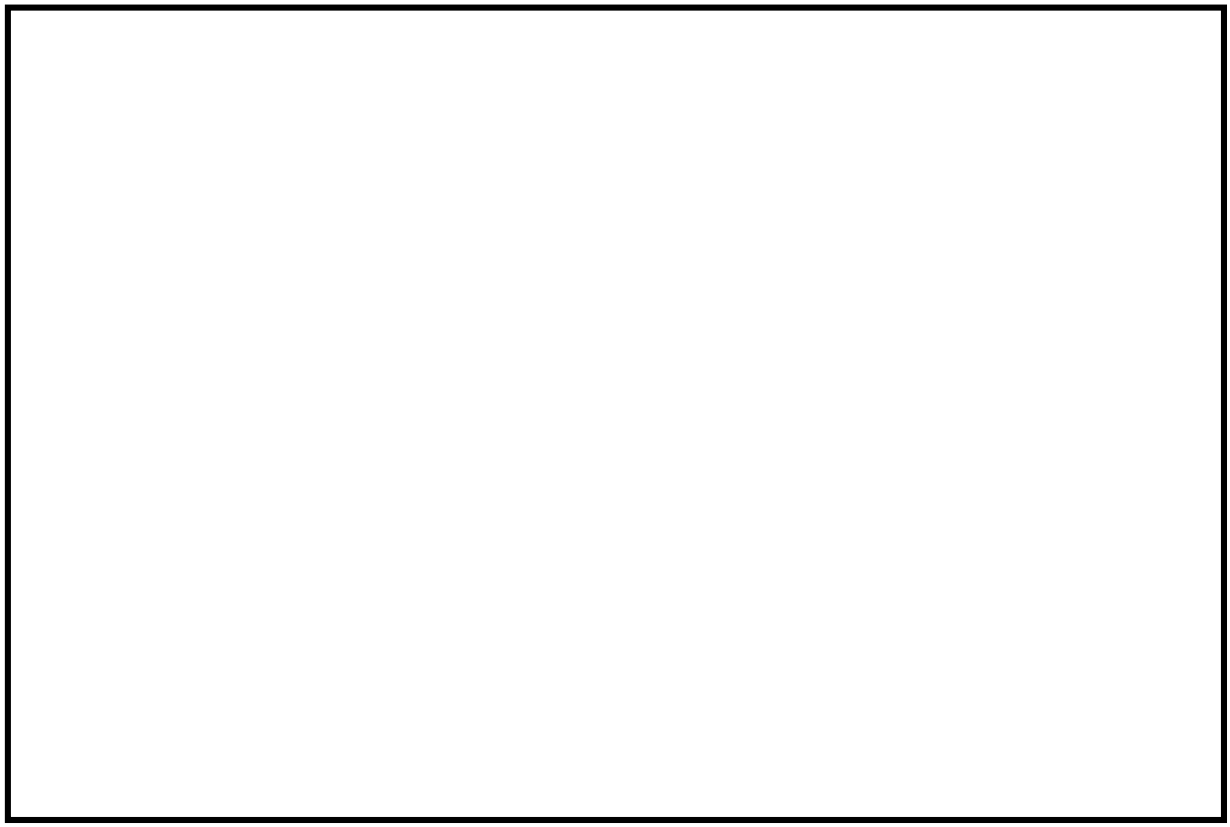
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	SA 用海水ピット	代替淡水貯槽	932m	950m	1	950m
———	ルート②	放水路		834m	850m	1	850m
- - -	ルート③		西側淡水貯水設備	1,200m	1,200m	1	1,200m



第 5 図　ホース敷設ルート（ＤＧＳＷ系代替冷却）

第 7 表　ホース敷設距離（ＤＧＳＷ系代替冷却）
使用ホースサイズ：200A

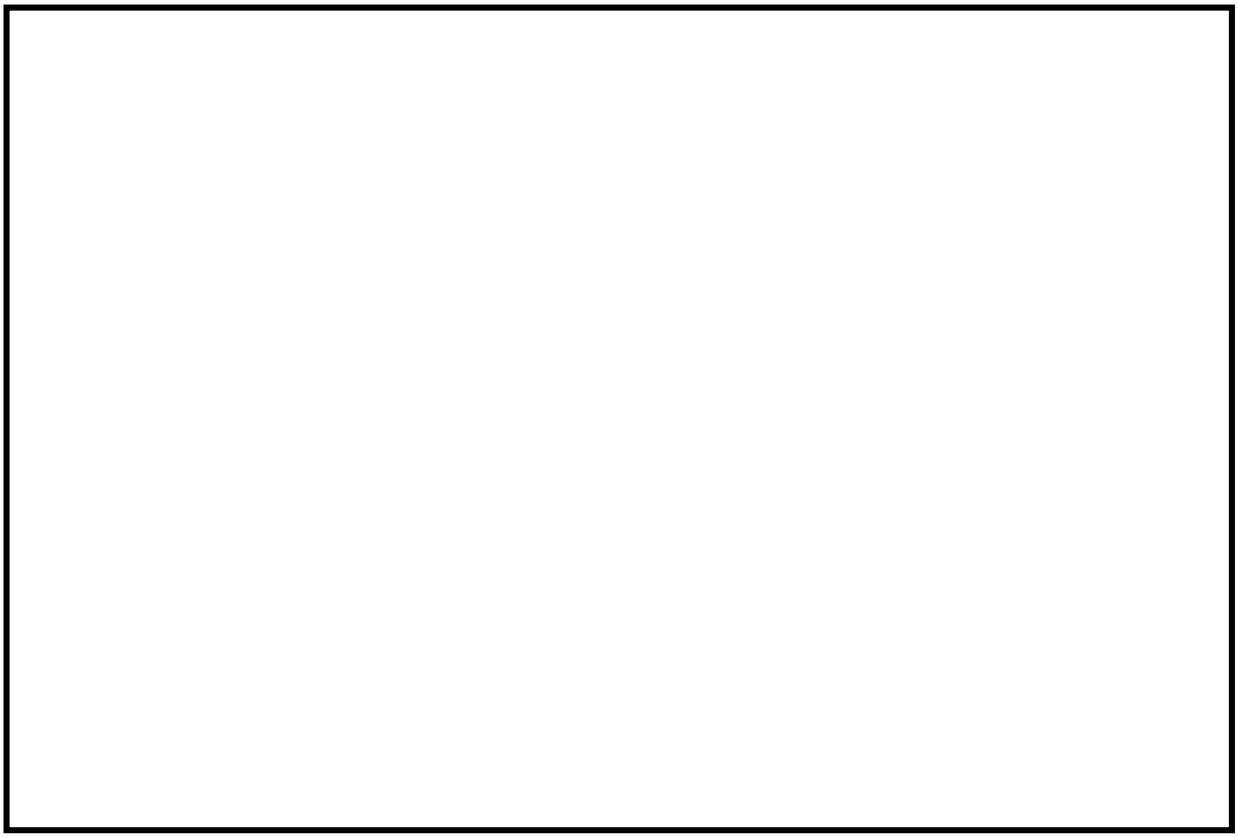
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	SA 用海水ピット	R/B 南側壁面 (D/G 室南側)	210m	250m	1	250m
－ － －	ルート②			944m	950m	1	950m



第 6 図　ホース敷設ルート（放射性物質拡散抑制）

第 8 表　ホース敷設距離（放射性物質拡散抑制）
使用ホースサイズ：300A

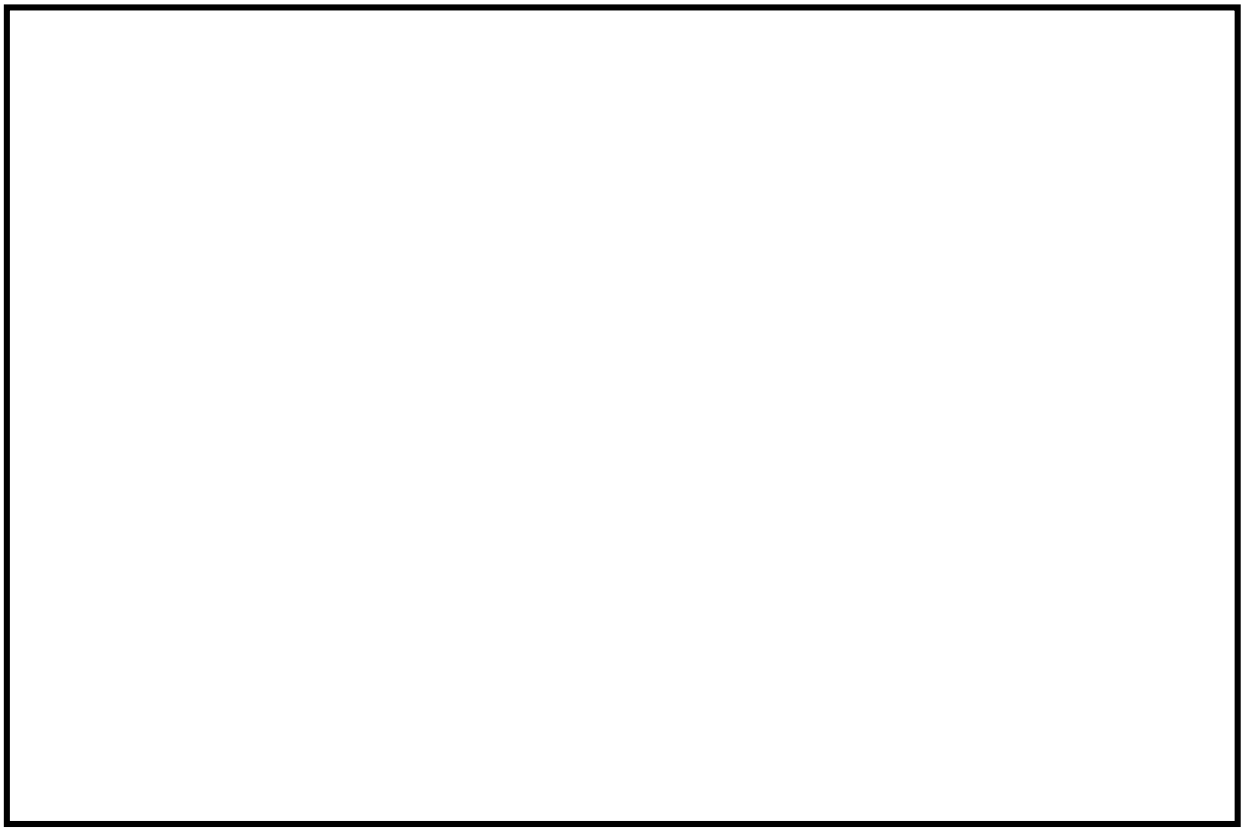
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	SA 用海水ピット	R/B 南側エリア	180m	200m	2	400m
- - -	ルート②			932m	950m	2	1,900m
———	ルート③	放水路		853m	900m	2	1,800m
- - -	ルート④			636m	650m	2	1,300m



第７図　ホース敷設ルート（代替ＲＨＲＳ及び代替ＳＦＰ冷却）

第９表　ホース敷設距離（代替ＲＨＲＳ及び代替ＳＦＰ冷却）
使用ホースサイズ：300A

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
――	ルート①	SA 用海水ピット	東側接続口	355m	400m	2	800m
- - -	ルート②		西側接続口	253m	300m	2	600m
――	ルート③	放水路	東側接続口	499m	500m	2	1,000m
- - -	ルート④		西側接続口	798m	800m	2	1,600m



第 8 図　ホース敷設ルート（有効性評価で期待するルート）

第 10 表　ホース敷設距離
使用ホースサイズ：200A

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
———	ルート①	西側淡水貯水設備	高所西側 接続口	70m	100m	1	100m
- - -	ルート②		高所東側 接続口	223m	250m	1	250m
———	ルート③		代替淡水貯槽	339m	350m	1	350m

第 11 表　ホースコンテナ及び展張車の配備イメージ

用途	ホース長さ	ホース コンテナ数	展張車数	配備イメージ
低圧代替注水 及び水源補給 （有効性評価） （200A）	（350m）	（カゴ台車） 7 個	—	（西側及び南側保管場所に同数配備） （カゴ台車 1 個の内数） （200A） 50m 分 × 7 保管場所に配備される 運搬車両にて運搬可能
低圧代替注水 及び水源補給 （各種手順） （200A）	3,000m	3 基	2 台	（西側及び南側保管場所に同数配備） （コンテナ 1 基の内数） （200A） 1,000m 分 ＋ （250A） 30m 分
放射性物質拡散 抑制 （300A）	2,400m	4 基	1 台	（西側及び南側保管場所に同数配備） （コンテナ 1 基の内数） （300A） 600m 分 ＋ （250A） 30m 分 展張車に 互換性あり
代替 RHRS 及び 代替 SFP 冷却 （300A）	1,800m	3 基	1 台	
消火活動 （150A）	2,000m	1 基	1 台	（西側保管場所に配備） （コンテナ 1 基の内数） （150A） 2,000m 分

補足説明資料（3）

アクセスルート復旧時間評価の妥当性について

1. 考慮する被害事象

地震によるアクセスルートへの影響を評価した結果，復旧時間評価に考慮する事象は，「周辺構造物の倒壊」と「周辺斜面の崩壊」である。（本文 5.4 項参照）

2. 想定被害とアクセスルート確保方針

1 項に示した事象が発生した場合の想定被害と撤去方針を以下に示す。

被害事象	対象設備	想定被害	撤去方針
周辺構造物の損壊	鉄骨造建屋※1	建屋損壊	重機による撤去（接続口付近は人力作業によるホース敷設）
	鉄筋コンクリート造建屋※2	建屋損壊	重機による撤去は行わないが，人力作業によるホース敷設が可能な箇所はルートとして使用
周辺斜面の崩壊	T.P.＋8m 西側擁壁※3	土砂崩壊	重機による撤去

※1　アクセスルート確保時にがれき撤去が必要となる建屋は別紙（15）第 5 表参照
※2　鉄筋コンクリート造建屋については，過去の被害状況から重機による撤去が困難な場合もあると想定
※3　擁壁の外観は本文 第 5.4.2－2 図Ａ，擁壁の場所は別紙（15）第 2 図㉘参照

3. 評価条件設定の考え方と妥当性

2 項に従い，復旧時間評価条件の設定及び人力作業によるホース敷設の作業時間に係る考え方と妥当性を以下に示す。

(1) 被害想定

ａ．鉄骨造建屋の損壊

平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震時の宮城県，福島県，茨城県

等の広範囲の地域の一般的な鉄骨造建築物の外観による被害調査結果によると，屋外への影響としては，ALC パネル等の外装材の脱落といった非構造部材の被害が各地で散見されているものの，柱，梁等の主要な構造部材に座屈や破断等の大きな被害は観察されていなかった。(過去の被害事例は 4 項に記載)

以上より，鉄骨造建屋の損壊によるアクセスルートへの影響は小さいものと考えるが，評価においては保守的に以下の条件を設定する。

・影響範囲としては，建屋設置位置から建屋高さ分の影響範囲を設定（別紙（15）第 11 図～第 17 図参照）

・がれき重量としては，建屋全体重量を想定し，上記の影響範囲に堆積するものと仮定

・がれき撤去時間の評価には，損壊を想定する建屋の中で最もがれき総重量が大きい屋内開閉所の単位重量（215kg／m^2）を使用

b．鉄筋コンクリート造建屋の損壊

鉄筋コンクリート造建屋の損壊を想定した場合については，鉄骨造建屋と同様に建屋設置位置から建屋高さ分の影響範囲を設定し，アクセスルートへの影響評価にて車両通行に必要な幅員（3m）を確保できない場合でも，人力作業によるホース敷設が可能な箇所はがれき撤去を行わずホース敷設ルートとして使用する。

c．T.P.＋8m 西側擁壁の土砂崩壊

擁壁が損壊することを想定した場合の崩壊土砂の到達距離は，各種文献の記載を踏まえ，保守的に「2.0H（斜面高さの 2 倍)」と設定する。(別紙（13）参照)

(2)　復旧時間評価条件の設定

ａ．建屋がれき撤去

アクセスルート上に堆積したがれきをホイールローダで道路脇に押し出し撤去する場合の撤去速度を評価した。

評価に当たっては以下の保守性を考慮し，復旧時間評価条件として妥当な設定であることを検証試験結果との比較により確認した。

＜机上評価で考慮した保守性＞

・走行速度は 1 速の 1／2 に設定

・がれき撤去幅がアクセスルートに必要な幅員(5m)より小さい場合にも，5m 幅でがれき撤去すると仮定

・上記を考慮して評価したがれき撤去速度（30 秒／12m（1.44km／h））を復旧時間評価条件として設定

＜復旧時間評価条件の妥当性＞

・検証試験結果(別紙(20) 5.1(2))の中で最も遅いがれき撤去速度(2.3km／h）と比較※し，復旧時間評価条件として妥当であることを確認

※　以下の検証試験を実施し，撤去区間あたりの撤去速度が最も遅い検証試験 1 の結果を比較対象として選定

【検証試験 1】

重機の押し出し動作が多く,撤去に要する時間が長くなることが想定されるケースとして,ルートの左右に模擬がれきを押し出す場合の撤去速度を確認(別紙(20) 5.1 参照)

【検証試験 2】

重機に加わる荷重を徐々に増加させ,重機の撤去速度が徐々に低下することが想定されるケースとして，模擬がれきを徐々に増加させた場合の撤去速度を確認（別紙（20）5.2 参照）

【検証試験 3】

重機が評価上の最大けん引力(7t)で押し出しが可能であることを確認(別紙(20) 5.3 参照)

ｂ．人力作業によるホース敷設

アクセスルート上の人力作業によるホース敷設時間は，訓練実績をもとに設定している。

【訓練実績（第 1 図)】

実施日時：平成 26 年 8 月 27 日

人　　数：8 人

訓練概要：緊急時接続用配管への海水送水模擬訓練にて，50m ホース 3 本を 150m にわたり人力にて敷設

作業内容:ホース展張車からの 50m ホースの引出し(5 分×ホース 3 本)

ホースの切り離し・接続（1 分×ホース 3 本）

第 1 図　ホース人力敷設訓練の状況

上記に示す訓練結果をもとに，人力によるホース敷設が可能となる以下の箇所についてホース敷設時間を評価した。

作業時間は訓練実績をもとに以下のとおり設定

作業目的	敷設ホース	時間		
		人力敷設時間	車両移動時間	合計時間
原子炉注水	50m：3本	18分（21.6分）※1	11分	35分※2
水源補給	50m：1本	6分（7.2分）※1	11分	20分※2

※1　（　）内は作業時間を1.2倍し，保守性を考慮した時間
※2　作業の合計時間については5分単位で切り上げを実施

＜机上評価で考慮した保守性＞

・訓練実績をもとに評価した作業時間に保守性を考慮し1.2倍として設定

・作業の合計時間は，5分単位で切上げし余裕を考慮した時間で設定

＜復旧時間評価条件の妥当性＞

・訓練実績に余裕を考慮した作業時間で評価している。

c．崩壊土砂撤去

アクセスルート上に流入した土砂をホイールローダで道路脇に押し出し撤去する場合の作業量を評価した。

評価に当たっては以下の保守性を考慮し，復旧時間評価条件として妥当な設定であることをを検証試験結果との比較により確認した。

＜机上評価で考慮した保守性＞

・土砂撤去に関連する各種文献の作業量を比較し，最も小さい作業量（66m^3／h）を復旧時間評価条件として設定（別紙（23）参照）

＜復旧時間評価条件の妥当性＞

・検証試験結果（別紙（20）5.4(2)）の中で最も小さい作業量（78m^3／h）と比較し，復旧時間評価条件として妥当であることを確認

以上より，ホイールローダによるアクセスルート復旧時間の評価条件が妥当であることを確認した。

4.　過去の被害事例

東北地方太平洋沖地震時の鉄骨造建築物の被害状況について文献※1, ※2 で確認した。宮城県，福島県，茨城県等の広範囲の地域の一般的な鉄骨造建築物の外観による被害調査を実施した結果，屋外への影響としては，ALC パネル等の外装材の脱落といった非構造部材の被害が各地で散見されているものの，柱，梁等の主要な構造部材に座屈や破断等の大きな被害は観察されていなかった。（第 2 図）

外装材の脱落，ガラス破損

ALC パネルの脱落

第 2 図　東北地方太平洋沖地震時の被害状況

国内においては，東北地方太平洋沖地震以外の震災についても鉄骨造建築物の被害調査が実施されている。他の震災における鉄骨造建築物の被害状況を文献※3※4※5※6にて確認した結果，新潟県中越地震（第 3 図），新潟県中越沖地震（第 4 図），熊本地震（第 5－1 図，第 5－2 図）において，一部の建築物等に筋かい材の座屈・破断及び柱脚部の被害が確認されていたが，倒壊に至るような大きな被害を受けた鉄骨造建築物は見られなかった。

内観　　筋かい材ボルト破断　　間柱脚部アンカーボルト破断

ブレース材の座屈

第 3 図　新潟県中越地震時の被害状況

外観

筋かい材プレート破断

アンカーボルト引き抜け

柱脚部コンクリート破壊

筋かい材の座屈（刈羽村）

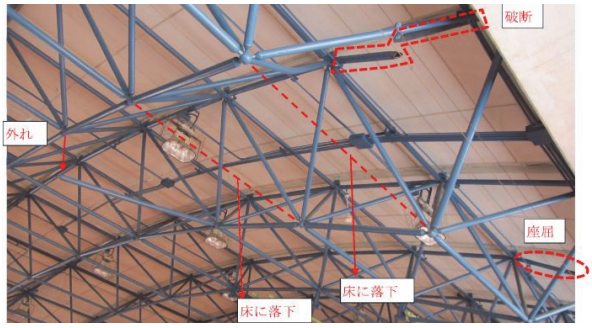
柱脚部コンクリートの割れ・剥落（長岡市）

第４図　新潟県中越沖地震時の被害状況

 建築物 01(建設年 1987 年頃) 倒壊	 建築物 02（建設年 1971 年） 大破	 建築物 03（建設年 1980 年） 大破
 建築物 04（建設年 1976 年） 大破	 建築物 05（建設年 1993 年） 大破	 建築物 06（建設年 1986 年） 大破
 建築物 07（建設年 1982 年以前）　大破	 建築物 08（建設年 1982 年以前）　大破	 建築物 09（建設年 1995 年） 大破
 建築物 10,11（建設年 2006 年）　大破	 建築物 12（建設年 1982 年） 大破	 建築物 13（建設年 1985 年） 大破
 建築物 14(建設年 1992-1997 年)　大破	 建築物 15（建設年 2000 年） 大破	 建築物 16(建設年 2003-2008 年)　大破

第 5－1 図　熊本地震時の被害状況

外観



筋かい材の座屈・落下

筋かい材の変形

ブレース孔欠損部の破断

柱脚部コンクリートのひび割れ

支承部コンクリート側方破壊

第 5－2 図　熊本地震時の被害状況

参考文献
※1　平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震調査研究（速報）（東日本大震災），平成 23 年 5 月国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
※2　平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震調査報告，平成 24 年 3 月国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
※3　平成 16 年（2004 年）新潟県中越地震被害に係わる現地調査概要，国土交通省国土技術政策総合研究所
※4　平成 19 年（2007 年）新潟県中越沖地震建築物被害調査報告，国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
※5　平成 28 年（2016 年）熊本地震による建築物等被害第八次調査報告（上益城郡益城町における鉄骨造建築物の調査速報），国土交通省国土技術政策総合研究所，国立研究開発法人建築研究所
※6　平成 28 年（2016 年）熊本地震による建築物等被害第 13 次調査報告（学校体育館等の被害調査速報），国土交通省国土技術政策総合研究所，国立研究開発法人建築研究所

補足説明資料（4）

地震時における屋外アクセスルートへの放射線影響について

発電所内の構造物が地震により損壊することを想定した場合の屋外アクセスルートへの放射線影響について検討した。

1. 損壊を想定する構造物

防潮堤内側に設置される構造物のうち，耐震Ｓクラス（Ｓ$_s$機能維持含む）の構造物※を除く全ての構造物が地震により損壊することを想定する。

※原子炉建屋，増強廃棄物処理建屋，常設代替高圧電源装置，緊急時対策所建屋，排気筒

2. 構造物損壊時の放射線影響

1.において損壊を想定する構造物のうち，放射性物質を内包する設備等を含む構造物（以下「構造物」という。）を以下に示す。構造物の配置を第1図に，構造物が地震により損壊した場合の放射線影響を第1表に示す。

・サンプルタンク室（R／W）

・ヘパフィルター室

・給水加熱器保管庫

・固体廃棄物貯蔵庫A棟

・固体廃棄物貯蔵庫B棟

・東海発電所の各建屋

なお，上記に示す構造物の他に，タービン建屋，サービス建屋，チェックポイント建屋に線源となる設備があるが，各建屋内にある線源から屋外アクセスルートまでは十分に離れていることから，重大事故等対応に影響を及ぼすものではないと考えている。

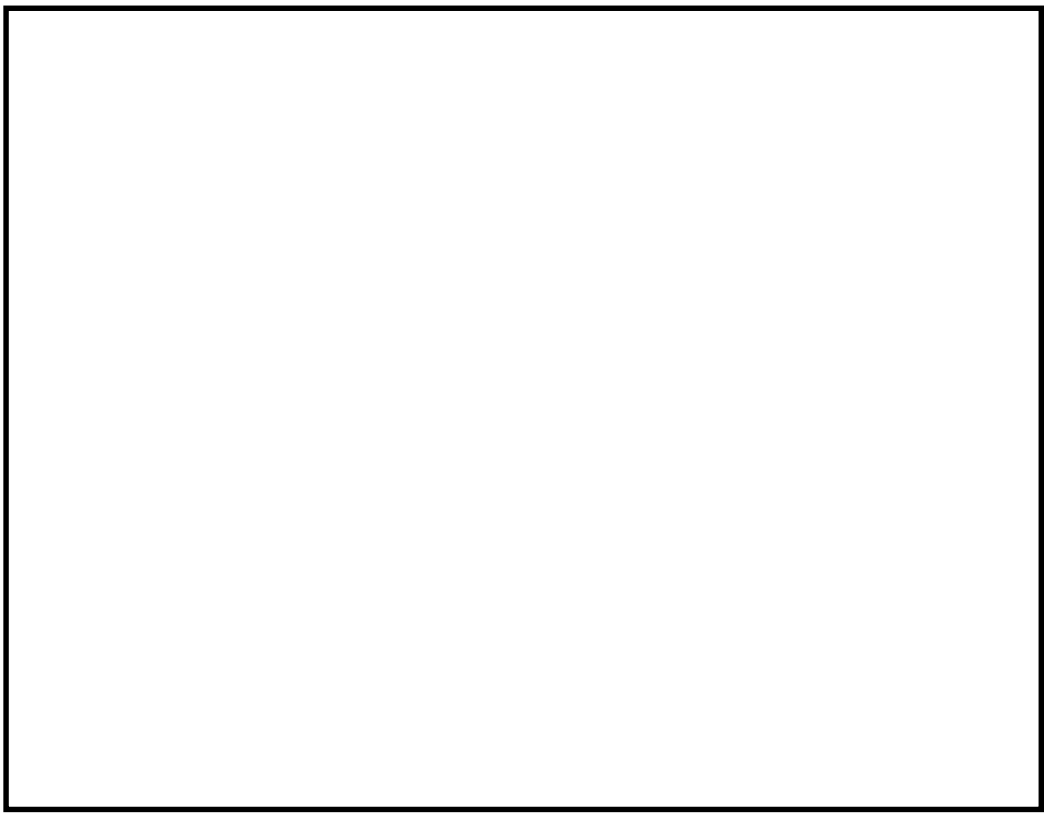
3.　屋外アクセスルートへの放射線影響

2.に示した構造物が地震により損壊した場合の屋外アクセスルートに対する放射線影響について検討した結果，重大事故等対応に影響を及ぼすものはないと考える。

(1) 重大事故等対応において，ポンプ設置作業を実施することにより，作業時間が比較的長くなる場所となる水源（代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備）付近に構造物が設置されていない

(2) 東側接続口に近い場所に構造物（サンプルタンク室（R／W），ヘパフィルター室）が設置されているが，当該構造物が損壊した場合の放射線影響は小さい

(3) 比較的線量率の高い構造物（固体廃棄物貯蔵庫）の周辺に屋外アクセスルートが設定されているが，可搬型設備の通行又はホース敷設作業時に一時的に通過する場所であり，長期間滞在することはないため，放射線影響は小さい



第１図　地震による損壊を想定する放射性物質を内包する構造物

第１表　構造物損壊時の放射線影響

構造物名称	放射性物質を内包する設備等	放射線影響（構造物損壊時）
サンプルタンク室(R／W)	サンプルタンク	0.1mSv／h 以下※2
ヘパフィルター室	ヘパフィルター	0.1mSv／h 以下※3
給水加熱器保管庫	保管容器	0.1mSv／h 以下※4
固体廃棄物貯蔵庫 A 棟	ドラム缶※1	約 2mSv／h※5
固体廃棄物貯蔵庫 B 棟	ドラム缶※1	約 2mSv／h※5
東海発電所の各建屋	－	約 0.15mSv／h※6

※１　雑固体廃棄物（管理区域内の作業によって生じた金属や養生シート等の可燃雑物），セメントや溶融体等の固化された物，焼却炉で可燃を燃やした後の灰等を保管
※２　サンプルタンク表面
※３　ヘパフィルター表面
※４　保管容器表面
※５　ドラム缶表面
※６　屋外アクセスルート沿いには東海発電所の各建屋があるが，最高でも約 0.15mSv／h であり屋外アクセスルートに対する影響はない（別紙 26 参照）

補足説明資料（5）

竜巻対策固縛を解除する時間の考慮について

1. 竜巻対策固縛の概要

可搬型設備は，竜巻防護施設及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼす施設に悪影響を及ぼす可能性のある飛来物源として，飛来物発生防止対策の選定フローに従い選定した対策手法により固縛を実施する。

