

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価 成立性確認  
補足説明資料

平成27年3月17日

東北電力株式会社

## 目 次

### 1. 有効性評価に係る各設備の概要

- 1. 1 単線結線図
- 1. 2 高圧代替注水系の機器仕様等について
- 1. 3 低圧代替注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 4 原子炉補機代替冷却系の機器仕様等について
- 1. 5 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の機器仕様等について
- 1. 6 原子炉格納容器圧力逃がし装置の機器仕様等について
- 1. 7 常設代替交流電源の機器仕様等について
- 1. 8 所内常設蓄電式直流電源及び可搬型代替直流電源の機器仕様等について
- 1. 9 代替自動減圧機能の概要について
- 1. 10 可搬型窒素ガス供給装置の機器仕様等について
- 1. 11 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の概要について
- 1. 12 代替制御棒挿入機能の概要について
- 1. 13 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の概要について
- 1. 14 ほう酸水注入系の機器仕様等について
- 1. 15 原子炉格納容器頂部注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 16 原子炉格納容器下部注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 17 中央制御室待避所の概要について
- 1. 18 燃料プール代替注水系の機器仕様等について
- 1. 19 燃料プールのスプレイ系の機器仕様等について

### 2. 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

### 3. アクセスルート図及び可搬型設備配置図

### 4. 屋内操作機器配置図及び屋内操作機器へのアクセスルート

- 4. 1 重要事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）
- 4. 2 重要事故シーケンス（高圧注水・減圧機能喪失）
- 4. 3 重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失）
- 4. 4 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 4. 5 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））

- 4. 6 重要事故シーケンス (原子炉停止機能喪失)
- 4. 7 重要事故シーケンス (LOCA 時注水機能喪失)
- 4. 8 重要事故シーケンス (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))
- 4. 9 格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 水素燃焼)
- 4. 10 格納容器破損モード (溶融炉心・コンクリート相互作用)
- 4. 11 想定事故 1
- 4. 12 想定事故 2
- 4. 13 重要事故シーケンス (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 4. 14 重要事故シーケンス (全交流動力電源喪失 (運転停止中))
- 4. 15 重要事故シーケンス (原子炉冷却材の流出)
- 4. 16 重要事故シーケンス (反応度の誤投入)

5. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

6. 重大事故等対策時の要員の確保及び所要時間について

7. 原子炉水位及びインターロックの概要

8. TBDシーケンスにおける炉心冷却評価について

9. 他号炉との同時被災時における成立性について

10. ベント実施までの代替格納容器スプレイの運用について

11. 原子炉の減圧操作について

12. 原子炉隔離時冷却系の水源切替について

13. 運転手順書における重大事故等への対応について

- 13. 1 重要事故シーケンス (高圧・低圧注水機能喪失)
- 13. 2 重要事故シーケンス (高圧注水・減圧機能喪失)
- 13. 3 重要事故シーケンス (全交流動力電源喪失)
- 13. 4 重要事故シーケンス (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合))

- 1 3 . 5 重要事故シーケンス (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) )
  - 1 3 . 6 重要事故シーケンス (原子炉停止機能喪失)
  - 1 3 . 7 重要事故シーケンス (LOCA 時注水機能喪失)
  - 1 3 . 8 重要事故シーケンス (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))
  - 1 3 . 9 格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) )
  - 1 3 . 1 0 格納容器破損モード (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
  - 1 3 . 1 1 格納容器破損モード (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)
  - 1 3 . 1 2 格納容器破損モード (水素燃焼)
  - 1 3 . 1 3 格納容器破損モード (溶融炉心・コンクリート相互作用)
  - 1 3 . 1 4 想定事故 1
  - 1 3 . 1 5 想定事故 2
  - 1 3 . 1 6 重要事故シーケンス (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
  - 1 3 . 1 7 重要事故シーケンス (全交流動力電源喪失 (運転停止中))
  - 1 3 . 1 8 重要事故シーケンス (原子炉冷却材の流出)
- 
- 1 4 . 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
  - 1 5 . 原子炉停止機能喪失時の運転操作について
  - 1 6 . 原子炉停止機能喪失時の運転点について
  - 1 7 . 炉心損傷開始の確認について
  - 1 8 . 重大事故時における原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁等手動操作時の被ばく線量
  - 1 9 . 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
  - 2 0 . 原子炉隔離時冷却系による注水時の原子炉圧力挙動について
  - 2 1 . スペーサ位置を含めた燃料被覆管温度について

- 2 2. 原子炉水位がレベル1 付近まで低下した状態での燃料の健全性について
- 2 3. 給水温度条件の根拠について
- 2 4. 重要事故シーケンス等の選定
- 2 5. ドライウェル水位の上昇による計装設備等への影響について
- 2 6. LPRM 較正用導管等破損時の影響について
- 2 7. 重大事故時におけるベント実施時の待避時間について
- 2 8. I-131 の追加放出量について
- 2 9. 真空破壊装置が水没した場合の被ばく評価への影響について
- 3 0. 原子炉格納容器圧力逃がし装置以外からの系外放出を考慮した場合の被ばく評価結果への影響
- 3 1. 燃料被覆管の円周方向応力の算出方法について
- 3 2. 有効性評価における解析条件の変更について
- 3 3. I S L O C A発生時の判断について
- 3 4. I S L O C A発生時の操作の成立性及び設備への影響評価について
- 3 5. DCHシナリオにおける逃がし安全弁及び水位計の信頼性について
- 3 6. DCHシナリオにおける減圧の考え方について
- 3 7. 原子炉格納容器下部注水手順について
- 3 8. 原子炉圧力容器外 F C I の水蒸気爆発評価について
- 3 9. 水素燃焼評価におけるドライ条件を仮定した評価結果について

- 40. ペDESTALに落下する溶融炉心の組成について
- 41. 溶融炉心ペDESTAL落下時の挙動について
- 42. 格納容器下部への初期水張りの考え方について
- 43. 燃料被覆管に含まれるジルコニウム量の75%が水と反応すると仮定した場合における水素燃焼評価について
- 44. 格納容器内における気体のミキシングについて
- 45. 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 46. 定期検査工程の概要について
- 47. 反応度の誤投入における引抜制御棒の選択について

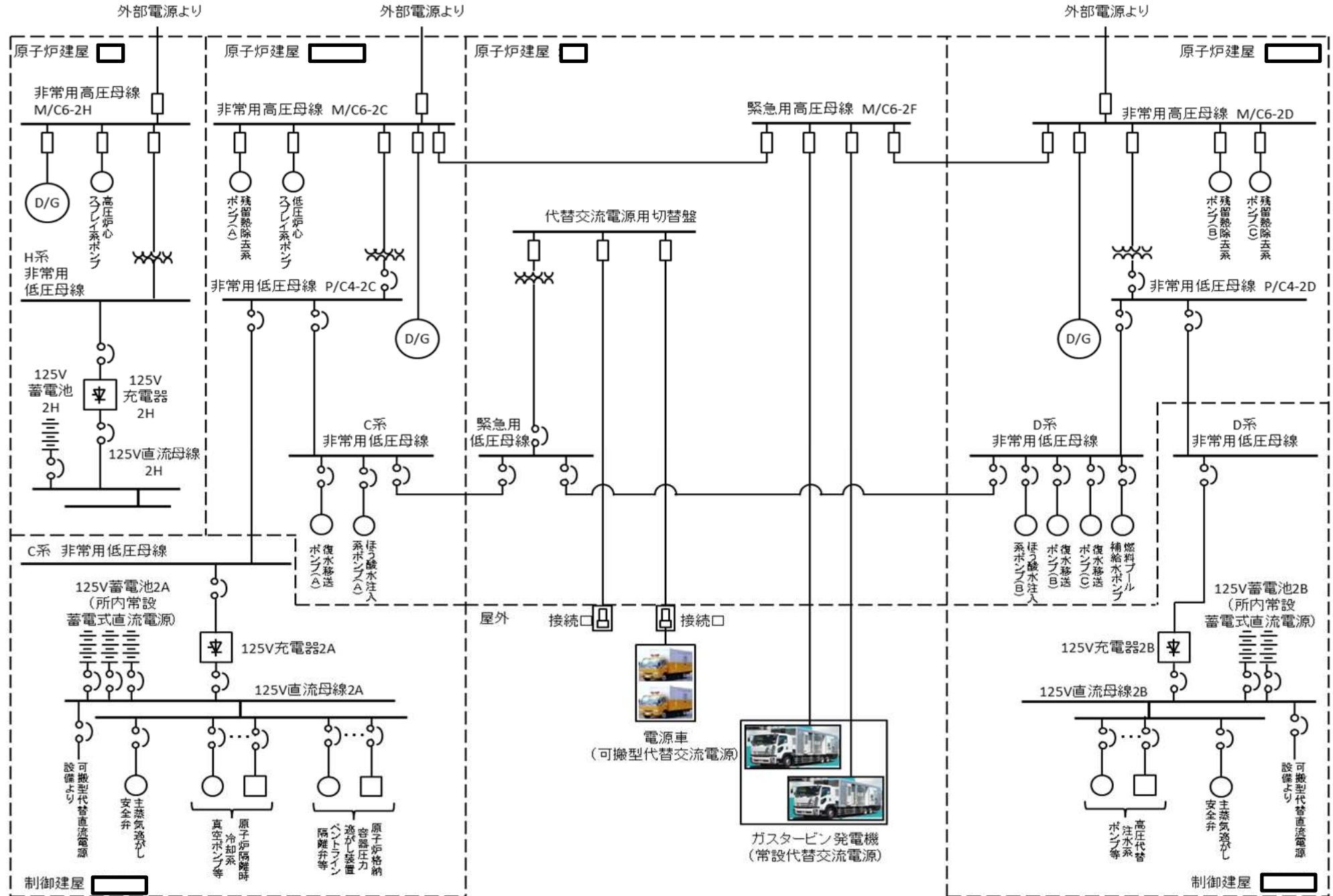
下線部：本日提示資料

## 1. 有効性評価に係る各設備の概要

- 1. 1 単線結線図
- 1. 2 高圧代替注水系の機器仕様等について
- 1. 3 低圧代替注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 4 原子炉補機代替冷却系の機器仕様等について
- 1. 5 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の機器仕様等について
- 1. 6 原子炉格納容器圧力逃がし装置の機器仕様等について
- 1. 7 常設代替交流電源の機器仕様等について
- 1. 8 所内常設蓄電式直流電源及び可搬型代替直流電源の機器仕様等について
- 1. 9 代替自動減圧機能の概要について
- 1. 10 可搬型窒素ガス供給装置の機器仕様等について
- 1. 11 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の概要について
- 1. 12 代替制御棒挿入機能の概要について
- 1. 13 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の概要について
- 1. 14 ほう酸水注入系の機器仕様等について
- 1. 15 原子炉格納容器頂部注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 16 原子炉格納容器下部注水系（常設）の機器仕様等について
- 1. 17 中央制御室待避所の概要について
- 1. 18 燃料プール代替注水系の機器仕様等について
- 1. 19 燃料プールのスプレイ系の機器仕様等について

# 1. 1 単線結線図

補足 1-2



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



### 1. 3 低圧代替注水系（常設）の機器仕様等について

#### (1) 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設備として、低圧代替注水系を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプ等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの手動操作によって、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系を経由して原子炉へ注水する。

#### (2) 機器仕様

##### a. 復水移送ポンプ

###### (a) ポンプ

種類 : うず巻形  
容量 : 100 m<sup>3</sup>/h  
揚程 : 85 m  
個数 : 1台 (3台中1台使用)  
取付箇所 : 原子炉建屋

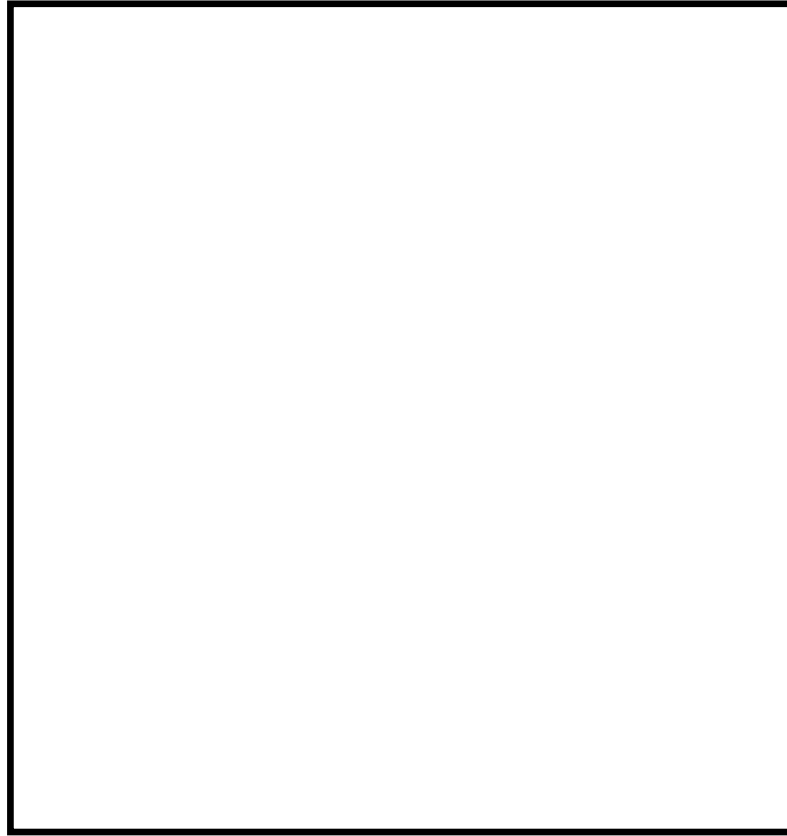
###### (b) 原動機

種類 : 誘導電動機  
出力 : 45 kW  
個数 : 1台 (3台中1台使用)  
取付箇所 : 原子炉建屋

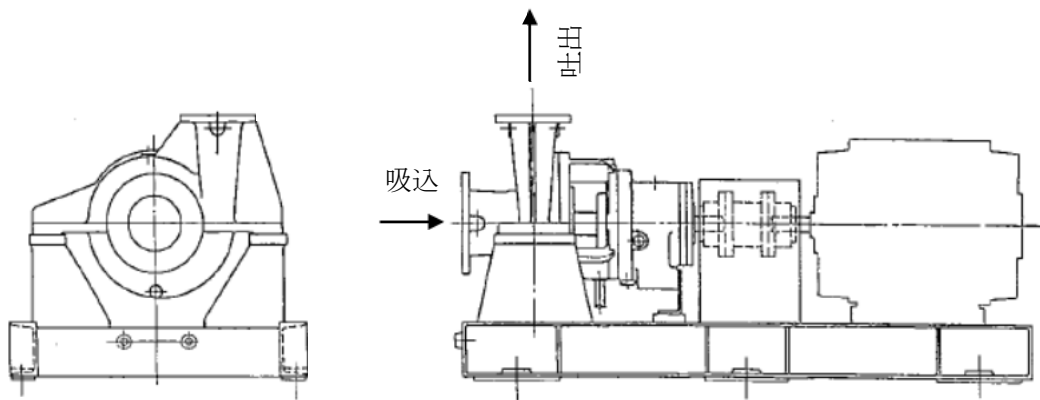
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (3) 設備概要  
a. 配置場所

原子炉建屋



- b. 外形図

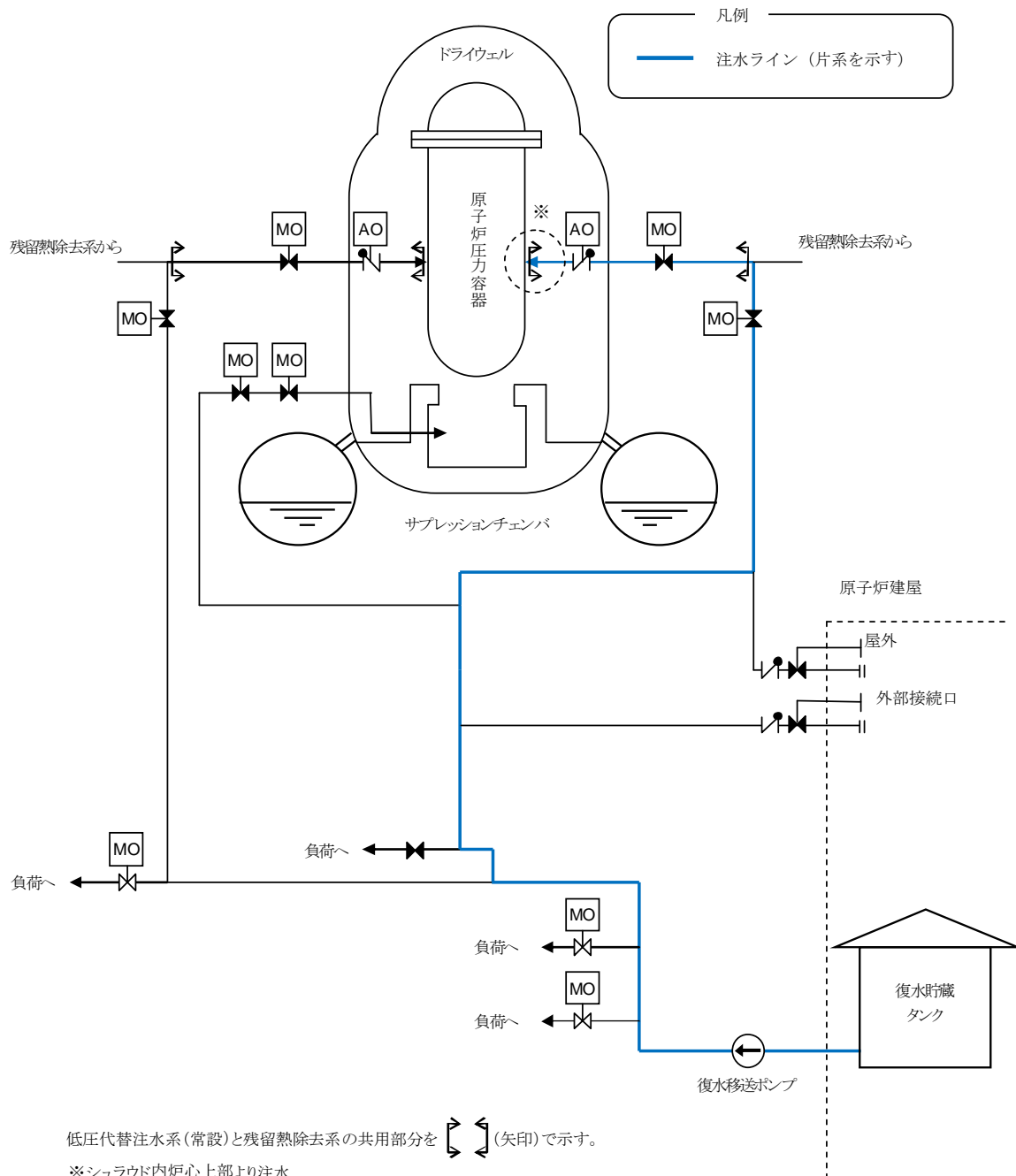


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 外観



d. 系統図



## 1. 4 原子炉補機代替冷却系の機器仕様等について

### (1) 概要

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、海を最終ヒートシンクとし原子炉から発生する熱を残留熱除去系熱交換器を介して輸送する設備として、原子炉補機代替冷却系を設ける。

原子炉補機代替冷却系は、可搬型の原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット、接続口及び可搬型大容量送水ポンプ等で構成する。可搬型の原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットは、専用の電源車から給電し、可搬型大容量送水ポンプから送水される海水により原子炉補機冷却系の水を冷却する。

### (2) 機器仕様

#### a. 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット

種類 : プレート式  
容量 : [ ] MW (海水温度 26°Cにおいて \*1)  
伝熱面積 : [ ] m<sup>2</sup>  
個数 : 2台 (うち1台は予備)  
取付箇所 : [ ] \*2

#### b. 可搬型大容量送水ポンプ (原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用)

種類 : うず巻型  
容量 : [ ] m<sup>3</sup>/h  
揚程 : 122 m  
原動機の種類 : ディーゼルエンジン  
原動機出力 : 847 kW  
個数 : 2台 (うち1台は予備)  
取付箇所 : [ ] \*2

#### c. 電源車 (原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用)

種類 : 同期発電機  
容量 : 400 kVA  
電圧 : 6600 V  
内燃機関の種類 : ディーゼル機関  
内燃機関出力 : 430 kW  
個数 : 2台 (うち1台は予備)  
取付箇所 : [ ] \*2

\*1 : 過去の発電所海水温度をもとに設定した補機冷却系 (非常用系) の設計海水温度。

\*2 : 取付箇所の ( ) は使用場所を示す。

[ ] 枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

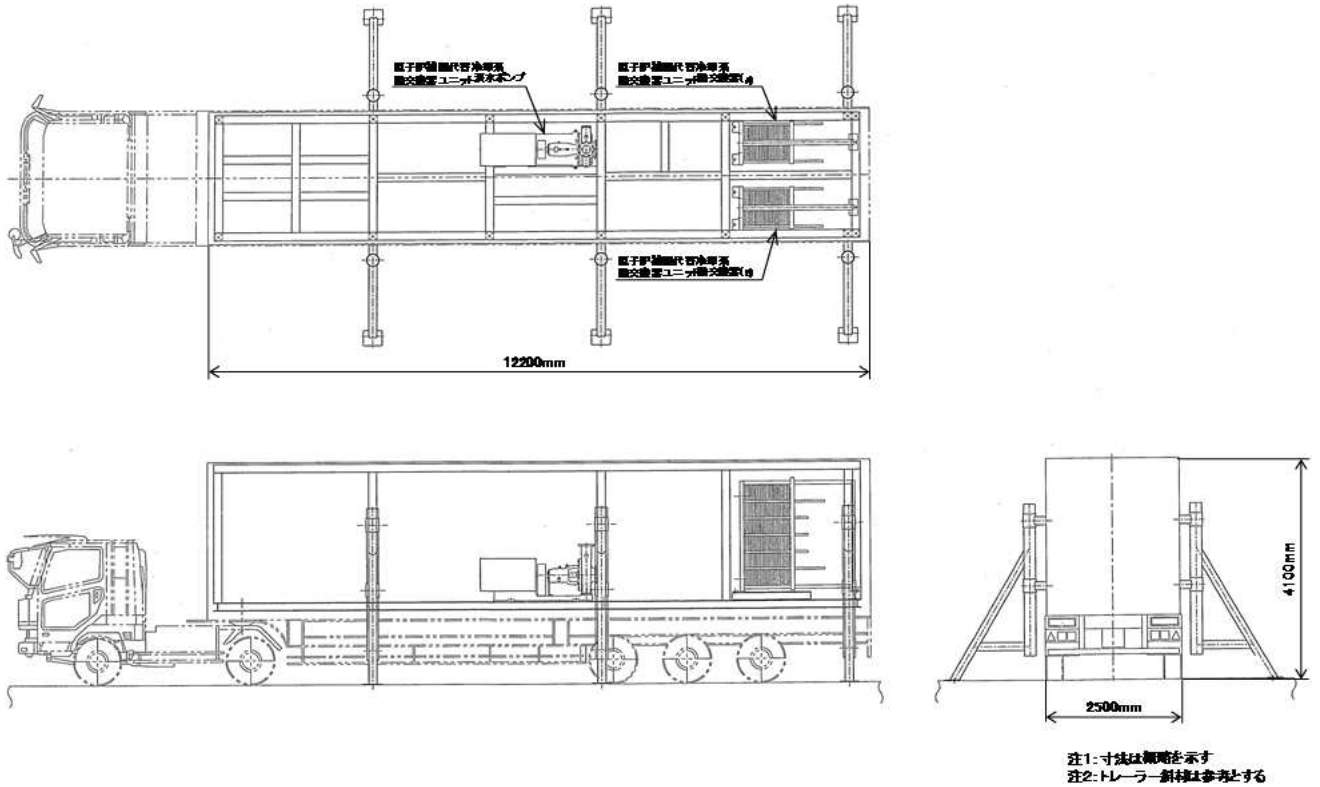
(3) 設備概要

a. 配置場所

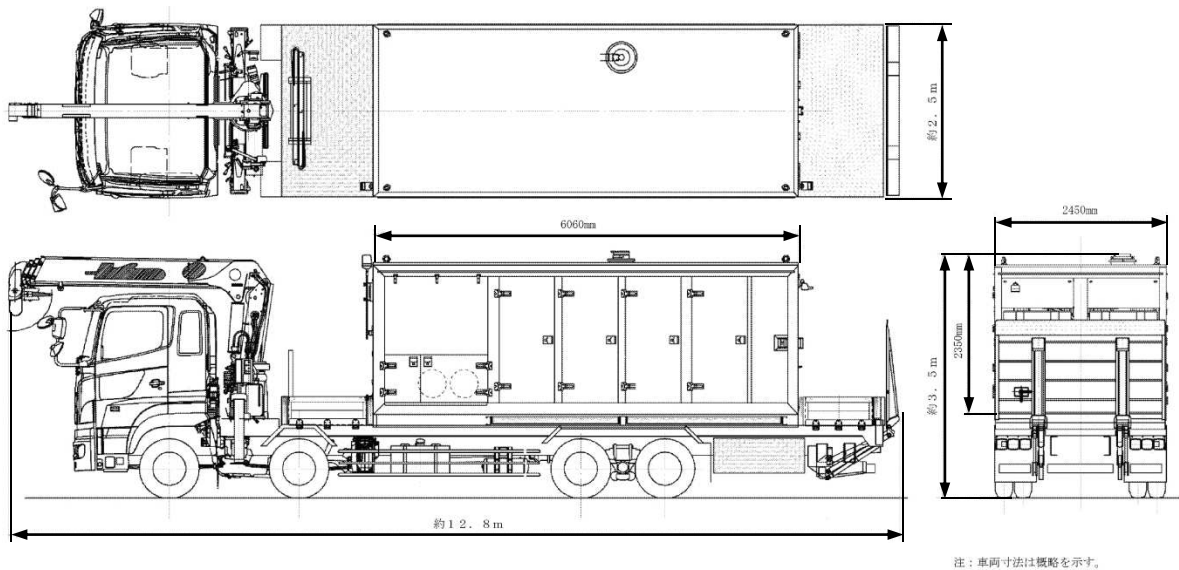
図 3-4, 3-5 参照。

b. 外形図

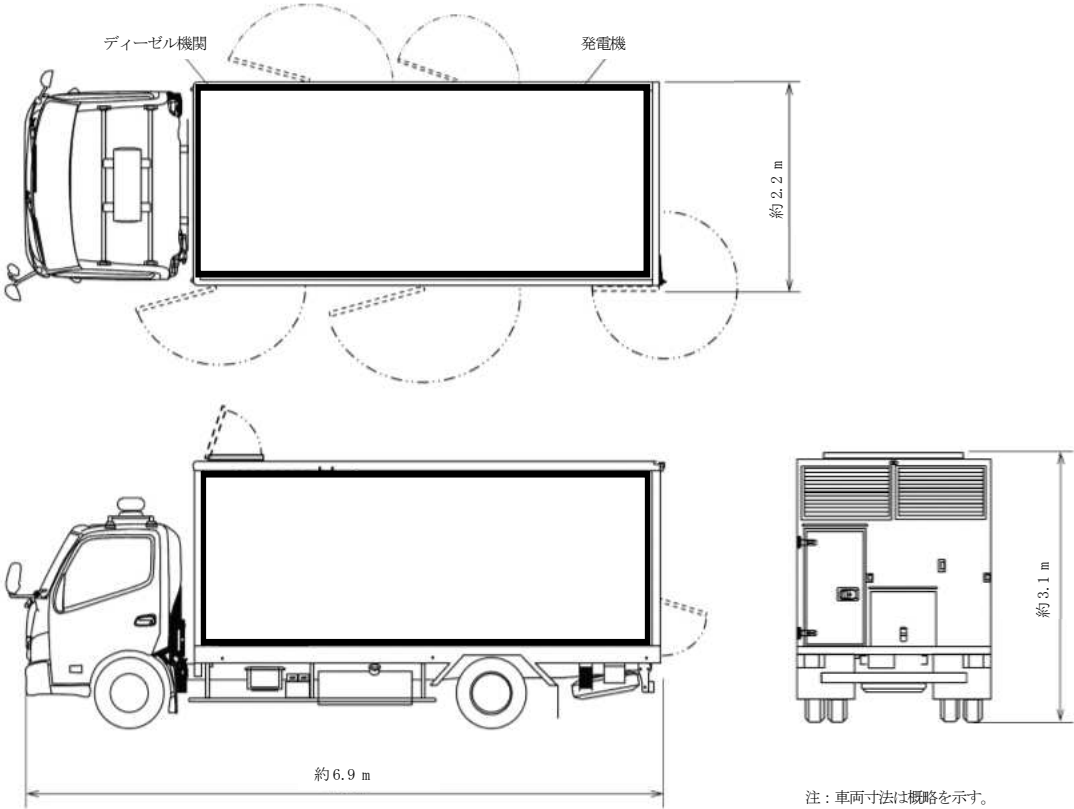
(a) 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット



(b) 可搬型大容量送水ポンプ（原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用）

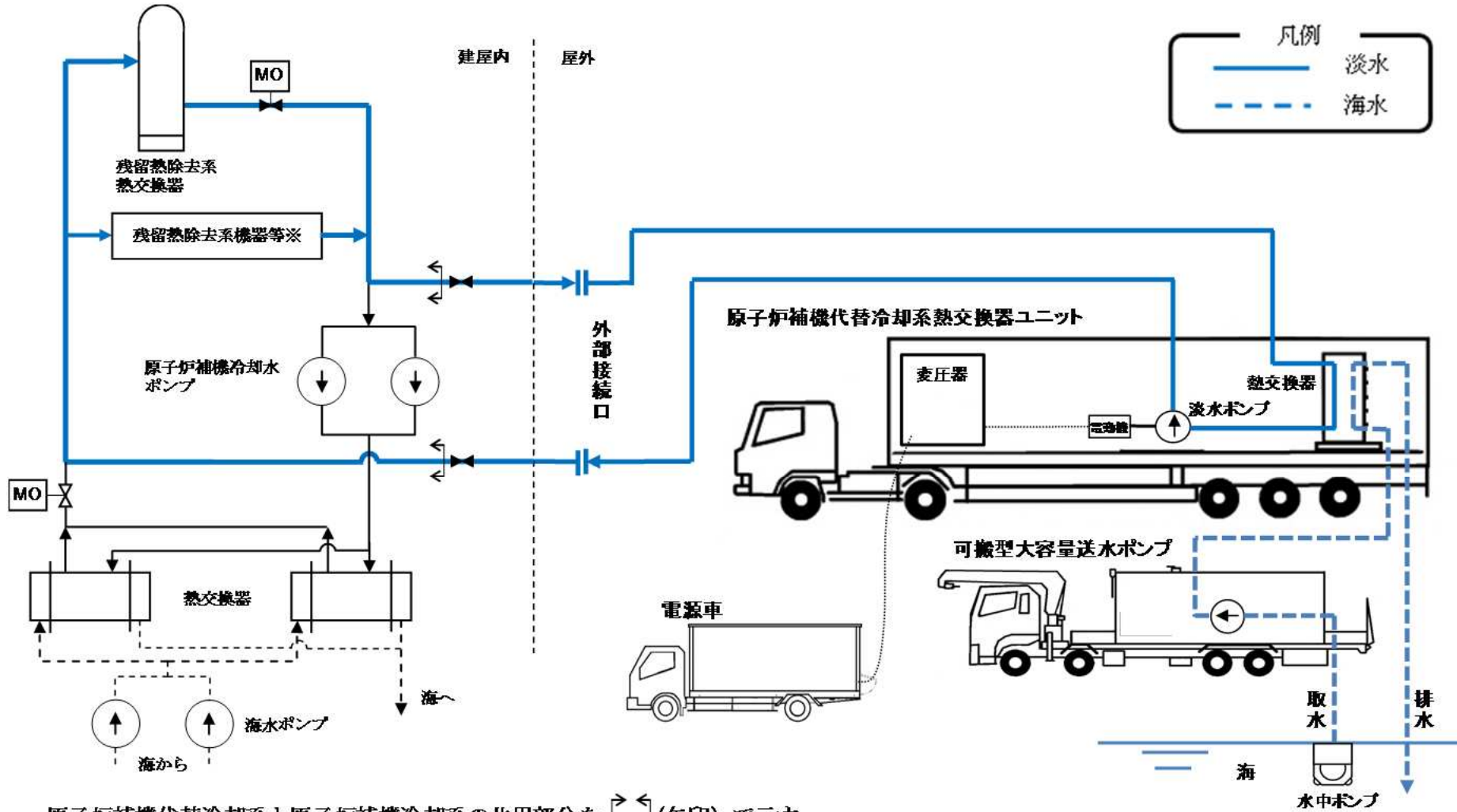


(c) 電源車 (原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用)



枠囲みの内容は商業機密上の観点から公開できません。

c. 系統図



補足 1-9

原子炉補機代替冷却系と原子炉補機冷却系の共用部分を [ ] (矢印) で示す。

※冷却負荷

残留熱除去系ポンプモータ軸受冷却器, 残留熱除去系ポンプメカニカルシール冷却器, 残留熱除去系ポンプ室空調機, CAMSサンプリングラック除湿器・冷却器, CAMS室空調機

## 1. 7 常設代替交流電源の機器仕様等について

### (1) 概要

設計基準事故対処設備の電源喪失により重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損等を防止するための必要な電力を供給するため、常設代替交流電源設備として、ガスタービン発電機を設ける。

ガスタービン発電機は、非常用所内電源等の喪失時に自動起動し、中央制御室からの操作により緊急用高圧母線を経由して非常用高圧母線へ接続することで、残留熱除去系、復水補給水系及び 125V 蓄電池充電器等へ電力を供給する。

### (2) 機器仕様

#### a. ガスタービン発電機

##### (a) 機関

種類 : ガスタービン  
使用燃料 : 軽油  
個数 : 2 台  
取付箇所 :

##### (b) 発電機

種類 : 横軸回転界磁 3 相同期発電機  
容量 : 4,500 kVA (3,600 kW) / 台  
電圧 : 6,900 V  
冷却方法 : 空冷  
個数 : 2 台  
取付箇所 :

### (3) 設備概要

#### a. 設置場所

図 2-1 参照。

#### b. 外観



(同型ガスタービン発電機)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



## 1. 1 8 燃料プール代替注水系の機器仕様等について

### (1) 概要

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する設備として、燃料プール代替注水系を設ける。

燃料プール代替注水系は、可搬型大容量送水ポンプ及び接続口等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、淡水貯水槽の水を燃料プール冷却浄化系を経由して使用済燃料プールへ注水する。

### (2) 機器仕様

#### a. 可搬型大容量送水ポンプ \*1

種 類	:	うず巻型
容 量	:	<input type="text"/> ) m <sup>3</sup> /h m <sup>3</sup> /h
揚 程	:	122 m
原動機の種類	:	ディーゼルエンジン
原動機出力	:	847 kW
個 数	:	3 台 (うち 2 台は予備)
取付箇所	:	<input type="text"/> *2

\*1：可搬型大容量送水ポンプは、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置への補給、及び復水貯蔵タンクへの補給と兼用する。

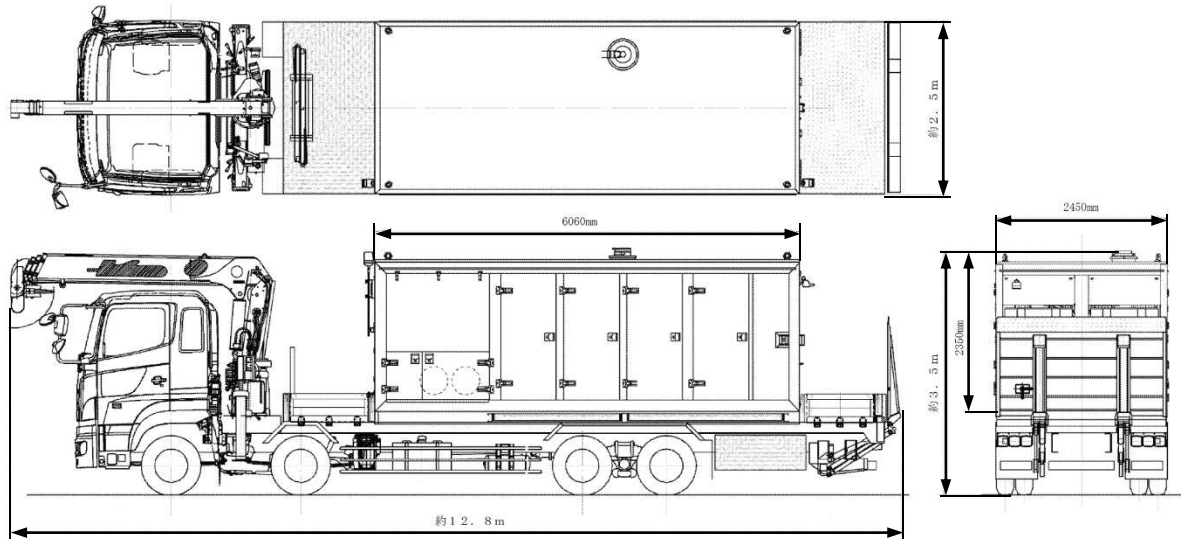
\*2：取付箇所の（ ）は使用場所を示す。

(3) 設備概要

a. 配置場所

図 3-2, 3-3 参照。

b. 外形図

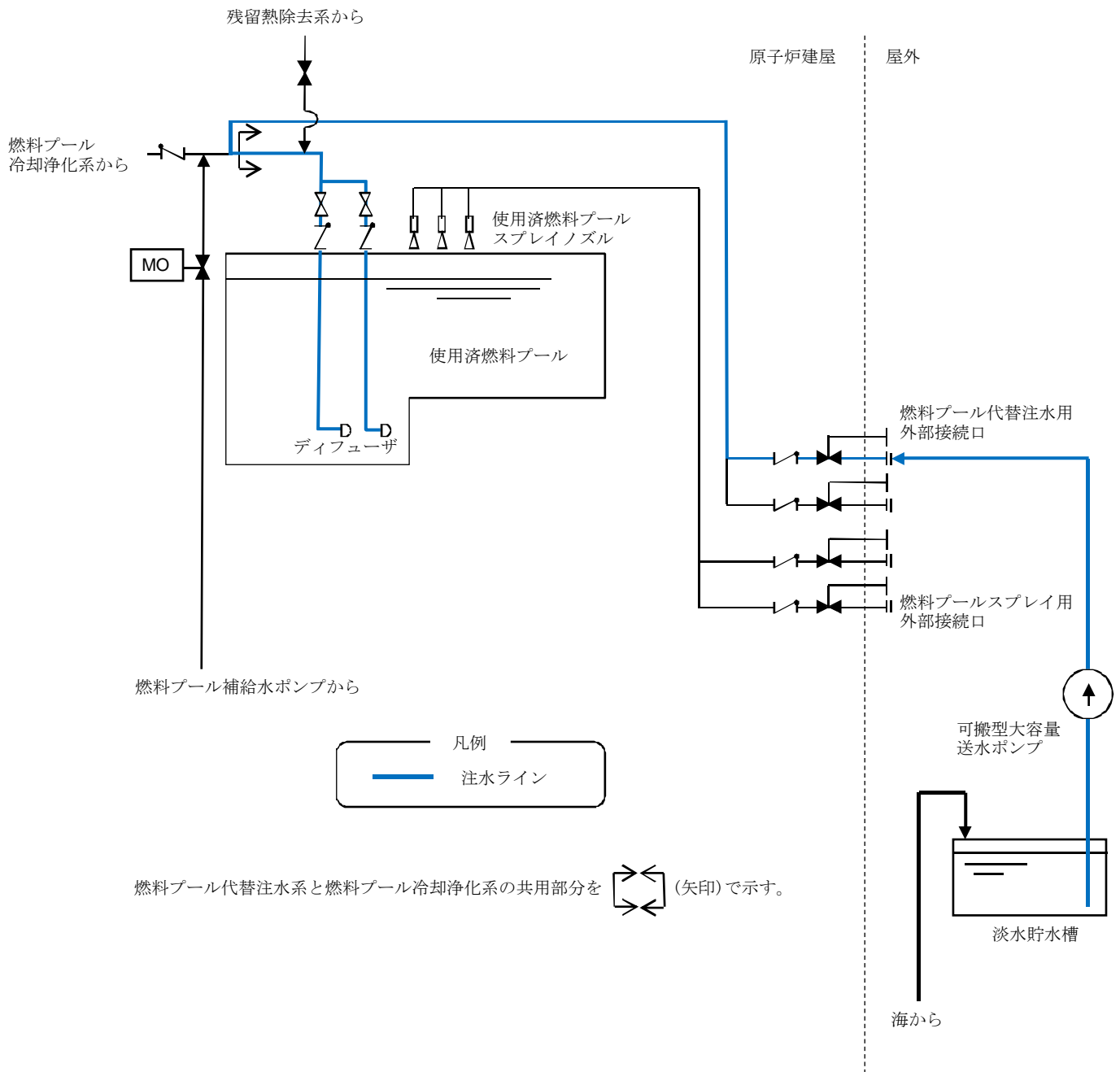


c. 外観



(同型ポンプ)

d. 系統図



## 1. 1 9 燃料プールスプレイ系の機器仕様等について

### (1) 概要

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持ができない場合において、燃料等の崩壊熱を除去することにより、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減する設備として、燃料プールスプレイ系を設ける。

燃料プールスプレイ系は、可搬型大容量送水ポンプ、接続口及びスプレイノズル等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、淡水貯水槽の水を使用済燃料プールへスプレイする。

### (2) 機器仕様

#### a. 使用済燃料プールスプレイノズル

個 数 : 4 個 (うち 1 個は予備)

#### b. 可搬型大容量送水ポンプ \*1

種 類 : うず巻型

容 量 :  m<sup>3</sup>/h

揚 程 : 122 m

原動機の種類 : ディーゼルエンジン

原動機の出力 : 847 kW

個 数 : 3 台 (うち 2 台は予備)

取付箇所 :  \*2

\*1 : 可搬型大容量送水ポンプは、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)、低圧代替注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系、原子炉格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置への補給、及び復水貯蔵タンクへの補給と兼用する。

\*2 : 取付箇所の ( ) は使用場所を示す。

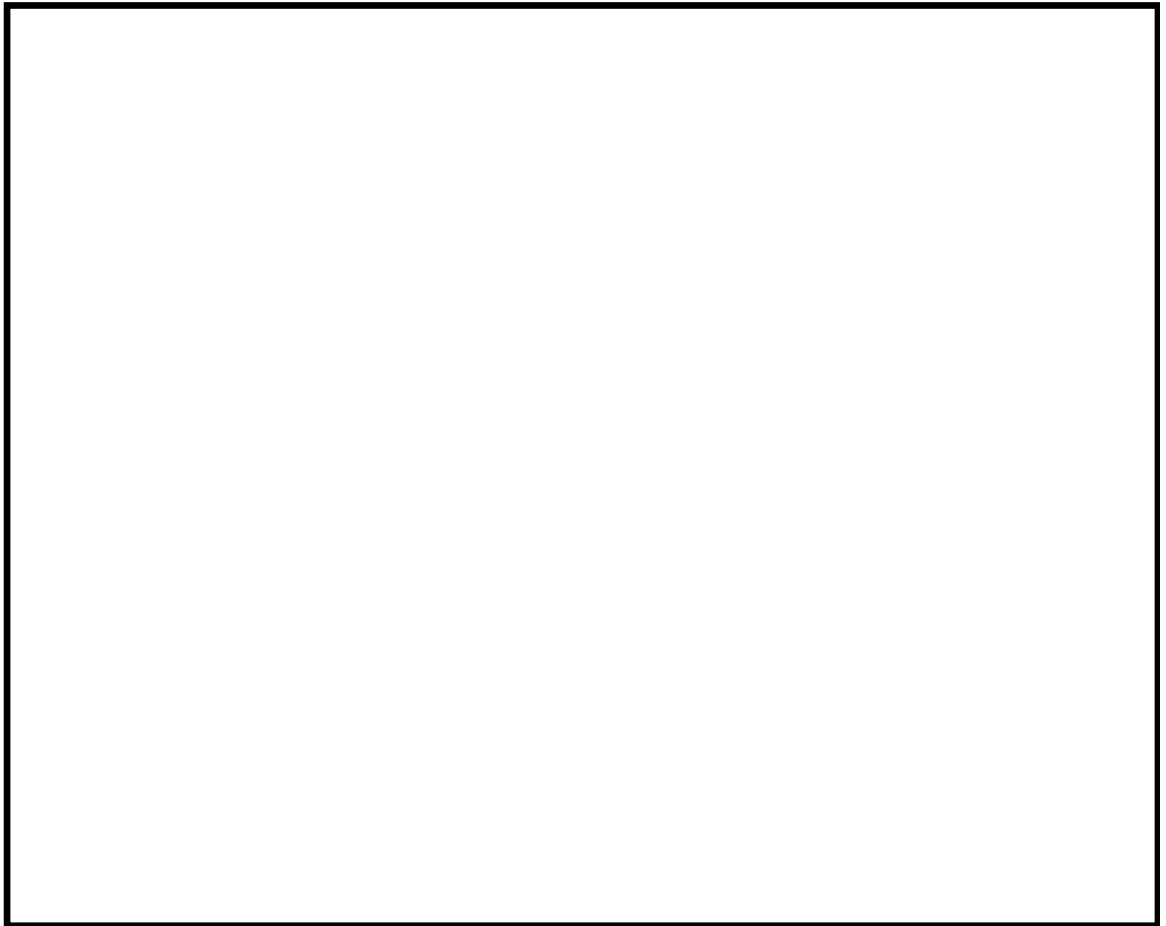
枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(3) 設備概要

a. 配置場所

(a) 使用済燃料プールのスプレイノズル

原子炉建屋



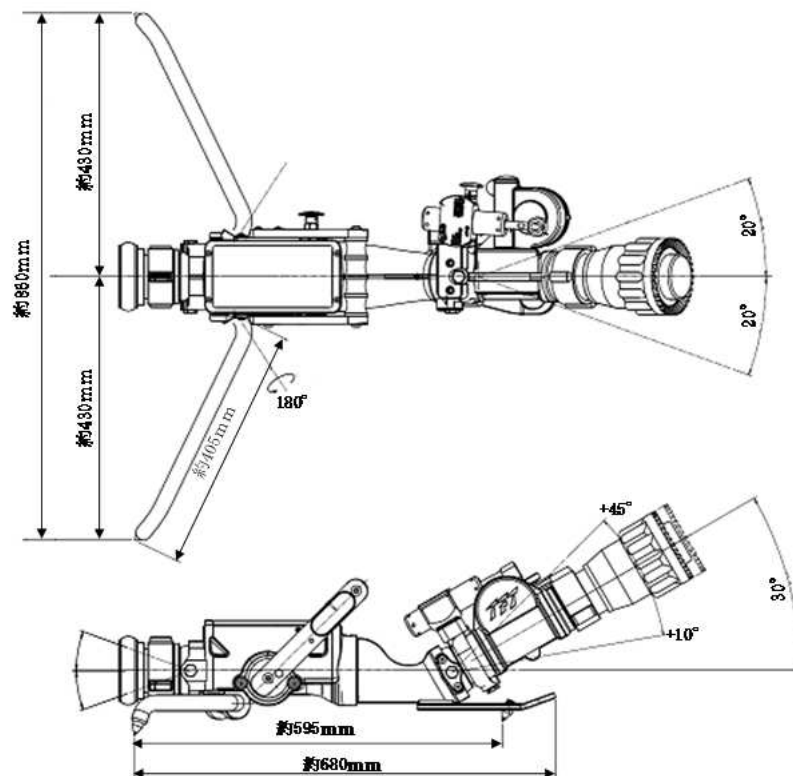
(b) 可搬型大容量送水ポンプ

図 3-2, 3-3 参照。

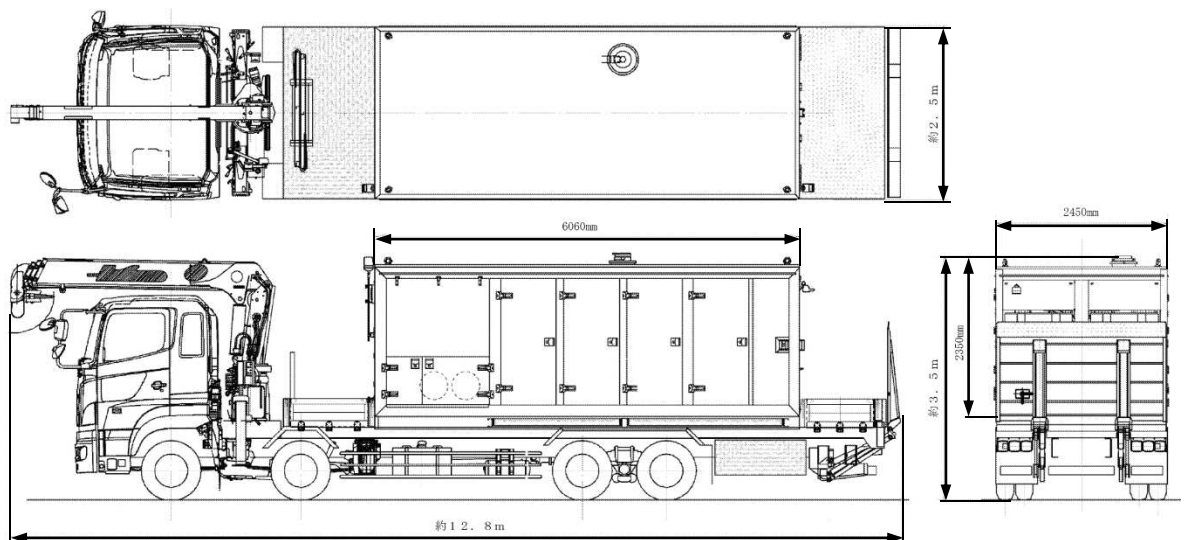
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 外形図

(a) 使用済燃料プールスプレイノズル



(b) 可搬型大容量送水ポンプ



注：車両寸法は概略を示す。

c. 外観

(a) 使用済燃料プールスプレイノズル

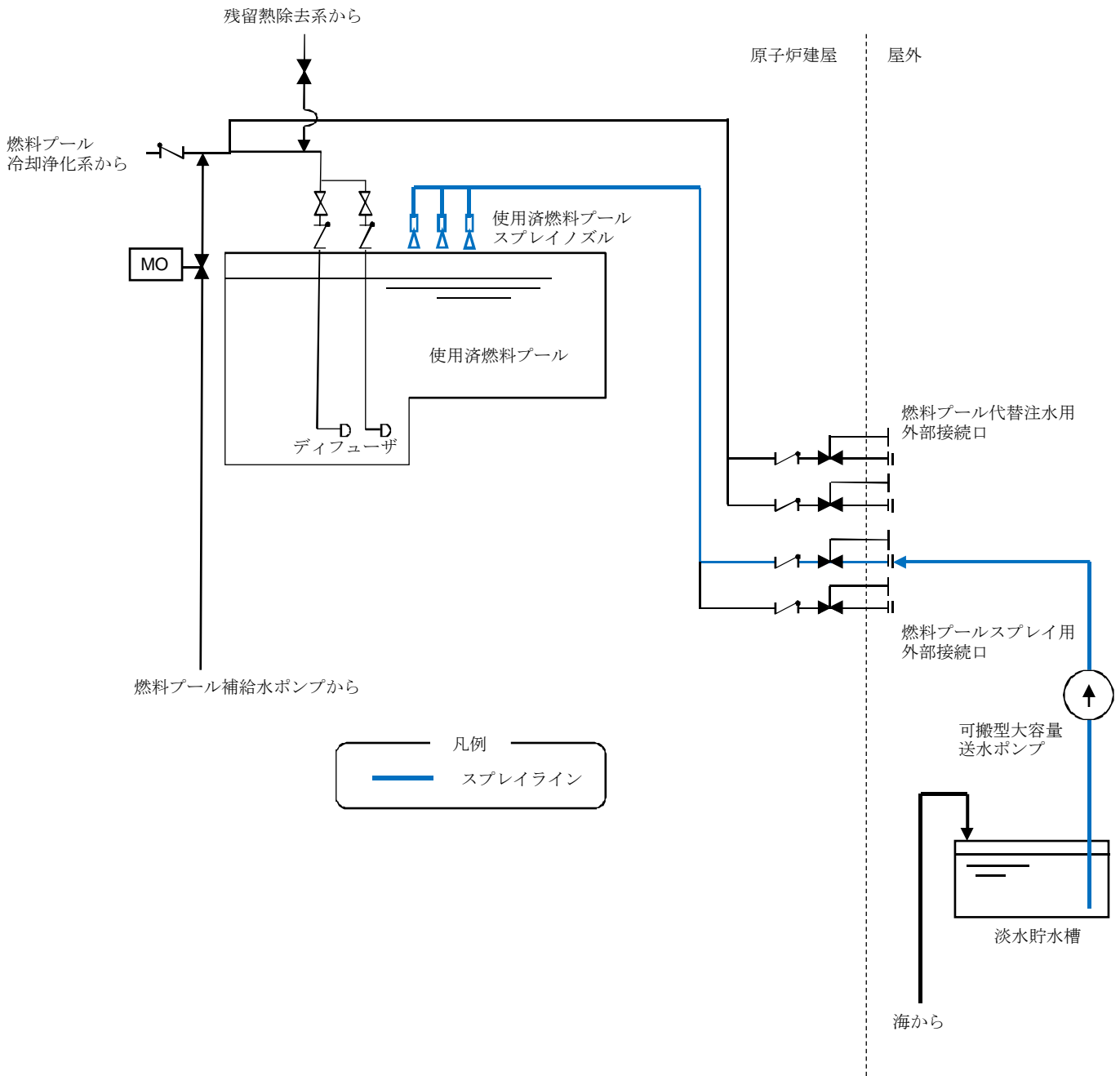


(b) 可搬型大容量送水ポンプ



(同型ポンプ)

d. 系統図





## 使用済燃料プール監視設備の仕様等について

### (1) 概要

重大事故等時に使用済燃料プールの状態を監視する設備として、使用済燃料プール水位計、使用済燃料プール水温度計、使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを設ける。

### (2) 仕様

#### a. 使用済燃料プール水位計

検出器の種類 : 水位検出器 (ガイドパルス式, ヒートサーモ式)