第1図に東海第二発電所の飛来物発生防止対策の選定フロー，第2図に飛来物発生防止対策の例を示す。

可搬型設備は，上記の選定フローに従い，緊張固縛又は余長付き固縛のいずれかの対策手法により保管場所に固縛することとしている。

2. 固縛解除作業の想定時間

第1表に可搬型設備の出動準備に係る作業内容と作業時間を示す。

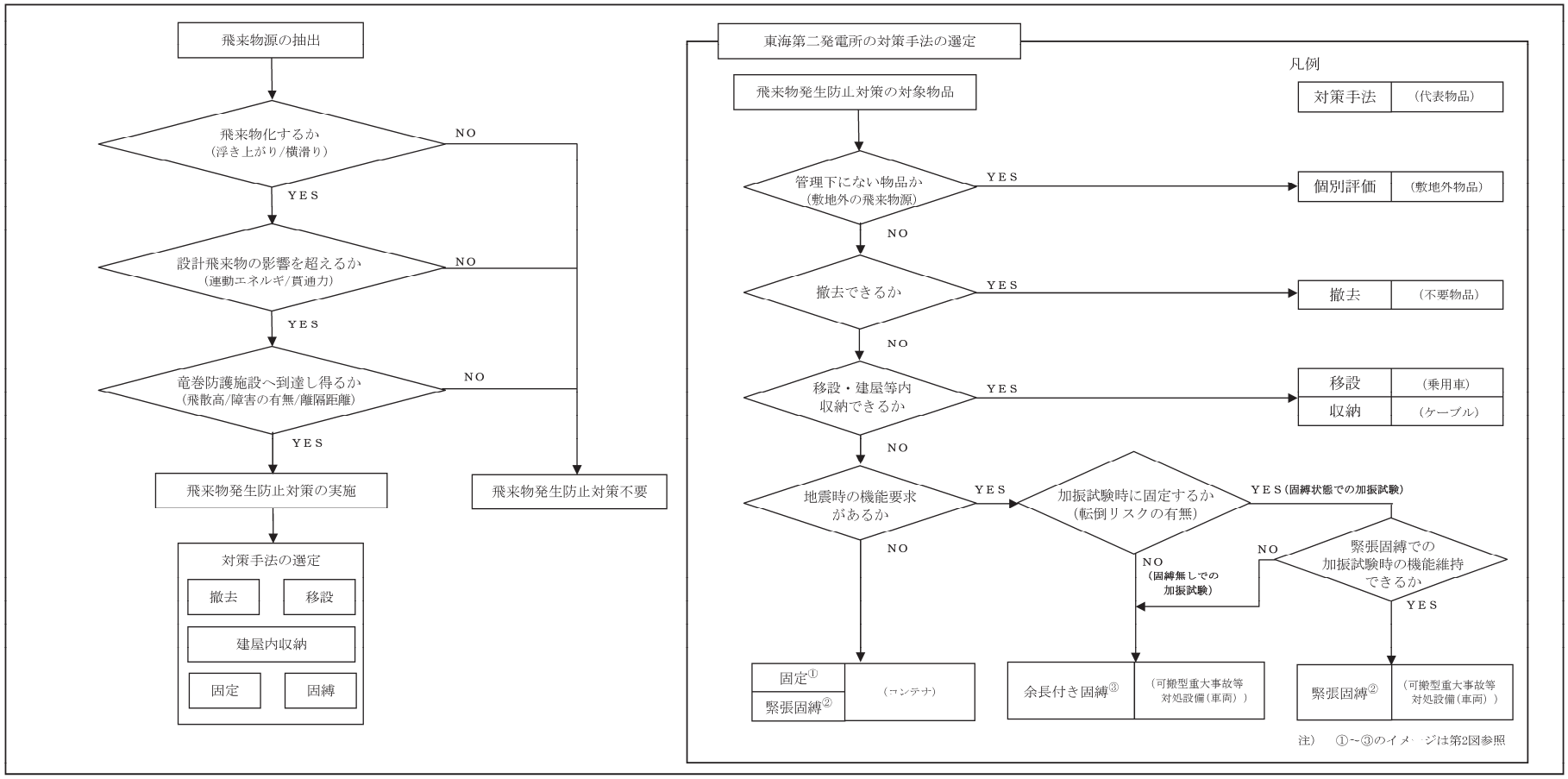
竜巻対策固縛の解除は，重大事故等時における可搬型設備の出動準備30分のうち，車両等出動前確認の約10分で行うことを想定する。

第1表　可搬型設備の出動準備作業時間と固縛解除作業の想定時間

作業内容	作業時間	合計時間
防護具着用	約15分	約30分
緊急時対策所建屋から保管場所までの移動	約5分	
車両等出動前確認（可搬型設備の固縛解除を含む）	約10分	

【 飛来物発生防止対策のフロー】

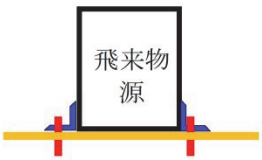
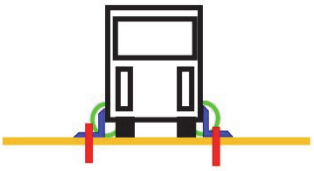
・現地調査による飛来物源に対して，飛来物発生防止対策の選定フローを下図に示す。

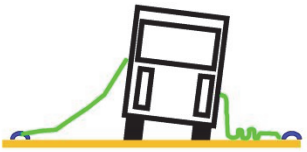


第1図　東海第二発電所の飛来物発生防止対策の選定フロー

【飛来物発生防止対策（固定，固縛）の手法の例】

・飛来物発生防止対策のうち，固定及び固縛の手法の例を下図に示す。

<table>
<tr><th>手法</th><th colspan="2">対策の概要図</th></tr>
<tr><td>①固定</td><td> 
</td><td>飛来物源に固定金具を
取り付けて固定</td></tr>
<tr><td rowspan="2">②緊張固縛</td><td>  </td><td>飛来物源に車輪部を
連結材と固定金具
を用いて固定</td></tr>
<tr><td> </td><td>飛来物源を連結材
（ロープ）を用いて
固定</td></tr>
<tr><td>③余長付き
固縛</td><td>（通常時）

（地震時(展張の可能性もある)）
 
（竜巻時(展張)）
 </td><td>飛来物源を連結材
（ロープ）を用いて
固縛
【動き代がある】</td></tr>
</table>

第2図　飛来物発生防止対策の例

3.　固縛解除作業の想定時間の妥当性

車両等出動前確認の作業内容と固縛解除作業の想定時間の妥当性について以下に示す。

(1)　車両等出動前確認の作業内容等

重大事故等時の初動対応として出動が想定される可搬型設備は，アクセスルート確保に使用するホイールローダ，給水確保に使用する可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプ並びにそのホース展張車である。車両等出動前確認においては，これらの可搬型設備について以下の作業を実施する。

ａ．可搬型設備の固縛解除及び車輪止め取り外し

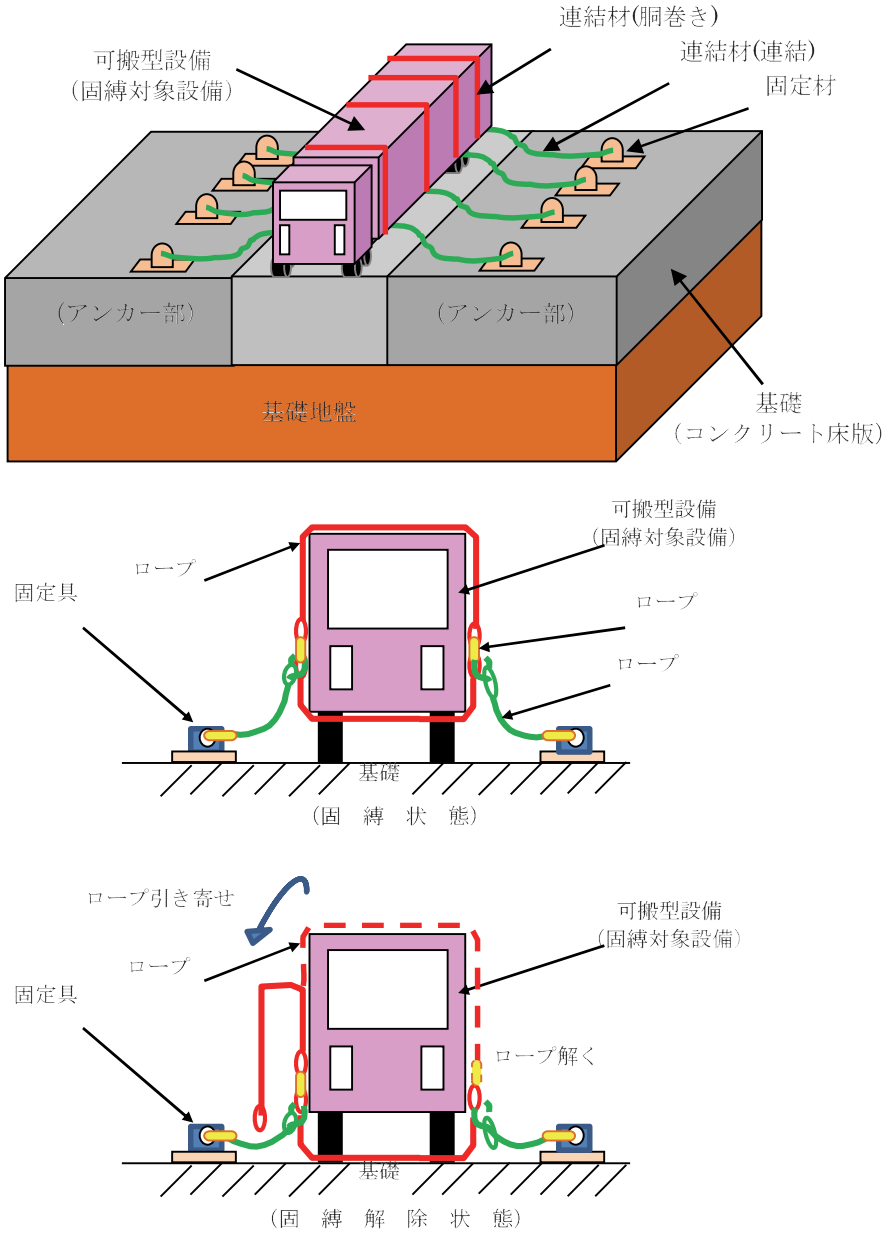
第3図に可搬型設備の固縛解除の概要，第2表に重大事故等時の初動対応において固縛解除する箇所数を示す。

第2表に示す固縛箇所数に対して，固縛解除は2名1組で対応することとし，固縛箇所1箇所当たりの作業時間については，模擬訓練の結果を踏まえ，約1分と設定する。また，固縛解除に合わせて車輪止めの取り外しを行う。

第2表　重大事故等時の初動対応において固縛解除する箇所数※

対象設備	台数（台）	固縛箇所数（箇所）	
		1台あたり	合計
ホイールローダ	2	4	8
可搬型代替注水大型ポンプ （可搬型代替注水中型ポンプ）	1 (2)	5 (5)	5 (10)
ホース展張車	3	4	12
初動対応で固縛解除する箇所数			25 (30)

※　西側（又は南側）保管場所において，初動対応として出動が想定される可搬型設備を対象とする



第3図　可搬型設備の固縛解除の概要

b．外観点検及びエンジン始動

外観点検及びエンジン始動は2名1組で対応することとし，徒歩による移動速度（4km／h）に余裕を考慮した時間として，可搬型設備1台当たり約1分と設定する。

(2)　固縛解除作業の想定時間の妥当性

重大事故等時の初動対応において，可搬型設備の出動準備は保修班要員12名で実施する。想定時間の妥当性確認に当たっては，保守的に以下の事項を考慮する。

・ホイールローダの車両等出動前確認は，2名で実施

・可搬型代替注水大型ポンプ（又は可搬型代替注水中型ポンプ）及びホース展張車の車両等出動前確認は，10名で実施

上記を踏まえ，固縛解除を含む車両等出動前確認に要する時間について検討した結果，約10分で対応が可能であることより，固縛解除作業の想定時間は妥当であることを確認した。（第3表）

現実的には，可搬型代替注水大型ポンプ等の車両等出動前確認を実施した要員は，ホイールローダ側の作業に移行できることから，ホイールローダの車両等出動前確認時間は短縮するものと考える。

第3表　車両等出動前確認に係る想定時間の妥当性

対象設備	作業内容	対象数※3	単位作業時間	対応要員※5	作業時間	
					作業	合計
ホイールローダ	固縛解除※1	8箇所	1分／箇所※4	1組	8分	10分※6
	外観点検※2	2台	1分／台		2分	
可搬型代替注水大型ポンプ（可搬型代替注水中型ポンプ）及びホース展張車	固縛解除※1	17箇所（22箇所）	1分／箇所※4	4組	5分（6分）	5分※7（6分）※7
	外観点検※2	4台（5台）	1分／台	1組	4分（5分）	

※1　可搬型設備の固縛解除及び車輪止め取り外し
※2　外観点検及びエンジン始動
※3　各設備の固縛箇所数及び台数は第2表参照
※4　緊張固縛又は余長付き固縛を解除する時間
※5　対応要員1組は2名で構成
※6　1組（2名）で対応するため，固縛解除後に外観点検を実施する場合の作業時間を記載
※7　4組（8名）による固縛解除と1組（2名）による外観点検を並行して実施するため，所要時間が長い固縛解除の作業時間を記載

補足説明資料（6）

重大事故等対応時の中央制御室から原子炉棟入口までの移動時間評価について

重大事故等対応における中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口（エアロック）前までの移動時間について評価を行った。

1. 評価対象ルート

中央制御室を起点とする以下の2ルートを設定する。

Aルート：原子炉建屋付属棟1FLを経由して，原子炉建屋廃棄物処理棟1FLに入域するルート

Bルート：原子炉建屋付属棟4FLから屋上及び原子炉建屋廃棄物処理棟屋上を経由して，原子炉建屋廃棄物処理棟屋上から建屋内に入域するルート

2. 作業の成立性に係る時間評価方法

移動時間の算出方法は以下のとおり

- 移動時間：距離を基にした移動時間（想定）※1を 1.5 倍した時間＋扉等操作時間※2

※1　通常の移動時間とは，下記の合計時間

① 徒歩での移動時間：一般的な歩行速度を基に設定

$$\frac{\text{歩行による移動距離（m）}}{4\ (\text{km／hr})}$$

② 階段部の移動時間：一般的な歩行速度を基に設定

$$\frac{\text{階段部の距離（m）}}{4\ (\text{km／hr})}$$

（傾斜が急な階段は，類似階段での実測時間を基に設定

段数×2（秒／段））

③ 弁操作のための垂直梯子の昇降時間：

既存設備での実測時間を基に設定　段数×2（秒／段）

※2　扉等操作時間

① 耐火扉，水密扉の操作時間：既存扉の実操作時間を基に設定

1箇所あたり1分（60秒）

② 原子炉建屋外壁付扉操作時間：既存扉の実操作時間を基に設定

1箇所あたり1分30秒（90秒）

- その他，現場作業に当たっては放射線防護具の着用が必須となる。着用時間は訓練実績から12分を付与する。

3．移動時間算出結果

Aルート：第1図参照 青色ルート（中央制御室→階段N→入域扉操作→階段O→耐火扉①→階段P→耐火扉④→階段Q→耐火扉②→耐火扉③→水密扉①→原子炉棟入口前）

① 歩行による移動時間：約153.9m÷4,000m／hr＝139秒

② 階段部の移動時間：階段N，O，P，Qはいずれも傾斜が急なものであり，

段数×2秒で算出

総段数 79段（現設計での想定）×2秒＝158秒

また，3人が同時に現場に向かうケースで1人ずつの階段移動として積算しており，

158秒×3（人）＝474秒※

※　傾斜が急な階段は，安全上，複数人が同時に使用しないこととする。

③ 扉等操作時間：入域扉（原子炉建屋外壁付扉）　90秒×1箇所＝90秒

耐火扉①～④及び水密扉①　60秒×5箇所＝300秒

④ 放射線防護具着用時間：12分（訓練実績による）

合計時間は，（①＋②）×1.5＋③＋④となるため，

（139 秒＋474 秒）×1.5＋90 秒＋300 秒＋720 秒

（①＋②）　　（③）　　④

＝ 613 秒×1.5 ＋ 390 秒 ＋ 720 秒

＝ 2,030 秒（33 分 50 秒） ⇒ 約 34 分（Aルート）

Bルート：第 1 図参照 桃色ルート（中央制御室→階段Ｎ→入域扉操作→R／B 外壁扉①→階段Ｊ→R／B 外壁扉②→階段Ｌ→原子炉棟入口前）

① 歩行による移動時間：約 267.3m÷4,000m／hr＝241 秒※

② 階段部の移動時間：階段Ｎは傾斜が急なものであり，段数×2 秒で算出

段数 20 段（現設計での想定）×2 秒＝40 秒

また，3 人が同時に現場に向かうケースで積算しており，

40 秒×3（人）＝120 秒

※ 階段Ｊ及び階段Ｌは，通常の階段であるため，上記①歩行による移動距離にて積算

③ 扉等操作時間：入域扉及び R／B 外壁扉①，②（原子炉建屋外壁付扉）

90 秒×3 ヶ所＝270 秒

④ 放射線防護具着用時間：12 分（訓練実績による）

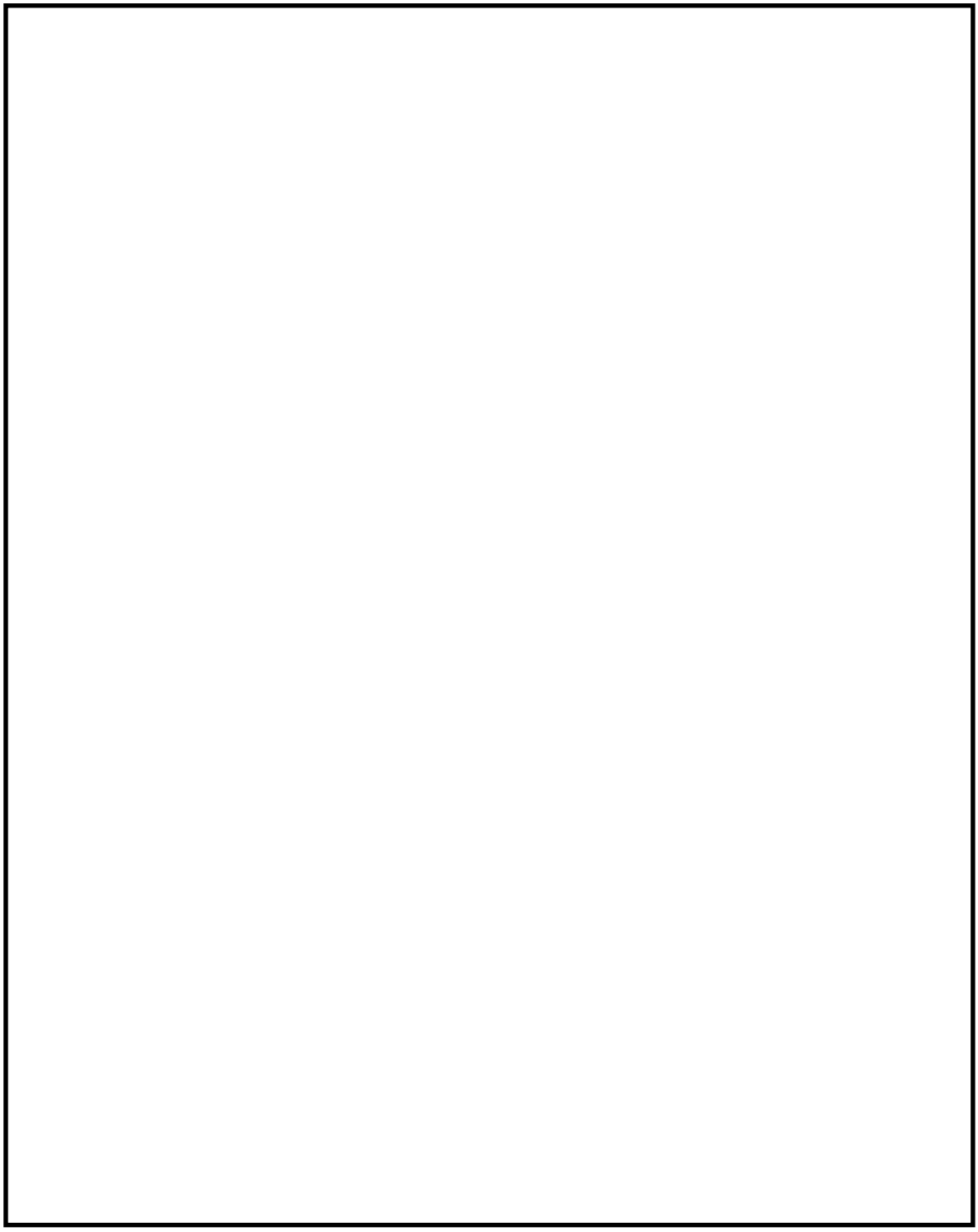
合計時間は，（①＋②）×1.5＋③＋④となるため，

（241 秒＋120 秒）×1.5＋270 秒＋720 秒

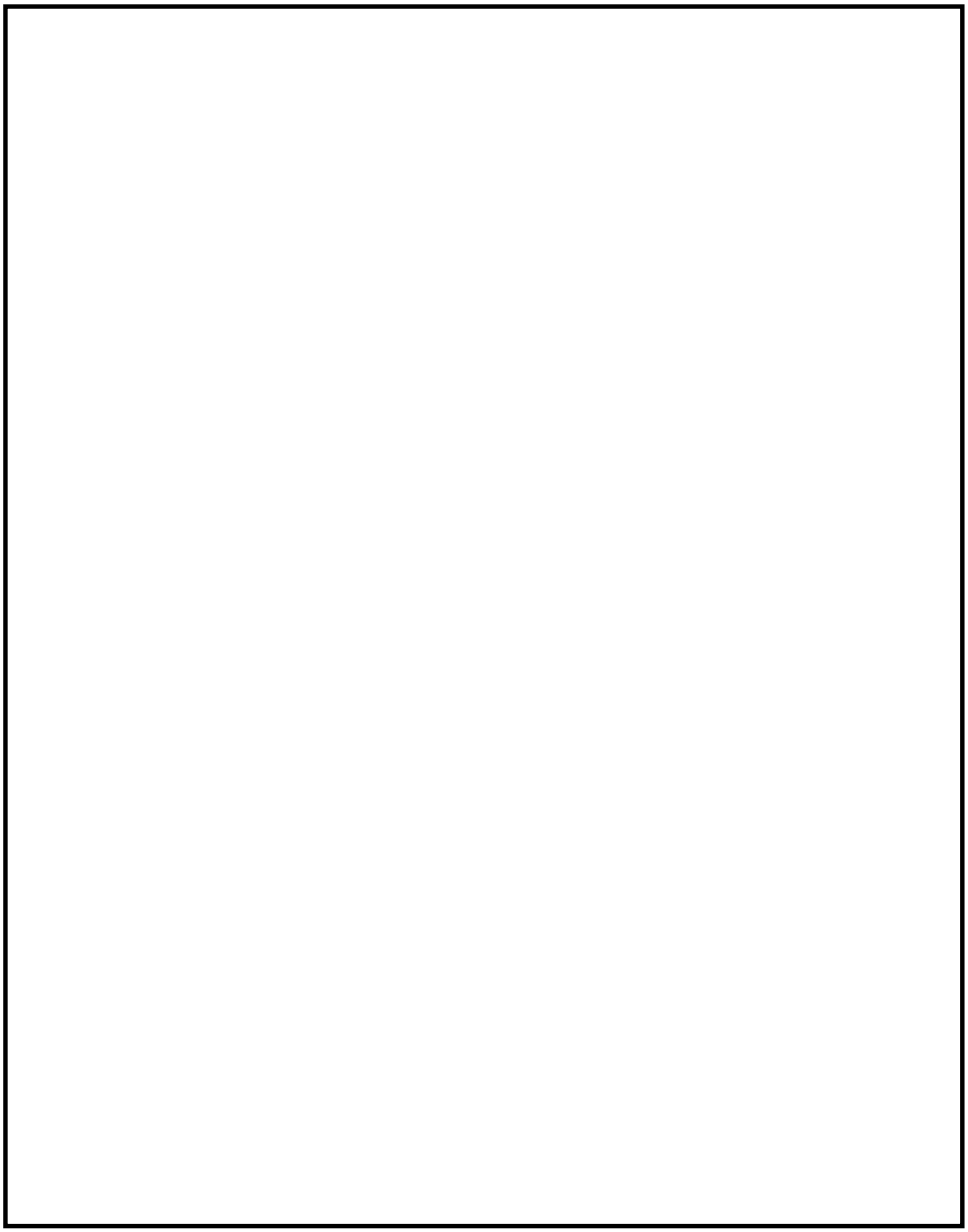
（①＋②）　　（③）　④

＝ 361 秒×1.5 ＋ 270 秒 ＋ 720 秒

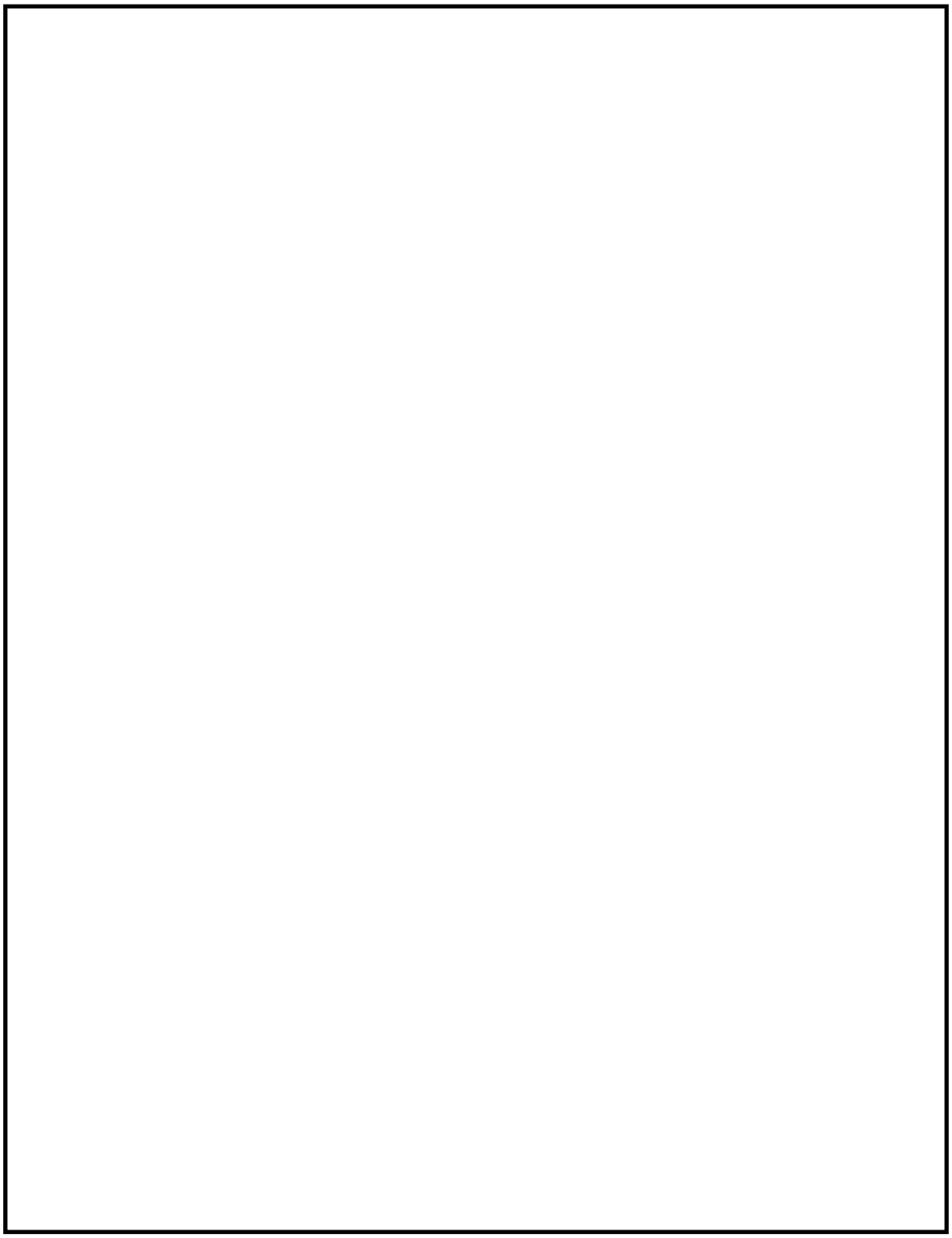
＝ 1,532 秒（25 分 32 秒） ⇒ 約 26 分（Bルート）



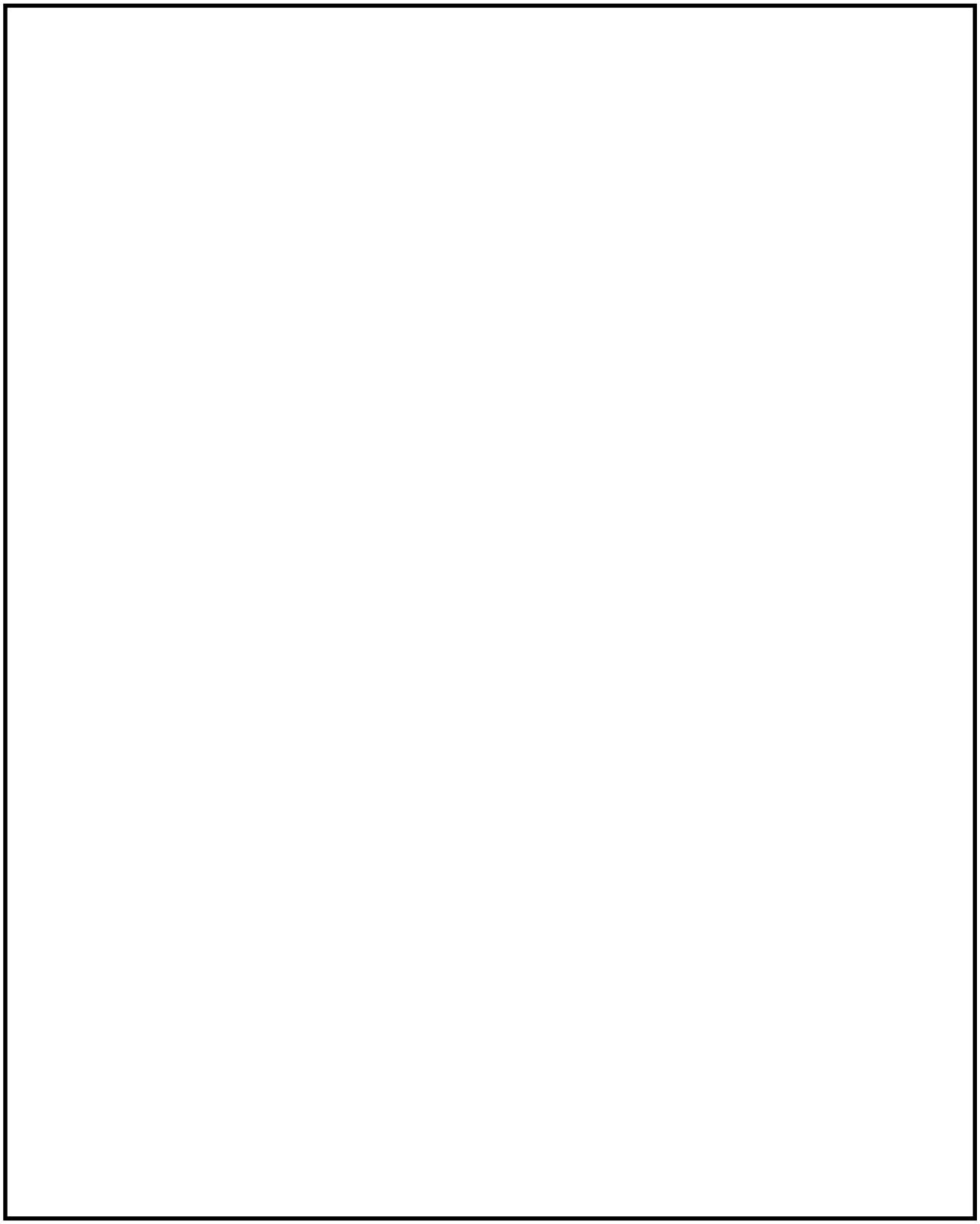
第１図　中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口までのアクセスルート（1／5）



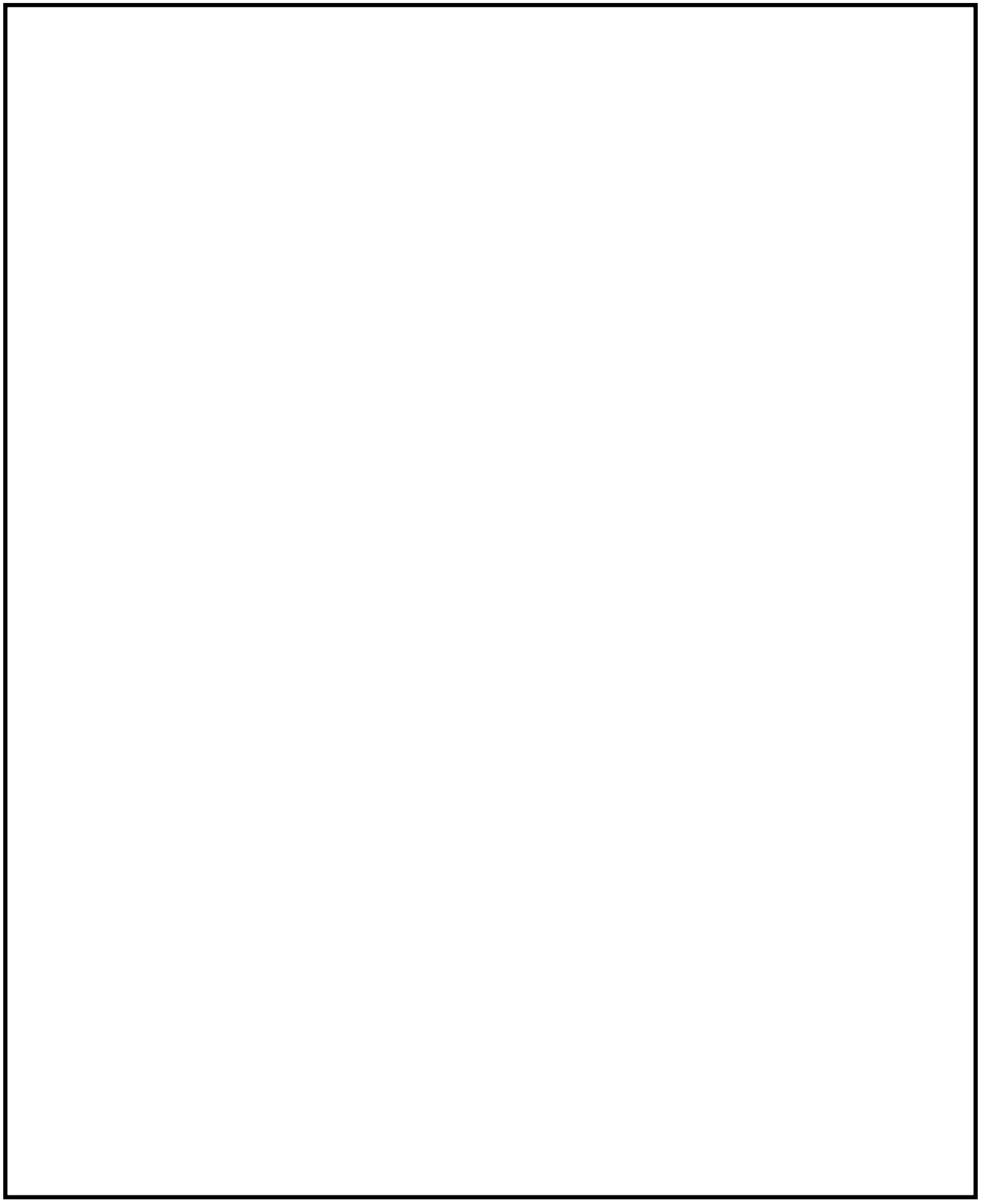
第１図　中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口までのアクセスルート（2／5）



第１図　中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口までのアクセスルート（3／5）



第１図　中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口までのアクセスルート（4／5）

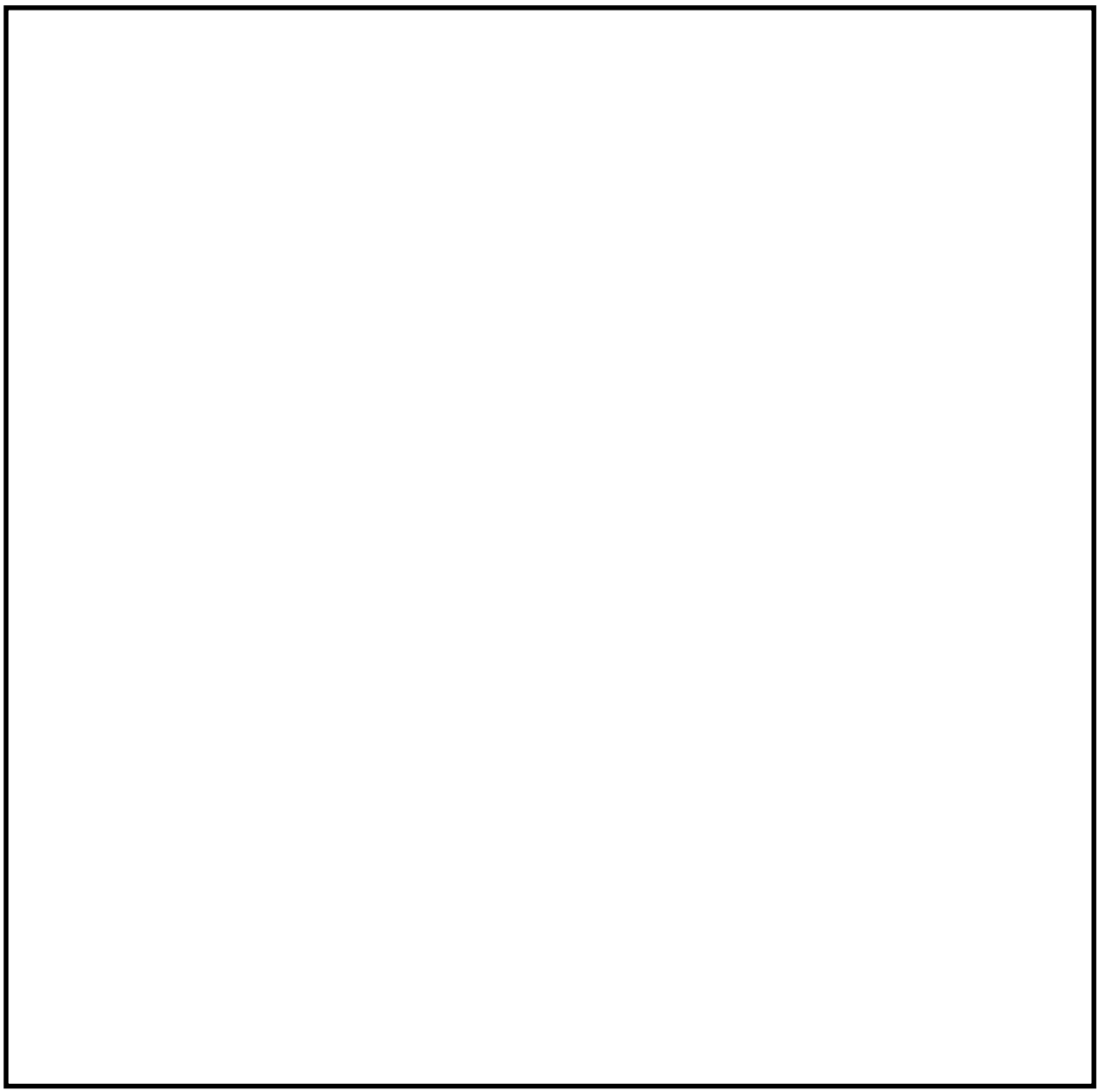


第１図　中央制御室から原子炉建屋原子炉棟入口までのアクセスルート（5／5）

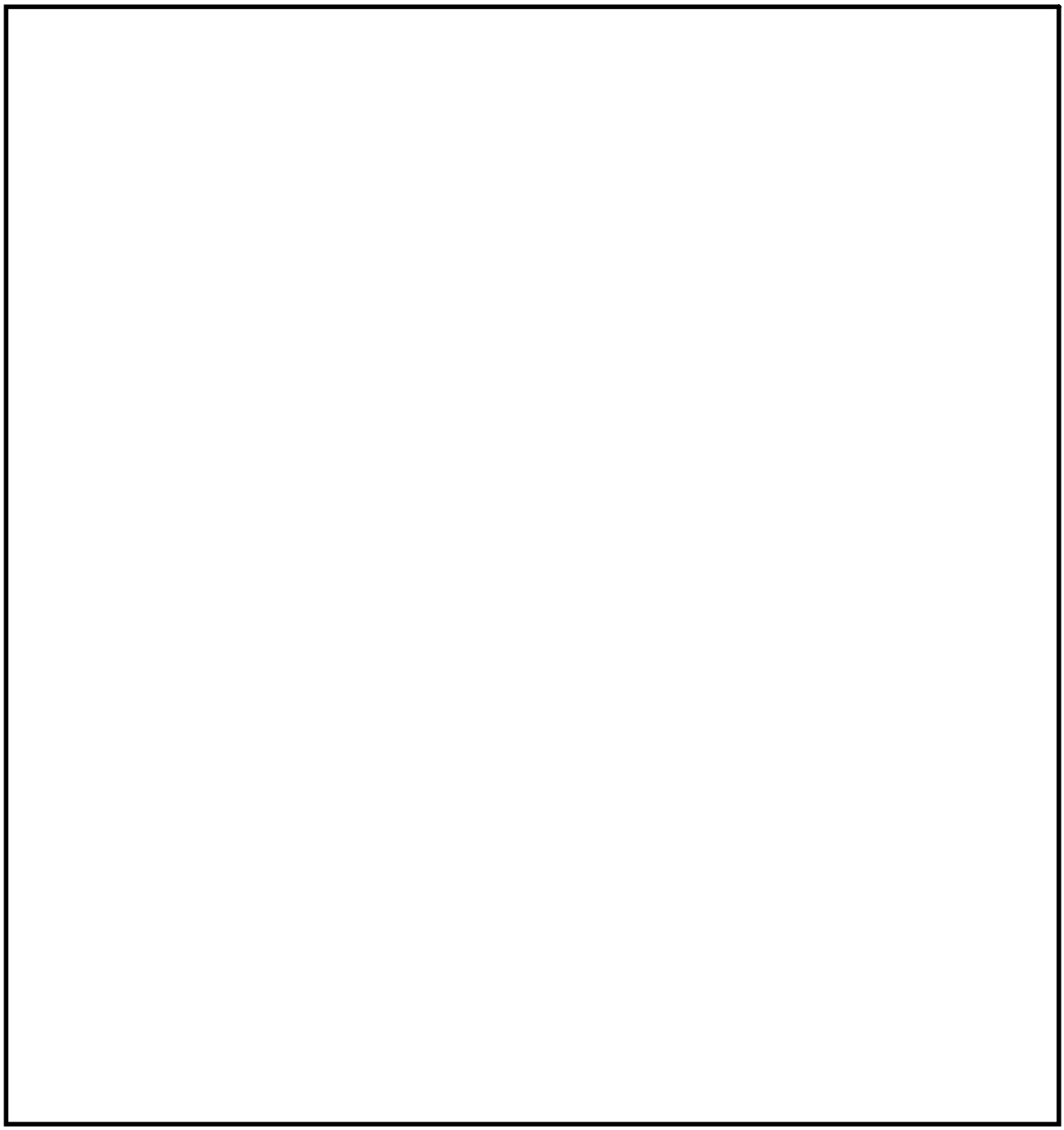
補足説明資料（7）

路盤補強の対策箇所について

屋外アクセスルートにおいて，地震による不等沈下，浮き上がり，構造物の損壊により通行影響が想定される箇所を第1図，路盤補強の段差緩和対策を実施する箇所を第2図に示す。



第1図　地震時に通行影響が想定される箇所
（図中の番号は，本文 第5.4.3－1－1,2,3,7表の構造物番号を示す）



第 2 図　路盤補強等の段差緩和対策を実施する箇所
（図中の番号は，本文 第 5.4.3－1－1,2,3,7 表の構造物番号を示す）

添付資料 1.0.3

東海第二発電所

予備品等の確保及び保管場所について

＜目　　次＞

１．重要安全施設 …… 1.0.3－1

２．予備品等の確保 …… 1.0.3－1

３．予備品等の保管場所 …… 1.0.3－3

第 1.0.3－1 表　重要安全施設一覧 …… 1.0.3－4

第 1.0.3－2 表　予備品及び予備品への取替えのために
必要な機材 …… 1.0.3－6

第 1.0.3－1 図　予備品等の保管場所 …… 1.0.3－7

補足１　予備品の確保等の考え方 …… 1.0.3－8

「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」のうち，「1.0 共通事項（2）復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において，重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。

「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」（以下「設置許可基準規則」という。）第二条において，「重要安全施設とは，安全施設のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。

また，設置許可基準規則第十二条の解釈において「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」の機能が示されている。

ここでは，これら重要安全施設のうち，重要安全施設の取替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取替のために必要な機材等の選定及び保管場所について記載する。

１．重要安全施設

上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第 1.0.3－1 表に示す。

２．予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については，重大事故等対処設備にて実施することにより，事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには，機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため，以下の方針に基づき重要安全施設の取替

え可能な機器，部品等の復旧作業を優先的に実施することとし，そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い，その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

・単一の重要安全施設の機能を回復することによって，重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ，事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・復旧作業の実施に当たっては，復旧が困難な設備についても，復旧するための対策を検討し実施することとするが，放射線の影響，その他の作業環境条件を踏まえ，復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として海水ポンプ室に設置している設備である残留熱除去系海水系，ディーゼル発電機海水系は自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し，予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき，成立性の高い作業で機能回復できる機器であり，機械的故障と電気的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機，ディーゼル発電機海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については，保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

なお，今後も多様な復旧手段の確保，復旧を想定する機器の拡大，その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに，そのために必要な予備品の確保を行う。

また，予備品の取替作業に必要な資機材として，がれき撤去のためのホイールローダ等，予備品取替時に使用する重機としてクレーン等，夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。（第 1.0.3－2 表）

３．予備品等の保管場所

予備品等については，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，津波（敷地に遡上する津波を含む。）による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

保管場所については，可搬型重大事故等対処設備と同じであり，保管場所及び屋外アクセスルートの対策概要については，添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについての「2.概要 2.1 保管場所及びアクセスルート」に記載する。

なお，予備品復旧場所へのアクセスルートについては，第 1.0.3－1 図に示すアクセスルートから複数のルートを確保してアクセスし，予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。

また，保管場所及びアクセスルートの点検管理については，「添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で記載している「保管場所及びアクセスルート等の点検について」と同じ点検管理を実施する。

第 1.0.3－1 表　重要安全施設一覧

安全機能 （設置許可基準規則第12条）	系統・設備
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水を行う
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水系） 高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系（逃がし安全弁）
格納容器内又は放射線物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系（直流電源系統）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備

安全機能 （設置許可基準規則第12条）	系統・設備
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	残留熱除去系海水系※　及び ディーゼル発電機海水系※
冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系※　及び ディーゼル発電機海水系※
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアキュムレータ並びに主蒸気隔離弁のアキュムレータ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	安全保護系（スクラム機能）
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装 サプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器エリア放射線量率計装
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力計装 原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力計装 サプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器水素濃度計装 原子炉格納容器酸素濃度計装 主排気筒放射線モニタ計装

※　予備品（第1.0.3－2表　１．予備品）を保管する系統

第1.0.3－2表　予備品及び予備品への取替えのために必要な機材

１．予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
残留熱除去系海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所 (T.P.＋25m)
非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所 (T.P.＋25m)

２．がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット容量 2.0m^3	2台	南側保管場所 (T.P.＋25m) 西側保管場所 (T.P.＋23m)
ブルドーザ	けん引力 23t	1台	南側保管場所 (T.P.＋25m) 西側保管場所 (T.P.＋23m)
油圧ショベル	バケット容量 0.16m^3	1台	南側保管場所 (T.P.＋25m)

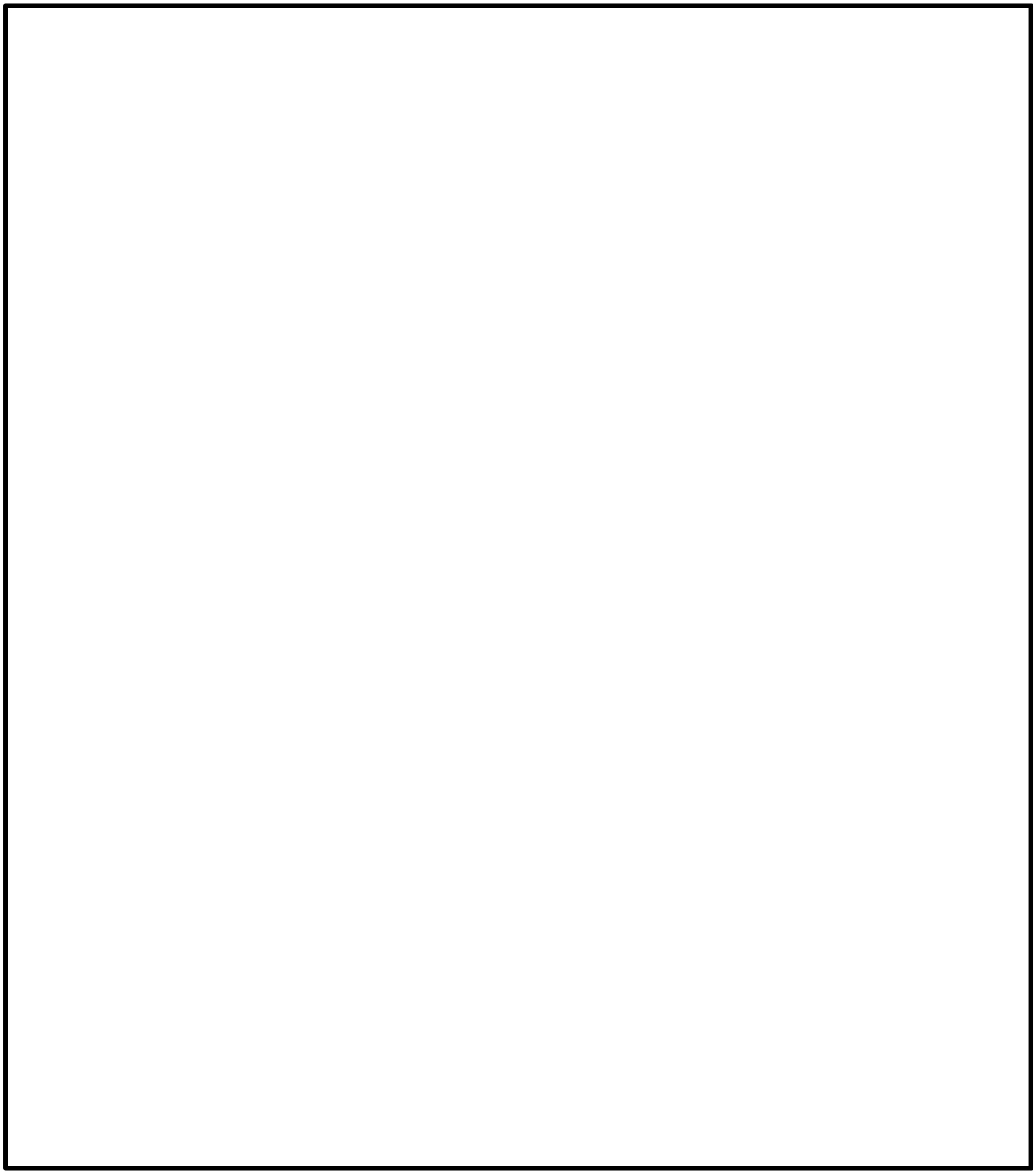
３．予備品取替時に使用する重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
予備電動機交換用クレーン	最大吊り上げ荷重 220t	1台	南側保管場所 (T.P.＋25m)
予備電動機運搬用トレーラー	積載荷重 20t	1台	南側保管場所 (T.P.＋25m)

４．作業用照明

名　称	仕　様	数　量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池式	10個	緊急時対策所建屋 (T.P.＋23m)
充電式ＬＥＤスティックライト	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.＋23m)
バッテリーライト(床置きタイプ)	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.＋23m)

※　数量，保管場所については，今後の検討により変更となる可能性がある。



第 1.0.3－1 図　予備品等の保管場所

補足１

予備品の確保等の考え方

１．残留熱除去系及びディーゼル発電機の復旧に関する予備品の確保等について

東海第二発電所では，アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して，プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」にて整備している。本ガイドラインには，事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系（以下「ＲＨＲ系」という。）及びディーゼル発電機（以下「ＤＧ」という。）の復旧手順も盛り込まれており，ＲＨＲ　Ａ系，Ｂ系の全ての除熱能力が喪失あるいは低下したとき，またはＤＧ全台の発電能力が喪失あるいは低下したとき，「ＲＨＲ系基本復旧手順フローチャート」及び「ＤＧ基本復旧手順フローチャート」により異常のある系統を判断し，「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い，故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている。しかしながら，すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので，以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器，部品等の復旧作業を優先的に実施することとし，そのために必要な予備品を確保する。

・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い，その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

・単一の重要安全施設の機能を回復することによって，重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ，事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・復旧作業の実施に当たっては，復旧が困難な設備についても，復旧するための対策を検討し実施することとするが，放射線の影響，その他の作業環境条件の観点を踏まえ，復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統としてＲＨＲ系海水系及びＤＧ海水系を選定し，予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として，ＲＨＲ系海水ポンプ電動機及びＤＧ海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。

確保する予備品については，保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

なお，ＲＨＲ系については，防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること，更にＲＨＲ系は３系統あることから，東日本大震災のように複数のＲＨＲ系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが，ある１系統のＲＨＲ系の電動機が浸水し，当該のＲＨＲ系が機能喪失に至った場合においても，他系統のＲＨＲ系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

２．予備品を用いた復旧作業について

重大事故等発生後の事故対応については，重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから，必要な作業については当社のみで実施できるようにしている。

一方，予備品を用いたＲＨＲ系海水ポンプ電動機及びＤＧ海水系ポンプ電

動機の復旧作業は上記に該当せず,協力企業の支援による実施を考えている。しかしながら，本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから，当社社員のみで対応できるように訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握，総合研修センターにおいて予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。

添付資料 1.0.4

東海第二発電所

復旧作業に必要な資機材及び

外部からの支援について

＜目　　　次＞

１．事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－1
(1)　重大事故発生後７日間の対応‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－1
(2)　重大事故等発生後７日間以降の対応‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－2
２．プラントメーカ及び協力会社による支援‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－2
(1)　プラントメーカによる支援‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－3
ａ．支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－3
(2)　協力会社による支援‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－4
ａ．放射線測定，管理業務等の支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－4
ｂ．緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－4
ｃ．要員等の輸送に係る支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－5
ｄ．燃料調達に係る支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－5
ｅ．消火活動に係る支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－6
ｆ．注水活動に係る支援体制‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－6
３．原子力事業者による支援‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－6
４．その他組織による支援‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－8
５．原子力事業所災害対策支援拠点‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥1.0.4－10

第1.0.4－1 表　発電所構内に確保している燃料
（事象発生後７日間の対応）‥‥‥1.0.4－13
第1.0.4－2 表　放射線防護資機材等（緊急時対策所建屋）‥‥‥‥1.0.4－14
第1.0.4－3 表　チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所建屋）1.0.4－17
第1.0.4－4 表　その他資機材等（緊急時対策所建屋）‥‥‥‥‥‥1.0.4－18

第 1.0.4－5 表　原子力災害対策活動で使用する資料
（緊急時対策所建屋）・・・・・・・1.0.4－19
第 1.0.4－6 表　放射線防護資機材等（中央制御室）・・・・・・・・・・・・1.0.4－20
第 1.0.4－7 表　チェンジングエリア用資機材（中央制御室）・・・・・1.0.4－23
第 1.0.4－8 表　事業者間協力協定に基づき貸与される
原子力防災資機材・・・・1.0.4－25
第 1.0.4－9 表　原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材,
通信機器の整備状況等・1.0.4－26
第 1.0.4－1 図　飛行場外離着陸場の位置・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.4－27
第 1.0.4－2 図　原子力災害発生時における発電所外からの支援体制1.0.4－28
第 1.0.4－3 図　防災組織全体図・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.4－29
第 1.0.4－4 図　原子力事業所災害対策支援拠点　体制図・・・・・・・・・1.0.4－30
別紙 1　原子力事業所災害対策支援拠点について・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.4－31

１．事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1)　重大事故発生後 7 日間の対応

東海第二発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品，燃料等）により，事故発生後7日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力1.1「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手段等」から1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

発電所内に保有する燃料量については，第1.0.4－1表に示すとおり，保守的に事故発生後7日間連続して運用する条件で算出した重大事故等に対処するために必要となる燃料量を上回る。

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については，第1.0.4－2表～第1.0.4－7表に示すとおり，外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な資機材等を緊急時対策所建屋等に配備している。重大事故等時，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，災害対策要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。災害対策要員は，添付資料1.0.13「東海第二発電所災害対策要員の作業時における装備について」に示す着用基準に従い，これらの資機材の中から必要なものを装備し，作業を実施する。東海第二発電所では，第1.0.4－2表～第1.0.4－7表に示す資機材を，緊急時対策所建屋，中央制御室に常時配備する。

重大事故等の対応に必要な水源については，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備等の淡水源に加え，最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないよう手順を整備することとしている。具体的に

は，技術的能力1.13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて示す。

(2)　重大事故等発生後 7 日間以降の対応

重大事故等発生後 7 日間以降の事故収束対応を維持するため，重大事故等発生後 6 日間後までに，あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）を選定し，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（通信連絡設備，放射線測定装置等），食糧，その他の消耗品，汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材，予備品及び燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後 6 日後までに支援できる体制を整備している。

さらに現在，他の電力事業者と，原子力災害発生時における設備及び資機材の融通に向けた検討を進めており，各社が保有する主な設備及び資機材のデータベースを整備中である。

２．プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等時における外部からの支援については，プラントメーカ，協力会社及び燃料供給会社等からの重大事故等発生後に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について，協議・合意の上，支援計画を定め，東海第二発電所の技術支援に関するプラントメーカ,協力会社及び燃料供給会社等との覚書を締結することで,

重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備している。

また，プラントメーカ，協力会社及び燃料供給会社等からの支援については，作業現場の放射線量を考慮して支援を受けることとする。

なお，プラントメーカ，協力会社及び燃料供給会社等から支援を受ける場合に必要となる資機材については，あらかじめ緊急時対策所建屋に確保している資機材の余裕分を活用するのと合わせ，必要に応じて資機材の追加調達を本店総合災害対策本部に要請して調達する。

(1) プラントメーカによる支援

重大事故等時に当社が実施する事態収拾活動を円滑に実施するため，プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう，プラントメーカ（日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに，平常時より必要な連絡体制を整備している。

ａ．支援体制

（平時体制）

・緊急時の技術支援のため，本店（東京）とプラントメーカ社員（部長クラス）と平時より連絡体制を構築。

（緊急時体制）

・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）10条第1項又は15条第1項に定める事象（おそれとなる事象が発生した場合も含む）が発生した場合に技術支援を要請。適宜，通報訓練を実施しいく。