計測範囲\* 1 : ガイドパルス式 -4300 mm~+7300 mm\* 2  
ヒートサーモ式 -4240 mm~+7010 mm\* 3

検出器の個数 : 各 1 個

検出器の取付箇所 : 原子炉建屋

\* 1 : 計測範囲の零レベルは、使用済燃料貯蔵ラック上端

\* 2 : 計測範囲は現時点の計画値

\* 3 : 測定範囲内の約 1m 毎に計測 (検出点 18 箇所)

#### b. 使用済燃料プール水温度計

検出器の種類 : 温度検出器 (測温抵抗体, 熱電対)

計測範囲 : 測温抵抗体 0~120 °C  
熱電対 0~120 °C

検出器の個数 : 測温抵抗体 1 個 (検出点 2 箇所)  
熱電対 1 個 (検出点 19 箇所, うち 18 箇所は水位検出と兼用)

検出器の取付箇所 : 原子炉建屋

#### c. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ

検出器の種類 : イオンチェンバ検出器

計測範囲 :  $10^{-2}$ ~ $10^5$  mSv/h (低レンジ)  
 $10^1$ ~ $10^8$  mSv/h (高レンジ)

検出器の個数 : 各 1 個

検出器の取付箇所 : 原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. 使用済燃料プール監視カメラ

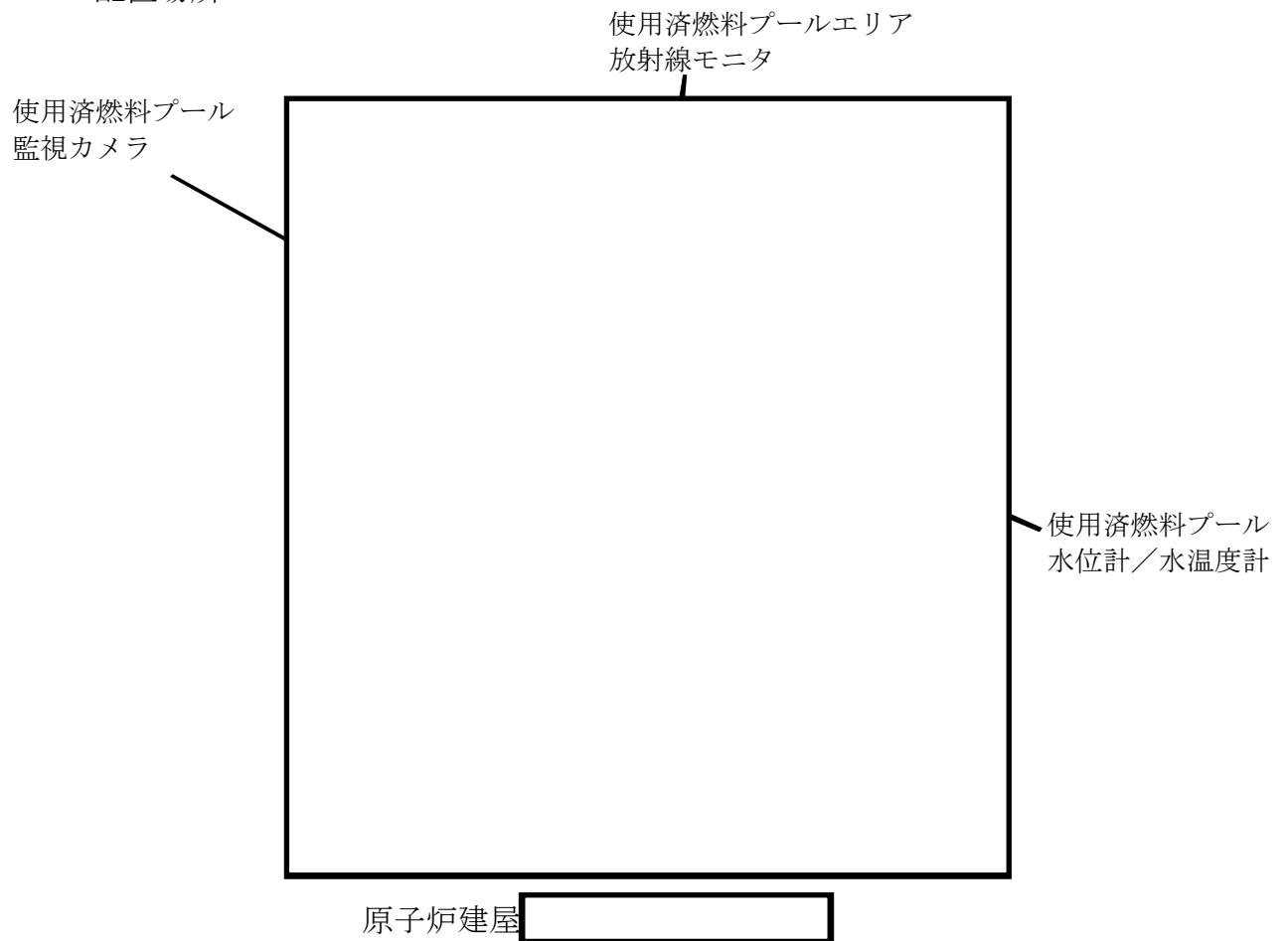
種類 : 可視光カメラ

個数 : 1 個

取付箇所 : 原子炉建屋

(3) 設備概要

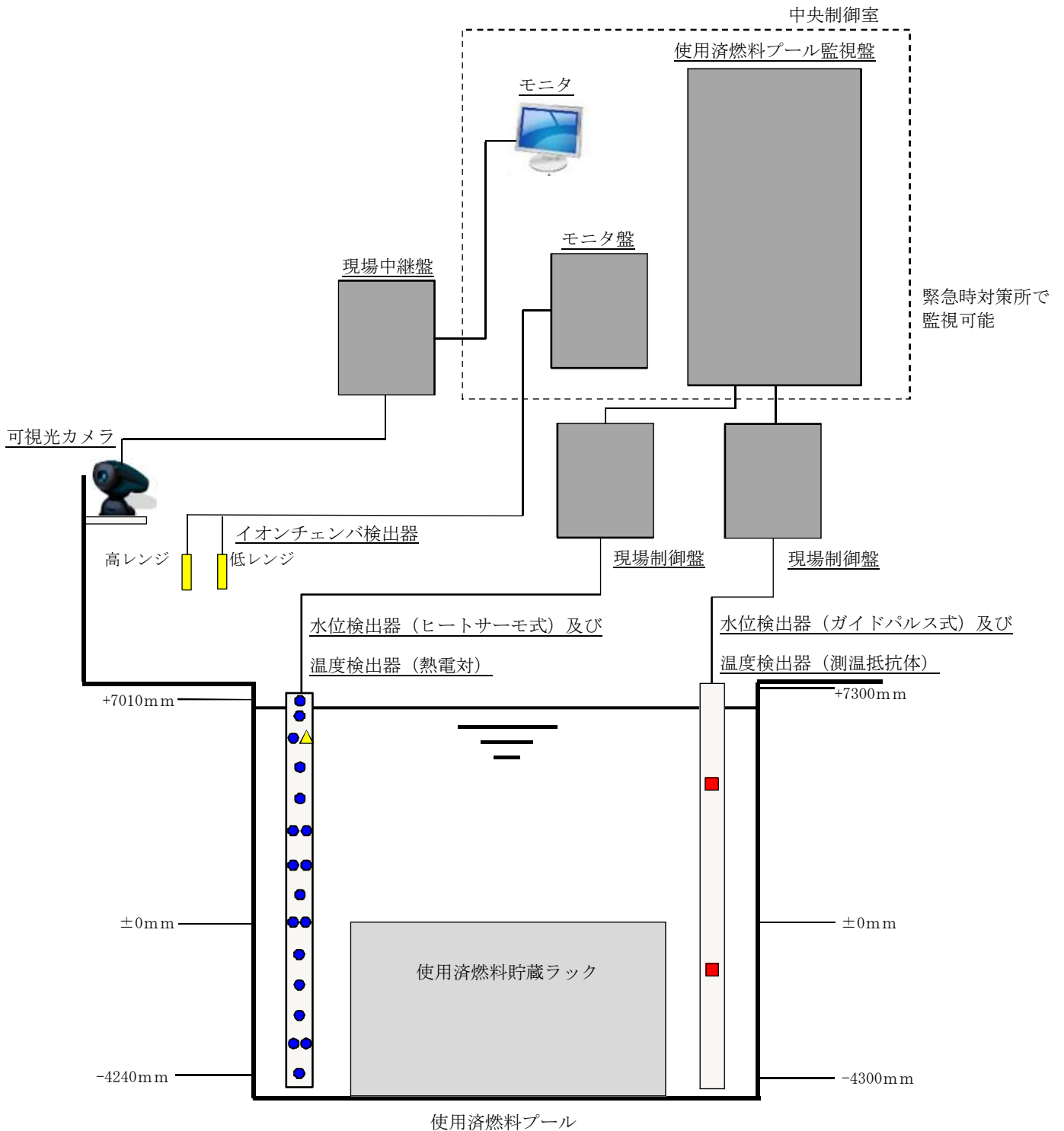
a. 配置場所



\* 各監視設備の詳細な配置場所は検討中

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 系統概要図



- |                     |       |                   |      |
|---------------------|-------|-------------------|------|
| ▲: 水温度検出点 (熱電対)     | 1 箇所  | ■: 水温度検出点 (測温抵抗体) | 2 箇所 |
| ●: 水位及び水温度検出点 (熱電対) | 18 箇所 |                   |      |

## 2. 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

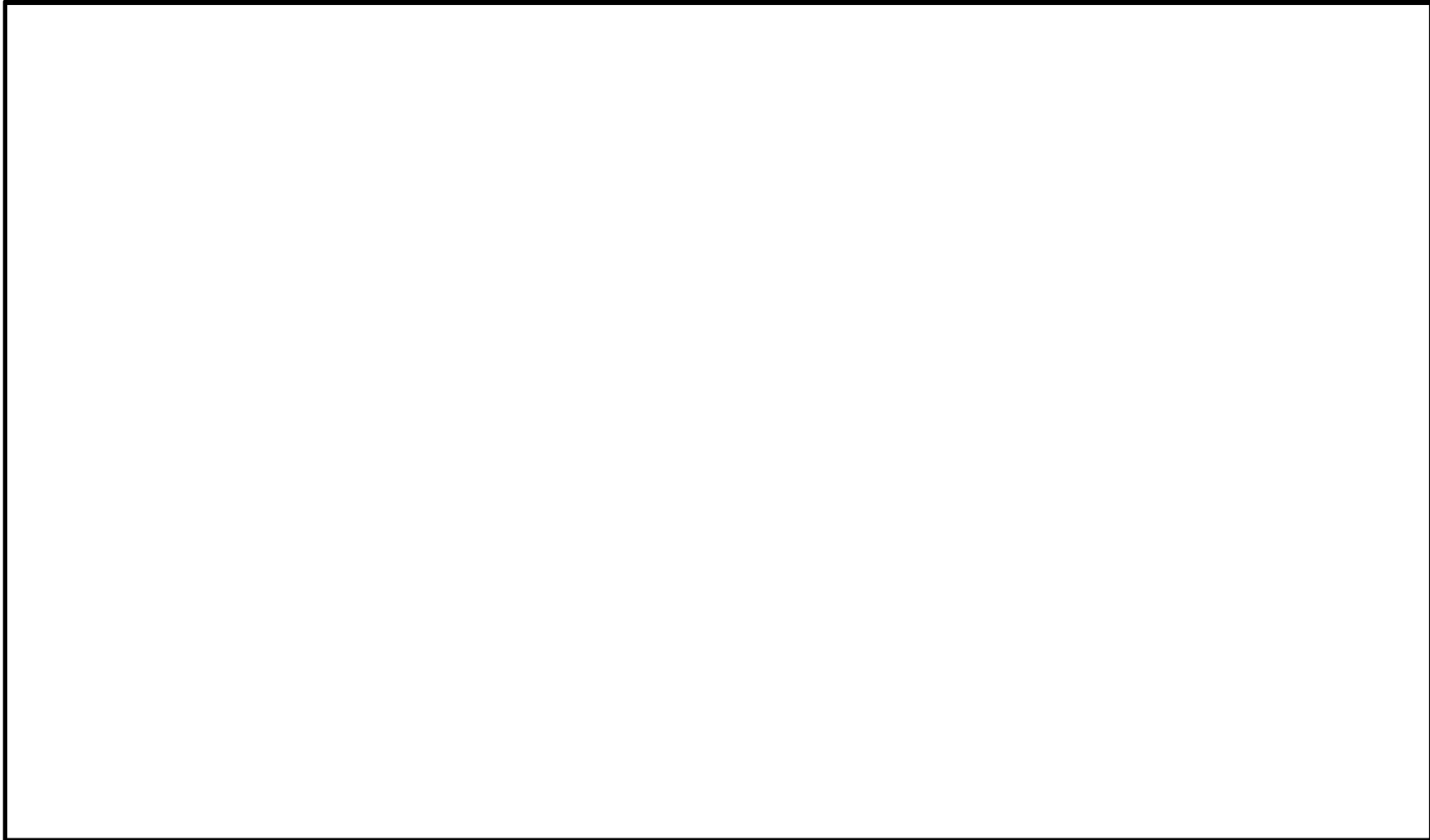


図 2-1 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. アクセスルート図及び可搬型設備配置図

図 3-1 構内における要員宿直箇所及び緊急時対策所等の配置図

図 3-2 可搬型設備配置図

(大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート 1 使用時】)

図 3-3 可搬型設備配置図

(大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート 2 使用時】)

図 3-4 可搬型設備配置図

(原子炉補機代替冷却系の設置 【取水：2号海水ポンプスクリーンエリア使用時】)

図 3-5 可搬型設備配置図

(原子炉補機代替冷却系の設置 【取水：2号取水口エリア使用時】)

図 3-6 可搬型設備配置図

(可搬型窒素ガス供給装置の設置)

図 3-7 可搬型設備配置図

(電源車の設置)

図 3-8 可搬型設備配置図

(高圧・低圧注水機能喪失, 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) 時)

【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合】

図 3-9 可搬型設備配置図

(高圧注水・減圧機能喪失, 格納容器バイパス (インターフェイスシステム  
LOCA) 時)

図 3-10 可搬型設備配置図

(全交流動力電源喪失, 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合),  
全交流動力電源喪失 (運転停止中) 時)

【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合及び 2 号海水ポン  
プスクリーンエリアから取水した場合】

図 3-11 可搬型設備配置図

(原子炉停止機能喪失時, 想定事故 1, 想定事故 2 時)

**【第1優先であるルート2を使用してホースを敷設した場合】**

図 3-12 可搬型設備配置図

(LOCA 時注水機能喪失, 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 水素燃焼, 溶融炉心・コンクリート相互作用時)

**【第1優先であるルート2を使用してホースを敷設した場合及び2号海水ポンプスクリーンエリアから取水した場合】**

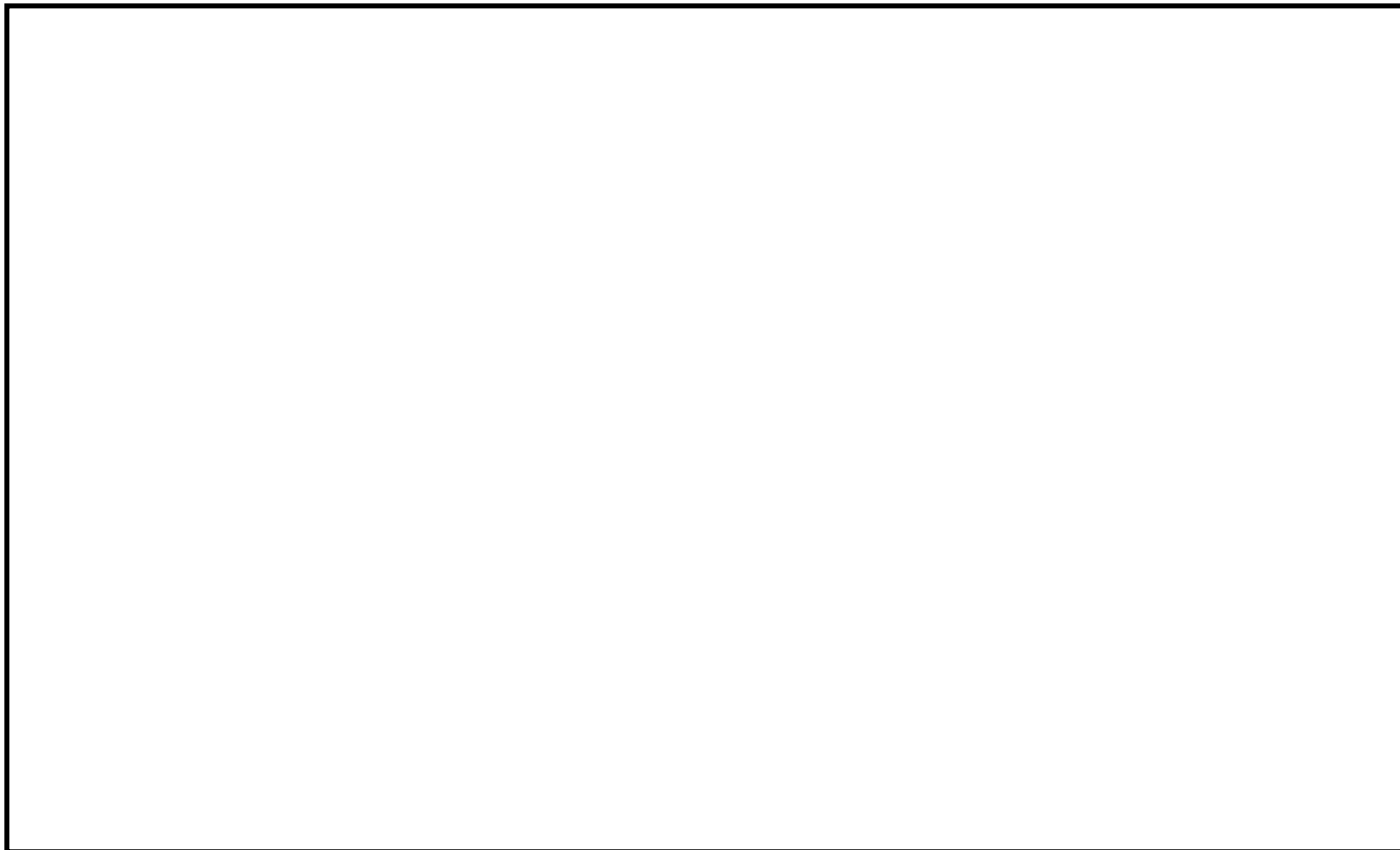


図 3-1 構内における要員宿直箇所及び緊急時対策所等の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

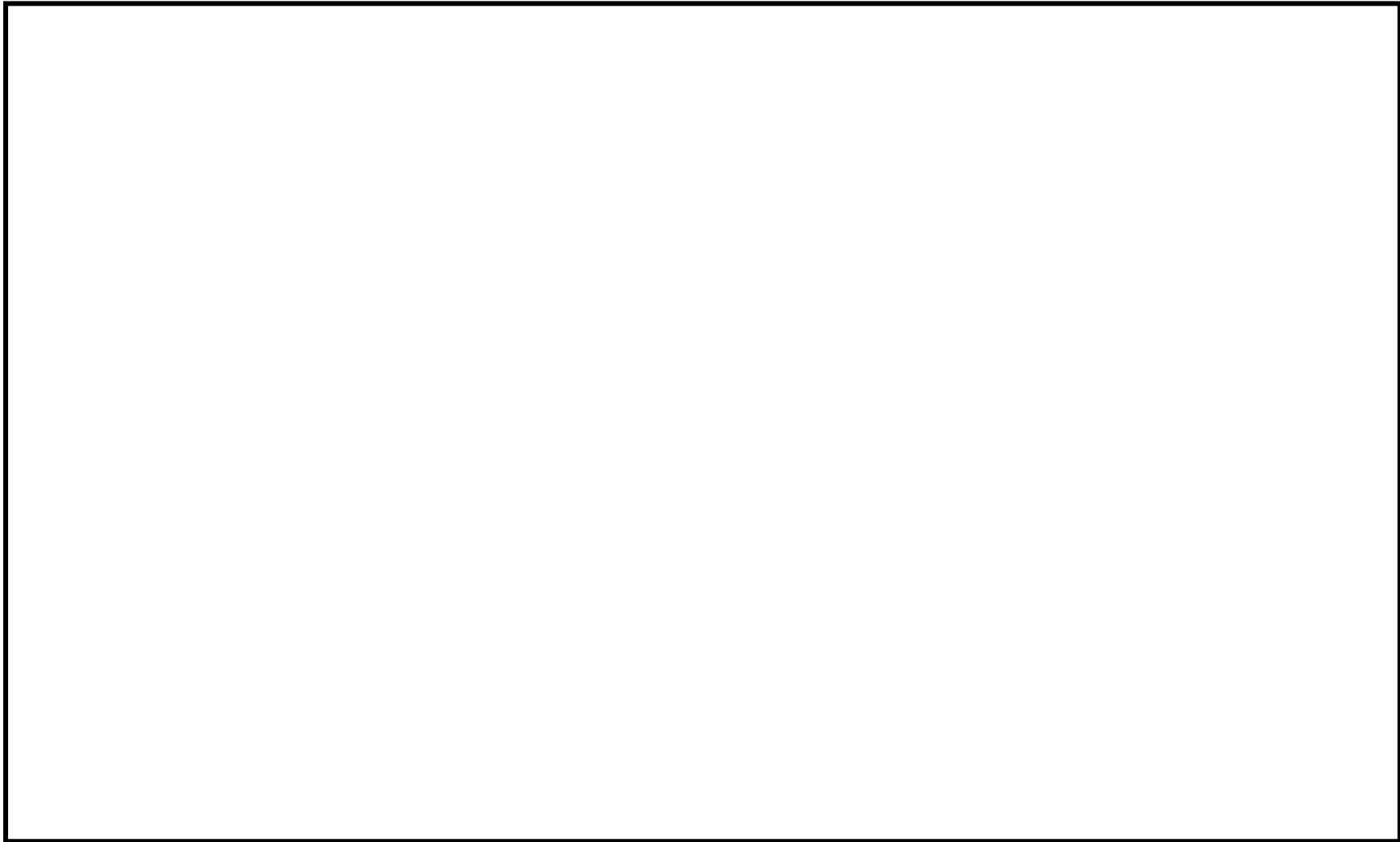


図 3-2 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート1 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



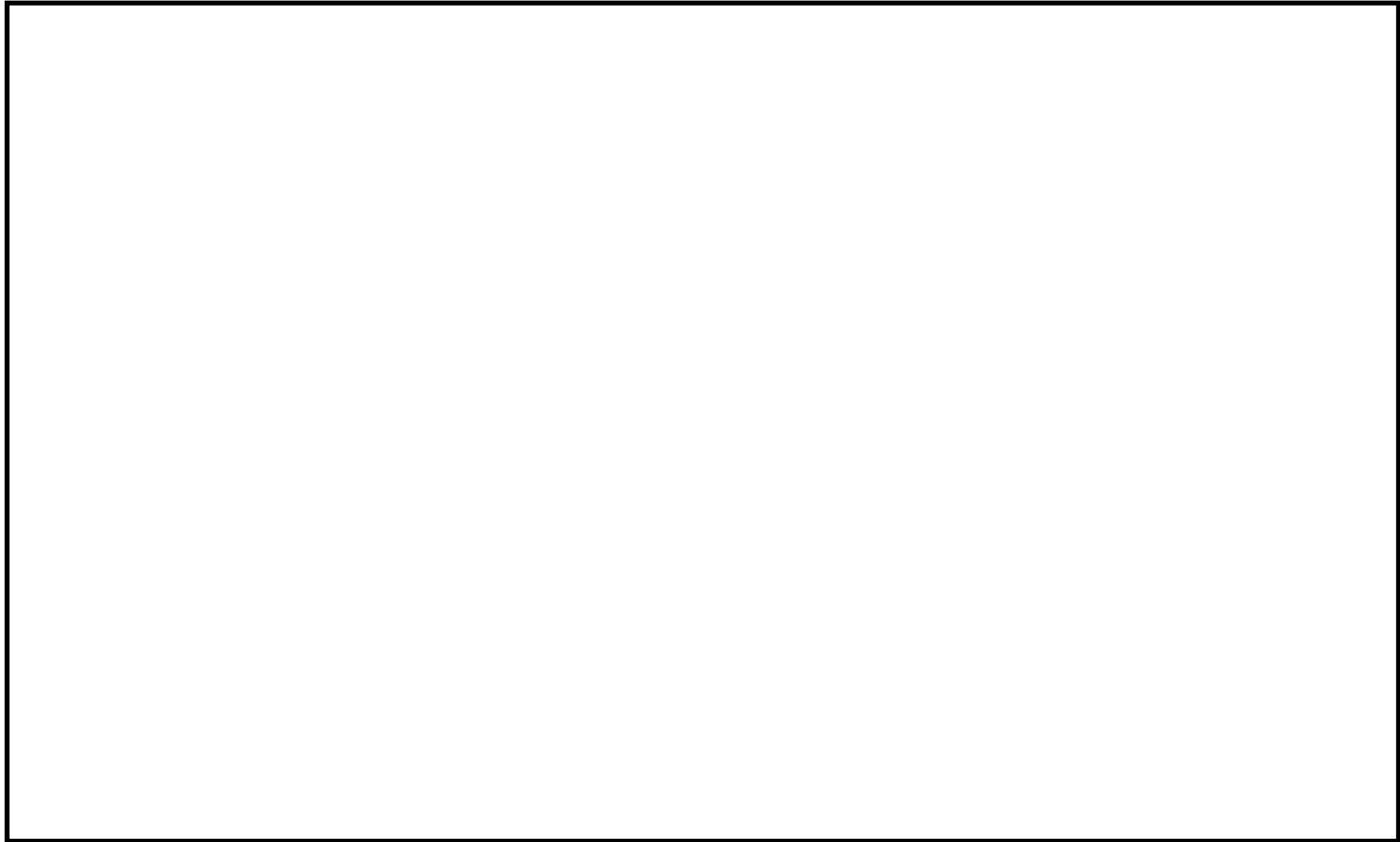


図 3-3 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート 2 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