・緊急時に状況評価及び復旧対策に関する助言，電気・機械・計装設

備，その他の技術的情報の提供等により当社を支援。

・技術支援については，本店総合災害対策本部のみならず，必要に応じて発電所災害対策本部でも実施可能。

・中長期対応として，事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援体制の更なる拡充をメーカと協議する。

(2)　協力会社による支援

重大事故等時に当社が実施する事態収拾活動を円滑に実施するため，事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう，協力会社と支援内容に関する覚書等を締結し，支援体制を整備するとともに，平常時より必要な連絡体制を整備している。

協力会社の支援については，重大事故等時においても要請できる体制であり，協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また，事故対応が長期に及んだ場合においても交代要員等の継続的な派遣を得られる体制とする。

ａ．放射線測定，管理業務等の支援体制

原子力災害発生時における放射線測定，管理業務の実施について，協力会社と覚書を締結している。

ｂ．緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

原子力災害発生時における，以下に示す設備の修理・復旧等の作業に関する支援協力について協力会社と覚書を締結している。

（Ⅰ）電気設備，機械設備及び計装設備の応急復旧に関する事項

（Ⅱ）事態収拾現場の照明等の作業環境確保に関する事項

（Ⅲ）放射線測定，放射線作業管理に関する事項

（Ⅳ）水質分析に関する事項

（Ⅴ）建物，構築物等の応急復旧に関する事項

（Ⅵ）通信設備等の応急復旧に関する事項

（Ⅶ）その他受託業務全般に関する事態収拾に必要な事項

ｃ．要員等の輸送に係る支援体制

東海第二発電所で原子力災害が発生した場合又は，発生のおそれがある場合，要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるよう，協力会社と協定等を結んでいる。

支援拠点に集まった発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，食糧，その他の消耗品，汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材，予備品について，継続的な重大事故等対策の実施を妨げないよう発電所に適宜輸送する。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には，東京ヘリポート（東京都江東区）（所要時間：約1時間）及びつくば市内のヘリポート（茨城県つくば市）（所要時間：約30分）に常駐のヘリコプターを優先して使用する契約を締結しており，発電所構内の飛行場外離着陸場間を往復する。災害時における発電所近隣の飛行場外離着陸場として東海村内の1か所（当社敷地内）と，発電所構内の飛行場外離着陸場の1か所について，協力会社から東京航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し，許可を得ている。第1.0.4－1図に飛行場外離着陸場の位置を示す。

ｄ．燃料調達に係る支援体制

東海第二発電所に重大な災害が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として，当社と取引のある燃料供給会社の油槽所等と燃料の優先調達の契約を締結する。

また，東海第二発電所の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

ｅ．消火活動に係る支援体制

東海第二発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火活動に関する支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお，消火活動としては平時より，東海第二発電所で訓練を実施するとともに，24時間交代勤務体制が取られているため，迅速な初動活動が可能である。

ｆ．注水活動に係る支援体制

東海第二発電所に重大な災害が発生した場合に，原子炉や使用済燃料プール注水活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお，可搬型代替注水ポンプ等の取扱いについては平時より，東海第二発電所で訓練を実施するとともに，24時間交代勤務体制が取られているため，迅速な初動活動が可能である。

３．原子力事業者による支援

上記のプラントメーカや協力会社等からの支援のほか,原子力事業者で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」を締結し，他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備している。第 1.0.4－2 図に原子力災害発生時における発電所外からの支援体制を示す。

（目的）

国内原子力事業所（事業所外運搬を含む。）において，原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努める。

（発災事業者による協力要請）

・各社の原子力事業者防災業務計画に定める警戒事象が発生した場合，発災事業者は速やかにその情報を他の原子力事業者に連絡する。

・発災事業者は，原災法10条に基づく通報を実施した場合，ただちに他の協定事業者に対し，協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

（協力の内容）

協力事業者は，発災事業者からの協力要請に基づき，原子力事業所災害対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，以下の措置を講ずる。

・環境放射線モニタリングに関する協力要員の派遣

・周辺地域の汚染検査及び汚染除去に関する協力要員の派遣

・第1.0.4－8表に示す資機材の貸与　他

（支援本部の活動）

・幹事事業者

発災事業所の場所ごとに，あらかじめ支援本部幹事事業者，支援本部副幹事事業者を設定している（当社東海第二発電所が発災した場合は，それぞれ東京電力ホールディングス株式会社，中部電力株式会社

としている）。

幹事事業者は副幹事事業者と協力し，協力要員及び貸与された資機材の受入と協力に係る業務の基地となる原子力事業所支援本部（以下「支援本部」という。）を設置し，運営する。なお，幹事事業者が被災するなど業務の遂行が困難な場合は，副幹事事業者が幹事事業者の任に当たり，幹事事業者以外の事業者の中から副幹事事業者を選出することとしている。また支援期間が長期化する場合は，幹事事業者，副幹事事業者を交代することができる。

・支援本部の運営について

発災事業者は，協力を要請する際に，候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。当社は，あらかじめ支援本部候補地を6箇所程度設定している。

支援本部設置後は，緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら，発災事業者との協議の上，協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

４．その他組織による支援

原子力事業者は，福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ，原子力災害が発生した場合に多様かつ高度な災害対応を可能とする原子力緊急事態支援組織を設立することとし，平成 25 年 1 月に，原子力緊急事態支援センター（以下「支援センター」という。）を共同で設置した。

支援センターは，平成 28 年 3 月に体制の強化及び資機材の更なる充実化を図り，平成 28 年 12 月より美浜原子力緊急事態支援センター（以下「美浜

支援センター」という。）として本格的に運用を開始した。

美浜支援センターは，発災事業者からの原子力災害対策活動に係る要請を受けて以下の内容について支援する。

なお，美浜支援センターにおいて平時から実施している，遠隔操作による災害対策活動を行うロボット操作技術等の訓練には当社の災害対策要員も参加し，ロボット操作技術の習得による原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

（発災事業者からの支援要請）

発災事業者は，原災法10条に基づく通報後，原子力緊急事態支援組織の支援を必要とするときは，美浜支援センターに原子力災害対策活動に係る支援を要請する。

（美浜支援センターによる支援の内容）

美浜支援センターは，発災事業者からの支援要請に基づき，美浜支援センター要員の安全が確保される範囲において以下の業務を実施することで，発災事業者の事故収束活動を積極的に支援する。

・美浜支援センターから原子力事業所災害対策支援拠点（以下「後方支援拠点」という。）までの，美浜支援センター要員の派遣や資機材の搬送。
・後方支援拠点から発災事業所の災害現場までの資機材の搬送。
・発災事業者の災害現場における放射線量をはじめとする環境情報収集の支援活動。
・発災事業者の災害現場における作業を行う上で必要となるアクセスルートの確保作業の支援活動。

・支援組織の活動に必要な範囲での，放射性物質の除去等の除染作業の支援活動。

美浜支援センターの支援体制は以下のとおり。

(事故時)

・原子力災害発生時，事故が発生した事業者からの出動要請を受け，要員及び資機材を美浜支援センターから迅速に搬送する。

・事故が発生した事業者の指揮の下，協働で遠隔操作可能なロボット等を用いて現場状況の偵察，空間線量率の測定，がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保，屋内障害物の除去や機材の運搬等を行う。

(平常時)

・緊急時の連絡体制（24時間体制）を確保し，出動計画を整備する。

・ロボット等の操作訓練や必要な資機材の調達・維持管理を行う。

・訓練等で得られたノウハウや経験に基づく改良を行う。

(要員)

・21名

(資機材)

・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，無線重機，無線ヘリコプター)

・現地活動用資機材（放射線防護用資機材，放射線管理・除染用資機材，作業用資機材，一般資機材）

・搬送用車両（ワゴン車，大型トラック，(重機搬送車両)，中型トラック）

５．原子力事業所災害対策支援拠点

福島第一原子力発電所事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点としてＪヴィレッジを活用したことを踏まえ，東海第二発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。

候補地点の選定に当たっては，原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し，東海第二発電所からの方位，距離（約 20ｋｍ圏内外）が異なる地点を複数選定する。

別紙１に，支援拠点の候補地を記した地図を示す。東海第二発電所原子力事業者防災業務計画においては，日本原子力発電株式会社地域共生部（茨城事務所）（茨城県水戸市），東京電力パワーグリッド株式会社 茨城総支社日立事務所別館（茨城県日立市），東京電力パワーグリッド株式会社 茨城総支社別館（茨城県水戸市），東京電力パワーグリッド株式会社 常陸大宮事務所（茨城県常陸大宮市），株式会社日立製作所　電力システム社日立事業所（茨城県日立市），株式会社日立パワーソリューションズ　勝田事業所（茨城県ひたちなか市）を支援拠点の候補地として定めている。

原災法 10 条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した場合，本店対策本部長は，原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示し，支援拠点の適任者を指名する。また，本店対策本部長は，外部支援計画を策定して支援拠点の責任者に実行を指示するとともに，発電所の災害対応状況，要員及び資機材の確保状況等を踏まえて，効果的な支援ができるように適宜見直しを行う。

支援拠点の責任者は，外部支援計画に基づき，また，災害対応状況等を踏まえながら，支援拠点の設置場所及び活動場所を，放射性物質が放出された場合の影響，周囲の道路状況等を踏まえた上で決定し，発電所，本店（東京）

及び関係機関と連携をして,発電所における災害対策活動の支援を実施する。第 1.0.4－3 図に防災組織全体図を，第 1.0.4－4 図に支援拠点の体制図を示す。

また,支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は地域共生部 茨城事務所等にて確保しており，定期的に保守点検を行い，常に使用可能な状態に整備している。第 1.0.4－9 表に原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信機器の整備状況等を示す。

なお，資機材の消耗については，発電所内であらかじめ用意された資機材により，事故発生後 7 日間は事故収束対応が維持でき，また，事象発生後 6 日間までに外部から支援を受けられる計画としている。

第 1.0.4－1 表　発電所構内に保有する燃料（事象発生後 7 日間の対応）

燃料タンク	必要量※1	容　　量	備　　考
軽油貯蔵タンク	約 755.5kL（以下の合計） ・非常用ディーゼル発電機（2 台） 1,440.4L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×2 台（運転台数）＝約 484.0 kL ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（1 台） 775.6 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×1 台（運転台数）＝約 130.3 kL ・常設代替高圧電源装置（2 台） 420.0 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×2 台（運転台数）＝約 141.2 kL	約 800kL （約 400kL／基 ×2 基）	・重大事故等対策の有効性評価で，最大の燃料消費量 ・記載の燃料消費率は定格出力での消費率
可搬型設備用軽油タンク	約 168.6kL（以下の合計） ・可搬型代替注水中型ポンプ(注水／補給用) 35.7 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×2 台（運転台数）＝約 12.0 kL ・可搬型代替注水大型ポンプ（注水／補給用） 200 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×1 台（運転台数）＝約 33.6 kL ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 200 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×1 台（運転台数）＝約 33.6 kL ・可搬型代替低圧電源車（電源用） 110 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×2 台（運転台数）＝約 37.0 kL ・可搬型代替低圧電源車（窒素供給装置用電源） 110 L／h（燃料消費率）×168h（運転時間）×1 台（運転台数）＝約 18.5 kL ・その他 約 33.9 kL	約 210kL （約 30kL／基 ×7 基※2）	・重大事故等対処時に，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型窒素供給装置，重機，消防設備等を全て使用した場合の燃料消費量 ・重大事故等対策の有効性評価で期待する設備を含めた必要量 ・記載の燃料消費率は定格出力での消費率
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	0.411 kL／h（燃料消費率）×168h＝約 70kL	約 150kL （約 75kL／基 ×2 基）	・記載の燃料消費率は定格出力での消費率

※1 重大事故等の対応において，保守的に 7 日間運転した場合の燃料消費量

※2 可搬設備用軽油タンクは西側保管場所及び南側保管場所に 4 基ずつ配置し，計 8 基を設置する。8 基のうち 1 基は予備とする。

第 1.0.4－2 表　放射線防護資機材等（緊急時対策所建屋）

○放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
高線量対応防護具服（遮蔽ベスト）	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　当直（運転員）等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個
※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個

※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【緊急時対策所建屋】
全体体制（1日目），東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり，緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員48名，現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に4回現場に行くことを想定する。また，全要員は，12時間に1回交替することを想定する。
プルーム通過以降（2日目以降）について，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に2回現場に行くことを想定する。なお，交替時の放射線防護具類については，交替要員が発電所外から発電所に向かう際（往路）に，発電所外へ移動する（復路）分の防護具類を持参し，原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。
タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日＝926 ＜ 1,166
靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
(44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日)×2＝1,852 ＜ 2,332
全面マスクは，再使用するため，必要数は交替を考慮して222個（要員数分×2倍）であり，配備数（333個）は必要数を上回っており妥当である。
アノラック，長靴，胴長靴，高線量対応防護具服（遮蔽ベスト），自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※10～14参照）。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
ＧＭ汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	―
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	―
ダストサンプラ	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所建屋の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台+1台（予備）＝2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍＝33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

○薬品防護具類

品　名※2	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
化学防護服	30セット※2，3	9 セット※2，4
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク		
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）		

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　装備品一式を1セットとして配備する。
※3　（18名（保修班）＋2名（放射線管理班））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝30セット
※4　（3名（当直（運転員）（現場））＋3名（重大事故等対応要員（運転操作）））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=9セット

第1.0.4－3表　チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量※1
エリア設営用	バリア	8個※2
	簡易シャワー	1式※3
	簡易水槽	1個※3
	バケツ	1個※3
	水タンク	1式※3
	可搬型空気浄化装置	3台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	4巻※7
	粘着マット	3枚※8
	脱衣収納袋	9個※9
	難燃袋	525枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	32缶※12
	吸水シート	933枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個
※3　エリアの設営に必要な数量
※4　2台×1.5倍＝3台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　105.5 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5倍≒4巻
※8　2枚(設置箇所数)×1.5倍＝3枚
※9　9個(設置箇所数　修繕しながら使用)
※10　50枚／日×7日×1.5倍＝525枚
※11　57.54 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.5→12巻
※12　111名（要員数）×7日×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300（枚／缶）×1.5倍＝31.08→32缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
111名（要員数）×7日×40ℓ(1回除染する際の排水量)÷50ℓ(シート1枚の給水量)×1.5倍＝932.4枚→933枚

第 1.0.4－4 表　その他資機材等（緊急時対策所）

○緊急時対策所

名　称	仕様等	保管数
酸素濃度計	仕様等 ・検知範囲：0.0～40.0vol％ ・表示精度：±0.1vol％ ・電源　　：乾電池（単四：2本） 測定可能時間：約3,000時間※2 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：19vol%以上（鉱山保安法施行規則を準拠）	2台※1
二酸化炭素濃度計	仕様等 ・検知範囲：0.0～5.0vol％ ・表示精度：±3.0％F.S ・電源　　：乾電池（単三：4本） 測定可能時間：約12時間※2 ・検知原理：NDIR（非分散型赤外線） ・管理目標：1.0vol%以下（鉱山保安法施行規則を準拠）	2台※1
大型モニタ	要員が必要な情報を共有するため	1式
一般テレビ（回線，機器）	報道や気象情報を入手するため	1式
社内パソコン	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため。	1式
飲食料	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないよう，災対要員の1日分以上の食料及び飲料水を災害対策本部内に保管する。 ・111名（災対要員数）×7日×3食 ・111名（災対要員数）×7日×2本（1.5ℓ/本）※3	2,331食 1,554本
簡易トイレ	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないように，連続使用可能な簡易トイレを配備する。	一式
安定ヨウ素剤	交替要員考慮し要員数の約2倍 ・111名（災対要員数）×（（初日：2錠＋2日目以降：1錠×6日）×2交替	1,776錠

※1　故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個も含め，2台を保有する。

※2　乾電池切れの場合，予備を稼働させ，乾電池交換を実施する。

※3　飲料水1.5ℓ容器での保管の場合（要員1名当たり1日3ℓを目安に配備）

第 1.0.4－5 表　原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）

資　　料　　名	
1．組織及び体制に関する資料	（１）原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ① 東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ② 東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③ 災害対策規程 ④ 東海第二発電所災害対策要領 ⑤ 東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥ 東海第二発電所非常時運転手順書 （２）緊急時通信連絡体制資料 ① 東海第二発電所災害対策要領 ② 東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2．放射能影響推定に関する資料	（１）気象観測関係資料 ①気象観測データ （２）環境モニタリング資料 ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ （３）発電所設備資料 ① 主要系統模式図 ② 原子炉設置（変更）許可申請書 ③ 系統図 ④ 施設配置図 ⑤ プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥ 主要設備概要 ⑦ 原子炉安全保護系ロジック一覧表 （４）周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落別人口分布図 ③ 周辺市町村人口表 （５）周辺環境資料 ① 周辺航空写真 ② 周辺地図（2万5千分の１） ③ 周辺地図（5万分の１） ④ 市町村市街図
3．事業所外運搬に関する資料	（１）全国道路地図 （２）海図（日本領海部分） （３）ＮＦＴ－３２Ｂ型核燃料輸送物設計承認書

第 1.0.4－6 表　放射線防護資機材等（中央制御室）

○放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
高線量対応防護具服（遮蔽ベスト）	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　当直（運転員）等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個
※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個

※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（当直（運転員）（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【中央制御室】
中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交替要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。
中央制御室の要員数は11名であり，当直（運転員）等（中央制御室）4名と当直（運転員）（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対対応要員3名で構成されている。このうち，当直（運転員）等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。
タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場）＝14 ＜ 17
靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
（11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場））×2倍＝28 ＜ 34
全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）は必要数を上回っており妥当である。
長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※23，24参照）。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所建屋の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍=333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）

※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）=5台
※6　加圧判断用に1台+１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍=33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）=3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）=3台

○薬品防護具類

品　名※2	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
化学防護服	30セット※2，3	9 セット※2，4
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク		
吸収缶（塩素，塩化水素，アンモニア等）		

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　装備品一式を1セットとして配備する。
※3　（18名（保修班）＋2名（放射線管理班））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝30セット
※4　（3名（当直（運転員）（現場））＋3名（重大事故等対応要員（運転操作）））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=9セット

○飲食料等

品　名	配備数※1
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	 231 食※2 154 本※3
簡易トイレ	1 式
安定ヨウ素剤	176 錠※4

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　11 名（当直（運転員）7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×3 食
＝231 食
※3　11 名（当直（運転員）7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×2 本
＝154 本
※4　11 名（当直（運転員）7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×2 交替）＝176 錠

第 1.0.4－7 表　チェンジングエリア用資機材（中央制御室）

○チェンジングエリア用資機材

	名　称	数　量※1
エリア設営用	テントハウス	7 張※2
	バリア	6 個※3
	簡易シャワー	1 式※2
	簡易水槽	1 個※2
	バケツ	1 個※2
	水タンク	1 式※2
	可搬型空気浄化装置	2 台※4
消耗品	はさみ，カッター	各 3 本※5
	筆記用具	2 式※6
	養生シート	2 巻※7
	粘着マット	2 枚※8
	脱衣収納袋	8 個※9
	難燃袋	84 枚※10
	難燃テープ	12 巻※11
	クリーンウェス	5 缶※12
	吸水シート	93 枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　エリアの設営に必要な数量
※3　各エリア間の4個×1.5倍＝6個
※4　1台×1.5倍＝1.5→2台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　44.0 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90m^2／巻×1.5倍＝1.5→2巻
※8　1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
※9　8個（設置箇所数，修繕しながら使用）
※10　8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
※11　58.4 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
※12　11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×4ℓ(1回除染する際の排水量)÷5ℓ(シート1枚の給水量)×1.5倍＝92.4→93枚

○その他

名称	数量※	根拠
可搬型照明（ＳＡ）	4台（予備1台含む）	チェンジングエリアの運用に必要な数量

※今後，訓練等で見直しを行う

第 1.0.4－8 表　事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項　　目
汚染密度測定用サーベイメータ
ＮａＩシンチレーションサーベイメータ
電離箱サーベイメータ
ダストサンプラー
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服
全面マスク
タイベックスーツ
ゴム手袋
遮へい材
放射能測定用車両
Ｇｅ半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全α測定装置
可搬型モニタリングポスト

原子力災害が発生した場合，又は発生するおそれがある場合には，発災事業者からの要請に基づき，必要数量が貸与される。

第1.0.4－9表　原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信機器の整備状況等

原子力事業所災害対策支援拠点に配備する原子力防災関連資機材は以下のとおり。通常は，保管場所に記載されている箇所で保管しているが，原子力事業所災害対策支援拠点を開設する際，搬入することとしている。

○非常用通信機器

資機材	数量	保管場所
携帯電話	5台	地域共生部（茨城事務所）
携帯電話（災害優先）	5台	地域共生部（茨城事務所）
衛星携帯電話	1台	地域共生部（茨城事務所）
衛星ファクシミリ	1台	地域共生部（茨城事務所）

○計測器類

資機材	数量	保管場所
汚染密度測定用（β線）サーベイメータ	5台	地域共生部（茨城事務所）
バックグラウンド線量当量率サーベイメータ	1台	地域共生部（茨城事務所）
線量当量率サーベイメータ	1台	地域共生部（茨城事務所）
電子式個人線量計	126台	地域共生部（茨城事務所）

○出入管理

資機材	数量	保管場所
入構管理証発行機	1式	地域共生部（茨城事務所）
放射線防護教育資料	100部	地域共生部（茨城事務所）

○放射線障害防護用器具

資機材	数量	保管場所
汚染防護服（タイベック等）	756組	地域共生部（茨城事務所）近傍倉庫
ダスト・マスク	189個	地域共生部（茨城事務所）
チャコールフィルタ	1,512個	地域共生部（茨城事務所）

○非常用電源

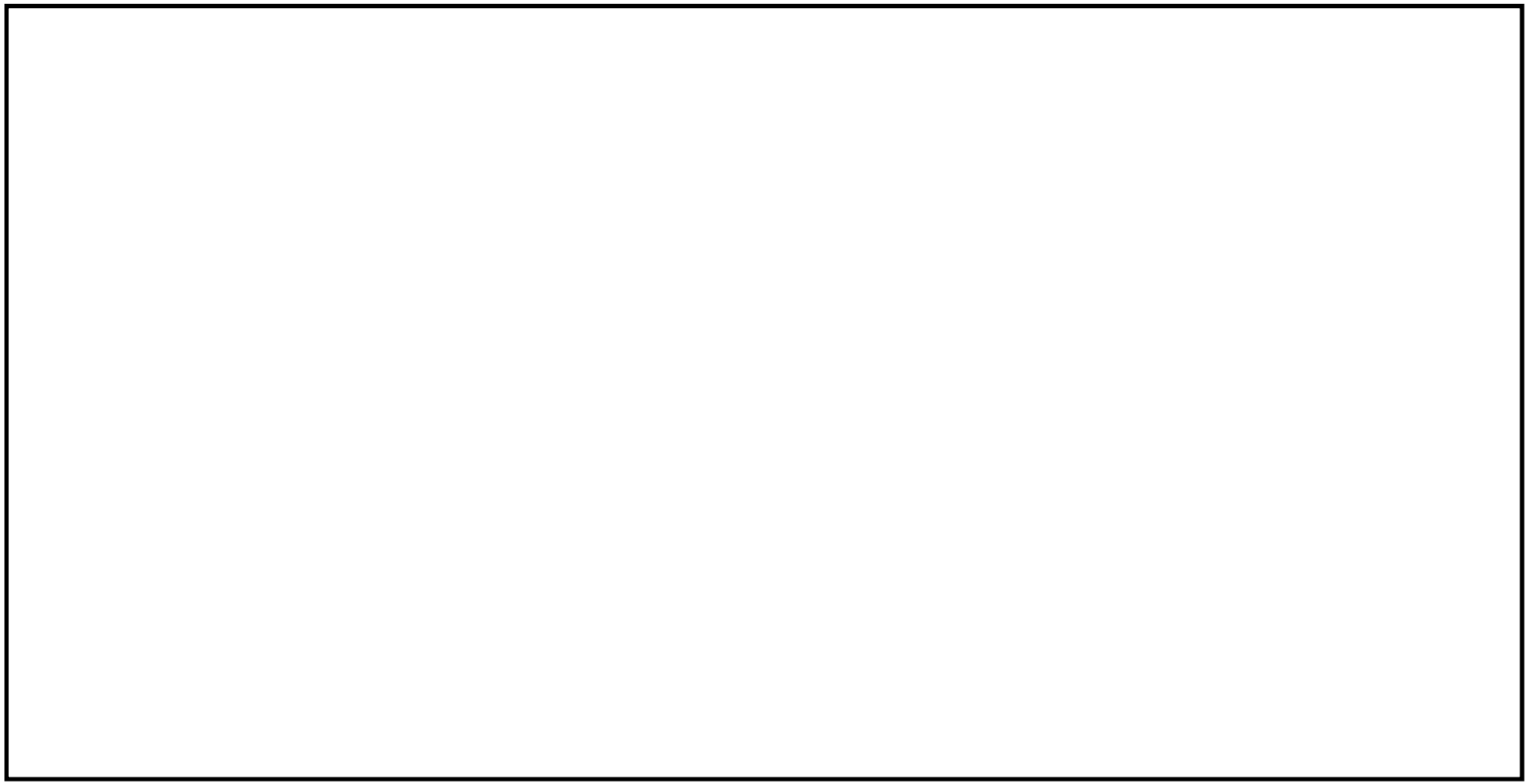
資機材	数量	保管場所
移動式発電機	1台	地域共生部（茨城事務所）

○その他資機材

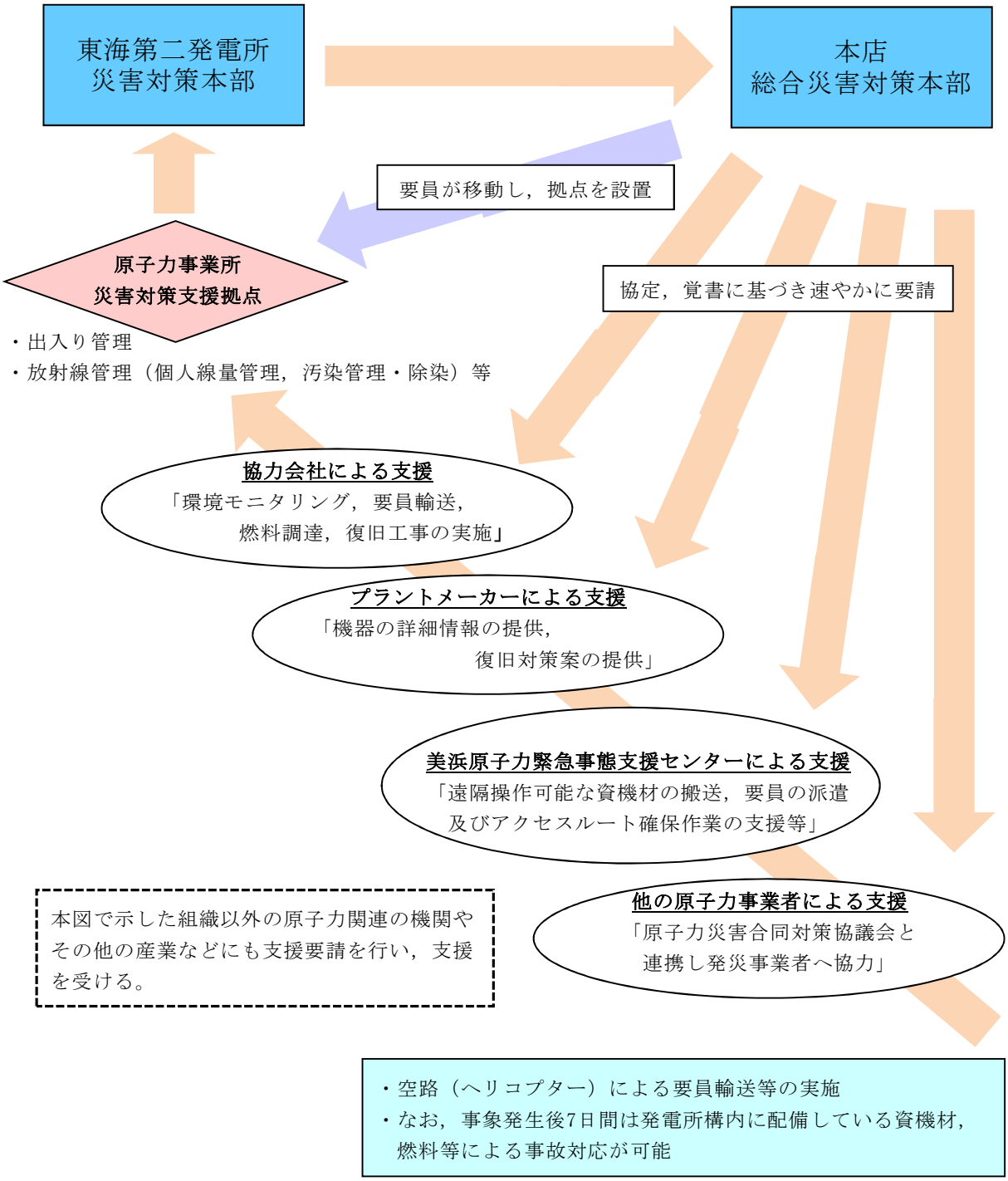
資機材	数量	保管場所
安定ヨウ素剤	1,512錠	地域共生部（茨城事務所）
除染用機材（シャワー設備等）※1	1式/数量2	地域共生部（茨城事務所）
養生シート	1式	地域共生部（茨城事務所）近傍倉庫
非常用食料※2	－	－
資機材輸送用車両	1台	地域共生部（茨城事務所）
燃料（軽油）※2	－	－
テント類	1式	地域共生部（茨城事務所）近傍倉庫
作業服	1式	地域共生部（茨城事務所）近傍倉庫
照明器具	1式	地域共生部（茨城事務所）近傍倉庫