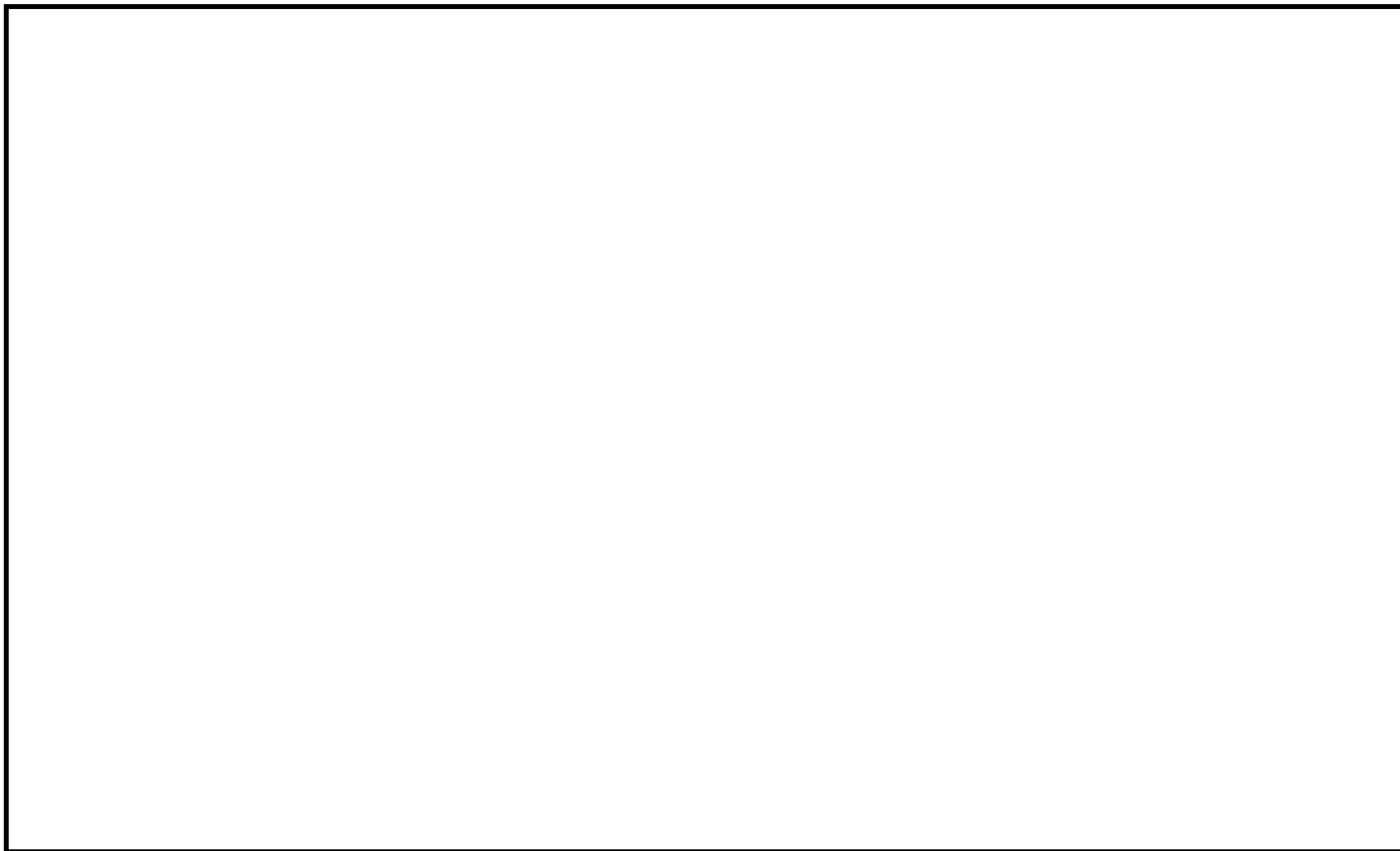


図 3-4 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号海水ポンプスクリーンエリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

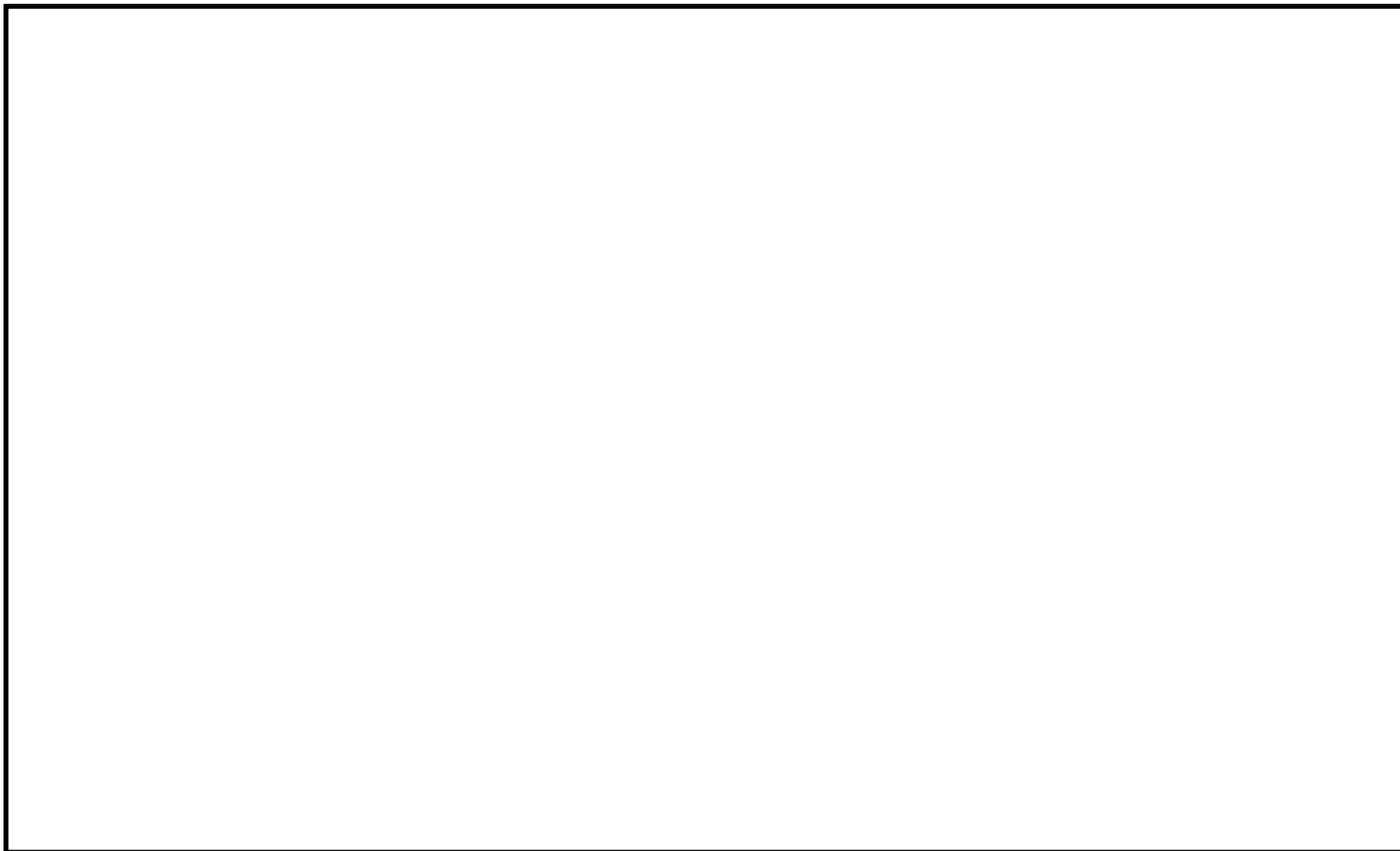


図 3-5 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号取水口エリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

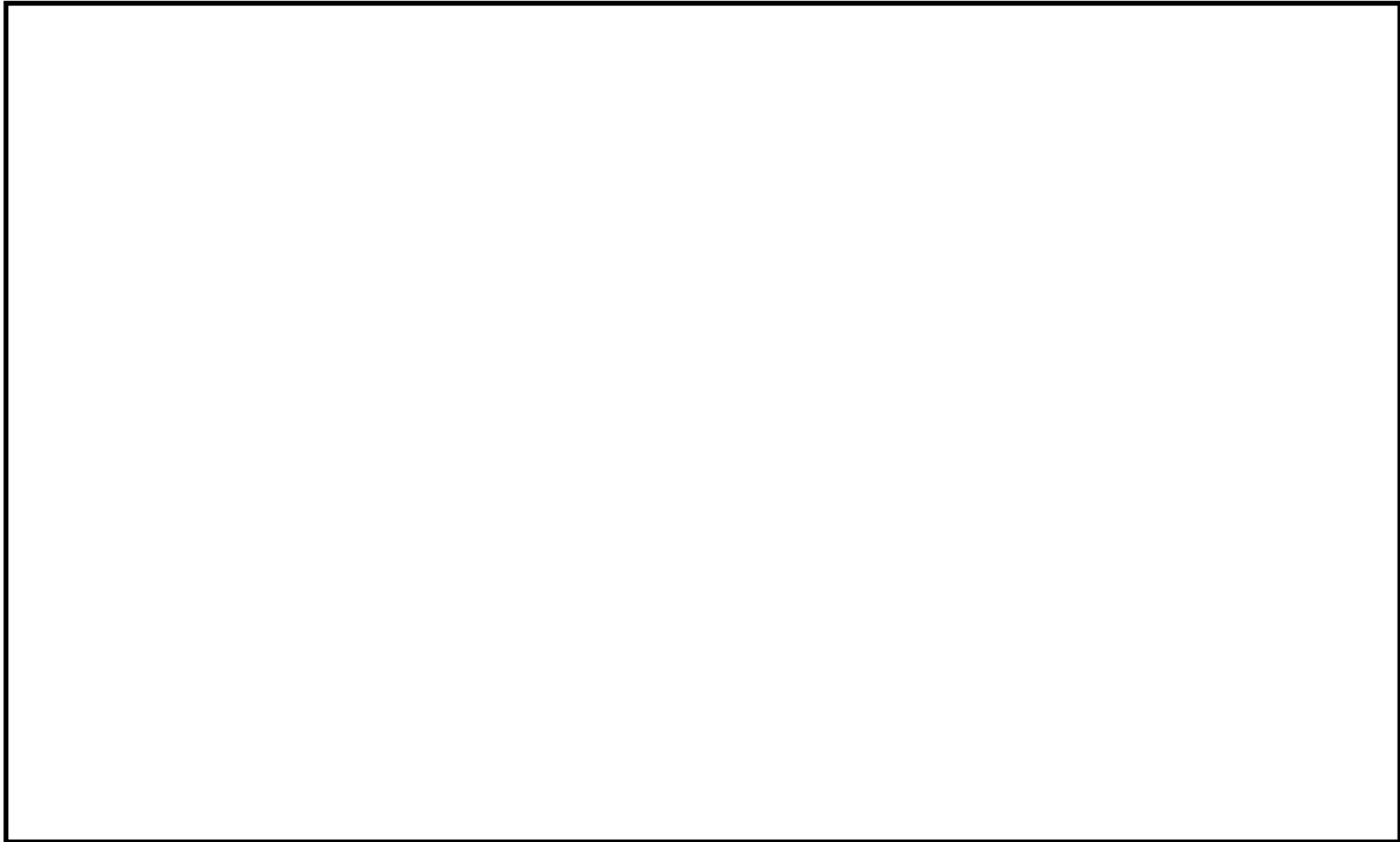


図 3-6 可搬型設備配置図（可搬型窒素ガス供給装置の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

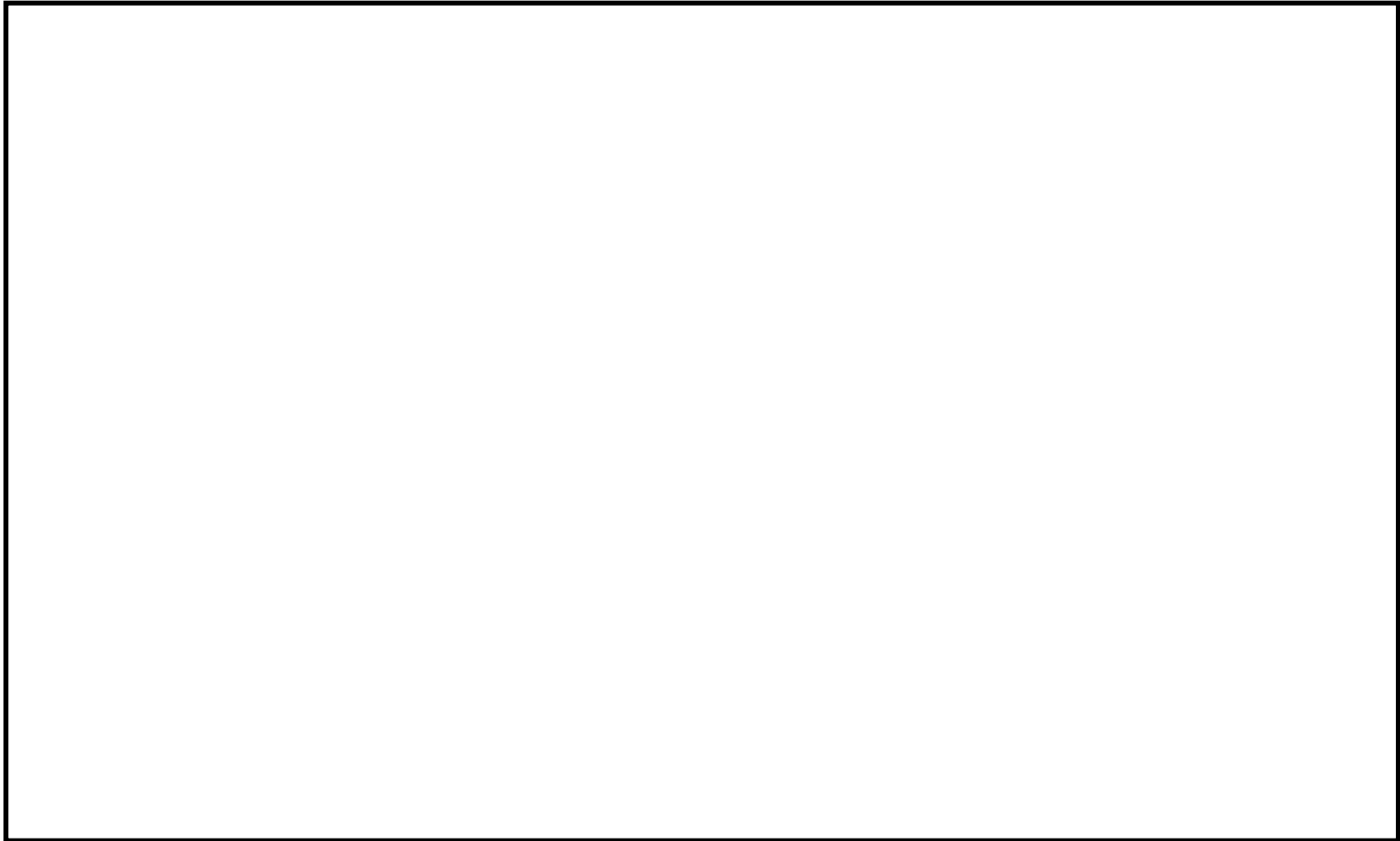


図 3-7 可搬型設備配置図（電源車の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

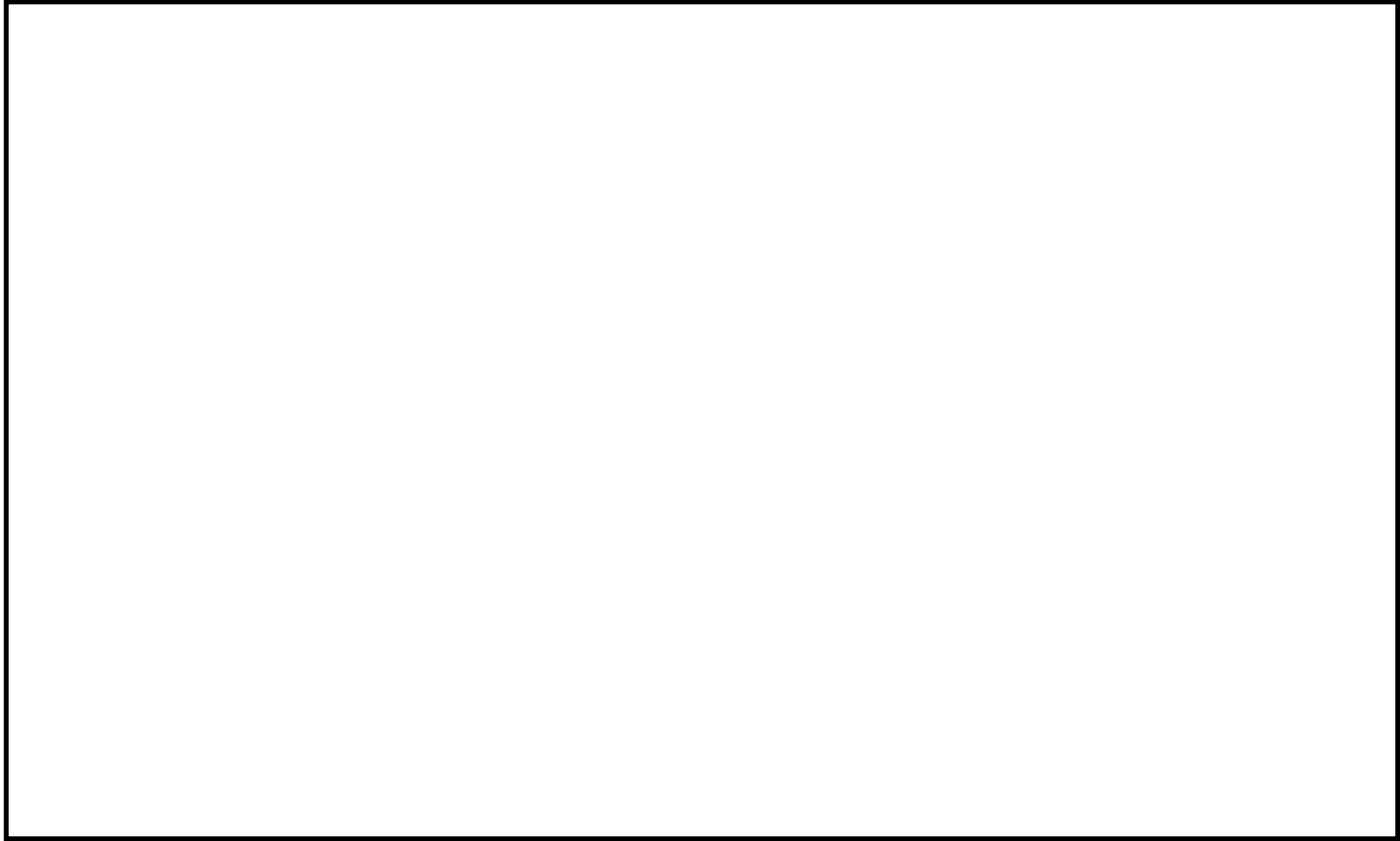


図 3-8 可搬型設備配置図（高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）時）  
【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合】  
（時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 を使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

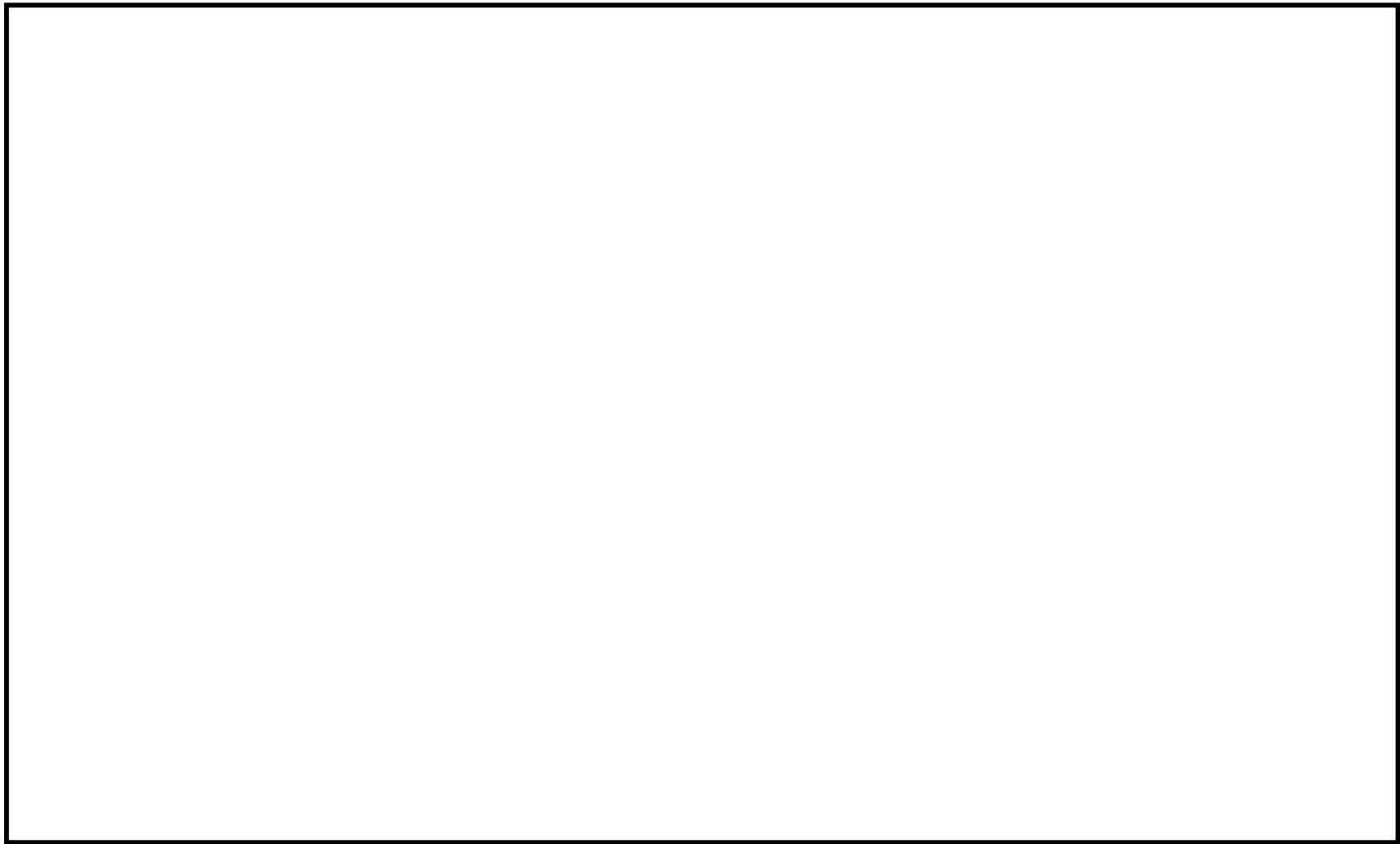


図 3-9 可搬型設備配置図（高圧注水・減圧機能喪失，格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）時）  
（時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 を使用している）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

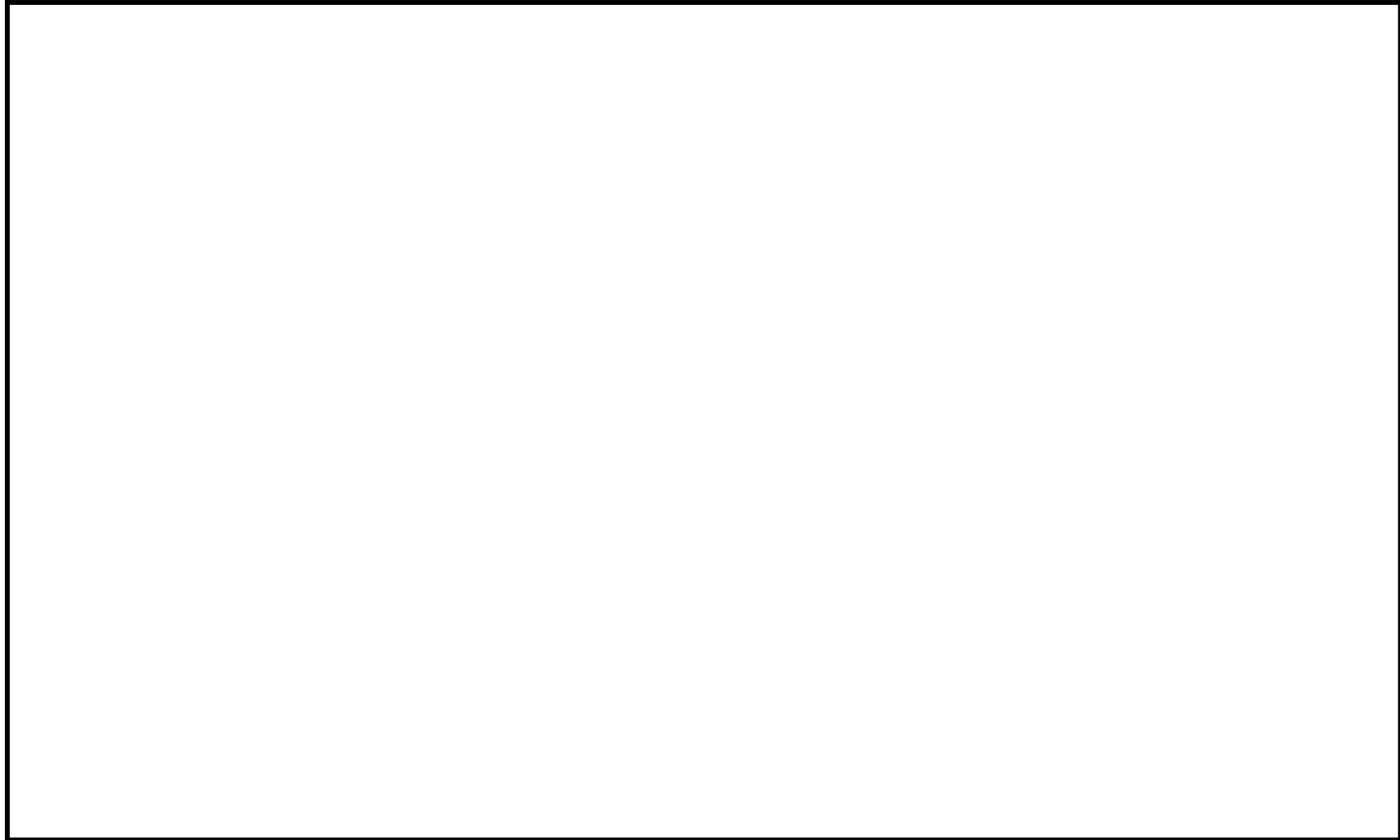


図 3-10 可搬型設備配置図（全交流動力電源喪失，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合），  
全交流動力電源喪失（運転停止中）時）

【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合及び 2 号海水ポンプスクリーンエリアから取水した場合】  
（時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 及び 2 号取水口エリアを使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



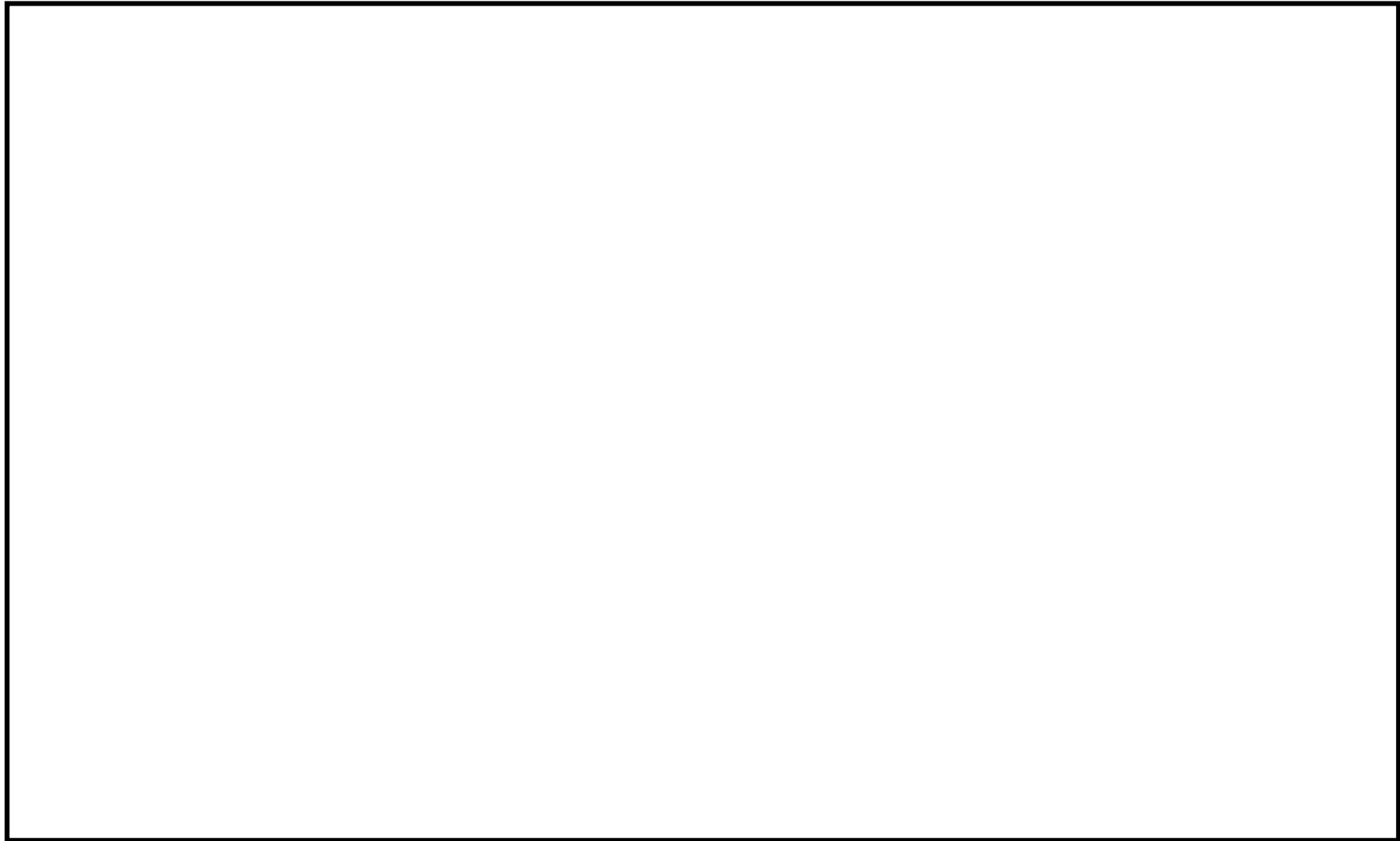


図 3-11 可搬型設備配置図（原子炉停止機能喪失，想定事故 1，想定事故 2 時）

【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合】

（時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 を使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

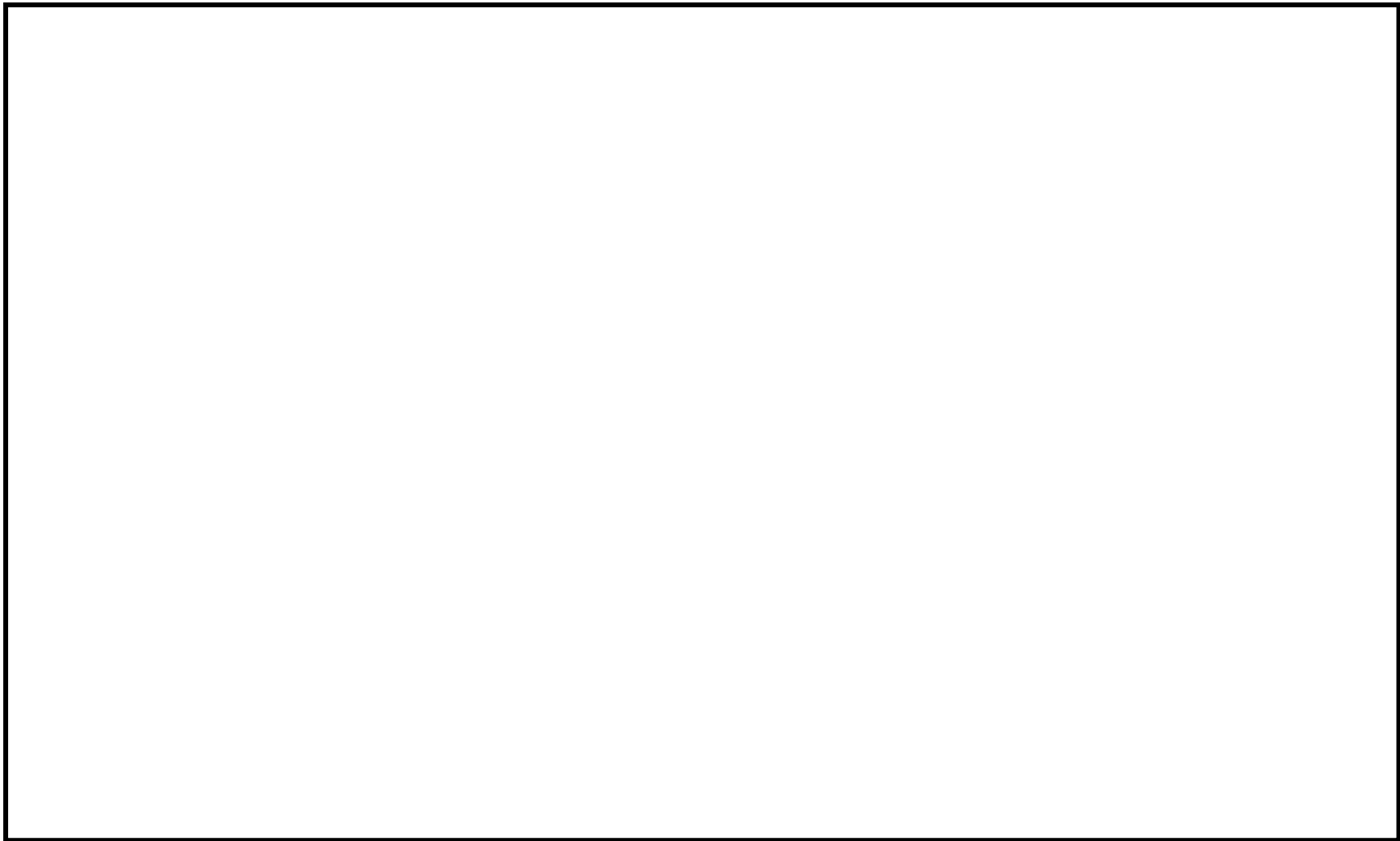


図 3-12 可搬型設備配置図 (LOCA 時注水機能喪失, 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 水素燃焼, 溶融炉心・コンクリート相互作用時)

【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合及び 2 号海水ポンプスクリーンエリアから取水した場合】  
(時間評価では, 作業時間が最大となるルート 1 を使用している。)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

#### 4. 屋内操作機器配置図及び屋内操作機器へのアクセスルート

- 4. 1 重要事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）
- 4. 2 重要事故シーケンス（高圧注水・減圧機能喪失）
- 4. 3 重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失）
- 4. 4 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 4. 5 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 4. 6 重要事故シーケンス（原子炉停止機能喪失）
- 4. 7 重要事故シーケンス（LOCA 時注水機能喪失）
- 4. 8 重要事故シーケンス（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））
- 4. 9 格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼）
  - （1）中央制御室からの原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施
  - （2）中央制御室からの原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施が不可の場合
- 4. 10 格納容器破損モード（熔融炉心・コンクリート相互作用）
  - （1）中央制御室からの原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施
  - （2）中央制御室からの原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施が不可の場合
- 4. 11 想定事故 1
- 4. 12 想定事故 2
- 4. 13 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））
- 4. 14 重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失（運転停止中））
- 4. 15 重要事故シーケンス（原子炉冷却材の流出）
- 4. 16 重要事故シーケンス（反応度の誤投入）

#### 4. 1 1 想定事故 1

現場操作機器配置図を図 4-22 に示す。図に示すとおり，本想定事故においては中央制御室での操作である。

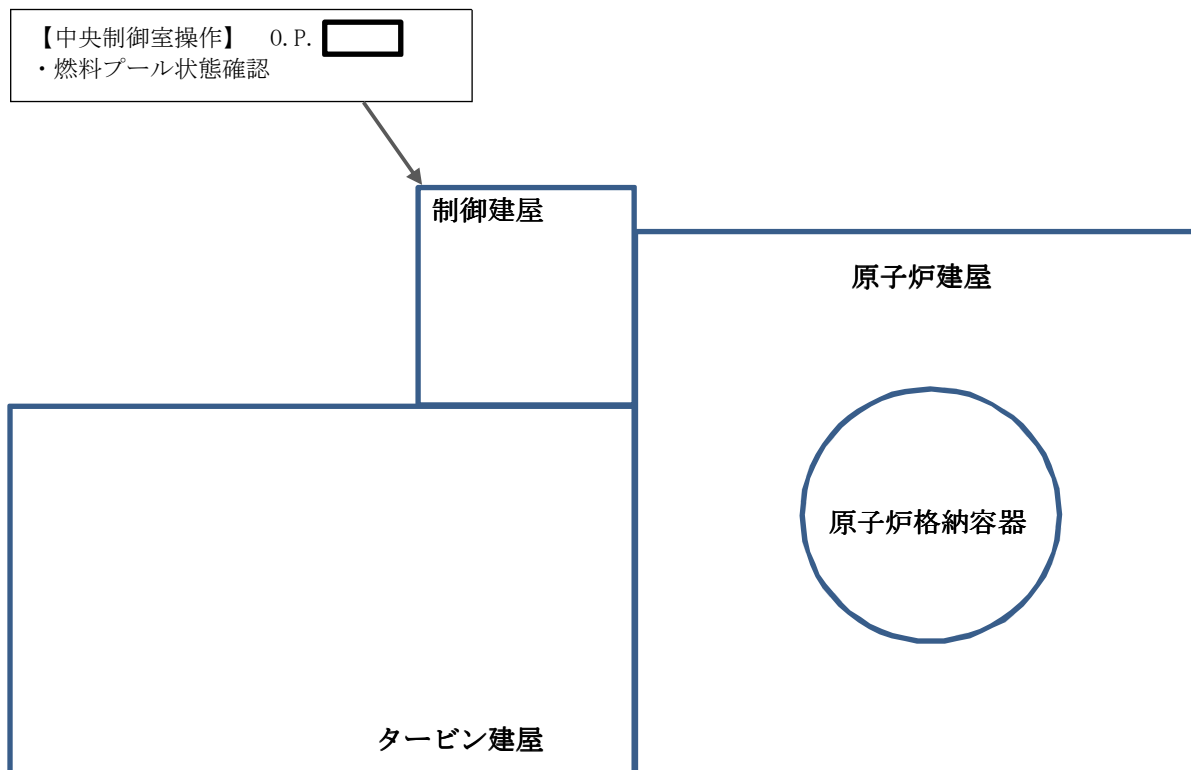


図 4-22 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. 1 2 想定事故 2

現場操作機器配置図を図 4-23 に, 建屋内操作機器の立体配置図を図 4-24 に示す。  
図に示すとおり, 本想定事故においては中央制御室, 原子炉建屋での操作である。

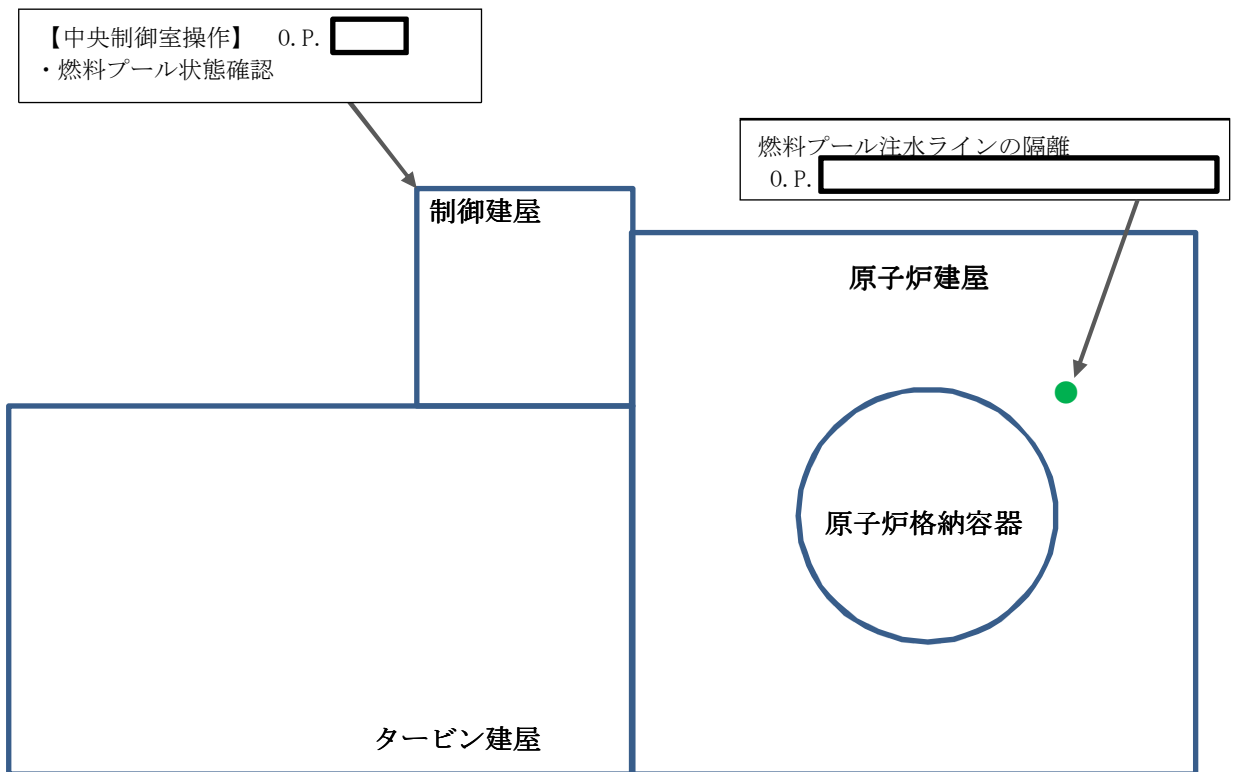


図 4-23 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

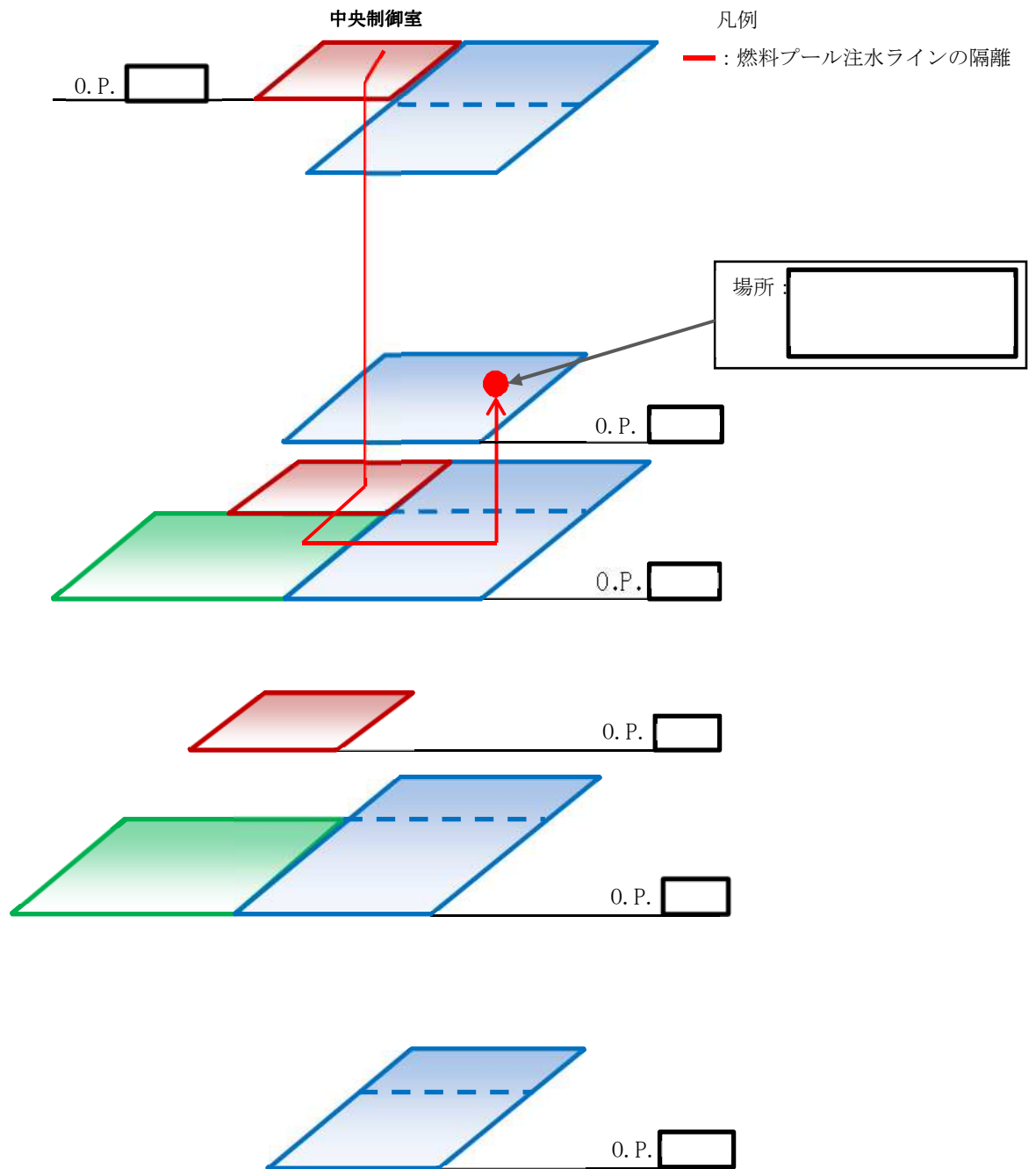


図 4-24 建屋内操作機器の立体配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. 1 3 重要事故シーケンス（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））

現場操作機器配置図を図 4-25 に示す。図に示すとおり、本重要事故シーケンスにおいては中央制御室での操作である。

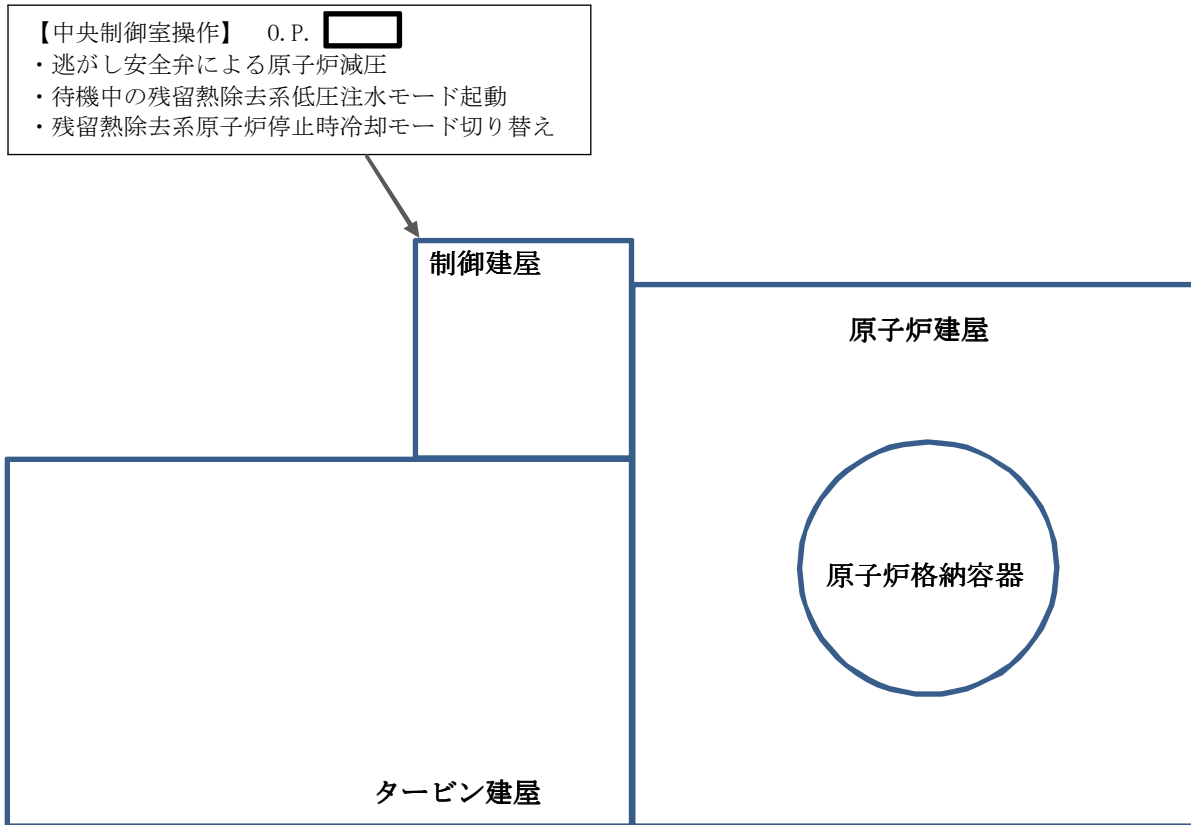


図 4-25 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. 1 4 重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失（運転停止中））

現場操作機器配置図を図 4-26 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-27 に示す。図に示すとおり、本重要事故シーケンスにおいては中央制御室，原子炉建屋，復水貯蔵タンク雨仕舞内での操作である。

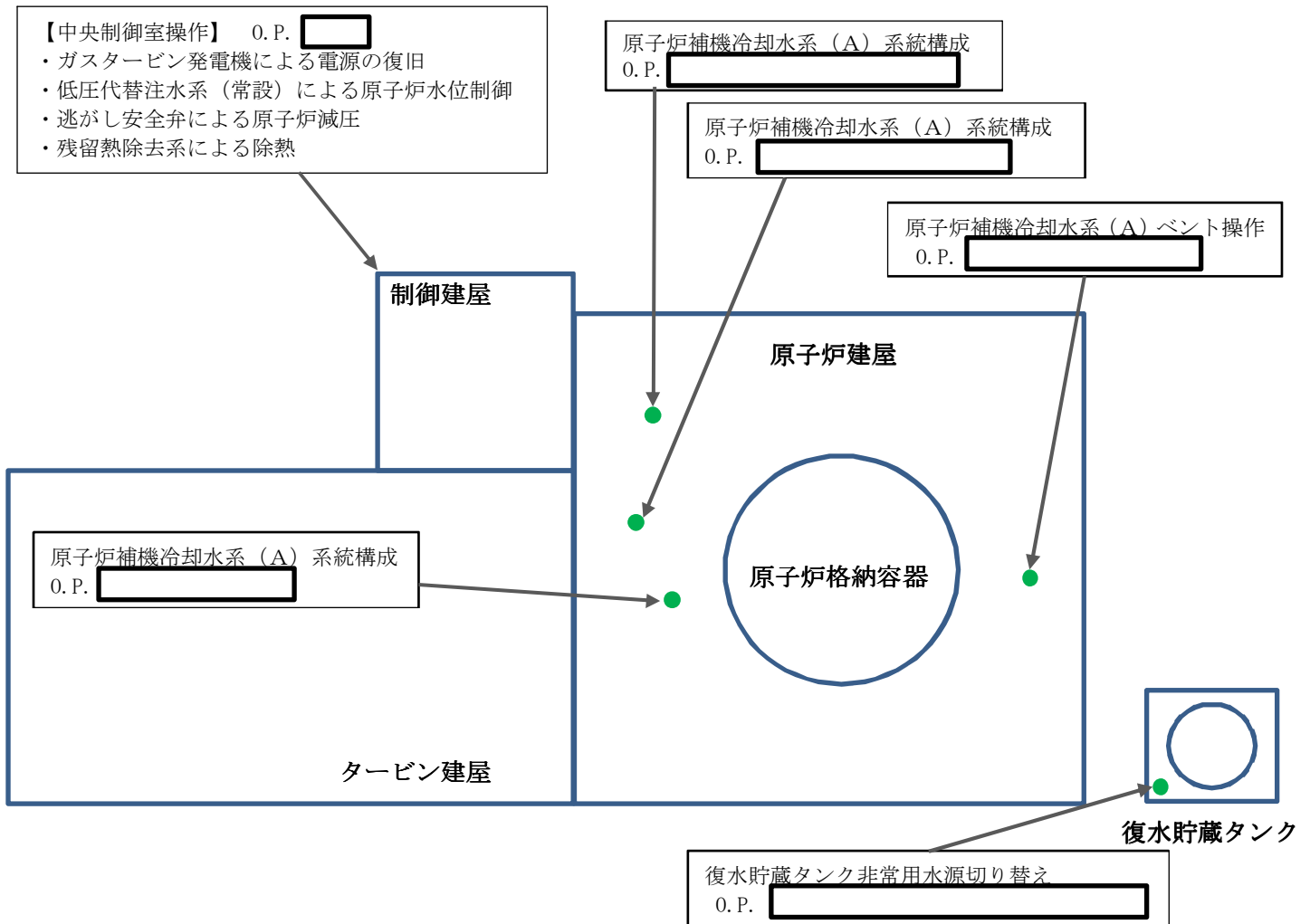


図 4-26 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



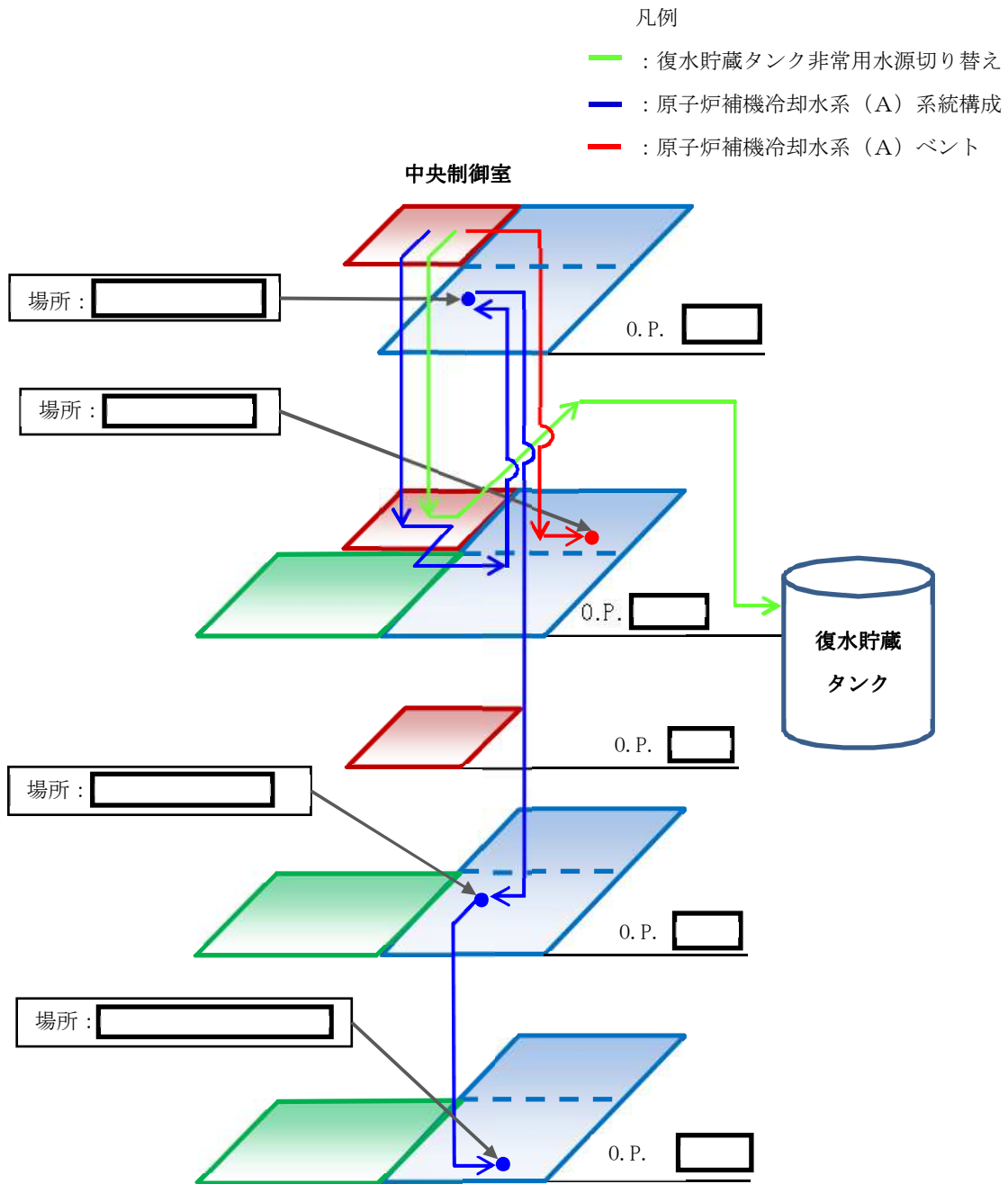


図 4-27 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. 1 5 重要事故シーケンス（原子炉冷却材の流出）