※１：原子力緊急事態支援組織による集中管理資機材として必要時に提供を受ける。

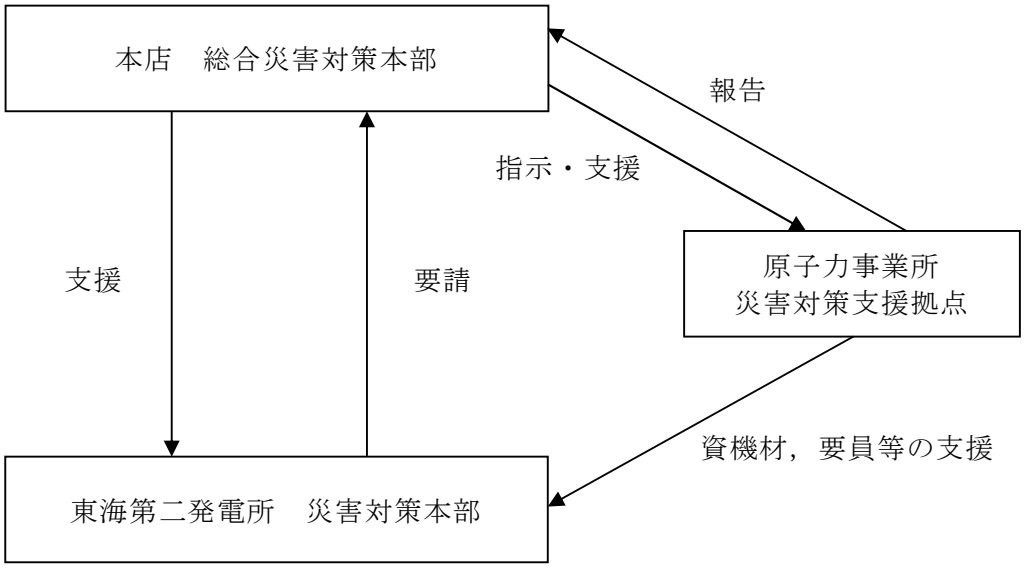
※２：最寄りの小売店より調達する。



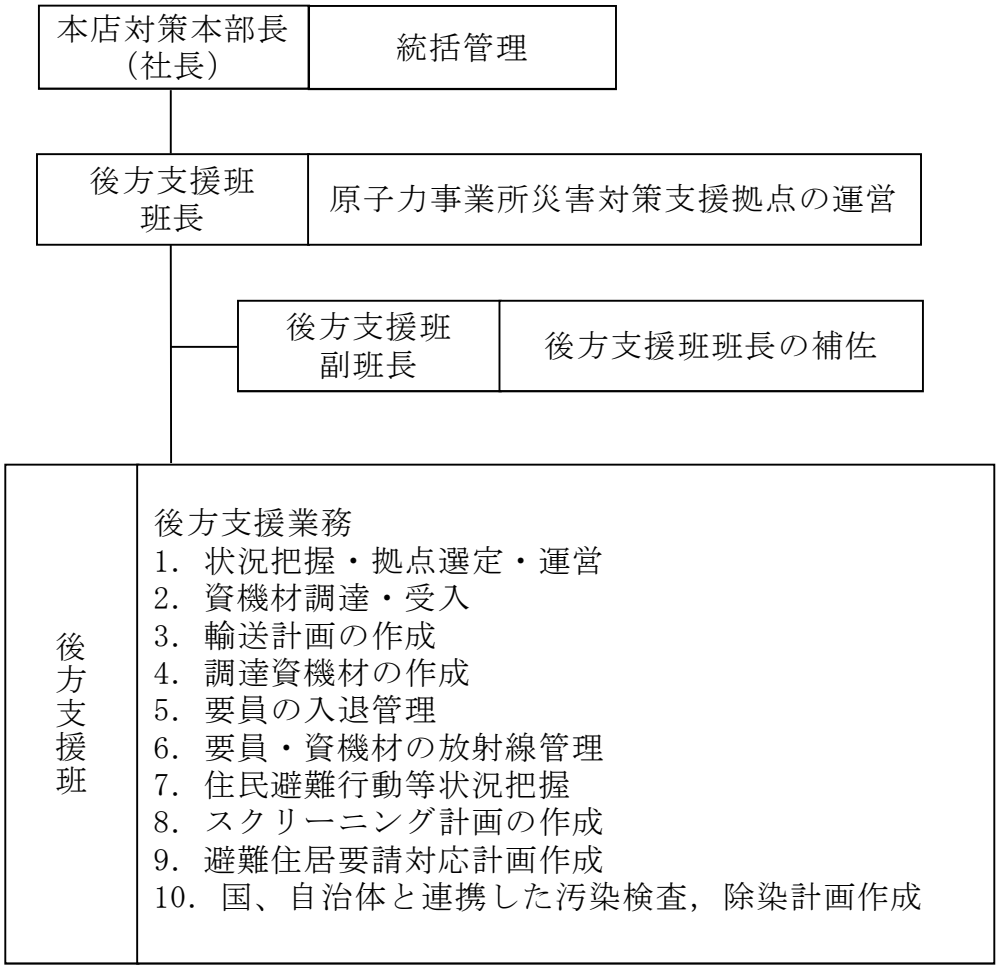
第 1.0.4－1 図　飛行場外離着陸場の位置



第 1.0.4－2 図　原子力災害発生時における発電所外からの支援体制



第 1.0.4－3 図　防災組織全体図



第 1.0.4－4 図　原子力事業所災害対策支援拠点　体制図

別紙１

原子力事業所災害対策支援拠点について

１．日本原子力発電（株）地域共生部　茨城事務所

所在地	茨城県水戸市笠原978－25
発電所からの方位，距離	南西　約20ｋｍ
施設構成	商業ビル（鉄骨鉄筋コンクリート造7階建5階　執務室床面積約350m^2）
非常用電源	非常用ディーゼル発電機（3.1kVA）　1台
非常用通信機器	・電話（携帯電話，衛星系） ・ＦＡＸ（衛星系）
その他	・食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

２．東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社　日立事務所　別館

所在地	茨城県日立市神峰町2－8－4
発電所からの方位，距離	北北東　約15ｋｍ
施設構成	事務所建屋（鉄筋コンクリート造4階建　執務室，会議スペース等，総床面積約1,300m^2），駐車場
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 ・食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
非常用通信機器	
その他	

３．東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社　別館

所在地	茨城県水戸市南町2－6－2
発電所からの方位，距離	南西　約15ｋｍ
施設構成	事務所建屋（鉄筋コンクリート造4階建　執務室，会議スペース等，総床面積約2,400m^2），駐車場
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 ・食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
非常用通信機器	
その他	

４．東京電力パワーグリッド（株）茨城総支社　常陸大宮事務所

所在地	茨城県常陸大宮市下町1456
発電所からの方位，距離	西北西　約20ｋｍ
施設構成	事務所建屋（鉄筋コンクリート造3階建　執務室，会議スペース等，総床面積約2,900m^2），駐車場
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 ・食料等の消耗品については，達可能な小売店等から調達。
非常用通信機器	
その他	

５．（株）日立製作所　電力システム社日立事業所

所在地	茨城県日立市会瀬町4丁目2
発電所からの方位，距離	北北東　約15ｋｍ
施設構成	体育館（約4,900m^2），グランド施設（2面，約28,000m^2），駐車場
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 ・食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
非常用通信機器	
その他	

６．（株）日立パワーソリューションズ　勝田事業所

所在地	茨城県ひたちなか市堀口832－2
発電所からの方位，距離	南西　約10ｋｍ
施設構成	工場施設（上屋あり，約2,700m^2），グランド施設（約16,000m^2）
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部より運搬。 ・食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
非常用通信機器	
その他	

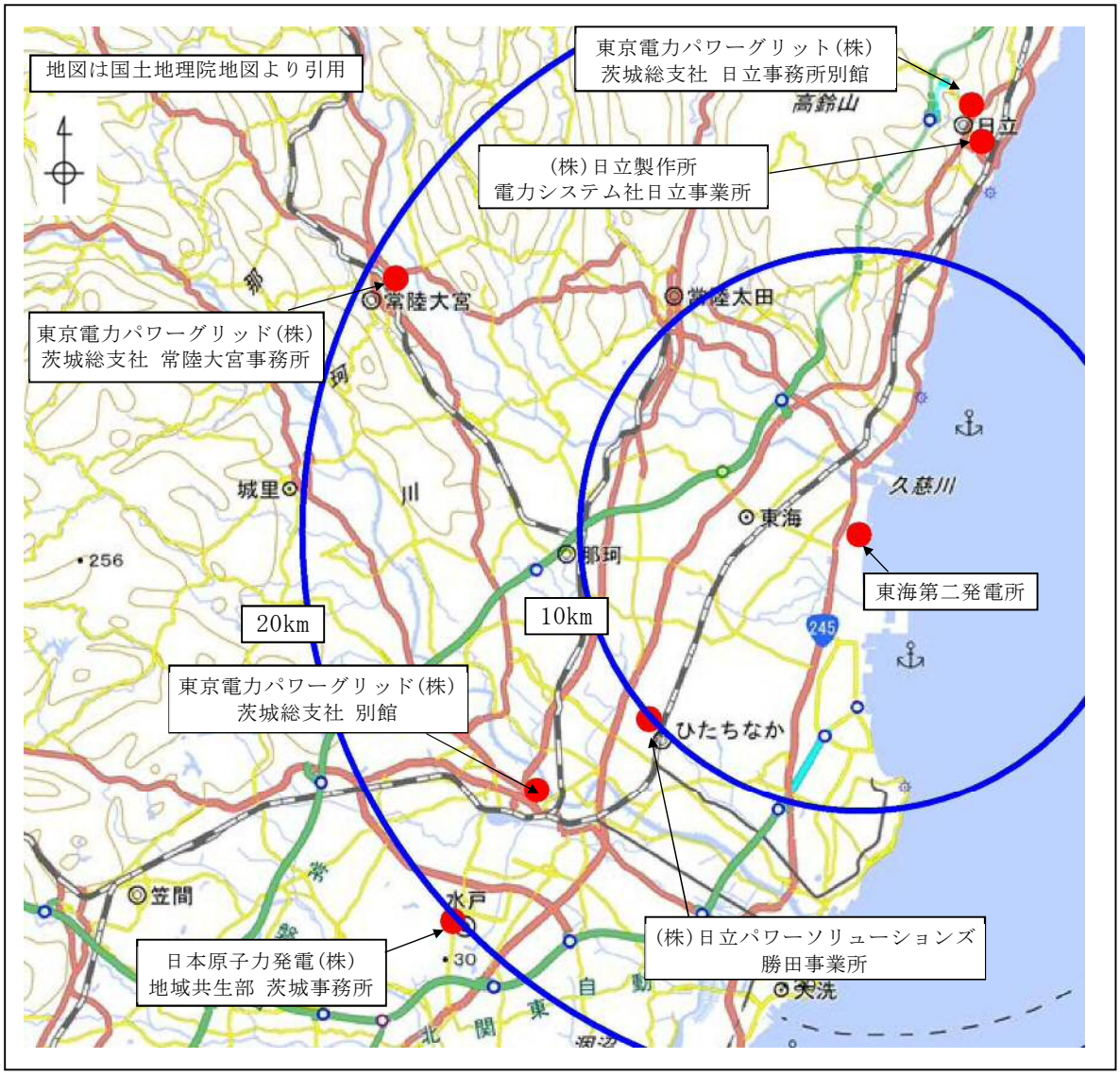


図　原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

添付資料 1.0.5

東海第二発電所

重大事故等への対応に係る文書体系

＜目　　次＞

１．重大事故等への対応に係る文書体系‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 1.0.5－1

第 1.0.5－1 表　実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する
手順の関係 ‥‥ 1.0.5－4

第 1.0.5－1 図　品質マネジメントシステム文書体系図
（重大事故等発生時等に係る文書）‥ 1.0.5－5

１．重大事故等への対応に係る文書体系

実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第９２条（保安規定）において，重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを要求されていることから，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。）第１７条の５（重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）及び第１７条の６（大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）に，以下の内容を新たに規定することとしている。

・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置
・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する毎年１回以上の教育及び訓練
・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備
・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項（炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること，原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること，使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること，原子炉停止時における燃料体の損傷を防止するための対策に関すること，大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること，炉心の損傷を緩和するための対策に関すること，原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること，使用済燃料プールの水位を確保するための

対策及び燃料の損傷を緩和するための対策に関すること，放射性物質の放出を低減するための対策に関すること）

当該条文に対する具体的な規定内容については，下部規程（二次文書，三次文書)に以下のとおり展開し,実効的な手順構成となるよう整備している。手順書は，通常時からプラントを運転監視している当直（運転員）が事故収束のために用いる手順書と，災害対策本部が使用する手順書の二種類に整理している。

当直（運転員）が使用する手順書は，保安規定第１４条(手順の作成)に基づき「警報処置手順書」,「非常時運転手順書（事象ベース)」,「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース)」,「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース)」及び「ＡＭ設備別操作手順書」,保安規定第１１０条（原子力防災資機材等）に基づき「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント)」を作成し，それぞれ具体的な対応を定めている。これらは，第 1.0.5－1 図に示すとおり二次文書である「運転管理業務要項」に繋がる三次文書として整理している。

また,災害対策本部が使用する手順書は,保安規定第９章非常時の措置（第１０８条～第１１７条）に基づく二次文書「原子力災害対策業務要項」に繋がる三次文書として,「災害対策要領」,「アクシデントマネジメントガイド」及び「重大事故等対策要領」を定める。

なお，当直（運転員）が使用する手順書と災害対策本部が使用する手順書は，使用目的によっては，相互の手順の完遂により機能を達成する場合があり，相互の手順書は関連付けされる。

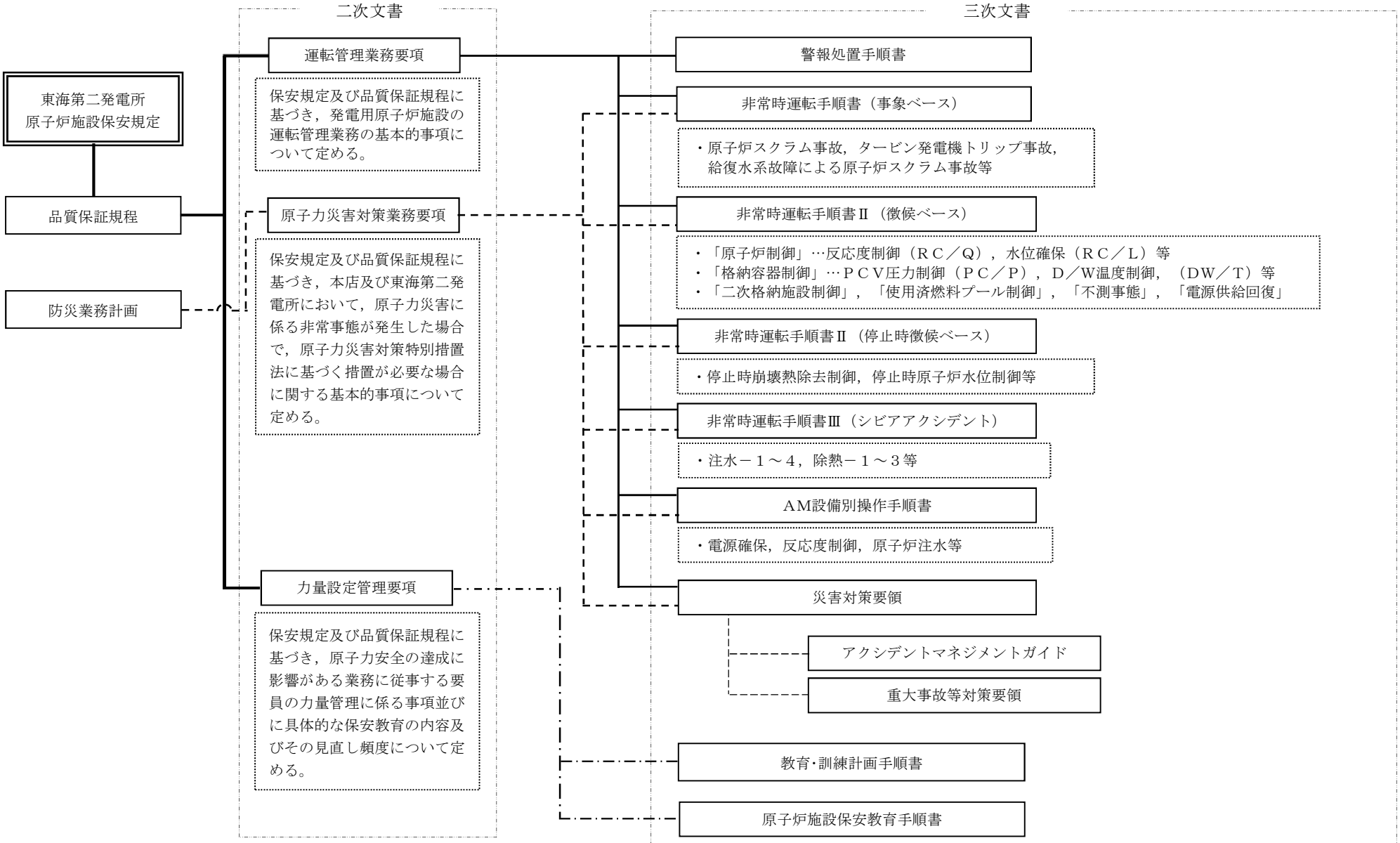
上記，当直（運転員）及び災害対策本部の要員が必要な力量を確保するた

めに，二次文書「力量設定管理要項」及び三次文書「教育・訓練計画手順書」，「原子炉施設保安教育手順書」に必要な措置を定める。

実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係を第 1.0.5-1 表に示す。また，第 1.0.5－1 表に示す重大事故等発生時等に係る社内規程類に関する二次文書及び三次文書の体系を第 1.0.5－1 図に示す。

第 1.0.5－1 表　実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係

実用炉規則	実用炉規則に規定する内容	保安規定	保安規定に規定する内容	社内規程（二次文書）
第九十二条第１項 第九号	発電用原子炉施設の運転に関すること	第１４条	手順の作成	「運転管理業務要項」
第九十二条第１項 第十九号	非常の場合に講ずべき処置に関すること	第１０８条 第１０９条 第１１０条 第１１１条 第１１２条 第１１３条 第１１４条 第１１５条 第１１６条 第１１７条	原子力防災組織 原子力防災組織の要員 原子力防災資機材等 通報経路 原子力防災訓練 通報 非常事態の宣言 応急措置 非常時における活動 非常事態の解除	「運転管理業務要項」 「原子力災害対策業務要項」 「力量設定管理要項」
第九十二条第１項 第二十二号	重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること	第１７条の５	重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	「運転管理業務要項」 「原子力災害対策業務要項」 「力量設定管理要項」
第九十二条第１項 第二十三号	大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること	第１７条の６	大規模損壊時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	



第1.0.5－1 図　品質マネジメントシステム文書体系図（重大事故等発生時等に係る文書）

添付資料1.0.6

東海第二発電所

重大事故等対応に係る

手順書の構成と概要について

目　　次

1.　手順書の体系について.....1.0.6－1

2.　手順書の概要について.....1.0.6－1

2.1　運転手順書.....1.0.6－2

(1)　警報処置手順書.....1.0.6－2

(2)　非常時運転手順書（事象ベース）.....1.0.6－2

(3)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）.....1.0.6－3

(4)　非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）.....1.0.6－5

(5)　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）.....1.0.6－6

(6)　ＡＭ設備別操作手順書.....1.0.6－7

2.2　災害対策本部手順書.....1.0.6－8

(1)　災害対策要領.....1.0.6－8

(2)　アクシデントマネジメントガイド.....1.0.6－8

(3)　重大事故等対策要領.....1.0.6－9

2.3　運転手順書の判断者・操作者の明確化.....1.0.6－10

(1)　判断者の明確化.....1.0.6－10

(2)　操作者の明確化.....1.0.6－10

3.　運転手順書間のつながり，移行基準について.....1.0.6－10

(1)　警報処置手順書から他の運転手順書への移行.....1.0.6－11

(2)　非常時運転手順書（事象ベース）から他の運転手順書への移行

....1.0.6－11

(3)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）から他の運転手順書への移行

....1.0.6－11

(4)　災害対策要領の導入.....1.0.6－12

4.　当直（運転員）の対応操作の原則と流れについて.....1.0.6－12

4.1　対応操作の原則.....1.0.6－12

(1)　「止める」の対応.....1.0.6－12

(2)　「冷やす」の対応.....1.0.6－12

(3)　「閉じ込める」の対応.....1.0.6－13

4.2　対応操作の流れ.....1.0.6－13

5.　重大事故等時の対応及び手順書の内容について.....1.0.6－14

添付１　炉心損傷開始の判断基準について.....1.0.6－16

別紙１　ＡＯＰ フローチャート

別紙２　ＡＯＰ 操作等判断基準一覧

別紙３　ＥＯＰ フローチャート

別紙４　ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

別紙５　ＥＯＰ 操作等判断基準一覧

別紙６　停止時ＥＯＰ フローチャート

別紙７　停止時ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

別紙８　停止時ＥＯＰ 操作等判断基準一覧

別紙９　ＳＯＰ フローチャート

別紙１０　ＳＯＰ 目的及び基本的な考え方

別紙１１　ＳＯＰ 操作等判断基準一覧

別紙１２　ＡＭ設備別操作手順書一覧

別紙１３　重大事故等対策要領概要

別紙１４　ＥＯＰ／ＳＯＰ フローチャート凡例

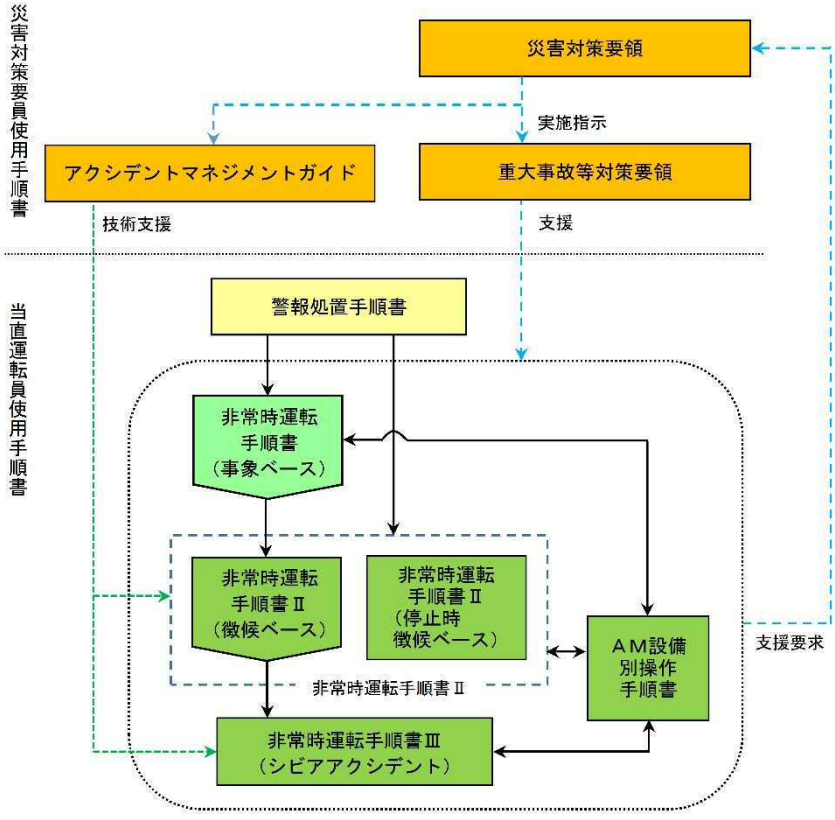
別紙１５　重大事故等対策における作業毎の想定時間の設定について

1.　手順書の体系について

東海第二発電所では，プラントに異常が発生した場合等において，重大事故への進展を防止するため，「警報処置手順書」，「非常時運転手順書（事象ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）及び「ＡＭ設備別操作手順書」を整備している。

また，重大事故に至る可能性が高い場合あるいは重大事故に進展した場合に備えて「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」，「災害対策要領」，「アクシデントマネジメントガイド」及び「重大事故等対策要領」を整備する。

事故発生時における手順書の機能体系は以下のとおり。



手順書機能体系の概要図

2.　手順書の概要について

手順書は使用主体に応じて，中央制御室及び現場で当直（運転員）及び重

大事故等対応要員（運転操作対応）が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）及び緊急時対策所及び現場で災害対策要員（当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）を除く）が使用する手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）に分類して整備する。

以下，運転手順書及び災害対策本部手順書の概要を示す。

2.1　運転手順書

(1)　警報処置手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

警報ごとに対応手順を定めており，手順書に記載しているパラメータの確認や対応処置等を実施することで，故障・事故の徴候の把握及び事故の収束・拡大防止を図る。

(2)　非常時運転手順書（事象ベース）

単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故発生時等の主な事象ごとに対応操作をあらかじめ手順化しており，当該手順で対応できると判断した場合に使用し，発生事象が収束するまでの間に適用する。

非常時運転手順書（事象ベース）（以下「ＡＯＰ」という。）は，事象毎に事故の想定，操作のポイント，対応フロー図，対応手順等で構成される，ＡＯＰには「原子炉スクラム事故」，「タービン発電機トリップ事

故」，「再循環系ポンプトリップ事故」，「冷却材喪失事故」，「ＭＳＩＶ閉による原子炉隔離事故」，「給復水系故障による原子炉スクラム事故」，「復水器循環水喪失事故」，「275kV電源喪失事故」等がある。

ＡＯＰにて事故対応中，多重事故へと進展し想定したＡＯＰ手順から逸脱する場合には非常時手順書Ⅱ（徴候ベース）にて対応する。

ＡＯＰの一例として，「給復水系故障による原子炉スクラム事故」のフローチャート及び操作等判断基準一覧を別紙１，２に示す。

（別紙１，２）

(3)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）

事故の起因事象を問わず，ＡＯＰでは対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に，重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

ＡＯＰが設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を定めた手順書であるのに対して，非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）（以下「ＥＯＰ」という。）は，プラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を定めた手順書であり，設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重事故時等に適用する。

ＥＯＰは目的に応じて「原子炉制御」，「格納容器制御」，「原子炉建屋制御」，「使用済燃料プール制御」，「不測事態」，「ＡＭ初期対応」及び「電源供給回復」に分類した各手順を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」，フローチャート中の操作を実施する際に使用する「ＡＭ設備別操作手順書」により構成される。事故時には，発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の未臨界維持，炉心損傷防止，原子炉格納容器の健全性確保等に関するパラメータを確認し，各手順の導入条件が成立

した場合には，その手順に移行し対応処置を実施する。

ＥＯＰによる対応においては，原子炉制御，格納容器制御，原子炉建屋制御，使用済燃料プール制御等の対応が同時進行する状況を想定して，対応の優先順位をあらかじめ定め，原子炉格納容器が破損するおそれがある場合を除き，原則として原子炉側から要求される操作を優先する。

各手順のフローチャート，目的及び基本的な考え方，操作等判断基準一覧を別紙３，４，５に示す。

なお，各手順，フローチャート及び操作等判断基準において，原子炉圧力容器を「ＲＰＶ」，原子炉格納容器を「ＰＣＶ」，原子炉建屋原子炉棟を「Ｒ／Ｂ」という。その他の略語については使用箇所に示す。

（別紙３，４，５）

ａ．ＥＯＰフローチャート

(a)　原子炉制御

ⅰ）　目的：スクラム確認，原子炉未臨界，炉心損傷防止
ＥＯＰ各制御への導入判断

ⅱ）　手順書：スクラム（ＲＣ），反応度制御（ＲＣ／Ｑ），水位確保（ＲＣ／Ｌ），減圧冷却（ＣＤ）

(b)　格納容器制御

ⅰ）　目的：原子炉格納容器の健全性確保

ⅱ）　手順書：ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ），Ｄ／Ｗ温度制御（ＤＷ／Ｔ），Ｓ／Ｐ温度制御（ＳＰ／Ｔ），Ｓ／Ｐ水位制御（ＳＰ／Ｌ），ＰＣＶ水素濃度制御（ＰＣ／Ｈ）

(c)　原子炉建屋制御

ⅰ）　目的：原子炉建屋への漏えい拡大防止，原子炉建屋の健全性確保

ⅱ）　手順書：原子炉建屋制御（ＳＣ／Ｃ）

(d)　使用済燃料プール制御

ⅰ）　目的：使用済燃料プール内の燃料損傷防止・緩和

ⅱ）　手順書：使用済燃料プール制御（ＳＦ／Ｃ）

(e)　不測事態

ⅰ）　目的：予期せぬ事象により特殊操作が必要となった場合の対応

ⅱ）　手順書：水位回復（Ｃ１），急速減圧（Ｃ２），水位不明（Ｃ３）

(f)　ＡＭ初期対応

ⅰ）　目的：非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）への移行判断及び非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）への円滑な移行

ⅱ）　手順書：ＡＭ初期対応（Ｃ４）

(g)　電源供給回復

ⅰ）　目的：交流動力電源喪失，直流電源喪失時の電源復旧

ⅱ）　手順書：電源供給回復（ＰＳ／Ｒ）

(4)　非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）

原子炉が停止中の場合において，プラントに異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）（以下「停止時ＥＯＰ」という。）に定めている。

プラント停止中に発生する可能性のある事故に対し，ＥＯＰと同様に，観測されるプラントの徴候（パラメータ変化）に応じた対応操作を示した手順であり，設計基準事故を越えるような多重故障にも適用する。

停止時ＥＯＰは目的に応じて「停止時反応度制御」，「停止時崩壊熱除去制御」，「停止時原子炉水位制御」及び「停止時電源復旧」の各手順を

ＥＯＰと同様に，視覚的に認識できるようにした「フローチャート」，フローチャート中の操作を実施する際に使用する「ＡＭ設備別操作手順書」により構成される。

異常事象発生時には，原子炉の未臨界維持，炉心冷却状況等に関するパラメータを確認し，各手順の導入条件が成立した場合には，その手順の対応操作を開始する。

各手順のフローチャート，目的及び基本的な考え方，操作等判断基準一覧を別紙６，７，８に示す

（別紙６，７，８）

ａ．停止時ＥＯＰフローチャート

(a)　停止時反応度制御

ⅰ）　目的：意図せぬ制御棒引き抜け時の対応

ⅱ）　手順書：停止時反応度制御（ＳＤ／ＲＣ）

(b)　停止時崩壊熱除去制御

ⅰ）　目的：原子炉の状態に応じた崩壊熱の除去

ⅱ）　手順書：停止時崩壊熱除去制御（ＳＤ／ＲＬ）

(c)　停止時原子炉水位制御

ⅰ）　目的：原子炉の状態に応じた原子炉水位確保

ⅱ）　手順書：停止時原子炉水位制御（ＳＤ／ＬＣ）

(d)　停止時電源復旧

ⅰ）　目的：外部電源喪失時の交流及び直流電源の供給

ⅱ）　手順書：停止時電源復旧（ＳＤ／ＰＳ）

(5)　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）

ＥＯＰで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に，事

故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデントに適用する。

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）（以下「ＳＯＰ」という。）は，炉心損傷後に実施すべき対応操作の内容を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」，フローチャート中の対応操作を実施する際に使用する「ＡＭ設備別操作手順書」にて構成される。

各手順のフローチャート，目的及び基本的な考え方並びに操作等判断基準一覧を別紙９，１０，１１に示す。

（別紙９，１０，１１）

ａ．ＳＯＰフローチャート(a)　ＡＭ操作方針の全体流れ図

(b)　注水－１　「損傷炉心への注水」

(c)　注水－２　「長期の原子炉水位の確保」

(d)　注水－３ａ「ＲＰＶ破損前のペデスタル（ドライウェル部）水位確保」

(e)　注水－３ｂ「ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」

(f)　注水－４　「長期のＲＰＶ破損後の注水」

(g)　除熱－１　「損傷炉心冷却後の除熱」

(h)　除熱－２　「ＲＰＶ破損後の初期ＰＣＶスプレイ」

(i)　除熱－３　「ＲＰＶ破損後の除熱」

(j)　放出　　「ＰＣＶ破損防止」

(k)　水素　　「Ｒ／Ｂ水素爆発防止」

(6)　ＡＭ設備別操作手順書

ＡＭ設備別操作手順書には，重大事故等時において恒設の電源設備，注水設備が使用できない場合に，災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち，当直（運転員）が行う対応操作及び事故時において当直（運転員）が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書である。

ＡＭ設備別操作手順書では，電源確保，反応度制御，原子炉注水，原子炉減圧，原子炉格納容器冷却，原子炉格納容器減圧，原子炉格納容器下部注水，水素対策，使用済燃料プール注水，使用済燃料プール冷却，除熱，冷却水確保，中央制御室居住性確保の項目ごとに手順を定め，その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。

ＡＭ設備別操作手順書の一覧を別紙１２に示す。

（別紙１２）

2.2　災害対策本部手順書

(1)　災害対策要領

重大事故，大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に，緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

災害対策本部は所長が本部長となり，重大事故等時対策を実施する実施組織及びその支援組織を構成し，それぞれの機能毎に責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な重大事故対策を実施しえる体制としている。詳細は，添付資料1.0.10に示す。

(2)　アクシデントマネジメントガイド

プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の，炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を

判断，選択するための情報を定めたガイドで，技術支援組織が使用する。

アクシデントマネジメントガイド（以下「ＡＭＧ」という。）は，プラント状態（炉心損傷の有無，炉心冷却の成否，原子炉圧力容器破損の有無等）に応じた操作の全体像を示した「ＡＭストラテジ」に基づき注水ストラテジ及び除熱ストラテジ等が選択され，個別のストラテジに従って，「確認ガイド」及び「操作ガイド」を参照して，事故収束へ移行させる構成となっている。

技術支援組織は，確認ガイドを用いてプラント状態を可能な限り正確に把握し，操作ガイドに記載された各操作の有効性についてプラントへの影響を含めて判断し，当直（運転員）に対する支援活動を実施する。また，ＳＯＰで判断しえる事象進展を超えた場合についても，確認ガイド，操作ガイドを用いて事故収束に有効なプラント操作を検討し，当直（運転員）に操作内容を指示，助言する。この場合，当直（運転員）は，その指示，助言に従って操作を実施する。

プラントへの影響に配慮するため，操作実施時のパラメータ挙動予測，影響評価するべき項目，監視パラメータ等を操作ガイドに整備する。

(3)　重大事故等対策要領

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備，注水設備等が使用できない場合に，当直（運転員）が行うプラント対応に必要な支援を行うため，可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。

また，残留熱除去系，非常用ディーゼル発電機２Ｃ及び２Ｄの復旧作業が難行する場合に応急的に実施する「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」を整備する。重大事故等対策要領の概要を別紙１

３に示す。

（別紙１３）

2.3　運転手順書の判断者・操作者の明確化

(1)　判断者の明確化

運転手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は，当直発電長が行う。

一方，災害対策本部で実施される事故時のプラント対応の判断は，災害対策本部長代理が行う。

なお，当直（運転員）が行う運転操作や復旧操作において，あらかじめ定めた手順によらない操作及び対応については，災害対策本部長代理が最終的に判断する。

(2)　操作者の明確化

手順書は，当直（運転員）が使用するものと災害対策要員（当直（運転員）及び運転操作対応を除く）が使用するものと，使用主体によって整備している。

ただし，使用目的によっては，相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから，重大事故等対処設備の操作にあたっては，中央制御室と災害対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

3.　運転手順書間のつながり，移行基準について

運転手順書を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため，運転手順書間の移行基準を示す。

また，事故対応中は複数の運転手順書を並行して使用することを考慮し

て，手順書間で対応の優先順位が存在する場合は併せて示す。

(1)　警報処置手順書から他の運転手順書への移行

警報処置手順書で対応中にスクラム等のＥＯＰ導入条件が成立した場合は，ＥＯＰへ移行する。

警報処置手順書に基づく対応において，ＥＯＰ導入条件に至らないＡＯＰ事象に進展した場合は，ＡＯＰへ移行する。

(2)　非常時運転手順書（事象ベース）から他の運転手順書への移行

ＡＯＰ対応中に以下のＥＯＰ導入条件が成立した場合は，ＥＯＰへ移行する。

ａ．ＥＯＰ導入条件（いずれかに該当した場合）

(a)　原子炉を手動スクラム若しくは自動スクラムが発生（スクラム失敗を含む）した場合

(b)　ＥＯＰにおける格納容器制御導入条件が成立した場合

(c)　ＥＯＰにおける原子炉建屋制御導入条件が成立した場合

(d)　ＥＯＰにおける使用済燃料プール制御導入条件が成立した場合

(e)　外部電源が喪失し，全交流動力電源喪失が発生した場合

ｂ．ＥＯＰ移行後のＡＯＰの使用について

ＥＯＰ導入条件が成立した場合はＡＯＰからＥＯＰへ移行するが，原子炉スクラム時の確認事項，タービン・発電機側の対応操作等，ＡＯＰに具体的内容を定めている初動対応についてはＡＯＰを参照する。

(3)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）から他の運転手順書への移行

ＥＯＰ対応中に以下のＳＯＰ導入条件が成立した場合，炉心損傷と判断

し，ＳＯＰに移行する。

ａ．ＳＯＰ導入条件

(a)　原子炉停止後の経過時間と格納容器雰囲気放射線モニタ（以下「ＣＡＭＳ」という。）によるドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の関係から炉心損傷と判断された場合

(b)　ＣＡＭＳによる原子炉格納容器内ガンマ線線量率監視が不可能の場合に，原子炉圧力容器温度から炉心損傷と判断された場合

(4)　災害対策要領の導入

発電所において災害対策本部が設置される際に災害対策要領が導入される。詳細は，添付資料1.0.10に示す。

4.　当直（運転員）の対応操作の原則と流れについて

4.1　対応操作の原則

運転中の異常な過渡変化及び事故が発生した場合，当直（運転員）は「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」の原則に基づきプラント対応操作を実施する。

(1)　「止める」の対応

異常な過渡変化や事故発生時に作動する原子炉スクラム信号を確認し，原子炉の停止を確認する。自動で原子炉スクラムしない場合には，手動によるスクラム操作を実施し，原子炉の停止を確認する。

制御棒の挿入と中性子束の低下状況を確認することにより，原子炉の停止を判断する。

(2)　「冷やす」の対応

原子炉停止後も炉心では崩壊熱が発生していることから，この熱を除去するため，給水・復水系又は非常用炉心冷却系により原子炉への注水手段を確保する。

原子炉水位を所定の水位（原子炉水位低（レベル３）～原子炉水位高（レベル８））に維持することにより，炉心が冷却されていることを判断する。

(3)　「閉じ込める」の対応

放射性物質が環境へ放出されていないことを確認する。また，原子炉格納容器が隔離されていることを確認することにより，閉じ込めが機能していることを判断する。

4.2　対応操作の流れ

当直（運転員）は前述のプラント対応操作の原則をベースに，運転手順書を用いて炉心の損傷防止，原子炉格納容器破損防止等を目的とした対応操作の判断を以下の流れで行う。

異常な過渡変化の発生時，警報処置手順書により初期対応を行う。

警報処置手順書に基づく対応において，ＥＯＰ導入条件に至らないＡＯＰ事象に進展した場合は，ＡＯＰに移行し対応を行う。警報処置手順書又はＡＯＰで対応中に，スクラム等のＥＯＰ導入条件が成立した場合には，ＥＯＰに移行し対応を行う。

原子炉スクラムに至る事故が発生した場合，ＥＯＰでは事故直後の操作と

して原子炉自動スクラムを確認する。自動スクラムしていない場合には，手動により原子炉をスクラムする。

その後は，原子炉水位，原子炉圧力，タービン・電源の各制御を並行して行うとともに，原子炉の未臨界維持，炉心の冷却確保・損傷防止，原子炉格納容器の健全性確保等の対応を行うため，パラメータ（未臨界性，炉心の冷却機能，原子炉格納容器の健全性等）を常に監視し，個別の導入条件が成立すれば，徴候毎に用意した手順に移行する。

ＥＯＰによる対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は，ＳＯＰに移行し，炉心損傷後の原子炉圧力容器破損防止及び原子炉格納容器破損防止のための対応を行う。

運転手順書に基づく安全確保が困難な場合又はそのおそれがある場合，当直発電長は事故収束のために災害対策本部に支援を要請し，災害対策本部長代理は災害対策要員による可搬型設備等も含めた使用可能な設備を最大限活用した対応処置を実施する。

5.　重大事故等時の対応及び手順書の内容について

①　海水を炉心へ注水する事態等においても，財産保護より安全を最優先するという方針の下，当直発電長が迷うことなく判断できるよう，あらかじめ原子炉施設保安運営委員会で判断基準を審議・確認し，運転手順書に定める。

②　有効性評価で示した重要事故シーケンス等は，全て本手順書体系にて対応できるように整備する。併せて，有効性評価で示した判断基準や監視パ

ラメータについても本手順書体系の中で整備する。

詳細は添付資料1.0.7及び添付資料1.0.14に示す。

③　重大事故等時に対処するために把握することが必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を整理するとともに，主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に，当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を運転手順書及び災害対策本部で使用する手順書に整備する。

なお，審査基準1.1～1.15の具体的なパラメータ，監視計器，手順等については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」で整備する。審査基準1.16～1.19については，各々の手順で整備する

④　これらの手順を有効かつ適切に使用し，プラントの状態に応じた対応を行うために，当直（運転員）及び災害対策要員は，常日頃から対応操作について教育・訓練等を実施し，手順の把握，機器の取扱い，系統特性の理解及び原子炉の運転に必要な知識等の習得，習熟を図る。

添付１

炉心損傷開始の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては，注水機能喪失により原子炉水位が燃料有効長頂部（以下「ＴＡＦ」という。）以上に維持できない場合において，原子炉水位が低下し，炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）では，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がＴＡＦ未満となった際，ＣＡＭＳを用いて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し，図１に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合を，炉心損傷の判断としている。

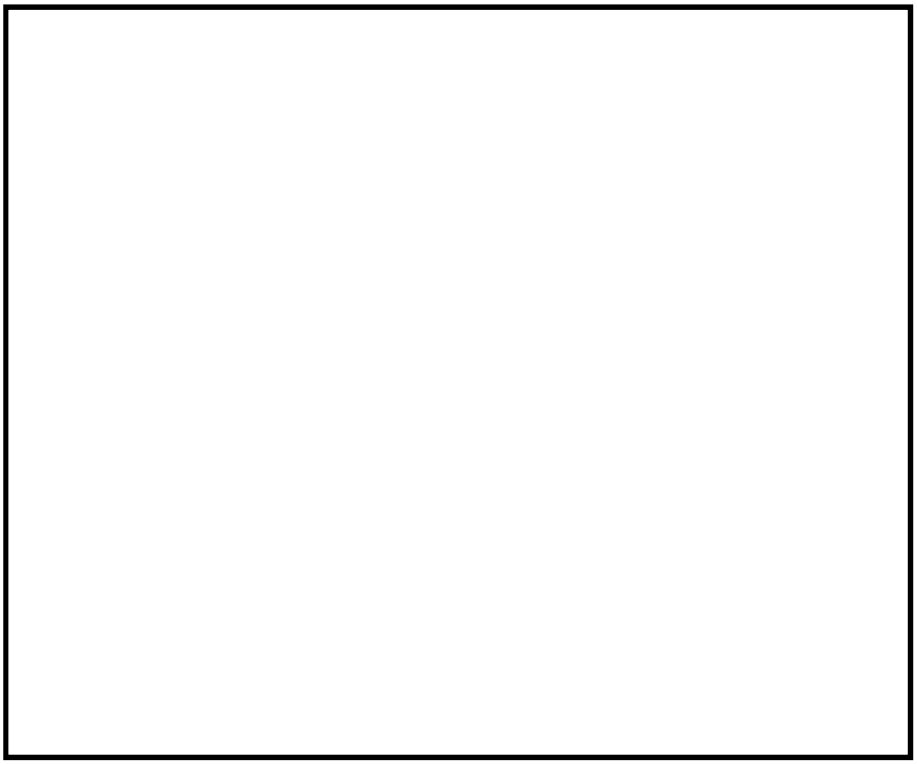
炉心損傷により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の値の上昇を，運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また，福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計，ＣＡＭＳ等の計器が使用不能となり，炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み，ＣＡＭＳに頼らない炉心損傷の判断基準について検討し，その結果，ＣＡＭＳ使用不能の場合は，「原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。

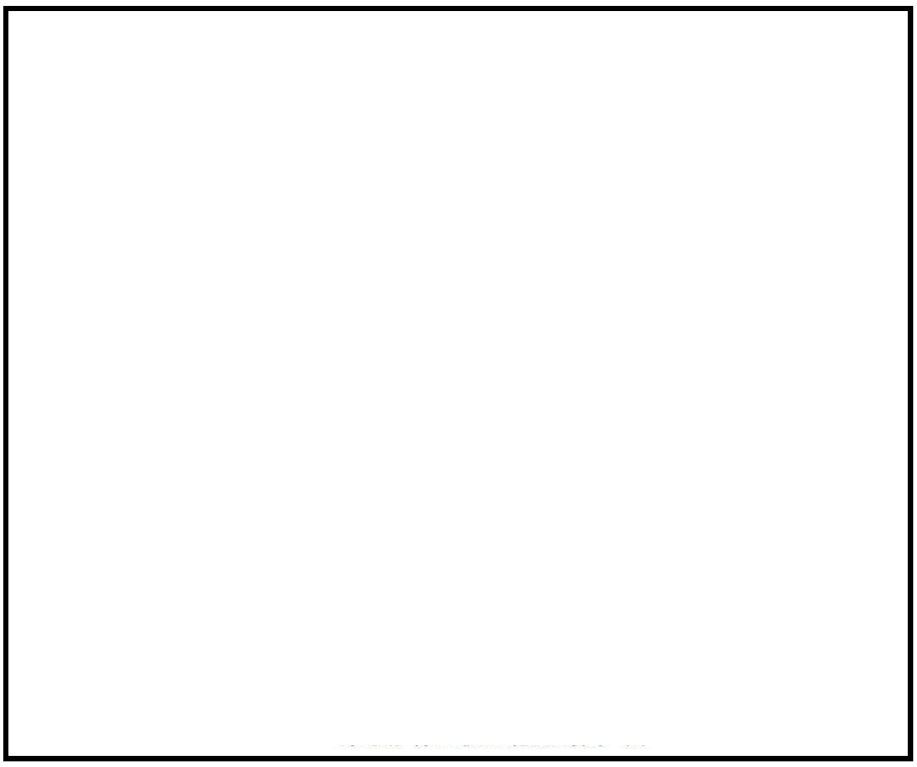
原子炉圧力容器温度は，炉心が冠水している場合には，逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大約8.31MPa[gage]）における飽和温度約299℃を超えることなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて上昇するため，

300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

なお，炉心損傷判断においてＣＡＭＳが使用可能な場合には，ＣＡＭＳにて判断を行う。



(1)　ドライウェルのガンマ線線量率



(2)　ウェットウェルのガンマ線線量率

図１　炉心損傷判定図

非常時運転手順書（事象ベース）「ＡＯＰ」（例）

「給復水系故障による原子炉スクラム事故」対応フローチャート

赤数字：操作内容の判断は別紙２参照

ＡＯＰ「給復水系故障による原子炉スクラム事故」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
給水喪失	1－1	ＬＰＣＰ使用可	・LPCP トリップ要因 ・主復水器状態 ・給水・復水系　弁表示灯	

【略語】
LPCP ：低圧復水ポンプ
HPCP ：高圧復水ポンプ
MDRFP：電動駆動原子炉給水ポンプ
MSIV ：主蒸気隔離弁
RCIC ：原子炉隔離時冷却系
HPCS ：高圧炉心スプレイ系
SRV ：逃がし安全弁

スクラム
（RC）1／2

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

スクラム
（RC）2/2

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

反応度制御
（RC/Q）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

水位確保
（RC/L）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

減圧冷却
（CD）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

ＰＣＶ圧力制御
（PC/P）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

Ｄ／Ｗ温度制御
(DW/T)

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

Ｓ／Ｐ温度制御
(SP/T)

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

Ｓ／Ｐ水位制御
（SP/L）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

ＰＣＶ水素濃度制御
（PC/H）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

原子炉建屋制御
(SC/C)

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

使用済燃料プール制御
（SF/C）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

水位回復
（C1）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

急速減圧
（C2）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

水位不明
（C3）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

ＡＭ初期対応
（C4）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

電源供給回復
（PS/R）

赤数字：操作内容の判断は別紙５参照

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「スクラム」 （ＲＣ）	・原子炉スクラムを確認する。 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・格納容器制御・原子炉建屋制御・使用済燃料プール制御への導入条件を監視し，導入条件が成立した場合には各制御へ移行する。 （原子炉がスクラムしない場合を含む。）			

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「反応度制御」 （ＲＣ／Ｑ）	・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。			

【略語】
SLC ：ほう酸水注入系
CR ：制御棒
ECCS：非常用炉心冷却系
S/C ：サプレッション・チェンバ

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「水位確保」 （ＲＣ／Ｌ）	・原子炉水位をＬ－１以上に回復させ，安定に維持する。			

【略語】
Ｌ－８：原子炉水位高（レベル８）
Ｌ－３：原子炉水位低（レベル３）
Ｌ－２：原子炉水位異常低（レベル２）
Ｌ－１：原子炉水位異常低（レベル１）
TAF ：燃料有効長頂部

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「減圧冷却」 （ＣＤ）	・原子炉水位をＬ－１以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。			

【略語】
MSIV：主蒸気隔離弁
SRV ：逃がし安全弁（逃がし弁機能）
RHR ：残留熱除去系
S/P ：サプレッション・プール

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「ＰＣＶ圧力制御」 （ＰＣ／Ｐ）	・PCV 圧力を監視し，制御する。			
	【略語】 D/W ：ＰＣＶドライウェル部 D/W HVH：ドライウェル内ガス冷却装置				
	「Ｄ／Ｗ温度制御」 （ＤＷ／Ｔ）	・D/W の空間温度を監視し，制御する。			

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「Ｓ／Ｐ温度制御」（ＳＰ／Ｔ）	・S/P 水温度及び S/C 空間部温度を監視し，制御する。			
	「Ｓ／Ｐ水位制御」（ＳＰ／Ｌ）	・S/P 水位を監視し，制御する。			

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「Ｓ／Ｐ水位制御」 （ＳＰ／Ｌ） （続き）				
	「ＰＣＶ水素濃度制御」 （ＰＣ／Ｈ）	・PCV 内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。			

【略語】
FCS ：可燃性ガス濃度制御系
CAMS：格納容器雰囲気モニタ

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉建屋制御	「原子炉建屋施設制御」 （ＳＣ／Ｃ）	・原子炉建屋内での原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいの拡大防止，原子炉建屋の健全性確保。 ・原子炉建屋内外部への放射能放出の制限			
使用済燃料プール制御	「使用済燃料プール制御」 （ＳＦ／Ｃ）	・使用済燃料プール内燃料の損傷防止・緩和			

【略語】
NWL ：通常水位

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「水位回復」 （Ｃ１）	・原子炉水位を回復する。			

【略語】
RCIC：原子炉隔離時冷却系

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「急速減圧」 （Ｃ２）	・原子炉を速やかに減圧する。			

【略語】
ADS ：逃がし安全弁（自動減圧機能）

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「急速減圧」 （Ｃ２） （続き）	・原子炉を速やかに減圧する。			

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「水位不明」 （Ｃ３）	・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。			

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「ＡＭ初期対応」 （Ｃ４）	・ＳＯＰへの移行を円滑にするために初期対応操作を行う。			

【略語】
SOP ：非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）

ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
電源	「電源供給回復」 （ＰＳ／Ｒ）	・全交流動力電源喪失，全直流電源喪失が発生した場合においても，常設代替電源設備及び可搬型代替電源設備により非常用電源設備への電源供給を回復する。			

【略語】
D/G 又は非常用 D/G ：非常用ディーゼル発電機
M/C ：メタルクラッド開閉装置
P/C ：パワーセンタ

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉出力	RC 1－1	自動スクラム成功	・スクラム警報 ・全制御棒挿入状態 ・中性子束「減少」	
	RC 1－2	全制御棒全挿入	・全制御棒位置 ・全制御棒炉心状態表示ユニット ・4ROD 表示 ・CRT 表示 ・プロコン（制御棒位置表示）	
	RC 1－3	1 本の制御棒が未挿入	・全制御棒位置 ・全制御棒炉心状態表示ユニット ・4ROD 表示 ・CRT 表示 ・プロコン（制御棒位置表示）	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉水位	RC 2－1	原子炉水位	・原子炉水位	
	RC 2－2	給水・復水系（H/W 含む）正常	・給水・復水系の運転正常 ・H/W 水位正常 ・給水制御系正常	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉水位	RC 2－3	原子炉水位連続監視，調整Ｌ－3～Ｌ－8に維持	・原子炉水位	
原子炉圧力	RC 3－1	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	RC 3－2	EHC 圧力制御正常	・タービンバイパス弁の追従状況	
	RC 3－3	主復水器使用可能	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・O/G 系正常 ・グランドシール（HS 含む）正常	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉圧力	RC 3－4	SRV 開固着なし	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	
	RC 3－5	SRV による原子炉圧力調整	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
タービン・電源	RC 4－1	所内電源有	・常用 6.9kV 母線電圧	
	RC 4－2	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	RC 4－3	EHC 圧力制御正常	・タービンバイパス弁の追従状況	
	RC 4－4	主復水器使用可能	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・O/G 系正常 ・グランドシール（HS 含む）正常	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
モニタ確認	RC 5－1	モニタ確認	・MS モニタ ・スタックモニタ ・SGTS モニタ ・O/G モニタ ・LDS モニタ ・モニタリングポスト ・その他放射線モニタ	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
格納容器制御への導入	RC 6－1	D/W 圧力 13.7kPa[gage]以上	・D/W 圧力	
	RC 6－2	D/W HVH 戻り温度 65℃（局所 66℃）以上	・D/W HVH 戻り温度 ・D/W 局所温度	
	RC 6－3	S/P 水温度（バルク）32.0℃以上	・S/P 水温度（バルク）	
	RC 6－4	S/P 空間部温度（局所）82.0℃以上	・S/P 空間部（局所）温度	
	RC 6－5	S/P 水位＋16.7 cm以上	・S/P 水位	
	RC 6－6	S/P 水位－4.7 cm以下	・S/P 水位	
	RC 6－7	MSIV 全閉後 12 時間以内に冷温停止できない場合	・MSIV 閉時刻 ・原子炉冷却材温度	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉建屋制御への導入	RC 7－1	原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい警報発生	・ECCS 等吐出圧力 ・ECCS 等機器室周囲温度・換気差温度 ・LDS 論理作動状況 ・放射線モニタ指示 ・火災報知設備	
使用済燃料プール制御への導入	RC 8－1	使用済燃料プール温度高警報 50℃以上	・使用済燃料プール温度	
	RC 8－2	使用済燃料プール水位低警報 NWL －142 ㎜以下	・使用済燃料プール水位	

ＥＯＰ「スクラム（ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
復旧	RC 9－1	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	RC 9－2	MSIV 開可能	・主復水器使用可能 ・隔離信号の有無	
	RC 9－3	PLR ポンプ運転中	・PLR ポンプ運転状態 ・炉心流量	

ＥＯＰ「反応度制御（ＲＣ／Ｑ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
反応度制御 ＲＣ／Ｑ	RCQ 1－1	タービン運転中	・タービン主要弁の開閉状態 ・タービントリップ警報 ・タービンの回転速度	
水位	RCQ 2－1	原子炉出力	・原子炉出力	
	RCQ 2－2	原子炉隔離	・MSIV 開閉状態 ・タービンバイパス弁開閉状態	

ＥＯＰ「反応度制御（ＲＣ／Ｑ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 （続き）	RCQ 2－3	水位Ｌ－3～Ｌ－8 に維持	・原子炉水位	

ＥＯＰ「反応度制御（ＲＣ／Ｑ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
圧力	RCQ 3－1	主復水器使用可能	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・O/G 系正常 ・グランドシール（HS 含む）正常	
水位低下	RCQ 4－1	給水を絞り，原子炉出力 3%未満を維持する（下限Ｌ－2 まで）	・原子炉出力 ・原子炉水位 ・給水制御系	
	RCQ 4－2	水位Ｌ－1＋500 ㎜～＋1500 ㎜に維持	・原子炉水位	

ＥＯＰ「反応度制御（ＲＣ／Ｑ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧	RCQ 5－1	SRV（ADS）2弁開にして減圧し，水位L－1＋500 mm～＋1500 mmに維持	・原子炉圧力 ・原子炉水位	
	RCQ 5－2	SRV（ADS）1弁ずつ順次開放し，水位L－1＋500 mm～＋1500 mmに維持	・原子炉圧力 ・原子炉水位	

ＥＯＰ「反応度制御（ＲＣ／Ｑ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＣ／Ｑ 水位不明	RCQ 6－1	SRV（ADS）2弁開にして炉心冠水最低圧力まで注水維持	・原子炉圧力 ・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位確保（ＲＣ／Ｌ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位	RCL 1－1	水位Ｌ－3～Ｌ－8に維持	・原子炉水位	
	RCL 1－2	水位下降中	・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位確保（ＲＣ／Ｌ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位	RCL 1－3	ECCS 及び給水・復水系作動せず	・ECCS の作動状況 ・給水・復水系の作動状況	
	RCL 1－4	水位 L－1 以上維持可能	・原子炉水位	

ＥＯＰ「減圧冷却（ＣＤ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧	CD 1－1	主復水器使用可能	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・O/G 系正常 ・グランドシール（HS 含む）正常	
	CD 1－2	減圧手段選択	・原子炉圧力 ・S/P 水温度	

ＥＯＰ「減圧冷却（ＣＤ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧 （続き）	CD 1－3	RHR（原子炉停止時冷却系）起動	・原子炉水位 ・原子炉圧力 ・RHR の状態	
水位	CD 2－1	水位 L－1～L－8 に維持	・原子炉水位	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 圧力制御	PCP 1－1	N_2又は空気漏えいによるか	・D/W圧力 ・D/W温度 ・D/W酸素濃度 ・N_2使用量	
	PCP 1－2	水位Ｌ－1未満経験	・原子炉水位記録計 ・警報記録（アラームタイパ）	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 圧力制御 （続き）	PCP 1－3	水位Ｌ－0 以上維持	・原子炉水位	
	PCP 1－4	炉心損傷の有無	・SOP 対象領域判定図 ・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・CAMS 使用不能時は RPV 温度 300℃以上を確認した場合，炉心損傷を判断する。	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 圧力制御 （続き）	PCP 2－1	S/C 圧力 13.7kPa[gage]～ 98.0kPa[gage]	・S/C 圧力	
		S/C 圧力 98.0kPa[gage]～ 245kPa[gage]	・S/C 圧力	
		S/C 圧力 245kPa[gage]～ 279kPa[gage]	・S/C 圧力	
		S/C 圧力 279kPa[gage]～ 310kPa[gage]	・S/C 圧力	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 圧力制御 （続き）	PCP 2－2	24 時間以内に S/C 圧力 13.7kPa[gage]未満	・S/C 圧力	
	PCP 2－3	炉心損傷の有無	・SOP 対象領域判定図 ・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・RPV 温度	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉 満水	PCP 3－1	S/C 圧力 279kPa[gage]以下維持可能	・S/C 圧力	
ＰＣＶ ベント	PCP 4－1	炉心損傷の有無	・ＳＯＰ対象領域判定図 ・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・RPV 温度	

ＥＯＰ「ＰＣＶ圧力制御（ＰＣ／Ｐ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ ベント	PCP 4－2	炉心損傷していない場合のＰＣＶベント判断	・S/C 圧力 ・S/P 水位	