現場操作機器配置図を図 4-28 に示す。図に示すとおり，本重要事故シーケンスにおいては中央制御室での操作である。

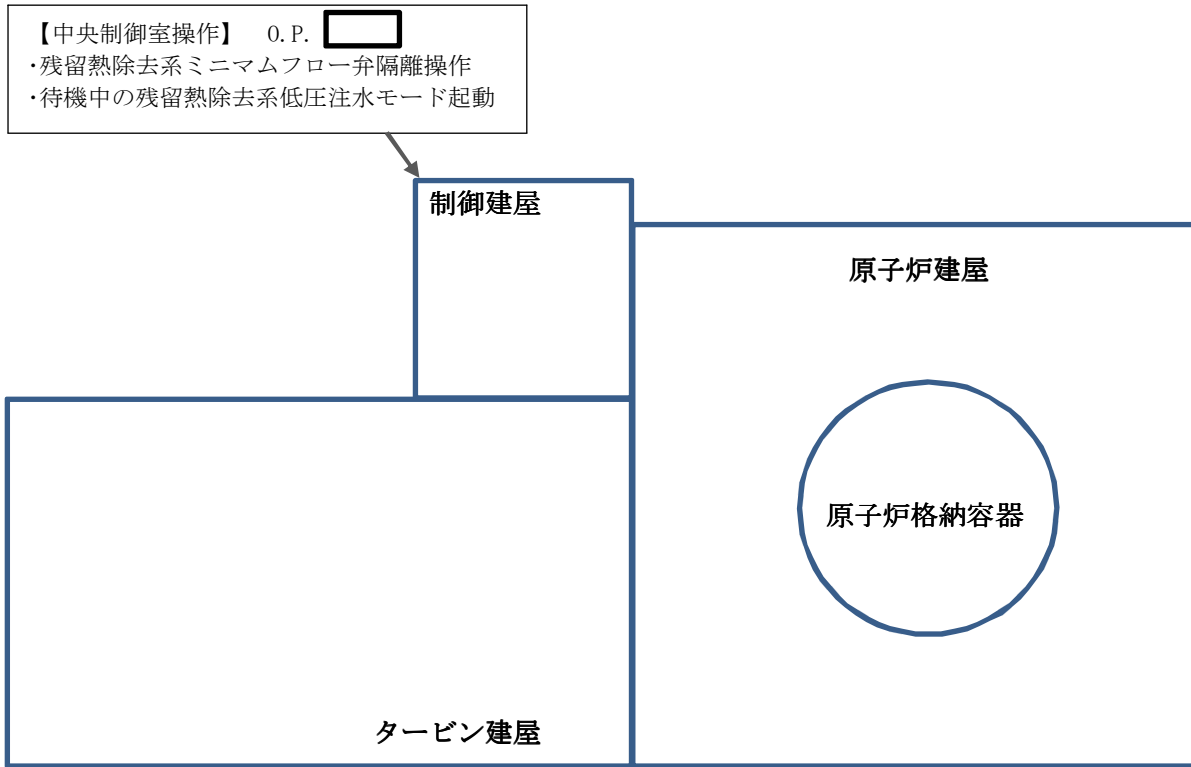


図 4-28 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

#### 4. 1 6 重要事故シーケンス（反応度の誤投入）

現場操作機器配置図を図 4-29 に示す。図に示すとおり，本重要事故シーケンスにおいては中央制御室での操作である。

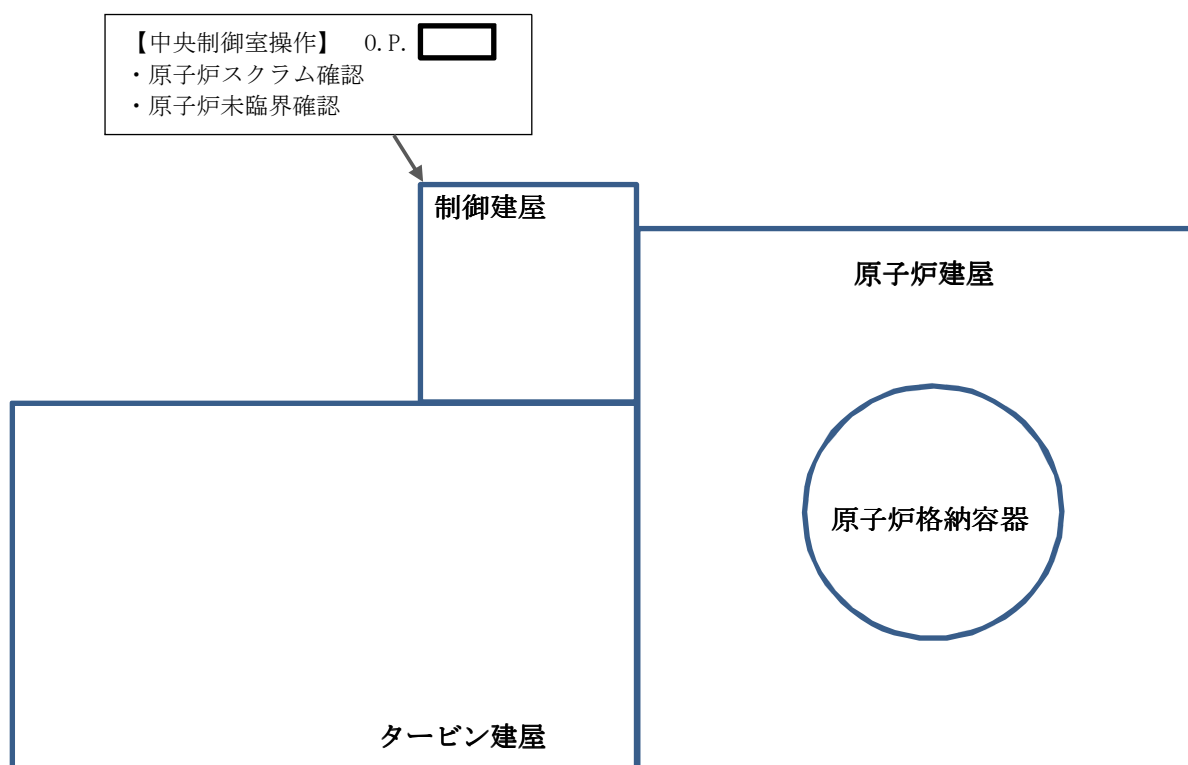


図 4-29 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 5. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、必要要員数及び作業（操作）時間、操作の成立性について下記の要領で確認した。

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表5-1 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

### 「作業（操作）名称」

1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載
2. 必要要員数及び作業（操作）時間
  - (1) 必要要員数：作業（操作）に必要な要員数を記載
  - (2) 作業（操作）時間：移動時間＋操作時間に余裕を見た値を設定（要求時間）
  - (3) 作業（操作）時間：現地への移動時間、訓練等による実績時間、（実績又は模擬）模擬による想定時間等を記載
3. 作業（操作）の成立性について
  - (1) アクセス性：現場へのアクセス性について記載
  - (2) 作業環境：現場の作業環境について記載  
重大事故等の状況を仮定した環境による影響  
放射線防護具を着用する場合の考慮事項  
暗所の場合の考慮事項
  - (3) 作業（操作）性：現場作業の操作性について記載  
放射線防護具を着用する場合の考慮事項
  - (4) 連絡手段：各所との連絡手段について記載  
保安電話及びページング装置等が使用不能の場合の考慮事項

表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (1/6)

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ	操作・作業の想定時間	訓練からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(騒音、足場等)			
1	電源確保作業	直流電源負荷切離(現場操作)	TB	20分	12分*	接近経路(C/B)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	—	—	1-1
						操作現場(C/B)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。	通常運転中に行うNFB操作と同じであり容易に実施可能である。	
		直流電源負荷切離(中央制御室)	TB	5分	2分*	接近経路(MCR)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	—	—	—	—	1-1
						操作現場(MCR)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。	—	通常原子炉運転中と同じ	

※ 模擬操作による時間(設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。)

表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (2/6)

No.	作業項目	具体的な運動操作・作業内容	事故シナゲンス	操作・作業の想定時間	訓練からの習得時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(騒音、足場等)			
2	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機代替冷却系の設置	TB TW(取水喪失) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用 TB (運転停止中)	24 時間	8 時間 30 分*	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用不能となった場合には、トランシーバーにて通話連絡可能である。	—	資機材の運搬、敷設は一般的な作業であり、容易に実施可能である。また、設置を円滑に行えるように必要に応じて治具等を準備していることから、支障なく実施可能である。
		操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等により操作可能である。	可搬型設備保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、十分な作業スペースを確保している。							
		専用電源車による給電	TB TW(取水喪失) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用 TB (運転停止中)	90 分	70 分*	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用不能となった場合には、トランシーバーにて通話連絡可能である。	—	タッチパネル操作でナビゲーションどおりに操作を行えばよいことから、容易に操作可能である。
		操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。	可搬型設備保管場所、運搬ルート及び作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、十分な作業スペースを確保している。							
原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ペント	TB TW(取水喪失) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用 TB (運転停止中)	30 分	20 分*	接近経路 (Co/A)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。	—	通常運転中に行う手動弁によるペント操作及び全閉操作と同じであり容易に実施可能である。		
操作現場 (Co/A)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。									
原子炉補機冷却水系系統構成	TB TW(取水喪失) 中小破断 LOCA TB (運転停止中)	40 分	25 分*	接近経路 (R/A)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。	—	通常運転中に行う手動弁による操作と同じであり容易に実施可能である。		
操作現場 (R/A)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。									

補足 5-3

※ 模擬操作による時間（設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。）

表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (3/6)

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ	操作・作業の 想定時間	訓練からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
2	最終 ヒートシンク の確保	可搬型窒素ガス供給装置の 設置	TQUV TW(RHR 故障) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリ ート相互作用	ベント実施 まで	3 時間 30 分*	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドライ ト・懐中電灯等により接近 可能である。	接近経路上に、支障と なる設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。また、PHS、 ページング設備が使用不能 となった場合にはトランシ ーバーにて通話連絡可能で ある。	資機材の運搬、敷設は一般的 な作業であり、容易に実施可 能である。また、設置を円滑 に行えるように必要に応じて 治具等を準備していることか ら、支障なく実施可能である。	2-5
						操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドライ ト・懐中電灯等により操作 可能である。	可搬型設備保管場所、 運搬ルート、設置エリ ア周辺には、作業を行 う上で支障となる設 備はない。また、十分 な作業スペースを確 保している。			
		窒素ガス供給準備	TQUV TW(RHR 故障) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリ ート相互作用	10 分	5 分*	接近経路 (CoA)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッドライ ト・懐中電灯により接近 可能である。	接近経路上に支障と なる設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。 また、PHS、ページング設 備が使用できない場合には 携帯型通話装置により作業 完了を連絡する。	通常運転中に行う手動弁によ るベント操作及び全閉操作と 同じであり容易に実施可能で ある。	2-6
						操作現場 (CoA)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライ ト・懐中電灯により操作 可能である。	通常原子炉運転中と 同じ。			
		原子炉格納容器圧力逃がし装 置によるベント(現場手動操作)	TQUV TW(RHR 故障) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリ ート相互作用	原子炉格納 容器圧力逃 がし装置ベ ントライン 隔離弁：75 分	原子炉格納 容器圧力逃 がし装置ベ ントライン 隔離弁：66 分 <sup>*1</sup>	接近経路 (R/A)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッドライ ト・懐中電灯により接近 可能である。	接近経路上に支障と なる設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。 また、PHS、ページング設 備が使用できない場合には 携帯型通話装置により作業 完了を連絡する。	フレキシブルシャフトを介し た遠隔手動操作であり容易に 実施可能である。	2-7
						操作現場 (R/A)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がある場合】 汚染が予想されることからポ ケット線量計を携帯し、自給式 呼吸器を着用。	電源喪失時には、ヘッドライ ト・懐中電灯により操作 可能である。	通常原子炉運転中と 同じ。			

※ 模擬操作による時間（設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。）

表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (4/6)

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス	操作・作業の 想定時間	訓練からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
3	注水操作	可搬型大容量送水ポンプの 設置	TQUV TB TW(取水喪失) TW(RHR 故障) TC 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリ ート相互作用 想定事故 1 想定事故 2 TB (運転停止中)	8 時間	6 時間 20 分*	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドラ イト・懐中電灯等により 接近可能である。	接近経路上に、支障とな る設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。また、PHS、 ページング設備が使用不能 となった場合にはトランシー バーにて通話連絡可能で ある。	資機材の運搬、敷設は一般的 な作業であり、容易に実施可 能である。また、設置を円滑 に行えるように必要に応じて 治具等を準備していることか ら、支障なく実施可能である。	
						操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドラ イト・懐中電灯等により 操作可能である。	可搬型設備保管場所、運 搬ルート、設置エリア周 辺には、作業を行う上で 支障となる設備はない。 また、十分な作業スペ ースを確保している。			
4	燃料補給	タンクローリーによる補給	全シーケンス	可搬型設備 起動後 適宜実施	3 時間 10 分 (最大)	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドラ イト・懐中電灯等により 接近可能である。	接近経路上に、支障とな る設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。また、PHS、 ページング設備が使用不能 となった場合にはトランシー バーにて通話連絡可能で ある。	—	
						操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドラ イト・懐中電灯等により 操作可能である。	可搬型設備保管場所、運 搬ルート、設置エリア周 辺には、作業を行う上で 支障となる設備はない。 また、十分な作業スペ ースを確保している。			移動、給油は一般的な作業で あり、容易に実施可能である。
5	復水貯蔵タンク 水源確保	復水貯蔵タンク非常用 水源切り替え	TQUV TB TW(取水喪失) 中小破断 LOCA 格納容器過圧・過温 破損 水素燃焼 溶融炉心・コンクリ ート相互作用 TB (運転停止中)	「復水貯蔵 タンク水位 低」発生後 3 0 分以内	17 分*	接近経路 (C/B)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッド ライト・懐中電灯により 接近可能である。	接近経路上に支障とな る設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。また、PHS、 ページング設備が使用不能 の場合にはトランシーバー にて通信連絡可能である。	—	
						操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	作業時は、ヘッドラ イト・懐中電灯等により操 作可能である。	通常原子炉運転中と同 じ。			通常運転中に行う弁操作と同 じであり容易に実施可能であ る。
6	逃がし安全弁へ の高圧窒素ガス 確保	高圧窒素ガス供給系系統構成	TB	原子炉手動 減圧開始前 まで	32 分*	接近経路 (Co/A) (R/A)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッド ライト・懐中電灯により 接近可能である。	接近経路上に支障とな る設備はない。	PHS、ページング設備が使用 可能である。 また、PHS、ページング設 備が使用できない場合には 携行型通話装置により作業 完了を連絡する。	—	
						操作現場 (Co/A) (R/A)	通常原子炉運転中 と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アク セス、操作が可能であるもの の、汚染が予想されることから ポケット線量計を携帯し、全面 マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッド ライト・懐中電灯により 操作可能である。	通常原子炉運転中と同 じ。			通常運転中に行う操作と類似 しており容易に実施可能であ る。

補足 5-5

※ 模擬操作による時間（設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。）



表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (5/6)

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ	操作・作業の 想定時間	訓練からの 実施時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容	
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
7	隔離操作	高圧炉心スプレイ系の隔離	ISLOCA	60分	32分*	接近経路 (R/A)	高温・多湿	【炉心損傷がない場合】 高線量になるが、アクセス、操作が可能であるもの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、防護具等を着用。 【炉心損傷がある場合】 炉心損傷がない場合と同じ	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	—	—	7-1	
						操作現場 (R/A)	高温・多湿		電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。				PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。
		燃料プール注水ラインの隔離	想定事故2	30分	17分*	接近経路 (R/A)	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	—	—		7-2
						操作現場 (R/A)	通常原子炉運転中と同じ		電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。				

※ 模擬操作による時間（設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。）

表 5-1 重大事故等対策の成立性確認 (5/6)

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス	操作・作業の想定時間	訓練からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	内容	
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
8	緊急時対策所設置	専用電源車による給電	全シーケンス	120分	95分	接近経路 (屋外)	—	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。	PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用不能となった場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。	—	8-1	
						操作現場 (屋外)	—	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。	可搬型設備保管場所、運搬ルート及び作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、十分な作業スペースを確保している。				
		電源車からの受電 (緊急時対策所用)	全シーケンス	4時間30分	2時間18分*	接近経路 (Co/A) (T/B) (S/B)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。		—	—	8-2
						操作現場 (Co/A) (T/B)	通常原子炉運転中と同じ	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるものの、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ。				

※ 模擬操作による時間（設備未設置等のため、今後検証・訓練を逐次実施していく。）

## 電源確保作業

### 直流電源負荷切り離し

1. 操作概要：全交流動力電源喪失時，直流電源負荷切り離し操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：中央制御室1名，現場2名

操作時間（要求時間）：事象発生後1時間以内（中央操作）

事象発生8時間経過後速やかに（現場操作）

操作時間（実績）：中央操作 2分

現場操作 12分（移動時間含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。

作業環境：電源喪失時には，ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。

操作性：通常運転中に行うNFB操作と同じであり容易に実施可能である。

連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。

また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。



直流電源負荷切り離し  
(125V直流主母線盤)



直流電源負荷切り離し  
(125V直流分電盤)

## 最終ヒートシンクの確保 原子炉補機代替冷却系の設置

### 1. 作業概要

原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット（以下、「熱交換器ユニット」という。）、可搬型大容量送水ポンプ及び可搬型ホースを設置・接続する。

#### (1) 可搬型設備保管場所への移動

可搬型大容量送水ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）等用）の設置完了後、可搬型設備保管場所（O.P. 約+62m）まで移動する。



可搬型設備保管場所への移動

#### (2) 可搬型大容量送水ポンプの設置（水中ポンプの設置含む）

可搬型設備保管場所から、取水箇所まで可搬型大容量送水ポンプを移動させる。取水箇所到着後、可搬型大容量送水ポンプの水中ポンプを水中に設置し、熱交換器ユニットに送水する海水の取水準備を行う。



水中ポンプの取り出し



取水用ホースの接続

(3) ホース延長回収車による海水送水及び海水排水ホース敷設

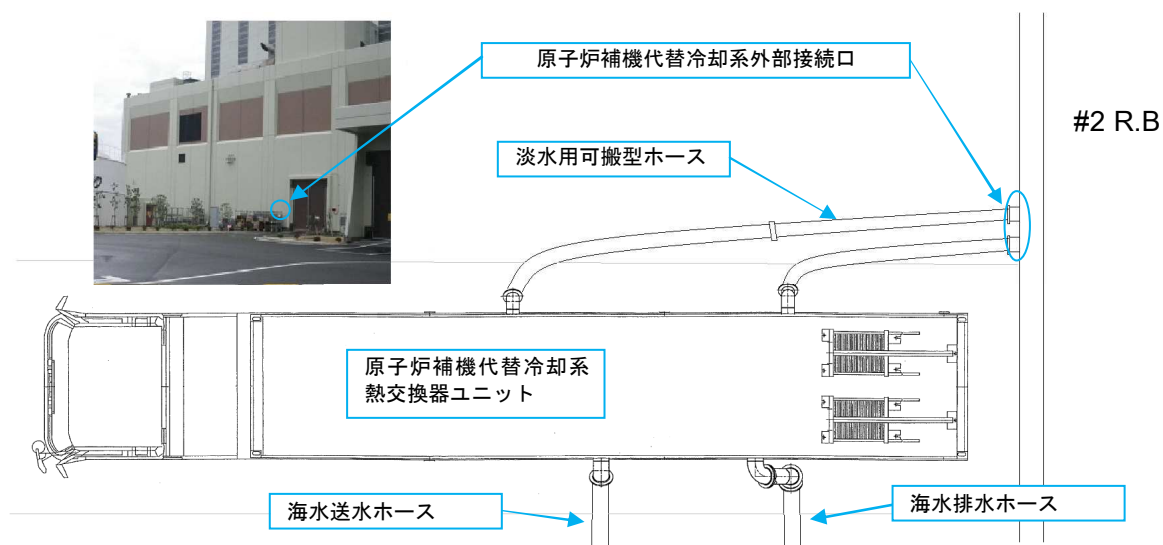
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプ-熱交換器ユニット海水入口側間に海水送水ホース、熱交換器ユニット海水出口側-海水排水先間へ海水排水ホースを設置する。



車両による海水送水ホースの設置

(4) 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットの設置及び通水ライン準備

可搬型設備保管場所から、2号機原子炉建屋付近へ熱交換器ユニットを移動し、設置する。熱交換器ユニットの淡水入口側及び淡水出口側と原子炉補機代替冷却系外部接続口の間には淡水用可搬型ホースを設置・接続する。また、海水送水ホース、海水排水ホースを熱交換器ユニットの海水入口側及び出口側に接続する。



熱交換器ユニットの設置及び通水ライン準備

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：重大事故等対応要員6名

作業時間（要求時間）：事象発生後24時間以内

作業時間（実績）：8時間30分\*

※（1）可搬型設備保管場所への移動

可搬型大容量送水ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）等用）の設置作業場所から事務新館まで約10分、事務新館から可搬型設備保管場所まで類似の訓練実績より9分。合計19分に、さらに裕度を含み30分を想定。

（2）可搬型大容量送水ポンプの設置（水中ポンプの設置含む）

訓練実績より可搬型大容量送水ポンプの基本的な設置に90分。取水ホースの設置に伴う時間、取水箇所への投入時間及び裕度を含み6時間30分を想定。

（3）ホース延長回収車による海水送水及び海水排水ホース敷設

類似の訓練実績よりホースの敷設に2時間30分。クレーン付運搬車による設置等に1時間。合計3時間30分に裕度を含み5時間を想定。

（4）原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットの設置及び通水ライン準備

類似の訓練実績により、淡水用可搬型ホースのクレーン付運搬車への積込に30分、設置に2時間。裕度を含み3時間を想定。

上記作業4項目から、全体の作業時間として8時間30分を想定した。



- ①可搬型設備保管場所への移動
- ②可搬型大容量送水ポンプの設置(水中ポンプの設置含む)
- ③ホース延長回収車による海水送水及び海水排水ホース敷設
- ④原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットの設置及び通水ライン準備

原子炉補機代替冷却系の設置時間

### 3. 作業の成立性について

- アクセス性 : 接近経路上に支障となる設備はなく、夜間においても、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等を携行していることから、アクセス可能である。
- 作業環境 : 可搬型設備保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等を携行していることから、作業は実施可能である。
- 作業性 : 資機材の運搬、敷設は一般的な作業であり、容易に実施可能である。また、設置を円滑に行えるように必要に応じて治具等を準備していることから、支障なく実施可能である。
- 連絡手段 : PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用不能となった場合でもトランシーバーにて通話連絡可能である。

## 最終ヒートシンクの確保 電源車による給電

### 1. 操作概要

原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニットへ電源車より給電する。

### 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 現場指揮者1人，電源確保要員2人

操作時間（要求時間）： 90分

操作時間（実績）： 70分

### 3. 操作の成立性について

アクセス性： 接近経路上に支障となる設備はない。

作業環境： 夜間作業時は，ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。

操作性： タッチパネル操作でナビゲーションどおりに操作を行えばよいことから，容易に操作可能である。

連絡手段： PHS， ページング設備が使用可能である。また， PHS， ページング設備が使用できない場合にはトランシーバーにて連絡可能である。



①要員移動



②電源車走行前点検



③電源車移動



④電源車現場配置



⑤ケーブル保護シート布設



⑥ケーブル布設



⑦ケーブル接続



⑧電源車起動



## 最終ヒートシンクの確保

### 原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント

1. 操作概要：原子炉補機代替冷却系の冷却能力を確保するため，原子炉補機冷却水系の空気抜きを行う。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：事象発生後24時間以内  
操作時間（実績）：20分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：電源喪失時には，ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う手動弁によるベント操作と同じであり容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。

## 最終ヒートシンクの確保

### 原子炉補機冷却水系系統構成

1. 操作概要：原子炉補機代替冷却系の冷却能力確保をするため、不必要な負荷の切り離し操作を行う。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：事象発生後24時間以内  
操作時間（実績）：25分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う手動全閉操作と同じであり容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。



負荷切り離し作業  
(空調機冷却水ライン)

## 最終ヒートシンクの確保

### 可搬型窒素ガス供給装置の設置

#### 1. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置及び可搬型ホースを設置する。

#### 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：重大事故等対応要員3名

操作時間（要求時間）：原子炉格納容器圧力逃がし装置ベント開始前まで

操作時間（実績）：3時間30分\*

※類似の訓練実績から作業時間を想定。

#### 3. 作業の成立性について

アクセス性：接近経路上に支障となる設備はなく、夜間においても、ヘッドライト・懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。

作業環境：可搬型設備保管場所，運搬ルート，設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また夜間作業時は，ヘッドライト・懐中電灯等を携行していることから，作業は実施可能である。

作業性：資機材の運搬，敷設は一般的な作業であり，容易に実施可能である。また，設置を円滑に行えるように必要に応じて治具等を準備していることから，支障なく実施可能である。

連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用不能となった場合でもトランシーバーにて通話連絡可能である。

## 最終ヒートシンクの確保 窒素ガス供給準備

1. 操作概要：炉心の著しい損傷の発生時に，格納容器内へ窒素を供給し，水素爆発による格納容器の破損を防止するための準備を実施する。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：原子炉格納容器圧力逃がし装置ベント開始前まで  
操作時間（実績）：5分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：電源喪失時には，ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う手動弁による弁操作と類似しており容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。

## 最終ヒートシンクの確保

### 原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント（現場手動操作）

1. 操作概要：万一、ベントに必要な弁の操作が中央制御室から遠隔操作が出来ない場合に、原子炉建屋原子炉棟外からフレキシブルシャフトを介して人力にて弁を操作する。
2. 必要要員数及び操作時間
  - 必要要員数：現場2名
  - 操作時間（要求時間）：炉心損傷前，格納容器圧力 0.427MPa[gage] (1Pd)到達前まで  
炉心損傷後，格納容器圧力 0.854MPa[gage] (2Pd)到達前まで
  - 操作時間（実績）：原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁：66分（移動時間含む）  
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁：108分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について
  - (1) 炉心損傷前
    - アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。
    - 作業環境：電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。
    - 操作性：フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作であり容易に実施可能である。
    - 連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。
  - (2) 炉心損傷後
    - アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。
    - 作業環境：電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。
    - 操作性：フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作であり容易に実施可能である。
    - 連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。

## 注水作業

### 可搬型大容量送水ポンプの設置

#### 1. 作業概要

可搬型大容量送水ポンプ及び送水用ホースを設置する。

##### (1) 可搬型設備保管場所への移動

可搬型設備保管場所（O.P. 約+62m）まで移動する。



可搬型設備保管場所への移動

##### (2) 可搬型大容量送水ポンプの設置（水中ポンプの設置含む）

可搬型設備保管場所から、取水箇所まで可搬型大容量送水ポンプを移動させる。取水箇所到着後、可搬型大容量送水ポンプの水中ポンプを水中に設置し、取水準備を行う。



水中ポンプの取り出し



取水用ホースの接続

(3) ホース延長回収車による送水用ホース敷設

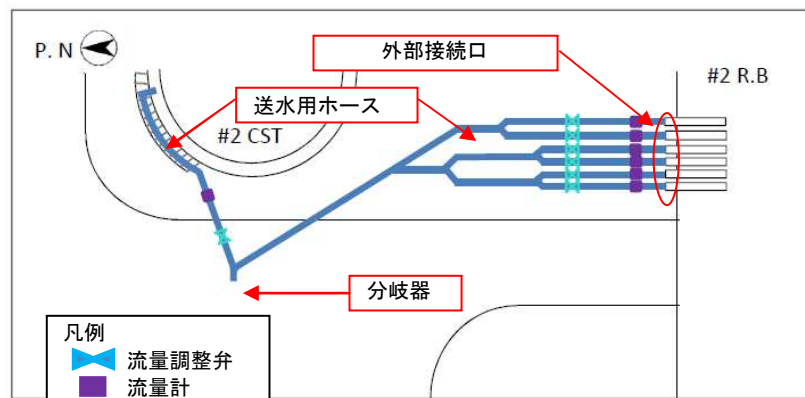
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプー2号機原子炉建屋付近間へ送水用ホースを設置する。



車両による送水用ホースの設置

(4) 分岐器の設置、外部接続口への送水用ホース敷設

可搬型設備保管場所から、2号機原子炉建屋付近へ分岐器及び送水用ホースを移動し、クレーン付運搬車等を使用し設置する。送水用ホースを外部接続口へ接続する。



分岐器の設置、外部接続口へのホース敷設

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：重大事故等対応要員9名

作業時間（要求時間）：事象発生後8時間以内

作業時間（実績）：6時間20分\*

※（1）可搬型設備保管場所への移動

同様の訓練実績より9分。裕度を含み20分を想定。

（2）可搬型大容量送水ポンプの設置（水中ポンプの設置含む）

模擬訓練の実績より44分。模擬訓練以外に追加で必要となる淡水貯水槽開口部の開閉操作、取水用ホースの位置調整を考慮し、合計作業時間は1時間30分。さらに裕度を含み2時間を想定。

（3）ホース延長回収車による送水用ホース敷設

訓練実績よりホースの敷設に2時間6分。事故環境下における敷設ルート上の状況を考慮し、裕度を含み3時間30分を想定。

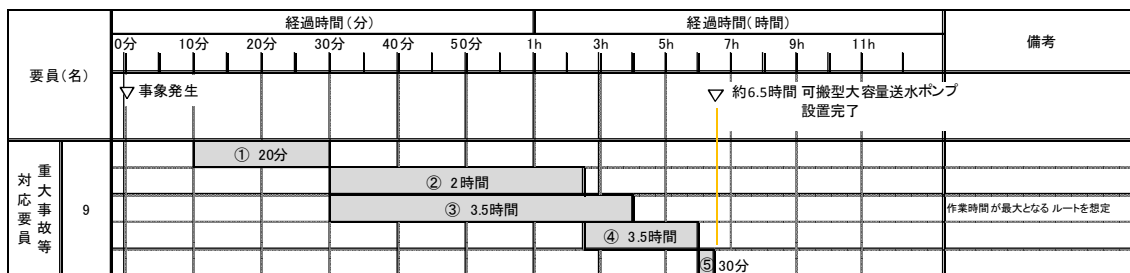
（4）分岐器の設置、外部接続口への送水用ホース敷設

類似の訓練実績から、クレーン付運搬車による設置は一箇所あたり30分であり、6箇所の設置を考慮し、3時間要する。同時に並行作業として送水用ホースの敷設・接続も実施。裕度を含み3時間30分を想定。

（5）可搬型大容量送水ポンプの起動、水張

淡水貯水槽から外部接続口までの送水用ホースに水張りが完了するまで、20分要する。これに裕度を含み30分を想定。

上記作業5項目から、全体の作業時間として6時間20分を想定した。



- ①可搬型設備保管場所への移動
- ②可搬型大容量送水ポンプの設置  
(水中ポンプの設置含む)
- ③ホース延長回収車による送水用ホース敷設
- ④分岐器の設置、外部接続口への送水用ホース敷設
- ⑤可搬型大容量送水ポンプの起動、水張り

可搬型大容量送水ポンプの設置時間



### 3. 作業の成立性について

- アクセス性 : 接近経路上に支障となる設備はなく、夜間においても、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等を携行していることから、アクセス可能である。
- 作業環境 : 可搬型設備保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯・車載灯等を携行していることから、作業は実施可能である。
- 作業性 : 資機材の運搬、敷設は一般的な作業であり、容易に実施可能である。また、設置を円滑に行えるように必要に応じて治具等を準備していることから、支障なく実施可能である。
- 連絡手段 : PHS、ページング設備が使用可能である。また、PHS、ページング設備が使用不能となった場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。

## 燃料補給

### タンクローリーによる補給

#### 1. 作業概要

タンクローリーを用いて、軽油タンク及び地下軽油タンク内の燃料を抜き取り、電源車（可搬型代替電源設備用）、可搬型大容量送水ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）等用）、可搬型大容量送水ポンプ（原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用）及び電源車（原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用）、電源車（緊急時対策所用）等への燃料補給を実施する。

#### 2. 必要要員数及び作業時間

##### (1) 電源車（可搬型代替電源設備用）

必要要員数：重大事故等対応要員 2 名

作業時間（要求時間）：起動後，150分に一度実施

作業時間（実績）：90分<sup>\*1</sup>

##### (2) 可搬型大容量送水ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）等用）

必要要員数：重大事故等対応要員 2 名

作業時間（要求時間）：起動後，4時間40分に一度実施

作業時間（実績）：190分<sup>\*1</sup>

##### (3) 可搬型大容量送水ポンプ（原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用）

必要要員数：重大事故等対応要員 2 名

作業時間（要求時間）：起動後，4時間40分に一度実施

作業時間（実績）：190分<sup>\*1</sup>

##### (4) 電源車（原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用）

必要要員数：重大事故等対応要員 2 名

作業時間（要求時間）：起動後，150分に一度実施

作業時間（実績）：90分<sup>\*1</sup>

##### (5) 電源車（緊急時対策所用）

必要要員数：重大事故等対応要員 2 名

作業時間（要求時間）：起動後，150分に一度実施<sup>\*2</sup>

作業時間（実績）：90分<sup>\*1</sup>

- ※1 訓練実績及び吸込，給油時間（仕様値）と往復時間の計算値より
- ※2 ただし，炉心損傷後に格納容器ベントを行う場合には，電源負荷を抑制することによりブルーム通過中の給油操作を不要としている。

### 3. 作業の成立性について

アクセス性 : 接近経路上に支障となる設備はなく，夜間においても，ヘッドライト・懐中電灯等を携行していることから，アクセス可能である。

作業環境 : 可搬型設備保管場所，運搬ルート，設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また夜間作業時は，ヘッドライト・懐中電灯等を携行していることから，作業は実施可能である。

作業性 : 移動，給油は一般的な作業であり，容易に実施可能である。

連絡手段 : PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用不能となった場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。

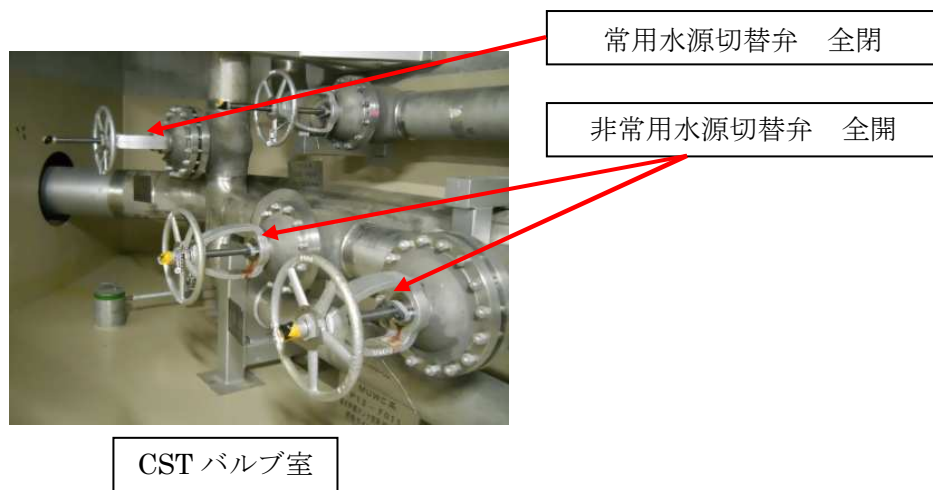


夜間の給油作業

## 復水貯蔵タンク水源確保

### 復水貯蔵タンク非常用水源切り替え

1. 操作概要：復水貯蔵タンク水位の低下を確認して復水移送ポンプの水源を常用水源から非常用水源に切り替える。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：「復水貯蔵タンク水位低」警報発生後30分以内  
操作時間（実績）：17分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う弁操作と同じであり容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用不能の場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。



## 逃がし安全弁への高圧窒素ガス確保 高圧窒素ガス供給系系統構成

1. 操作概要：全交流動力電源喪失時に，現場にて操作を行い，高圧窒素ガス供給系より逃がし安全弁（ADS 機能）への高圧ガスを確保する
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：現場 2 名  
操作時間（要求時間）：原子炉手動減圧開始前まで  
操作時間（実績）：3 2 分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：作業時は，ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う弁操作と類似しており容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。



HPIN 系窒素ガスポンペ



高圧窒素ガス供給元弁



HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁

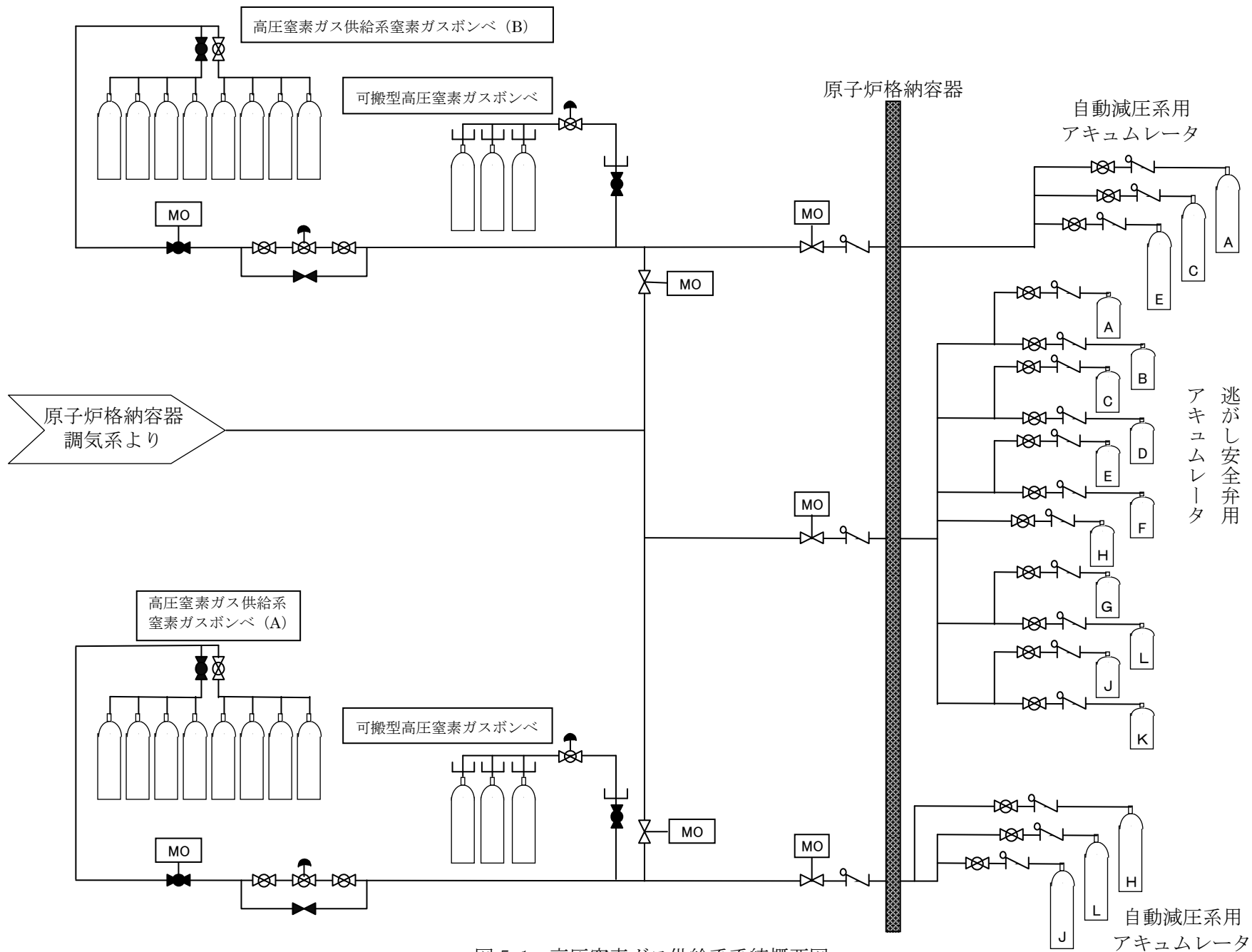


図 5-1 高圧窒素ガス供給系系統概要図

## 隔離操作

### 高圧炉心スプレイ系の隔離

1. 操作概要：高圧炉心スプレイ系配管の破断に対し隔離操作を行う。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：事象発生2時間までに実施  
操作時間（実績）：32分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：高温・多湿となるので、耐熱服等を装備しての隔離操作が可能である。  
電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。  
操作性：定期検査中に行う電動弁の手動操作と類似しており容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。



HPCS 注入隔離弁

## 隔離操作

### 燃料プール注水ラインの隔離

1. 操作概要：燃料プール冷却浄化系配管の破断に対し隔離操作を行う。
2. 必要要員数及び操作時間  
必要要員数：2名  
操作時間（要求時間）：燃料プールへの注水開始前までに実施  
操作時間（実績）：17分（移動時間含む）
3. 作業の成立性について  
アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。  
作業環境：長靴を装備しての隔離操作が可能である。  
電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。  
操作性：通常運転中に行う弁操作と類似しており容易に実施可能である。  
連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。





## 緊急時対策所設置

### 専用電源車による給電

#### 1. 操作概要

緊急時対策所の電源を確保するために電源車により給電する。

#### 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：現場指揮者1人，電源確保要員2人

操作時間（要求時間）：120分

操作時間（実績）：95分

#### 3. 操作の成立性について

アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。

作業環境：夜間作業時は，ヘッドライト・懐中電灯等により操作可能である。

操作性：タッチパネル操作でナビゲーションどおりに操作を行えばよいことから，容易に操作可能である。

連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用できない場合にはトランシーバーにて連絡可能である。



①要員移動



②電源車走行前点検



③電源車移動



④電源車現場配置



⑤ケーブル保護シート布設



⑥ケーブル布設



⑦ケーブル接続



⑧電源車起動

## 緊急時対策所設置

### 電源車からの受電（緊急時対策所用）

#### 1. 作業概要

3号炉の原子炉建屋内に設置する緊急時対策所にて当該重大事故等へ対処するために必要な負荷へ電源車より給電する。

#### 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：中央1名，現場2名

操作時間（要求時間）：事象発生後4時間30以内

操作時間（実績）：受電準備 1時間23分（移動時間含む）

受電操作 55分（移動時間含む）

#### 3. 作業の成立性について

アクセス性：接近経路上に支障となる設備はない。

作業環境：電源喪失時には，ヘッドライト・懐中電灯により接近及び操作可能である。

操作性：通常運転中に行う電源操作と同じであり容易に実施可能である。

連絡手段：PHS，ページング設備が使用可能である。  
また，PHS，ページング設備が使用できない場合には携行型通話装置により作業完了を連絡する。



P/C盤



MCC盤

## 6. 重大事故等対策時の要員の確保及び所要時間について

重大事故等発生時においては、重大事故等の発生に備え発電所構内に常駐している要員にて事故の対応に当たる。時間外、休日（夜間）において、初動対応に当たる常駐要員として、中央制御室の運転員7名、緊急時対策本部要員6名、重大事故等対応要員20名及び初期消火要員6名の合計39名により、迅速な対応を図ることとしている。

また、各事故シーケンスで必要な作業については、重大事故等対策要員にて所要時間内に実施できることから、重大事故等の成立性に問題ないことを確認している。

なお、実際の運用においては、事象発生以降、発電所に常駐している要員39名以外の要員が、非常召集により発電所構外から順次参集し事故対応を行うこととなっており、更なる体制強化が可能である。

●夜間・休日の発電所常駐要員 39名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

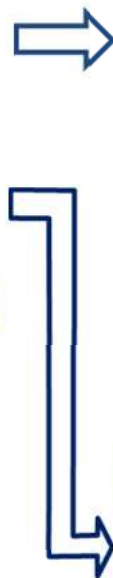
●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社社舎入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, C]	【原子炉注水確保】 ①高圧代替注水系手動起動 ②低圧注水機能喪失確認（低圧注水系／低圧炉心スプレイ系）	①≤15分	中央制御室
		②≤25分	
1名 [運 B]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系統構成・起動 ②逃がし安全弁2弁による原子炉減圧実施 ③低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	①≤30分	中央制御室
		②≤8時間05分	
		③—	
2名 [運 A, C]	【格納容器過圧・過温破損防止】 ①可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ②原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施	①≤28時間	中央制御室
		②—	
5名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A～重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤8時間00分	屋外
2名 重 J, 重 K	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
11名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-1 「高圧・低圧注水機能喪失」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
運転員 （当直）	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 （当直）	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 （社員）	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

（災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数）



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, C]	【原子炉注水確保】 ①低圧代替注水系起動失敗 ②低圧注水機能自動起動確認 （低圧注水系／低圧炉心スプレイ系） ③代替自動減圧機能による原子炉減圧確認 （逃がし安全弁2弁） ④低圧注水機能低圧注水系／低圧炉心スプレイによる 原子炉水位制御	①≤15分	中央制御室
		②≤23分	
		③≤33分	
		④—	—
1名 [運 A]	【除熱確保】 ①残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード へ移行 ②残留熱除去系原子炉停止時冷却モードへ移行	①≤46分	中央制御室
		②≤12時間	
5名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが、夜間や休日においても、発電所に常駐している要員により、初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-2 「高圧注水・減圧機能喪失」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

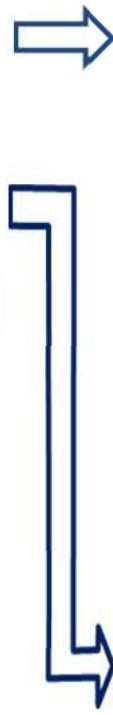
●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舎入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 運 D, E	【高圧窒素ガス確保】 ①高圧窒素ガス供給系系統構成	① —	原子炉建屋付属棟 原子炉建屋原子炉棟
4名 [運 A, B, 運 D, E]	【電源確保】 ①直流電源負荷切り離し（中央制御室） ②直流電源負荷切り離し（現場） ③ガスタービン発電機受電準備・受電	① ≤1時間00分	中央制御室
		② ≤8時間20分	制御建屋
		③ ≤24時間05分	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御	① —	中央制御室
3名 [運 A, D, E]	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント 操作 ③残留除熱去系サブプレッションプール水冷却モード起動	① ≤9時間00分	中央制御室 原子炉建屋
		② ≤17時間00分	原子炉建屋付属棟
		③ ≤25時間00分	中央制御室
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	① ≤24時間00分	屋外
2名 [運 B, C]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②逃がし安全弁2弁による原子炉減圧実施 ③低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	① ≤24時間10分	中央制御室
		② ≤24時間15分	
		③ —	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤8時間00分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤24時間00分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J~重 L	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車移動 起動操作	≤24時間00分	屋外
4名 重 M~重 P	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数	平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。
------	--

図 6-3 「全交流動力電源喪失」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
運転員 （当直）	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協会社要員

初期消火対応要員（協会社要員）	6名
-----------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 （当直）	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 （社員）	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

（災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数）



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御	① —	中央制御室
2名 [運 B, C]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②逃がし安全弁2弁による原子炉減圧 ③低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	① ≤20分	中央制御室
		② ≤8時間 05分	
		③ —	
3名 [運 A], 運 D, E	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント ③残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード起動	① ≤7時間 10分	中央制御室 原子炉建屋
		② ≤15時間 30分	原子炉建屋付属棟
		③ ≤24時間 00分	中央制御室
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	① ≤18時間 30分	屋外
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A～重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間 30分	屋外
6名 [重 A～重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間 30分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J～重 L	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車移動 起動操作	≤23時間 30分	屋外
4名 重 M～重 P	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数	平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。
------	--

図 6-4(1) 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮、通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1, 2号兼任

※2 20名中 5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, C]	【原子炉注水確保】 ①高圧炉心スプレイ系による原子炉水位制御 ②高圧炉心スプレイ系水源切り替え ③逃がし安全弁 2 弁による原子炉減圧	① —	中央制御室
		② ≤7 時間 20 分	
		③ ≤8 時間 05 分	
2名 運 D, E	【最終ヒートシンクの確保】 ①窒素ガス供給準備	① ≤26 時間 40 分	原子炉建屋付属棟
1名 [運 B]	【格納容器破損防止】 ①可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ②原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント	① ≤24 時間	中央制御室
		② ≤68 時間	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A～重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6 時間 30 分	屋外
5名 [重 A～重 E]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤26 時間 30 分	屋外
2名 重 J, 重 K	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
11名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-4(2) 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」時における要員と作業項目



●夜間・休日の発電所常駐要員 39名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, C]	【原子炉停止】 ①ほう酸水注入系手動起動，注入確認 ②原子炉未臨界確認	①≤14分	中央制御室
		②≤1時間50分	
1名 [運 B]	【格納容器除熱確保】 ①残留熱除去系サプレッションプール水冷却モード切り替え	①≤20分	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①高压炉心スプレイ系水源切り替え ②原子炉隔離時冷却系/高压炉心スプレイ系による原子炉水位制御	①≤20分	中央制御室
		② —	
5名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間30分	屋外
2名 重 J, 重 K	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
11名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-5 「原子炉停止機能喪失」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は 1, 2号兼任  
 ※2 20名中 5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

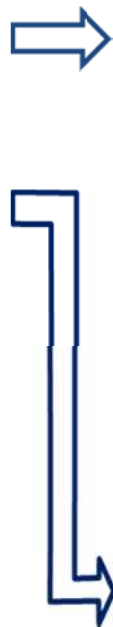
●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 [運 A, B, C]	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①高圧代替注水系手動起動 ②高圧代替注水系による原子炉水位制御	①≤15分	中央制御室
		② —	
2名 [運 B, C]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②逃がし安全弁 2 弁による原子炉減圧 ③低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	①≤20分	中央制御室
		②≤8時間 05分	
		③ —	
3名 [運 A], [運 D, E]	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント	①≤8時間 40分	中央制御室 原子炉建屋
		②≤15時間 30分	原子炉建屋付属棟
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	①≤7時間 20分	屋外
2名 [運 B, C]	【格納容器破損防止】 ①可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ②原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント	①≤34時間	中央制御室
		② —	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間 30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間 30分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J, 重 O, 重 T	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間 30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤36時間 30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り 4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-6 「LOCA 時注水機能喪失」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
3名 [運 C], 運 D, E	【流出箇所隔離】 ①高圧炉心スプレイ系隔離 ②高圧炉心スプレイ系調査及び隔離	①≤15分	中央制御室
		②≤4時間00分	原子炉建屋
1名 [運 A]	【原子炉注水確保】 ①原子炉隔離時冷却系による原子炉水位制御	① —	中央制御室
1名 [運 C]	【原子炉注水確保】 ①逃がし安全弁 2 弁による原子炉減圧確認 ②低圧注水機能低圧注水系/低圧炉心スプレイによる 原子炉水位制御	①≤35分	中央制御室
		② —	
1名 [運 A]	【格納容器除熱】 ①残留熱除去系サプレッションプール水冷却モード切り替え	①≤30分	中央制御室
7名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが、夜間や休日においても、発電所に常駐している要員により、初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-7 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は 1, 2号兼任

※2 20名中 5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, B]	【電源確保】 ①ガスタービン発電機受電準備，受電	①≤15分	中央制御室
1名 [運 B]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	①≤20分 ② —	中央制御室
3名 [運 C], 運 D, E	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント 操作	①≤7時間 10分	中央制御室 原子炉建屋
		②≤15時間 30分	原子炉建屋付属棟
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	①≤17時間	屋外
2名 [運 A, C]	【格納容器破損防止】 ①原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水 ②可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ③原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント	①≤2時間 40分	中央制御室
		②≤30時間	
		③ —	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間 30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間 30分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J, 重 O, 重 T	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間 30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤33時間 30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り 4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数	平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。
------	--

図 6-8 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, B]	【電源確保】 ①ガスタービン発電機受電準備，受電	①≤15分	中央制御室
1名 [運 B]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	①≤20分 ② —	中央制御室
3名 [運 C], 運 D, E	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント操作	①≤7時間10分	中央制御室 原子炉建屋
		②≤15時間30分	原子炉建屋付属棟
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	①≤17時間	屋外
2名 [運 A, B]	【格納容器破損防止】 ①原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水 ②可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ③原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント	①≤2時間20分	中央制御室
		②≤30時間	
		③ —	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間30分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J, 重 O, 重 T	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤33時間30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-9 「水素燃焼」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※2</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※2</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1，2号兼任

※2 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
3名 運 A, B, C	状況判断	≤10分	中央制御室
2名 [運 A, B]	【電源確保】 ①ガスタービン発電機受電準備，受電	①≤15分	中央制御室
2名 [運 B, C]	【原子炉注水確保】 ①高圧代替注水系 ②原子炉への全注水機能確認 ③逃がし安全弁2弁による原子炉減圧確認	①≤15分	中央制御室
		②≤20分	
		③≤1時間05分	
3名 [運 A], 運 D, E	【除熱確保】 ①原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント操作	①≤22時間00分	原子炉建屋付属棟
2名 [運 D, E]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	①≤13時間30分	屋外
2名 [運 A, C]	【格納容器破損防止】 ①原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部へ初期水張り ②原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉注水格納容器頂部注水 ③可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ（確認） ④原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント	①≤1時間30分	中央制御室
		②≤5時間00分	
		③≤61時間	
		④—	
7名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤13時間00分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤22時間00分	屋外
3名 <sup>※3</sup> 重 J, 重 O, 重 T	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤25時間30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は，ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-10 「熔融炉心・コンクリート相互作用」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1, 2号兼任