ＥＯＰ「Ｄ／Ｗ温度制御（ＤＷ／Ｔ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｄ／Ｗ 温度制御	DWT 1－1	D/W 局所温度 66℃ 未満	・D/W 局所温度 ・D/W HVH 戻り温度	
		D/W 局所温度 90℃ 到達	・D/W 局所温度	
		D/W 局所温度 171℃ 到達	・D/W 局所温度	
		D/W 局所温度 171℃ 以上	・D/W 局所温度	
	DWT 1－2	D/W 空間部温度制限	・原子炉圧力 ・D/W 空間部温度	
	DWT 1－3	D/W スプレイ起動	・D/W 局所温度 ・D/W HVH 戻り温度	

ＥＯＰ「Ｓ／Ｐ温度制御（ＳＰ／Ｔ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｓ／Ｐ 温度制御 （水温）	SPT 1－1	S/P 水温度 32℃以上	・S/P 水温度	
		S/P 水温度 49℃到達	・S/P 水温度	
		S/P 水温度 100℃近接	・S/P 水温度 ・原子炉水位 ・原子炉圧力	
		S/P 水温度 106℃到達	・S/P 水温度 ・原子炉水位 ・原子炉圧力	
	SPT 1－2	24 時間以内に 32℃未満に冷却可能	・S/P 水温度	

ＥＯＰ「Ｓ／Ｐ温度制御（ＳＰ／Ｔ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｓ／Ｐ 温度制御 （水温） （続き）	SPT 1－3	S/P 熱容量制限	・原子炉圧力 ・S/P 水温度	

ＥＯＰ「Ｓ／Ｐ温度制御（ＳＰ／Ｔ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｓ／Ｐ温度制御（空間部）	SPT 2－1	S/C 空間部温度 82℃未満	・S/C 空間部温度	
		S/C 空間部温度 82℃以上	・S/C 空間部温度	
	SPT 2－2	S/P 水温度 49℃以上	・S/P 水温度	
	SPT 2－3	S/P 熱容量制限	・原子炉圧力 ・S/P 水温度	

ＥＯＰ「Ｓ／Ｐ水位制御（ＳＰ／Ｌ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｓ／Ｐ 水位制御 （高）	SPL 1－1	S/P 水位＋16.7 cm 以上	・S/P 水位	
		S/P 水位＋26.7 cm 到達	・S/P 水位	
		S/P 水位＋5.5m 到達	・S/P 水位	
		S/P 水位＋6.0m 到達	・S/P 水位	
		S/P 水位＋6.5m 到達	・S/P 水位	
		S/P 水位 EL 32.4m 到達	・S/P 水位	

ＥＯＰ「Ｓ／Ｐ水位制御（ＳＰ／Ｌ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｓ／Ｐ 水位制御 （高）	SPL 1－2	24時間以内に＋16.7 cm未満	・S/P水位	
Ｓ／Ｐ 水位制御 （低）	SPL 2－1	S/P水位－4.7 cm以下	・S/P水位	
		S/P水位－14.7 cm到達	・S/P水位	
		S/P水位－50 cm以下	・S/P水位	
	SPL 2－2	24時間以内に－4.7 cm超過	・S/P水位	

ＥＯＰ「ＰＣＶ水素濃度制御（ＰＣ／Ｈ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 水素濃度 制御 ＰＣ／Ｈ	PCH 1－1	CAMS の起動確認	・CAMS の運転状態	
	PCH 1－2	水素濃度 3.4vol％以上	・PCV 水素濃度	

ＥＯＰ「原子炉建屋制御（ＳＣ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉建屋制御	SCC 1－1	漏えい箇所自動隔離失敗	・漏えい箇所の隔離 ・表示灯 ・漏えい判断時のパラメータ指示	
	SCC 1－2	漏えい箇所遠隔手動隔離失敗	・漏えい箇所の隔離 ・漏えい判断時のパラメータ指示	

ＥＯＰ「原子炉建屋制御（ＳＣ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉建屋制御（続き）	SCC 1－3	低圧で原子炉へ注水可能な系統１系統以上起動	・給水・復水系の状態 ・ECCS の起動状態	

ＥＯＰ「原子炉建屋制御（ＳＣ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉建屋制御（急速減圧より）	SCC 2－1	漏えい箇所隔離成功	・漏えい箇所の隔離	
	SCC 2－2	炉心損傷の有無	・SOP 対象領域判定図 ・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・RPV 温度	

ＥＯＰ「使用済燃料プール制御（ＳＦ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
使用済燃料プール制御（水温）	SFC 1－1	使用済燃料プール O/F 水位付近 維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プールスキマーサージタンク水位 ・使用済燃料プール冷却系統運転状態	
	SFC 1－2	使用済燃料プール冷却系統の起動	・使用済燃料プール冷却系の状態 ・RHR 系統の状態 ・使用済燃料プール水位	
	SFC 1－3	代替燃料プール冷却系起動	・代替燃料プール冷却系の状態 ・使用済燃料プール水位	

【略語】O/F 水位：オーバーフロー水位
NWL　　：通常時水位

ＥＯＰ「使用済燃料プール制御（ＳＦ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
使用済燃料プール制御（水温）（続き）	SFC 1－4	使用済燃料プール水温 50℃未満	・使用済燃料プール水温度	
	SFC 1－5	使用済燃料プール水温 65℃以上	・使用済燃料プール水温度	

ＥＯＰ「使用済燃料プール制御（ＳＦ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
使用済燃料プール制御（水位）	SFC 2－1	使用済燃料プール水位戻り配管下端（NWL－230mm）以上維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール水温度	
	SFC 2－2	ＳＦＰ水位上昇	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール水温度 ・燃料プール注水系運転状態	

ＥＯＰ「使用済燃料プール制御（ＳＦ／Ｃ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
使用済燃料プール制御（水位）	SFC 2－3	使用済燃料プール水位低警報（NWL－142mm）以上 水位回復	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール水温度	

ＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位回復 Ｃ１	C1 1－1	低圧で原子炉へ注水可能な系統2系統以上起動	・給水・復水系の状態 ・ECCS の起動状態 ・低圧代替注水系（常設）の起動状態	
	C1 1－2	水位下降中 or 上昇中	・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 下降中	C1 2－1	炉圧 1.04MPa[gage] 以上	・原子炉圧力	
	C1 2－2	水位上昇中	・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 下降中 （続き）	C1 2－3	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系１系統以上起動	・給水・復水系の状態 ・ECCS の起動状態 ・低圧代替注水系（常設）の起動状態 ・代替循環冷却系の起動状態 ・消火系の起動状態 ・補給水系の起動状態 ・低圧代替注水系（可搬型）の起動状態	

ＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 上昇中	C1 3－1	RCIC 又は高圧代替注水系作動中	・原子炉水位 ・RCIC の運転状態 ・高圧代替注水系の運転状態	
	C1 3－2	TAF 継続時間の確認	・原子炉水位 ・最長許容炉心露出時間 ・原子炉停止後の時間 ・TAF 継続時間	
	C1 3－3	TAF 到達	・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 上昇中 （続き）	C1 3－4	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系１系統以上起動	・ECCS の起動状態 ・低圧代替注水系（常設）の起動状態 ・代替循環冷却系の起動状態 ・消火系の起動状態 ・補給水系の起動状態 ・低圧代替注水系（可搬型）の起動状態	

kaＥＯＰ「水位回復（Ｃ１）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
（急速減圧より）	C1 4－1	原子炉水位Ｌ－0 以下	・原子炉水位	
	C1 4－2	再冠水維持 低圧注水系 1 系統以上運転	・低圧注水系の運転状態	
	C1 4－3	スプレイ冷却維持 HPCS 又は LPCS 運転	・HPCS の運転状態 ・LPCS の運転状態	

ＥＯＰ「急速減圧（Ｃ２）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
急速減圧 Ｃ２	C2 1－1	ADS 全弁順次開放 （ADS 7 弁開放）	・原子炉圧力 ・給水・復水系の状態 ・低圧注水系の状態 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	

ＥＯＰ「急速減圧（Ｃ２）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
急速減圧 Ｃ２ （続き）	C2 1－2	ADS＋SRV の合計 7 弁まで追加開放	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	
	C2 1－3	ADS 又は SRV 1 弁以上開放	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	
	C2 1－4	タービンバイパス弁による減圧	・原子炉圧力 ・主復水器真空度	

ＥＯＰ「急速減圧（Ｃ２）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
急速減圧 Ｃ２ （続き）	C2 1－5	水位判明	・原子炉水位	
	C2 1－6	D/W 空間部温度制限	・水位不明判断曲線 ・原子炉圧力 ・D/W 空間部温度	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
注水確保	C3 1－1	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系１系統以上起動	・給水・復水系の状態 ・ECCS の起動状態 ・低圧代替注水系（常設）の起動状態 ・代替循環冷却系の起動状態 ・消火系の起動状態 ・補給水系の起動状態 ・低圧代替注水系（可搬型）の起動状態	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
注水確保	C3 1－2	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系１系統以上復旧	・給水・復水系の復旧 ・ECCS の復旧 ・低圧代替注水系（常設）の復旧 ・代替循環冷却系の復旧 ・消火系の復旧 ・補給水系の復旧 ・低圧代替注水系（可搬型）の復旧	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
満水注入	C3 2－1	炉心損傷の有無	・SOP 対象領域判定図 ・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・RPV 温度	
	C3 2－2	SRV 1 弁以上開	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
満水注入 （続き）	C3 2－3	給水系又はHPCS注入不能	・給水・復水系の運転状態 ・HPCSの運転状態	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
満水注入 （続き）	C3 2－4	減圧注水維持	・原子炉圧力 ・原子炉水位	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
満水注入（続き）	C3 2－5	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系１系統以上を起動し，満水を差圧にて確認	・ECCS の状態 ・低圧代替注水系の状態 ・SRV 開閉表示灯 ・原子炉圧力 ・S/C 圧力	
	C3 2－6	SRV 開個数を減らし（最低１弁開）満水	・ECCS の状態 ・低圧代替注水系の状態 ・SRV 表示灯 ・原子炉圧力 ・S/C 圧力	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
満水注入（注水）	C3 2－7	原子炉満水，代替確認 SRV 排気温度と炉水温度に有意な差が無いこと	・原子炉圧力 ・SRV 排気管温度	
	C3 2－8	ADS 弁を 7 弁開とし，原子炉水位を上昇	・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度 ・代替注水系の起動状況	

ＥＯＰ「水位不明（Ｃ３）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位計 復旧	C3 3－1	最長許容炉心露出時間内に水位判明	・原子炉水位 ・最長許容炉心露出時間 ・原子炉停止後の時間	

ＥＯＰ「ＡＭ初期対応（Ｃ４）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＡＭ初期対応 Ｃ４	C4 1－1	注水系統を起動	・原子炉への注水系統の状態	

ＥＯＰ「ＡＭ初期対応（Ｃ４）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＡＭ初期対応 Ｃ４ （続き）	C4 1－2	原子炉水位Ｌ－１未満	・原子炉水位	
	C4 1－3	原子炉水位 BAF＋20％到達	・原子炉水位	
	C4 1－4	炉心損傷開始確認	・CAMS によるガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間 ・RPV 温度	

ＥＯＰ「ＡＭ初期対応（Ｃ４）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＡＭ初期対応 Ｃ４ （続き）	C4 2－1	RHR 系が PCV スプレイに使用できない場合は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）起動	・S/C 圧力 ・RHR の運転状態 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の状態	
	C4 3－1	代替循環冷却系原子炉注水流量 ・100m^3/h	・代替循環冷却系の運転状態 ・代替循環冷却系原子炉注水流量	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
275kV 系 電源喪失	PSR 1－1	154kV 系使用可能	・275kV 系電圧 ・154kV 系電圧 ・非常用 6.9kV 母線電圧	
154kV 系 電源喪失	PSR 2－1	非常用 D/G 1 台以上 起動，電圧確立	・非常用 D/G 運転状態 ・非常用 D/G 電圧 ・非常用 6.9kV 母線電圧	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
154kV 系 電源喪失	PSR 2－2	非常用 D/G 1 台以上復旧，非常用母線へ給電	・非常用 D/G 現場状態 （本体及び補機類） ・非常用 D/G 制御盤及び電源状態	
	PSR 2－3	非常用 D/G 2C，2D 1 台以上非常用母線へ給電中又は給電可能	・非常用 D/G 2C，2D 電圧 ・非常用 6.9kV 母線電圧 ・非常用 D/G 2C，2D 運転状態	
	PSR 2－4	HPCS D/G 起動 M/C 2C 又は 2D へ 給電可能	・非常用 HPCS D/G 電圧 ・非常用 6.9kV 母線電圧 ・非常用 HPCS D/G 運転状態	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
全交流動力電源喪失（外部電源喪失かつ非常用 D/G 全台給電失敗）	PSR 3－1	所内常設直流電源設備使用可能	・所内常設直流電源設備の状態 ・緊急用直流 125V 主母線盤の状態	
	PSR 3－2	緊急用 M/C より M/C 2C 又は 2D へ給電可能	・常設代替交流電源設備常設代替高圧電源装置運転状態 ・緊急用 M/C 電圧	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
全交流動力電源喪失（外部電源喪失かつ非常用 D/G 全台給電失敗）	PSR 3－3	可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車（２台）起動	・緊急用 P/C の状態 ・可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車の状態	
	PSR 3－4	P/C 2C，2D 受電及び復旧対象 MCC 受電	・P/C 2C の状態 ・P/C 2D の状態 ・各 MCC の状態 ・常設代替交流電源設備の状態	
	PSR 3－5	緊急用 P/C，MCC 受電	・緊急用 P/C の状態 ・緊急用 MCC の状態 ・常設代替交流電源設備の状態	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
非常用交流6.9kV母線復旧	PSR 3－6	M/C 2C又は２D受電及び各設備への給電開始	・275kV系電圧 ・154kV系電圧 ・非常用6.9kV母線電圧 ・非常用D/Gの状態 ・常設代替交流電源設備高圧電源装置の状態	

ＥＯＰ「電源供給回復」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
直流動力電源喪失	PSR 4－1	125V 蓄電池 2A，2B 枯渇のおそれ	・直流 125V 主母線盤 2A，2B の状態 ・直流 125V 系電圧	
	PSR 4－2	直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B 受電	・直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の状態 ・直流 125V 系電圧	
	PSR 4－3	緊急用直流 125V 主母 線盤受電	・緊急用直流 125V 主母線盤の状態	

停止時反応度制御
（SD/RC）

赤数字：操作内容の判断は別紙８参照

停止時崩壊熱除去制御
(SD/RL)

赤数字：操作内容の判断は別紙８参照

停止時原子炉水位制御
(SD/LC)

赤数字：操作内容の判断は別紙８参照

停止時電源復旧
(SD/PS)

赤数字：操作内容の判断は別紙８参照

停止時ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
停止時原子炉臨界事象	「停止時反応度制御」」 （ＳＤ／ＲＣ）	・冷温停止状態での臨界事象発生時に，反応度上昇を最大限抑制する。			

【略語】
SLC：ほう酸水注入系
D/W：原子炉格納容器ドライウェル部

停止時ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
停止時崩壊熱除去制御	「停止時崩壊熱除去制御」（ＳＤ／ＲＬ）	・原子炉冷温停止中に崩壊熱除去機能が喪失した場合，崩壊熱による原子炉冷却材の温度上昇，水位低下を抑制し燃料が露出することを防止する。			

【略語】
RHR：残留熱除去系
CUW：原子炉冷却材浄化系
FPC：燃料プール冷却浄化系

停止時ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
停止時原子炉水位制御	「停止時原子炉水位制御」（ＳＤ／ＬＣ）	・原子炉停止中に冷却材喪失事象が発生した場合でも，原子炉の水位低下を抑制することで燃料冷却ができるようにする。			

【略語】
ECCS：非常用炉心冷却系

停止時ＥＯＰ 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
停止時電源喪失制御	「停止時電源復旧」（ＳＤ／ＰＳ）	・原子炉冷温停止中に受電中の外部電源喪失又は全交流動力電源喪失が発生した場合，プラントへの影響を緩和する。			

停止時ＥＯＰ「停止時反応度制御（ＳＤ／ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉出力	SRC 1－1	原子炉自動スクラム	・スクラム警報 ・全制御棒挿入状態 ・中性子束指示	
	SRC 1－2	燃料装荷セルの制御棒全挿入	・全制御棒全挿入位置 ・全制御棒炉心状態表示ユニット ・4ROD 表示 ・CRT 表示 ・プロコン（制御棒位置表示）	
	SRC 1－3	中性子束指示 SRNM レンジ０以下（計数率領域）	・SRNM 指示，SRNM レンジ	

【略語】
SRNM：起動領域計装系

停止時ＥＯＰ「停止時反応度制御（ＳＤ／ＲＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉 出力	SRC 1－4	燃料装荷セルの 制御棒全挿入 又は未臨界達成	・全制御棒全挿入位置 ・全制御棒炉心状態表示ユニット ・4ROD 表示 ・CRT 表示 ・プロコン（制御棒位置表示） ・SRNM 指示，SRNM レンジ	

停止時ＥＯＰ「停止時崩壊熱除去制御（ＳＤ／ＲＬ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉 除熱	SRL 1－1	RHR（原子炉停止時冷却系）又は，代替除熱系１系統以上起動	・RHR の状態 ・代替除熱系の状態 ・原子炉水温度 ・原子炉水位	
	SRL 1－2	RHR（原子炉停止時冷却系）起動	・RHR の状態 ・原子炉水温度 ・原子炉水位	

停止時ＥＯＰ「停止時崩壊熱除去制御（ＳＤ／ＲＬ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉除熱	SRL 1－3	炉水温度低下	・除熱系統運転状態 ・CUW, FPC, ASW, RCW ・原子炉水温度 ・原子炉水位	
	SRL 2－1	RPV ヘッド ON 中	・RPV ヘッド状態 ・定期事業者検査作業工程 ・原子炉水温度 ・原子炉圧力	

【略語】
CUW：原子炉冷却材浄化系
FPC：燃料プール冷却浄化系
ASW：補機海水系
RCW：原子炉補機冷却水系

停止時ＥＯＰ「停止時原子炉水位制御（ＳＤ／ＬＣ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉水位	SLC 1－1	燃料プールゲート「閉」	・原子炉水位 ・ウェルレベル ・燃料プール水位 ・定期事業者検査作業工程	
	SLC 1－2	原子炉水位低Ｌ－3 経験なし	・原子炉水位 ・放射線モニタ ・FRVS/SGTS 状態 ・R/B 換気系状態 ・RHR（原子炉停止時冷却系）状態 ・CUW 系状態	

【略語】
Ｌ－3：原子炉水位低（レベル３）
FRVS/SGTS：原子炉建屋ガス処理系

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
外部電源喪失	SPS 1－1	275kV 系 又は 154kV 系 使用可能	・275kV 系電圧 ・154kV 系電圧 ・開閉所機器状態	
	SPS 2－1	非常用 D/G 1 台以上起動 非常用母線 M/C 2C 又は 2D へ給電	・非常用 D/G 運転状態 ・非常用 D/G 電圧計 ・M/C 2C, M/C 2D, M/C HPCS 電圧計	

【略語】
D/G 又は非常用 D/G ：非常用ディーゼル発電機

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
全交流動力電源喪失（外部電源喪失かつ D/G 全台起動失敗）	SPS 3－1	所内常設直流電源設備使用可能	・所内常設直流電源設備の状態	
	SPS 3－2	緊急用 M/C より M/C 2C 又は 2D へ給電可能	・常設代替交流電源設備常設代替高圧電源装置の運転状態 ・緊急用 M/C 電圧	

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
全交流電源喪失（外部電源喪失かつ非常用D/G全台起動失敗）	SPS 3－3	可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車（２台）起動	・緊急用P/Cの状態 ・可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車の運転状態	
	SPS 3－4	P/C 2C，2D受電及び復旧対象MCC受電	・P/C 2Cの状態 ・P/C 2Dの状態 ・各MCCの状態 ・可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車の運転状態	
	SPS 3－5	緊急用P/C，MCC受電	・緊急用P/Cの状態 ・緊急用MCCの状態 ・可搬型代替交流電源設備可搬型代替低圧電源車の運転状態	

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
直流電源喪失	SPS 4－1	125V 蓄電池 A 系，B 系枯渇のおそれ	・直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の状態 ・直流 125V 系電圧	
	SPS 4－2	直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B 受電	・直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の状態 ・直流 125V 系電圧	

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
直流電源喪失	SPS 4－3	緊急用直流125V主母線盤受電	・緊急用直流125V主母線盤	

停止時ＥＯＰ「停止時電源喪失（ＳＤ／ＰＳ）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
電源供給回復確認	SPS 5－1	RHR（原子炉停止時冷却系）起動	・RHR（原子炉停止時冷却系）の運転状態 ・炉水温度 ・原子炉ウェル温度	
	SPS 5－2	使用済燃料プール冷却系再起動	・使用済燃料プール冷却系の運転状態 ・使用済燃料プール温度	

AM操作方針の全体流れ図

注水－１：「損傷炉心への注水」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

注水－２：「長期の原子炉水位の確保」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

注水－３ａ：「ＲＰＶ破損前のペデスタル（ドライウェル部）水位確保」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

注水－３ｂ：「ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」

注水－４：「長期のＲＰＶ破損後の注水」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

除熱－１：「損傷炉心冷却後の除熱」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

除熱－２：「ＲＰＶ破損後の初期格納容器スプレイ」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

除熱－３：「ＲＰＶ破損後の除熱」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

放出：「ＰＣＶ破損防止」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

水素：「Ｒ／Ｂ水素爆発防止」

赤数字：操作内容の判断は別紙１１参照

ＳＯＰ 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水－１ 「損傷炉心への注水」	・炉心損傷後，最初に実施されるストラテジであり，損傷炉心へ注水することによって損傷炉心の冷却を行い，RPVの破損を回避する。		
注水－２ 「長期の原子炉水位の確保」	・原子炉の水位を長期的に確保する。		

ＳＯＰ 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水－３ａ 「ＲＰＶ破損前のペデスタル（ドライウェル部）水位確保」	・注水－１「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり，炉心損傷後，あらかじめペデスタル（ドライウェル部）に水を注水することで，放出されるデブリの冷却性向上及びペデスタル（ドライウェル部）の床面コンクリートの侵食抑制を図る。		
注水－３ｂ 「ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」	・注水－１「損傷炉心への注水」又は注水－２「長期の原子炉水位の確保」においてRPVが破損し，ペデスタル（ドライウェル部）にデブリが流出した可能性のある場合，デブリの冷却を行うためペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。		
注水－４ 「長期のＲＰＶ破損後の注水」	・注水－３ｂ「ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」から，RPV破損後の原子炉への注水を継続することで格納容器への放熱を抑制するとともに，デブリの冷却を行うためペデスタル（ドライウェル部）注水を継続する。		

ＳＯＰ 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
除熱－１ 「損傷炉心冷却後の除熱」	・注水－１「損傷炉心への注水」で原子炉水位が確保できた場合に，注水－２「長期の原子炉水位の確保」と並行して格納容器の除熱を行い，格納容器の健全性を維持する。		
除熱－２ 「ＲＰＶ破損後の初期格納容器スプレイ」	・注水－１「損傷炉心への注水」又は注水－２「長期の原子炉水位の確保」においてRPVが破損し，格納容器温度が171℃以上となり，過温破損するおそれがあるため，格納容器スプレイを実施する。		
除熱－３ 「ＲＰＶ 破損後の除熱」	・注水－３ｂ「ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」及び除熱－２「ＲＰＶ破損後の初期格納容器スプレイ」において，RPV破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水及び格納容器スプレイを行い，PCV圧力の低下を確認した場合は，注水－４「長期のＲＰＶ破損後の注水」と並行して格納容器の除熱を行い，格納容器の健全性を維持する。		

ＳＯＰ 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
放出 「ＰＣＶ 破損防止」	・注水－１「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり，格納容器の健全性を確認する。 ・除熱－１「損傷炉心冷却後の除熱」，除熱－３「ＲＰＶ破損後の除熱」において，S/P 水位が＋6.5m に到達した場合，PCV 圧力が上昇し PCV 破損に至る可能性がある場合，PCV ベントを行う。また，PCV からの異常な漏えいを認知した場合，PCV からの漏えい影響を抑制するため，PCV ベントを行う。 ・PCV 水素濃度及び酸素濃度を監視し，PCV 酸素濃度が 4.0vol％以上に上昇してきた場合は PCV への窒素注入，PCV ベントを行い，水素及び酸素を放出することにより PCV 破損を防止する。		
水素 「Ｒ/Ｂ 水素爆発防止」	・注水－１「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり，R/B の水素濃度を監視するとともに，R/B 水素排出を行い，R/B の水素爆発を防止する。		

ＳＯＰ「注水－１：損傷炉心への注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉水位確認	注水１１－1	原子炉水位確認可能	・原子炉水位	
初期注水	注水１１－2	原子炉圧力 0.69MPa [gage]未満	・原子炉圧力	

ＳＯＰ「注水－１：損傷炉心への注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
初期注水（続き）	注水１１－３	高圧注水系統使用可能	・高圧注水系統の状態	

ＳＯＰ「注水－１：損傷炉心への注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
初期注水（続き）	注水１１－４	低圧注水系統使用可能	・低圧注水系統の状態	
	注水１１－５	原子炉水位BAF＋20％到達又は水位不明	・原子炉水位	

ＳＯＰ「注水－１：損傷炉心への注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ウェル注水	注水12－1	D/W 雰囲気温度上昇継続 除熱設備なし	・D/W 雰囲気温度 ・除熱設備の状態	
	注水12－2	D/W雰囲気温度 171℃以上	・D/W 雰囲気温度	
	注水12－3	D/W雰囲気温度 171℃未満	・D/W 雰囲気温度	

ＳＯＰ「注水－１：損傷炉心への注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
RPV 破損の判定	注水 1 3－1	RPV 健全	・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・制御棒位置指示 ・制御棒駆動機構温度指示値 ・原子炉格納容器下鏡部温度指示値 ・格納容器下部水温 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度 ・S/P 水温 ・D/W 水素濃度	

ＳＯＰ「注水－２：長期の原子炉水位の確保」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
長期の原子炉水位の確保	注水２１－１	原子炉水位確認可能	・原子炉水位	

ＳＯＰ「注水－２：長期の原子炉水位の確保」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
長期の原子炉水位の確保	注水２１－１	原子炉水位確認可能（続き）	・原子炉水位	
	注水２１－２	RHR 使用不可	・RHR の状態	

ＳＯＰ「注水－２：長期の原子炉水位の確保」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉圧力容器破損の判定	注水２2－1	RPV 健全	・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・制御棒位置指示 ・制御棒駆動機構温度指示値 ・RPV 温度指示値 ・格納容器下部水温 ・D/W 圧力 ・雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度 ・S/P 水温 ・D/W 水素濃度	
	注水２2－2	代替循環冷却系使用不可	・代替循環冷却系の状態	

ＳＯＰ「注水－３ｂ：ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ペデスタル（ドライウェル部）注水	注水31－1	デブリ堆積高さ 0.2m以上	・デブリ堆積高さ ・格納容器下部水温	

ＳＯＰ「注水－３ｂ：ＲＰＶ破損後のペデスタル（ドライウェル部）注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ペデスタル（ドライウェル部）注水	注水31－2	ペデスタル（ドライウェル部）水位0.5m未満	・ペデスタル（ドライウェル部）水位 ・格納容器下部水温	

ＳＯＰ「注水－４：長期のＲＰＶ破損後の注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉 注水	注水４ １－１	RPV ヘッドスプレイ 使用可能	・RHR（A）系の状態	

ＳＯＰ「注水－４：長期のＲＰＶ破損後の注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ウェル注水	注水４2－1	D/W 雰囲気温度上昇継続 除熱設備なし	・D/W 雰囲気温度 ・除熱設備の状態	
	注水４2－2	D/W雰囲気温度 171℃以上	・D/W 雰囲気温度	
	注水４2－3	D/W雰囲気温度 171℃未満	・D/W 雰囲気温度	

ＳＯＰ「注水－４：長期のＲＰＶ破損後の注水」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
－	注水 43－1	RHR 使用不可	・RHR の状態	
	注水 43－2	代替循環冷却系使用不可	・代替循環冷却系の状態	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱	除熱11－1	RHR使用不可	・RHRの状態	
	除熱11－2	代替循環冷却系運転中	・代替循環冷却系運転状態	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱 1 1－3	PCV 圧力 465kPa[gage]以上又は PCV 温度 171℃以上	・PCV 圧力 ・PCV 温度	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱 11－4	代替循環冷却系起動	・代替循環冷却系運転状態	
	除熱 11－5	PCV 温度 171℃未満	・PCV 温度	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱12－1	PCV圧力465kPa[gage]以上又はPCV温度171℃以上	・PCV圧力 ・PCV温度	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱12－2	PCV 温度 171℃未満	・PCV 温度	
	除熱12－3	PCV 圧力 400kPa[gage]まで低下	・PCV 圧力	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱13－1	FCS 起動可能	・FCS の状態	
	除熱14－1	RHR 又は代替循環冷却系による除熱達成	・RHR 系の運転状態 ・PCV 圧力 ・PCV 温度	
	除熱14－2	S/P 水位＋5.5m 到達	・S/P 水位	

ＳＯＰ「除熱－１：損傷炉心冷却後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱14－3	S/P 水位＋6.4m 到達	・S/P 水位	
	除熱14－4	S/P 水位＋6.5m 到達	・S/P 水位	

ＳＯＰ「除熱－２：ＲＰＶ破損後の初期格納容器スプレイ」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の初期格納容器スプレイ	除熱２１－１	PCV 圧力及び温度低下継続	・PCV 圧力 ・PCV 温度	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱	除熱３1－1	RHR 使用不可	・RHR の状態	
	除熱３1－2	代替循環冷却系運転中	・代替循環冷却系運転状態	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心冷却後の除熱（続き）	除熱3 1－3	PCV圧力465kPa[gage]以上又はPCV温度171℃以上	・PCV圧力 ・PCV温度	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱	除熱 31－4	代替循環冷却系起動	・代替循環冷却系運転状態	
	除熱 31－5	PCV 温度 171℃未満	・PCV 温度	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱（続き）	除熱3 2－1	PCV圧力465kPa[gage]以上又は PCV 温度171℃以上	・PCV圧力 ・PCV温度	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱（続き）	除熱32－2	PCV 温度 171℃未満	・PCV 温度	
	除熱32－3	PCV 圧力 400kPa[gage]まで低下	・PCV 圧力	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱（続き）	除熱３3－1	FCS 起動可能	・FCS の状態	
	除熱３4－1	RHR 又は代替循環冷却系による除熱達成	・RHR 系の運転状態 ・PCV 圧力 ・PCV 温度	
	除熱３4－2	S/P 水位＋5.5m 到達	・S/P 水位	

ＳＯＰ「除熱－３：ＲＰＶ破損後の除熱」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＲＰＶ破損後の除熱（続き）	除熱3 4－3	S/P 水位＋6.4m 到達	・S/P 水位	
	除熱3 4－4	S/P 水位＋6.5m 到達	・S/P 水位	

ＳＯＰ「放出：ＰＣＶ破損防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ ベント	放出 1－1	S/P 水位＋6.5m 到達	・S/P 水位	
	放出 1－2	PCV ベント停止可能	・格納容器スプレイの状態 ・格納容器内水素，酸素濃度 ・格納容器圧力，温度	

ＳＯＰ「放出：ＰＣＶ破損防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ ベント （続き）	放出 1－3	PCV スプレイ停止条件到達	・PCV 圧力	
ＰＣＶ 水素・酸素濃度制御	放出 2－1	FCS 起動可能	・FCS の状態	
	放出 2－2	FCS 運転制限圧力以下	・PCV 圧力	
	放出 2－3	PCV 内酸素濃度 3.5vol％以上	・PCV 内酸素濃度	

ＳＯＰ「放出：ＰＣＶ破損防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 水素・酸素濃度制御 （続き）	放出 2－4	PCV 内酸素濃度 4.0vol％以上	・PCV 内酸素濃度	
	放出 2－5	PCV 内酸素濃度上昇傾向	・PCV 内酸素濃度	
	放出 2－6	PCV 内酸素濃度 4.0vol％到達時点で事故後 7 日経過	・PCV 内酸素濃度 ・事故後の日数	

ＳＯＰ「放出：ＰＣＶ破損防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ水素・酸素濃度制御（続き）	放出2－7	PCV 内酸素濃度上昇傾向	・PCV 内酸素濃度	
	放出2－8	S/P 水温 100℃未満	・S/P 水温	
	放出2－9	可搬型窒素供給装置停止前使用台数１台	・可搬型窒素供給装置停止前の使用台数	

ＳＯＰ「放出：ＰＣＶ破損防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
ＰＣＶ 水素・酸素濃度制御 （続き）	放出 2－10	PCV ベント停止可能	・格納容器内水素，酸素濃度 ・格納容器スプレイの状態 ・格納容器圧力，温度	
	放出 2－11	可搬型窒素供給装置停止前使用台数１台	・可搬型窒素供給装置停止前の使用台数	

ＳＯＰ「水素：Ｒ／Ｂ水素爆発防止」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
Ｒ／Ｂ水素爆発防止	水素1－1	R/B 水素濃度 2vol％到達	・R/B 水素濃度	

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
電源確保※①	常設代替交流電源設備起動	中央制御室にて，常設代替交流電源設備を起動する。
	常設代替交流電源設備による緊急用 M/C 受電	常設代替交流電源設備の起動を確認し，緊急用 M/C を受電する。
	常設代替交流電源設備による緊急用 M/C から M/C 2C 又は 2D 受電	交流電源負荷抑制のため，非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，緊急用 M/C から M/C 2C 又は 2D を受電する。
	HPCS D/G による M/C 2C 又は 2D 受電	交流電源負荷抑制のため，非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，HPCS D/G から M/C 2E を経由して M/C 2C 又は 2D を受電する。
	可搬型代替交流電源設備による P/C 2C 及び 2D 受電	交流電源負荷抑制のため非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，可搬型代替交流電源設備が P/C 2C 及び 2D 連絡母線に受電されていることを確認後，P/C 2C 及び 2D を受電する。
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による P/C 2D 受電	交流電源負荷抑制のため非常用母線負荷の遮断器「切」，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とし，緊急時対策室建屋ガスタービン発電機が P/C 2D 連絡母線に受電されていることを確認後，P/C 2D を受電する。
	125V A 系及び B 系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電	自動受電開始から 8 時間以降に直流電源負荷抑制のため，電源負荷の遮断器「切」とし，交流電源復旧までの延命処置をする。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
電源確保※①	可搬型代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B 受電	負荷の MCCB を「切」とし，可搬型代替直流電源設備の起動を確認後，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の MCCB を「入」とし，直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B を受電する。
	常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電	常設代替交流電源設備により非常用母線を受電し，直流 125V 充電器 A 及び B を受電する。
	常設代替交流電源設備による緊急用 M/C，P/C，MCC 受電	常設代替交流電源設備により緊急用 M/C，P/C，MCC を受電する。
	可搬型代替交流電源設備による緊急用 P/C，MCC 受電	可搬型代替交流電源設備により緊急用 P/C，MCC を受電する。
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による緊急用 P/CC，MCC 受電	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機により緊急用 P/C，MCC を受電する。
	常設代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤受電	常設代替直流電源設備の起動を確認後，常設代替直流電源設備用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤の MCCB を「入」とし，緊急用直流 125V 主母線盤を受電する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
電源確保※①	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電	MCC HPCSから直流125V予備充電器を受電し，直流125V主母線盤2A又は2Bを受電する。
	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	可搬型代替直流電源設備の起動を確認後，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤の MCCB を「入」とし，緊急用直流 125V 主母線盤を受電する。
	可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び又は 2B 受電	負荷の MCCB を「切」とし，可搬型代替直流電源設備の起動を確認後，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤，直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B の MCCB を「入」とし，直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B を受電する。
	代替海水送水による給電機能の復旧	D/G 2C，2D 及び HPCS D/G 海水系への代替送水により，非常用 D/G の機能を回復する。
	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源設備への給油手順	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により自動で給油する。
	非常用交流電源設備による非常用所内電源設備への給電	D/G 2C，2D 及び HPCS D/G が健な場合は，自動起動信号による起動，又は中央制御室から手動起動し，非常用所内電源設備に給電する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
反応度制御※②	ほう酸水注入系による反応度制御	ほう酸水注入ポンプを起動し，ほう酸水注入により反応度を制御する。 損傷炉心へのほう酸水注入についても同手順にて含む。
	制御棒挿入による反応度制御	手動スクラムスイッチ，原子炉モードスイッチ，代替制御棒挿入機能（自動・手動），選択制御棒挿入機構（自動・手動）及び中央制御室操作による制御棒挿入により反応度を制御する。
原子炉注水※③	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び注水時の水源の切替えについても同手順に含む。
	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び注水時の水源の切替えについても同手順に含む。
	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	低圧炉心スプレイ系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉注水※③	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動系ポンプを起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	ほう酸水注入系ポンプを起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
	原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系を現場で起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 可搬型計測器に関する取扱いの手順についても同手順に含む。
	高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系を現場で起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 可搬型計測器に関する取扱いの手順についても同手順に含む。
	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（常設）を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	系統構成を行い，低圧代替注水系（可搬型）の起動を確認し，原子炉圧力容器への注水を確認する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉注水※③	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 残存溶融炉心への注水についても同手順にて含む。
	消火系による原子炉圧力容器への注水	消火系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
	補給水系による原子炉圧力容器への注水	補給水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
原子炉減圧※④	逃がし安全弁による原子炉減圧（電源確保）	常設代替高圧電源装置，常設代替直流電源設備，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替直流設備のいずれかにより，弁の駆動電源を確保し，SRV を操作し原子炉を減圧する。
	逃がし安全弁による原子炉減圧（駆動源確保）	代替逃がし安全弁駆動装置，窒素発生装置，予備の高圧窒素ガスボンベのいずれかにより，弁の駆動源を確保し，SRV を操作し原子炉を減圧する。
	原子炉建屋制御	漏えい個所の隔離，保有水を確保するため原子炉圧力容器への注水を行う。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉格納容器冷却※⑤	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	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	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ	RHR（格納容器スプレイ冷却系）により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	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	代替循環冷却系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	消火系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補給水系により原子炉格納容器へスプレイし，原子炉格納容器を冷却する。
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器の代替除熱	ドライウェル内ガス冷却装置の起動により原子炉格納容器内を冷却する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉格納容器減圧※⑥	格納容器圧力逃がし装置（サプレッション・チェンバ側）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（サプレッション・チェンバ側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。
	格納容器圧力逃がし装置（ドライウェル側）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（ドライウェル側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。
	格納容器圧力逃がし装置（サプレッション・チェンバ側）の現場操作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（サプレッション・チェンバ側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し，原子炉格納容器を減圧及び除熱する。
	格納容器圧力逃がし装置（ドライウェル側）の現場操作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（ドライウェル側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し，原子炉格納容器を減圧及び除熱する。
	耐圧強化ベント系（サプレッション・チェンバ側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系（サプレッション・チェンバ側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉格納容器減圧※⑥	耐圧強化ベント系（ドライウェル側）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系（ドライウェル側）により原子炉格納容器を減圧及び除熱する。
	フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位が通常水位を下回り，下限水位に到達する前に，フィルタ装置へ水張りを実施する。
	サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入	格納容器圧力逃がし装置を使用する際，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し，サプレッション・プール水中によう素を捕捉することで，よう素の放出量を低減する。
	フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するため，フィルタ装置のスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送を実施する。
	中央制御室退避室正圧化	炉心損傷後において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，退避する中央制御室退避室を空気ボンベユニットにより加圧し，中央制御室退避室の居住性を確保する。
	第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	炉心損傷後において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，弁操作員が退避する第二弁操作室を空気ボンベユニットにより加圧し，居住性を確保する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉格納容器下部注水※⑦	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。
	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	消火系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。
	補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	補給水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
水素対策※⑧	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	格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスを排出し，格納容器内の水素濃度を制御する。
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度を制御する。
	格納容器内雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測	格納容器内雰囲気モニタにより原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を計測する。
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測	格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を計測する。
	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルへ注水する。
	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水（淡水／海水）する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
水素対策※⑧	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋内の水素を排出する。
	原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放	原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放により原子炉建屋内の水素を排出する。
	原子炉建屋水素濃度計測	原子炉建屋水素濃度計測により原子炉建屋内の水素濃度を監視する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
使用済燃料プール注水※⑨	使用済燃料プール監視	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。
	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	低圧代替注水系（常設）により代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用して使用済燃料プールへ注水する。
	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／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用して使用済燃料プールへ注水する。
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用して使用済燃料プールへ注水する。
	消火系による使用済燃料プールへの注水	消火系（消火栓又は残留熱除去系ライン）により使用済燃料プールへ注水する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
使用済燃料プール冷却※⑩	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ	低圧代替注水系（常設）により代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用して使用済燃料プールへ注水する。
	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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	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り代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用して使用済燃料プールへ注水（淡水／海水）する。
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用して使用済燃料プールへ注水（淡水／海水）する。
	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
除熱※⑪	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。
	原子炉冷却材浄化系による原子炉冷却材の除熱	原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を除熱する。
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱	逃がし安全弁による原子炉減圧等により，温度が上昇するサプレッション・プール水を残留熱除去系で冷却する。
	代替循環冷却系によるサプレッション・プール冷却	逃がし安全弁による原子炉減圧等により，温度が上昇するサプレッション・プール水を代替循環冷却系にて冷却する。
冷却水確保※⑫	残留熱除去系海水系冷却水確保	残留熱除去系海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。
	緊急用海水系による冷却水確保	緊急用海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。
	代替残留熱除去系海水系による冷却水確保	代替残留熱除去系海水系により，残留熱除去系又は代替燃料プール冷却系の冷却水を確保する。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

ＡＭ設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
中央制御室居住性確保※⑬	中央制御室換気系起動（閉回路循環運転）	通常換気系隔離を確認し，中央制御室換気系（閉回路循環運転）を起動（自動・手動）する。
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系起動	通常換気系隔離を確認し，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を起動（自動・手動）する。
	中央制御室酸素及び二酸化炭素測定	中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定する。
	中央制御室換気系起動（外気取入れ運転）	中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度測定から中央制御室換気系起動（外気取入れ運転）を行う。
	中央制御室用可搬型照明設置	中央制御室に可搬型照明を設置する。
	中央制御室退避室用可搬型照明設置	中央制御室退避室に可搬型照明を設置する。
	データ表示装置（退避室）設置	中央制御室退避室にデータ表示装置（退避室）を設置する。
	中央制御室退避室酸素及び二酸化炭素測定及び管理	中央制御室退避室の酸素及び二酸化炭素濃度測定を測定し，濃度を管理する。
	衛星電話設備（可搬型）（退避室）設置	中央制御室退避室に衛星電話設備（可搬型）（退避室）を設置する。
	放射線防護具着用	中央制御室運転員等の放射線防護具装備について定める。

※：手順項目番号はフローチャートにて使用

重大事故等対策要領概要

分編①

重大事故等対策要領

重大事故編

【重大事故等対策要領（重大事故編)】
- ➢ 重大事故発生時の体制
- ➢ 重大事故発生時の対応

○事前対策
○重大事故等発生時の活動
○個別手順
- ・常設代替高圧電源装置起動
- ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- ・大気への放射性物質の拡散抑制
- ・チェンジングエリア設営
- ・その他

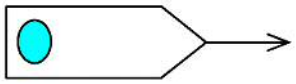
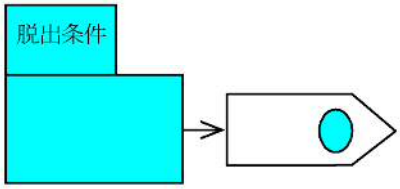
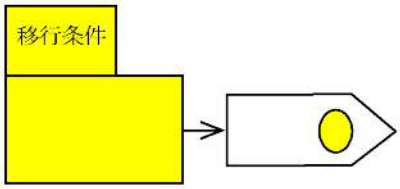
分編②

大規模損壊編

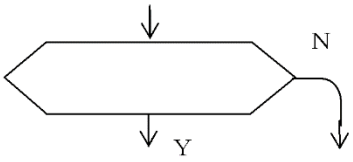
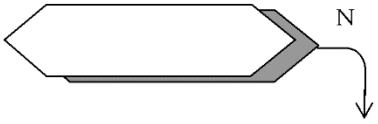
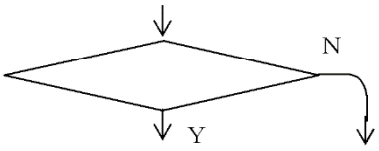
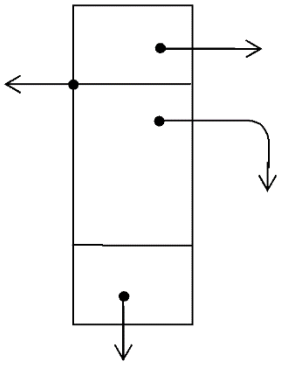
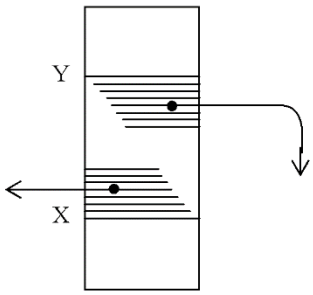
【重大事故等対策要領（大規模損壊編)】
- ➢ 大規模損壊対応の適用条件
- ➢ 大規模損壊発生時の体制
- ➢ 大規模損壊発生時の対応

○予兆情報による事前対応
（プラント停止，ＲＣＩＣ起動など）
○事象発生直後の対応，達成すべき目標設定
○個別戦略フローへの展開
○個別手順による対応操作
- ・炉心損傷緩和
- ・原子炉格納容器破損緩和
- ・使用済燃料プール水位確保，燃料損傷緩和
- ・放射性物質放出低減
- ・大規模損壊に伴う火災への対応
- ・その他（アクセスルート確保）

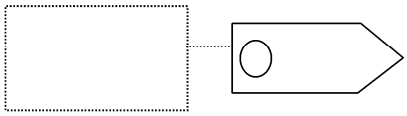
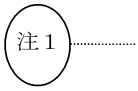
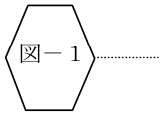
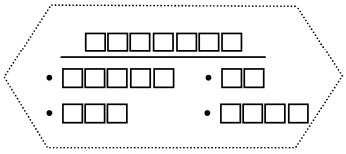
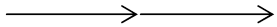
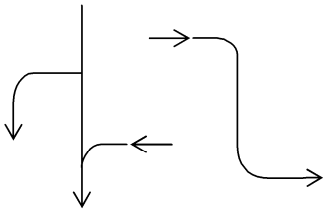
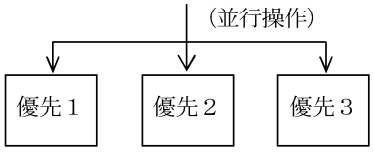
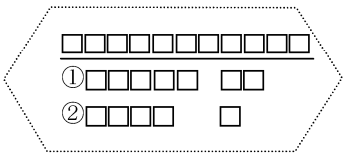
ＥＯＰ／ＳＯＰ フローチャート凡例

	記　　号	記号の意味
1		・他の手順からの導入（常に左から入る） ・○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（ＲＣ）は「青色」 その他は「黄色」
2		・他の手順への移行（常に右へ出る） ・○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（ＲＣ）は「青色」 その他は「黄色」
3		・主制御名称
4		・各制御名称
5		・各手順から「スクラム」（ＲＣ）へ脱出するための条件 ・条件の内，一つでも満足された場合は「スクラム」ＲＣへ脱出する ・フローシートの上部に置き，指揮者の常時監視項目である （青色で統一）
6		・「スクラム」（ＲＣ）以外の手順へ移行するための条件 ・この条件が成立した場合，他の手順へ移行する ・フローシートの関係箇所に置き，指揮者の常時監視項目である （黄色で統一）
7		・確認
8		・操作

ＥＯＰ／ＳＯＰ フローチャート凡例

	記　　号	記号の意味
9		・操作判断
１０		・待ち（監視操作継続） ・脱出条件または移行条件が満足されるまで監視操作継続。 ・操作が遂行できなければ（NO）次の操作へ移行する
１１		・判断
１２		・パラメータ別の移行先
１３		・Ｙになる前に事前に操作，判断 ・Ｘになる前に事前に操作，判断
１４		・操作毎に特記すべき注意書

ＥＯＰ／ＳＯＰ フローチャート凡例

	記　　号	記号の意味
１５		・制御導入条件補足
１６		・フローチャート別，注意－１ ・注意事項の解説がある項目については，注意事項の枠内で＃４と二重の記載がある
１７		・フローチャート別，図－１
１８		・操作および確認目的の視認性向上を目的に下線を使用する
１９		・各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる
２０		・各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は，ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする
２１		・各制御または各ステップ操作，確認等が並行操作であり，且つ優先順位がある場合には，左から優先順位順に記載する
２２		・操作ステップ内の目的操作，確認等に優先順位がある場合には，丸数字により優先順位を記載する

重大事故等対策における作業毎の想定時間の設定について

1．想定時間の設定における基本事項

(1)　体制

重大事故等対策における作業毎の想定時間は，重大事故等対策の有効性評価を考慮し，中央制御室の当直（運転員）2名及び現場運転員6名（当直（運転員）3名及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応3名）にて行うものとする。また，中央制御室の当直（運転員）2名は各々に運転操作を実施するが，現場運転員は，2名／1組×3チームを構成し，現場対応を行うこととしている。

2．運転員等における移動時間

運転員等の移動時間を想定するに当たり，考慮した事項は以下のとおり。

(1)　放射線防護具着用時間

重大事故等時を考慮した現場環境を仮定し，放射線防護具類の着用時間を作業毎の想定時間に加味した。なお，着用時間は訓練にて計測した時間であり，移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間を第1表に示す。

第1表　移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間

項目	装備	設定時間	備考
初動対応時における装備（湿潤状況下の作業）	全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，タイベック，アノラック，胴長靴	12分	
初動対応時における装備（高湿度環境下の作業）	自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋，タイベック，アノラック，胴長靴	17分	インターフェイスシステムＬＯＣＡの移動時間で想定

(2)　移動時間

当直（運転員）は中央制御室，重大事故等対応要員（運転操作対応）は緊急時対策所又は待機所を移動開始起点とし，建屋内は一般的な普通歩行の約4km／hにより算定している。また，経路上の溢水を考慮し，移動時間を1.5倍としており，更に扉の開閉等を考慮し，移動時間を設定してい

る。なお，普通歩行の約 4km／h は，訓練により確認し歩行速度に問題がないことを確認した。また，移動時間において考慮した現場環境を第 2 表に，移動時間において考慮した事項を第 3 表に示す。

第 2 表　移動時間において考慮した現場環境について

項目		算定の考え方	考慮有無
照明		可搬型照明（ヘッドライト）等を使用することにより，個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。	移動時間への考慮不要
地震		常置品は固縛・転倒防止措置を実施することにより，影響がない。また，常置品が転倒した場合であっても，通行可能な通路幅を確保する。	移動時間への考慮不要
溢水	湿潤状況下の作業	一般的な普通歩行の約 4km／h に 1.5 倍した時間とし，溢水の中を歩行する場合でも，この想定時間を上回ることがないことを確認した。	
	高湿度環境下の作業	一般的な普通歩行の約 4km／h に 1.5 倍した時間とし，溢水の中を歩行する場合でも，この想定時間を上回ることがないことを確認した。	

第 3 表　移動時間において考慮した事項について

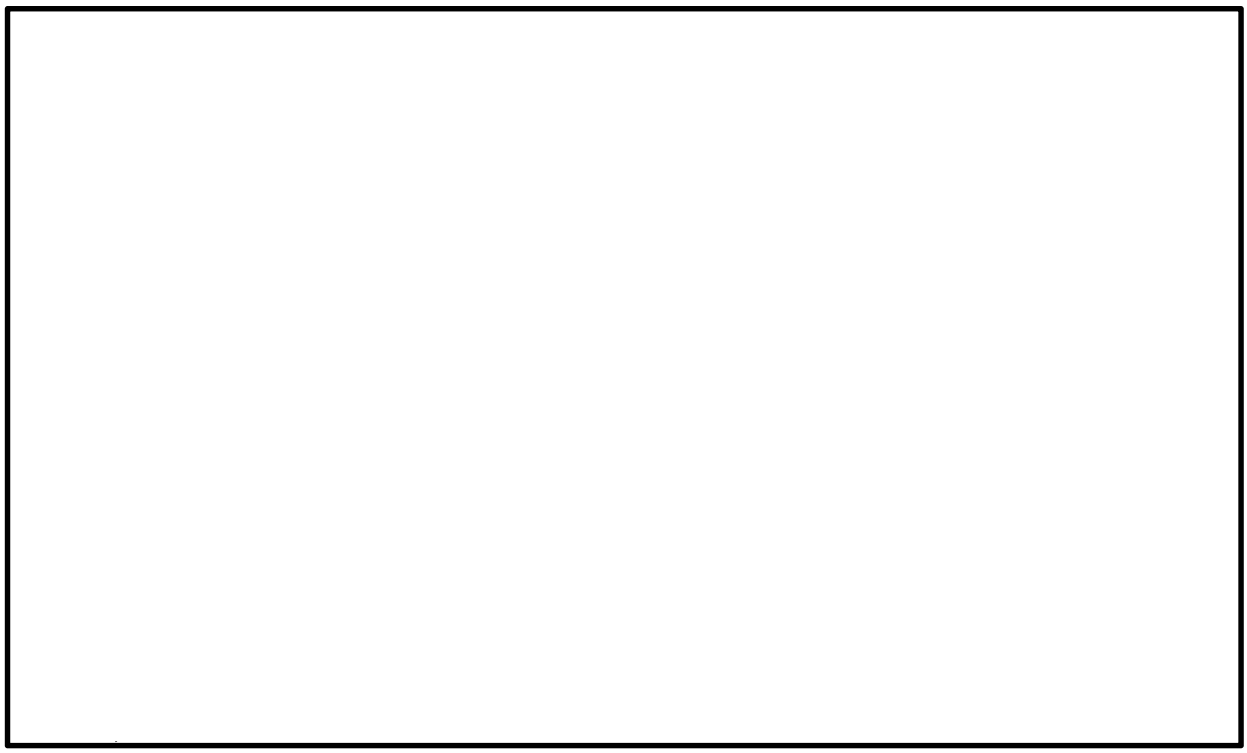
項目		算定の考え方	考慮有無
通信	携行型有線通話装置	運転員等は 2 人以上で 1 組のチームを組み，作業を実施するため，移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また，中継用ケーブルドラムの敷設による移動時間への影響は訓練により問題がないことを確認した。	移動時間への考慮不要
防火扉，水密扉等		訓練により計測した時間を切り上げた時間，又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。	最短：30 秒 最長：90 秒

3．運転員等における作業時間

運転員等の作業時間を想定するに当たり，考慮した事項は以下のとおり。

(1)　中央制御室内における盤配置

常設重大事故等対処設備の運転操作のため，中央制御室に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤，高圧代替注水系制御盤，ＳＡ監視操作盤及びブローアウトパネル開閉状態表示が設置される。これらの設置される制御盤の配置を考慮し，重大事故等対策における作業毎の想定時間を設定する。また，ブローアウトパネル開閉状態表示は，タービン・発電機及び所内電源系制御盤側の補助制御盤に設置される。なお，中央制御室における制御盤の配置を第 1 図に示す。



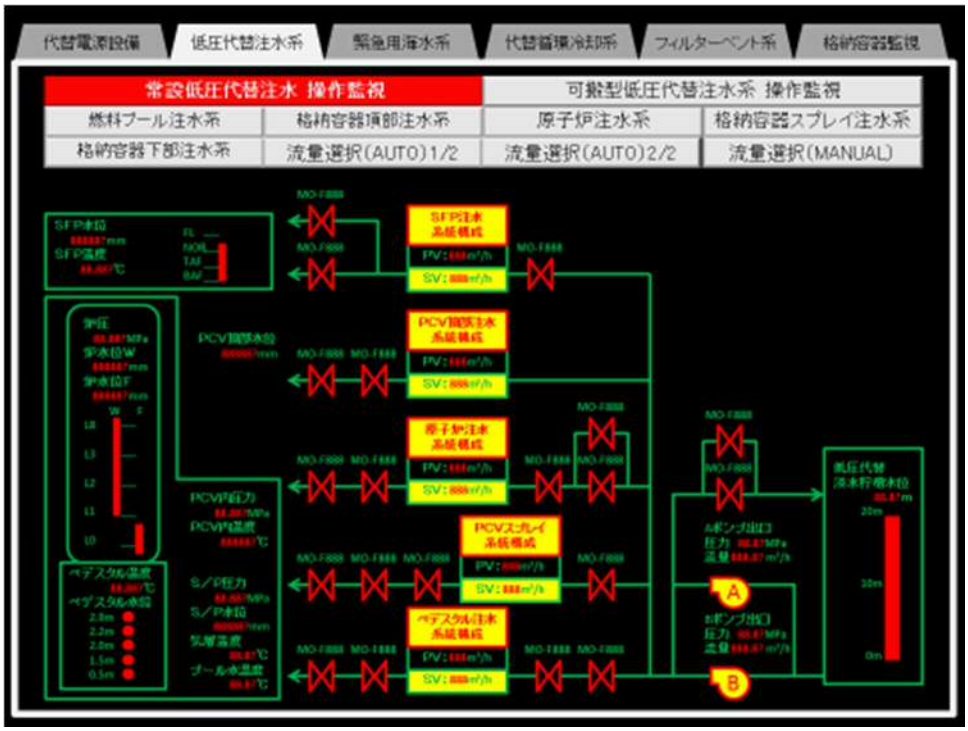
第１図　中央制御室における制御盤の配置図

(2)　中央制御室操作

訓練にて計測した時間により設定した。また，新規に設置される設備については類似機器等により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお，中央制御室における運転員等の作業に関し考慮した事項を第４表に，タッチパネル式であるＳＡ監視操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第２図に示す。

第４表　中央制御室における運転員等の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
移動	訓練により計測した時間を切り上げた時間とし，主制御盤から補機監視盤への移動は一律 60 秒に設定した。	最短：10 秒 最長：60 秒
操作スイッチ（確認含む）	訓練により計測した時間を切り上げた時間，又は設備設計により類似した機器を選定し，その選定した類似機器による訓練にて計測した時間を切り上げた時間とした。また，タッチパネル画面は複数画面を選択することが想定されることから，１画面の選択を１操作とし，想定時間を算定した。	5 秒／操作
計器等の確認	訓練により計測した時間を切り上げた時間	5 秒／操作
電動弁等	設備設計から要求される動作時間に，操作スイッチ及び表示灯等の確認時間を加算した時間にて算定した。	―
その他	鍵を必要とする操作については，鍵の準備時間を考慮したうえで，盤扉等の操作時間を訓練により計測し，その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	―



第２図　監視操作画面（イメージ図）

(3)　現場操作

訓練にて計測した時間により設定した。また，新規に設置される設備については類似機器等により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお，現場における運転員等の作業に関し考慮した事項を第５表に示す。

第５表　現場における運転員等の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
電動弁（現場操作）	電動弁の手動ハンドルの回転数と訓練により計測した時間から算定した時間を切り上げた時間に設定した。なお，計算により算定した時間は，訓練により計測した時間に対し，十分な余裕があることを確認したため，現場環境等を考慮した 1.5 倍の安全率は付与していない。	最短：5 秒／回転 最長：10 秒／回転
手動弁	訓練により計測した時間に 1.5 倍した時間。	—
電源関係（M／C，P／C 等）	訓練により計測した時間に 1.5 倍した時間。	—
その他	盤扉等の操作時間を訓練により計測し，その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—