※2 定期検査中の運転員数は, 今後検証により見直す

※3 20名中 5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運 A, B	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 A]	【燃料プール注水確保】 ①燃料プール補給水系機能喪失確認	①≤20分	中央制御室
1名 [運 A]	【代替注水確保】 ①可搬型大容量送水ポンプによる燃料プール注水（確認）	①≤13時間00分	中央制御室
4名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤13時間00分	屋外
3名 重 J~重 L	【緊急時対策所用電源車設置】 緊急時対策所用電源車接続	≤2時間20分	屋外
2名 重 P, 重 Q	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
14名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-11 「想定事故 1」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

- ※1 発電課長 1名は1, 2号兼任
- ※2 定期検査中の運転員数は, 今後検証により見直す
- ※3 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運 A, B	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 A]	【燃料プール注水確保】 ①燃料プール補給水系機能喪失確認	①≤20分	中央制御室
2名 [運 B], C	【流出箇所隔離】 ①燃料プール注水ラインの隔離	①≤4時間 10分	原子炉建屋原子炉棟
1名 [運 A]	【代替注水確保】 ①可搬型大容量送水ポンプによる燃料プール注水（確認）	①≤13時間 00分	中央制御室
5名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤13時間 00分	屋外
3名 重 J~重 L	【緊急時対策所用電源車設置】 緊急時対策所用電源車接続	≤2時間 20分	屋外
2名 重 P, 重 Q	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
14名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-12 「想定事故 2」時における要員と作業項目



●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1, 2号兼任

※2 定期検査中の運転員数は、今後検証により見直す

※3 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運A, B	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運A]	【原子炉注水確保】 ①待機中の残留熱除去系低圧注水モード起動 ②逃がし安全弁による原子炉減圧 ③低圧注水系による原子炉水位制御	①≤1時間10分	中央制御室
		②≤1時間15分	中央制御室
		③—	中央制御室
1名 [運A]	【除熱確保】 ①残留熱除去系原子炉停止時冷却モード切り替え	①≤2時間50分	中央制御室
4名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが、夜間や休日においても、発電所に常駐している要員により、初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図6-13 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1, 2号兼任

※2 定期検査中の運転員数は, 今後検証により見直す

※3 20名中5名は協会社要員

初期消火対応要員（協会社要員）	6名
-----------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 (社員)	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運 A, B	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 A]	【電源確保】 ①ガスタービン発電機受電準備・受電	①≤20分	中央制御室
3名 [運 A, B], C	【除熱確保】 ①原子炉補機冷却水系系統構成 ②原子炉補機代替冷却系接続後の原子炉補機冷却水系ベント操作 ③残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動	①≤7時間10分	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟
		②≤15時間30分	原子炉建屋付属棟
		③≤24時間00分	原子炉建屋付属棟
2名 [運 B, C]	【復水貯蔵タンク水源確保】 ①復水貯蔵タンク非常用水源への切り替え	①≤27時間00分	屋外
1名 [運 A]	【代替注水確保】 ①低圧代替注水系（常設）注水系構成・起動 ②逃がし安全弁による原子炉減圧実施 ③低圧代替注水系（常設）による原子炉水位制御	①≤25分	中央制御室
		②≤1時間05分	
		③ —	
5名			

[ ]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間30分	屋外
3名 <sup>※3</sup> [重 L, 重 O], 重 T	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車移動 起動操作	≤23時間30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】 可搬型大容量送水ポンプ等への給油	適宜	屋外
16名			

※3 電源確保要員の残り4名は, ガスタービン発電機のバックアップ電源としての電源車による給電準備等に従事。

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが, 夜間や休日においても, 発電所に常駐している要員により, 初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図6-14 「全交流動力電源喪失（運転停止中）」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
運転員 （当直）	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名

※1 発電課長 1名は1，2号兼任

※2 定期検査中の運転員数は，今後検証により見直す

※3 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 （当直）	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成26年11月1日現在

参集要員 （社員）	発電所から3km以内	84名
	発電所から17km以内	249名
合計		333名

（災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数）



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運 A, B	状況判断	≤10分	中央制御室
1名 [運 A]	【除熱確保】 ①残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動	①≤20分	中央制御室
1名 [運 A]	【原子炉注水確保】 ①待機側の残留熱除去系低圧注水モードへ切り替え及び起動 ②残留熱除去系低圧注水モードによる注水開始 ③残留熱除去系低圧注水モードによる原子炉水位回復	①≤1時間20分	中央制御室
		②≤2時間00分	中央制御室
		③≤2時間10分	中央制御室
1名 [運 C]	【流出箇所隔離】 ①原子炉水位低下原因調査及び残留熱除去系隔離	①≤2時間15分	中央制御室
5名			

○要員数 平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。

図 6-15 「原子炉冷却材の流出」時における要員と作業項目

●夜間・休日の発電所常駐要員 39 名の構成

緊急時対策本部要員	社員 【当番（指揮，通報）】	6名
-----------	-------------------	----

運転員 (当直)	2号機中央制御室	7名 <sup>※1, ※2</sup>
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 <sup>※3</sup>
	水源確保・注水要員	13名 <sup>※3</sup>
	除熱確保要員	
	瓦礫撤去・燃料補給要員	
小計（発電所常駐）		27名



[ ]は他作業後移動してきた要員			
2号機運転員	作業内容	時間	操作場所
2名	中央制御室対応要員（発電課長，発電副長）	—	中央制御室
2名 運 A, B	【原子炉停止】 ①全制御棒全挿入確認 ②原子炉未臨界確認	≤10分	中央制御室
4名			

※1 発電課長 1名は1, 2号兼任

※2 定期検査中の運転員数は，今後検証により見直す

※3 20名中5名は協力会社要員

初期消火対応要員（協力会社要員）	6名
------------------	----

●3号運転員（緊急時対策所設置）

3号運転員 (当直)	3号機中央制御室	5名
---------------	----------	----

●参集要員の構成 平成 26 年 11 月 1 日現在

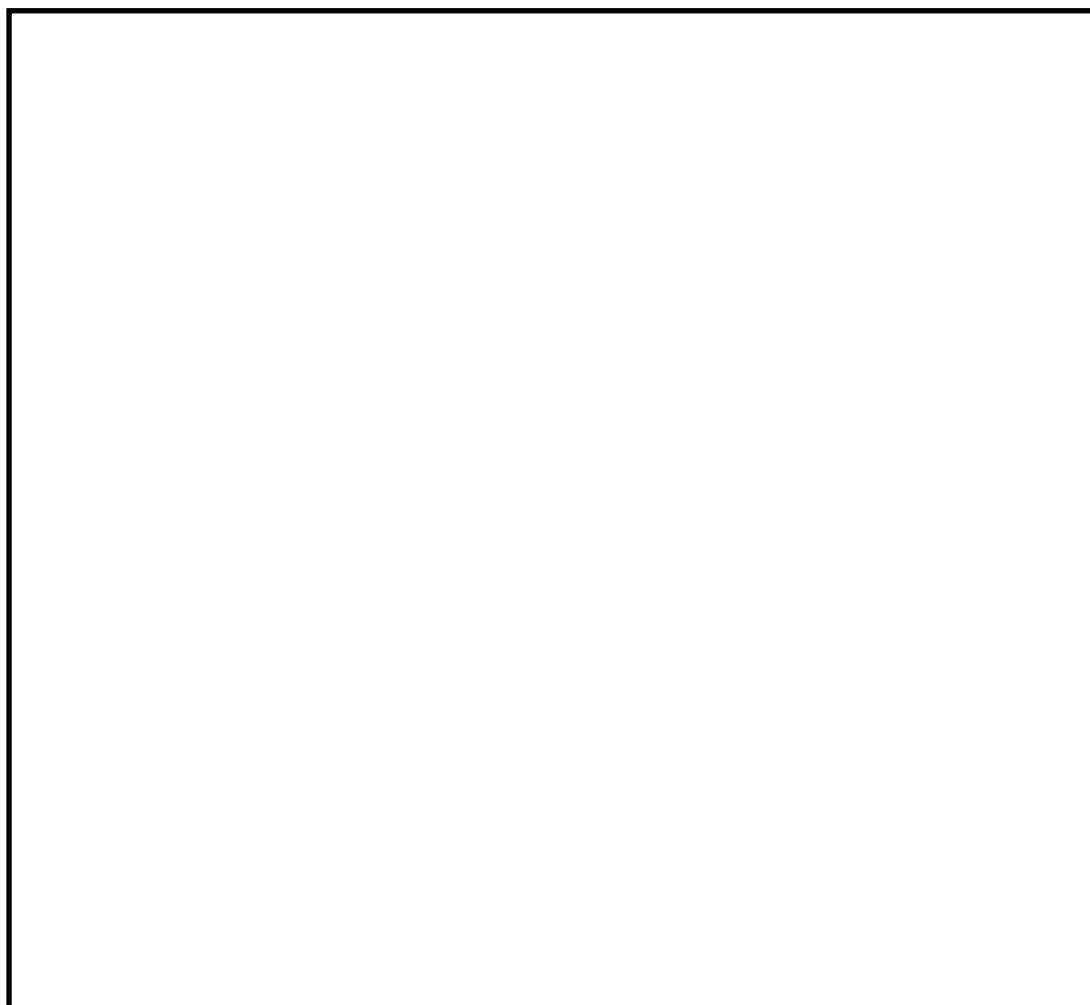
参集要員 (社員)	発電所から 3km 以内	84名
	発電所から 17km 以内	249名
合計		333名

(災害対策要員（女川町内会社宿舍入居者）の人数)

○要員数	平日昼間に事故が発生した場合には十分な要員が確保できるのは当然のことであるが，夜間や休日においても，発電所に常駐している要員により，初動対応に必要な要員が確保できる体制とする。
------	--

図 6-16 「反応度の誤投入」時における要員と作業項目

## 7. 原子炉水位及びインターロックの概要



	圧力容器基準点からの水位	主なインターロック等
レベル8 (L <sub>8</sub> )	約 14.6m	原子炉隔離時冷却系トリップ 高圧炉心スプレイ系注入隔離弁閉
レベル3 (L <sub>3</sub> )	約 13.4m	原子炉スクラム
レベル2 (L <sub>2</sub> )	約 12.2m	主蒸気隔離弁閉 原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 原子炉再循環ポンプトリップ
レベル1 (L <sub>1</sub> )	約 9.5m	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動
TAF	約 9.0m	有効燃料棒頂部
レベル0 (L <sub>0</sub> )	約 7.8m	-

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

## 9. 他号炉との同時被災時における成立性について

女川2号炉に重大事故が発生した場合、1、3号炉についても同様な事象が発生している可能性があるため、この場合のサイト全体の成立性について以下に示す。

- (1) 重大事故等対策の成立性評価上の仮定（他号炉の状態）について  
各重大事故等対策の成立性評価においては、以下を前提として仮定する。
  - a. 女川2号炉は運転中、1、3号炉は停止中（炉内に燃料なし）とする。
  - b. 全交流動力電源喪失又は最終ヒートシンク喪失を起因とする事象については、その起因となる全交流動力電源喪失、最終ヒートシンク喪失は、女川1～3号炉に同時に発生するものとし、その他の事象は2号炉のみに発生するものとする。
  - c. さらに、事故後7日間にわたる燃料の使用量を厳しく評価する観点から、2号炉に外部電源喪失を仮定しない事象においても、燃料評価においては保守的に全号炉に外部電源喪失を仮定する。

以上の考え方にに基づき、重大事故等対策の成立性評価においては、事故発生号炉も含めた各号炉の状態を表9-1及び表9-2のとおり仮定している。

表 9-1 炉心損傷防止対策の有効性評価の成立性評価における他号炉の状態

事故シーケンスグループ	2号炉（重要事故シーケンス）	1, 3号炉
高圧・低圧注水機能喪失	「給水流量全喪失＋高圧・低圧注水機能喪失」	外部電源喪失
高圧注水・減圧機能喪失	「給水流量全喪失＋高圧注水・減圧機能喪失」	外部電源喪失
全交流動力電源喪失	「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」	全交流動力電源喪失
崩壊熱除去機能喪失	「給水流量全喪失＋崩壊熱除去機能喪失」	全交流動力電源喪失
原子炉停止機能喪失	「主蒸気隔離弁誤閉止＋原子炉停止機能喪失」	外部電源喪失
LOCA 時注水機能喪失	「中小破断 L O C A ＋高圧・低圧注水機能喪失」	外部電源喪失
格納容器バイパス	インターフェイスシステム L O C A	外部電源喪失

表 9-2 格納容器破損防止対策の有効性評価の成立性評価における他号炉の状態

格納容器破損モード	2号炉 (評価事故シーケンス)	1, 3号炉
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧破損)	「大破断LOCA+HPCS機能喪失+低圧注水機能喪失」 (全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	「過渡事象+高圧注入機能喪失+減圧機能喪失」 (全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	「過渡事象+高圧注入機能喪失+低圧注水機能喪失」 (全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失
水素燃焼	「大破断LOCA+HPCS機能喪失+低圧注水機能喪失」 (全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失
格納容器直接接触 (シェルアタック)	—	—
溶融炉心-コンクリート相互作用	「過渡事象+高圧注入機能喪失+低圧注水機能喪失」 (全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失



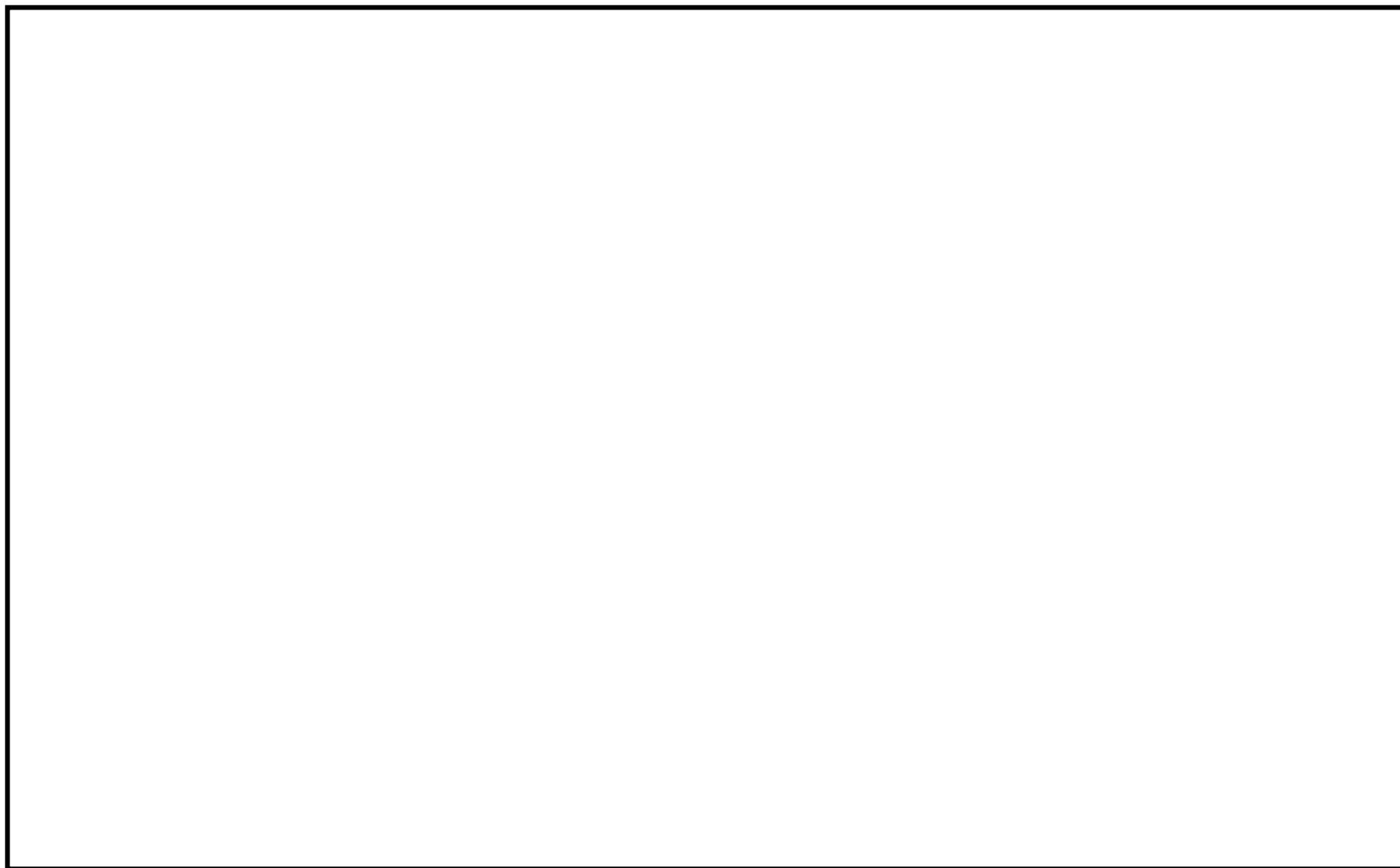


図 9-1 屋外軽油保管場所 全体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 女川1, 3号炉冷却機能喪失時の対応について

女川原子力発電所1, 3号炉に補機冷却系機能喪失や全交流動力電源喪失が発生した場合の対応について以下に示す。

a. 冷却機能喪失時における水温評価について

1, 3号炉の使用済燃料プール（以下、「SFP」という。）の冷却機能が喪失した場合に、SFPの水温が100℃に到達する時間を評価する。

(a) 評価条件

i. 1号炉

	設定値	設定の考え方
初期水温	30℃	運転実績に基づき設定
SFP水量	830m <sup>3</sup>	NWL, プールゲート閉時の水量に基づき設定
崩壊熱	約0.38MW	May-Wittの式を用いて、以下の条件で算出 ・2014年12月1日0時時点 ・燃料集合体数821体（2014年12月1日時点でSFPに貯蔵されている使用済燃料及び照射燃料）

ii. 3号炉

	設定値	設定の考え方
初期水温	30℃	運転実績に基づき設定
SFP水量	1,470m <sup>3</sup>	NWL, プールゲート閉時の水量に基づき設定
崩壊熱	約0.61MW	May-Wittの式を用いて、以下の条件で算出 ・2014年12月1日0時時点 ・燃料集合体数1,266体（2014年12月1日時点でSFPに貯蔵されている使用済燃料及び照射燃料）

(b) 評価結果

以下のとおり、1, 3号炉のSFP水温100℃到達は事象発生7日後以降となり、2号炉の重大事故等対応に影響を与えないことを確認している。

	SFP100℃到達に要する日数
1号炉	約7.4日
3号炉	約8.2日

b. S F P 水位，水温監視方法について

(a) 監視方法概要

1，3号炉でS F Pに係る計測制御機能が喪失した場合のS F P水位，温度監視方法として，ロープ式水位計（温度計付）をS F Pへ降ろし，水面までのロープ長さにより水位を計測する。また，センサ部の温度が表示されることからS F P水温も計測可能である。

(b) 必要な要員

ロープ式水位計（温度計付）については，重量は1.6kgと軽量であるため1名で持ち運びが可能であるが，センサの巻きおろしにおいて，センサケーブル保持で1名，指示読み取りで1名の計2名必要となる。

(c) 対応時間

S F P水位，水温測定については，装備の装着（必要に応じて実施），移動等を含めて約1時間で測定開始可能である。



図 9-2 ロープ式水位計

c. 1，3号炉S F Pへの冷却水の補給について

(a) 補給方法

女川1，3号炉のS F Pについては，（2）に示したとおり，崩壊熱評価

結果から事象発生後7日間は除熱・注水機能を喪失した場合においてもSFP水温が100℃に至らない。また、外部電源喪失時には、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系による除熱、又は燃料プール補給水系による注水が可能であり、また、常設の設備による除熱・注水が不可能な場合においても、代替注水車又は消防車（以下「代替注水車等」という。）からホースを用いたSFPへの直接注水といった種々の除熱・冷却手段を講じており、燃料の健全性を維持することができる。

#### (b) 必要な要員

常設設備を使用する操作については、1, 3号炉とも運転員にて対応可能である。

また、代替注水車等については、現場への配備、屋内外でのホース敷設及び注水操作等が必要になるが、これらは参集要員にて確保する。

#### (c) 対応時間

常設設備を使用する操作については、中央制御室での初動対応として短時間で実施可能である。また、SFPへの直接注水を行う場合には、現場への配備から注水ラインの作成までは2時間で実施可能である。

### d. 燃料評価

#### (a) 外部電源喪失時

外部電源喪失時には、各号炉には非常用ディーゼル発電機1台にて、給電が可能である。また、SFPに貯蔵中の燃料は、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系又は燃料プール補給水系による除熱・冷却機能の確保が可能である。ただし、以降保守的な評価とするために非常用ディーゼル発電機2台を起動した場合の評価を行う。

1号炉では、事象発生直後から7日間非常用ディーゼル発電機を使用する場合、必要な軽油量は約350.3kLであるのに対して、備蓄してある軽油量は約369.6kLであり、供給継続が可能である。

3号炉では、同様に、必要な軽油量は約494.2kLであるのに対して、備蓄してある軽油量は約532.1kLであり、供給継続が可能である。

< 1号炉 >

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	非常用ディーゼル発電機 (2台起動) (外部電源喪失後に自動起動) 非常用ディーゼル発電機 (A) 燃費約 1,057L/h (最大負荷) ×1台×24h×7日間=約 177.6 kL 非常用ディーゼル発電機 (B) 燃費約 1,028L/h (最大負荷) ×1台×24h×7日間=約 172.7 kL
	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 350.3 kL
結果		1号炉に備蓄している軽油量は、軽油タンク (1基)、燃料デイトンク (2基) の合計より約 369.6 kL であることから、7日間は十分に対応可能

< 3号炉 >

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	非常用ディーゼル発電機 (2台起動) (外部電源喪失後に自動起動) 非常用ディーゼル発電機 (A) 燃費約 1,509L/h (最大負荷) ×1台×24h×7日間=約 253.5 kL 非常用ディーゼル発電機 (B) 燃費約 1,432L/h (最大負荷) ×1台×24h×7日間=約 240.7 kL
	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 494.2 kL
結果		3号炉に備蓄している軽油量は、軽油タンク (2基)、燃料デイトンク (2基) の合計より約 532.1 kL であることから、7日間は十分に対応可能

(b) 全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失が発生する場合，1，3号炉のSFPには，代替注水車等にて注水するため，交流電源は必須ではない。しかしながら，計測制御機能等の維持を図るため電源車を配備することとしている。具体的には，1号炉用には電源車を1台確保している。3号炉に対しては，中央制御室近傍に設置する緊急時対策所に給電するため，電源車2台を使用することとしている。

1号炉給電用の電源車の接続については，参集要員にて対応することとしている。また，3号炉（緊急時対策所）給電用の電源車については，重大事故等対応要員にて初動対応として実施することとしている。

1号炉に給電するための電源車は保守的に事象発生直後の起動を想定した場合，事象発生後7日間で必要な軽油量は約16.8kLである。

3号炉に給電するための電源車は保守的に事象発生直後からの運転を想定した場合，事象発生後7日間で必要な軽油量は約33.6kLである。なお，3号炉に給電する電源車の運転は，保守的に2号炉用に備蓄している軽油を使用することとするが，各事故シナリオで使用する軽油量に上記値を追加した場合においても，供給継続が可能である。

代替注水車等については，保守的に事象発生直後の起動を想定した場合，事象発生後7日間で必要な軽油量は約7.9kLである。

以上より，事象発生後7日間で使用する軽油の総量は，1号炉については約24.7kL，3号炉については電源車で約33.6kL，代替注水車で約7.9kLであるが，1号炉に備蓄している軽油量は約370kL，3号炉に備蓄している軽油量は約530kLであることから，供給継続は可能である。

< 1号炉 >

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	電源車 (1台) (事象発生直後からの起動を想定) 燃費約 100L/h (定格負荷) $\times 1台 \times 168h = 16.8 \text{ kL}$ 代替注水車 (1台) (事象発生直後からの起動を想定) 燃費約 46.7L/h (定格負荷) $\times 1台 \times 168h = \text{約 } 7.9\text{kL}$
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 24.7 kL
結果		1号炉に備蓄している軽油量は、軽油タンク (1基)、 燃料デイトンク (2基) の合計より 約 369.6 kL であることから、7日間は十分に対応可能

< 3号炉 >

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	電源車 (2台) (事象発生直後からの起動を想定) 燃費約 100L/h (定格負荷) $\times 2台 \times 168h = \text{約 } 33.6 \text{ kL}$ 代替注水車 (1台) (事象発生直後からの起動を想定) 燃費約 46.7L/h (定格負荷) $\times 1台 \times 168h = \text{約 } 7.9\text{kL}$
合計		7日間で消費する軽油量の合計 電源車 約 33.6kL 代替注水車 約 7.9kL
結果		3号炉に備蓄している軽油量は、軽油タンク (2基)、 燃料デイトンク (2基) の合計より約 532.1 kL である ことから、7日間は十分に対応可能

(3) 2号炉SFPへの対応

2号炉の運転中の原子炉における重大事故等の発生と同時に、SFPにおいて重大事故に至るおそれがある事故として「想定事故1」（燃料プール冷却機能及び注水機能の喪失）の発生を想定する。同時発生時におけるSFPの事象収束に必要な作業は、図9-3に示すとおり可搬型大容量送水ポンプによる注水である。本作業に関しては、以下のとおり必要な要員及び資源は確保可能である。

(a) 要員

可搬型大容量送水ポンプは、重大事故等対応要員9名で事象発生13時間後までに設置を完了し、以降は重大事故等対応要員2名により注水作業を実施する。

(b) 水源

2号炉で除熱機能が喪失した場合には、SFPの冷却は可搬型大容量送水ポンプによる注水にて確保する。SFPには、水温が100℃に到達する事象発生38時間後以降、蒸発分を補給することとしており、総注水量は事象発生後7日間で約310m<sup>3</sup>となる。最も淡水使用量の多いLOCA時注水機能喪失（中小破断LOCA）時において、原子炉及び原子炉格納容器の冷却に使用する水量（約7,477m<sup>3</sup>）にSFP注水量を追加した場合でも、約7,787m<sup>3</sup>となり、注水源として使用する淡水貯水槽（10,000m<sup>3</sup>）の容量内に収まることから、7日間の継続実施は可能である。



図9-3 タイムチャート

(c) 燃料

燃料の評価については、運転中の原子炉における重大事故等に係る評価において、可搬型大容量送水ポンプの定格負荷時の燃費計算を行い、供給継続が可能であることを確認しているため、負荷に含まれるSFP注水を行った場合でも、7日間の燃料供給は可能である。

以上



### 1 3. 運転手順書における重大事故等への対応について

#### (1) 事故時対応操作の考え方

運転員は、運転時の異常な過渡変化および事故が発生した場合、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の原則に基づき対応する。

事故が発生した直後は、非常時操作手順書（徴候ベース）に基づき初期対応として原子炉自動スクラム成功を確認する。具体的には、原子炉自動スクラムを含む主要パラメータおよび機器の作動および待機状況の確認を実施し、インターロックどおりに作動していない機器、弁等があれば手動による操作を実施する。

この後、プラントで観測されるパラメータの徴候により対応操作を行い、事故の収束に導くこととなる。

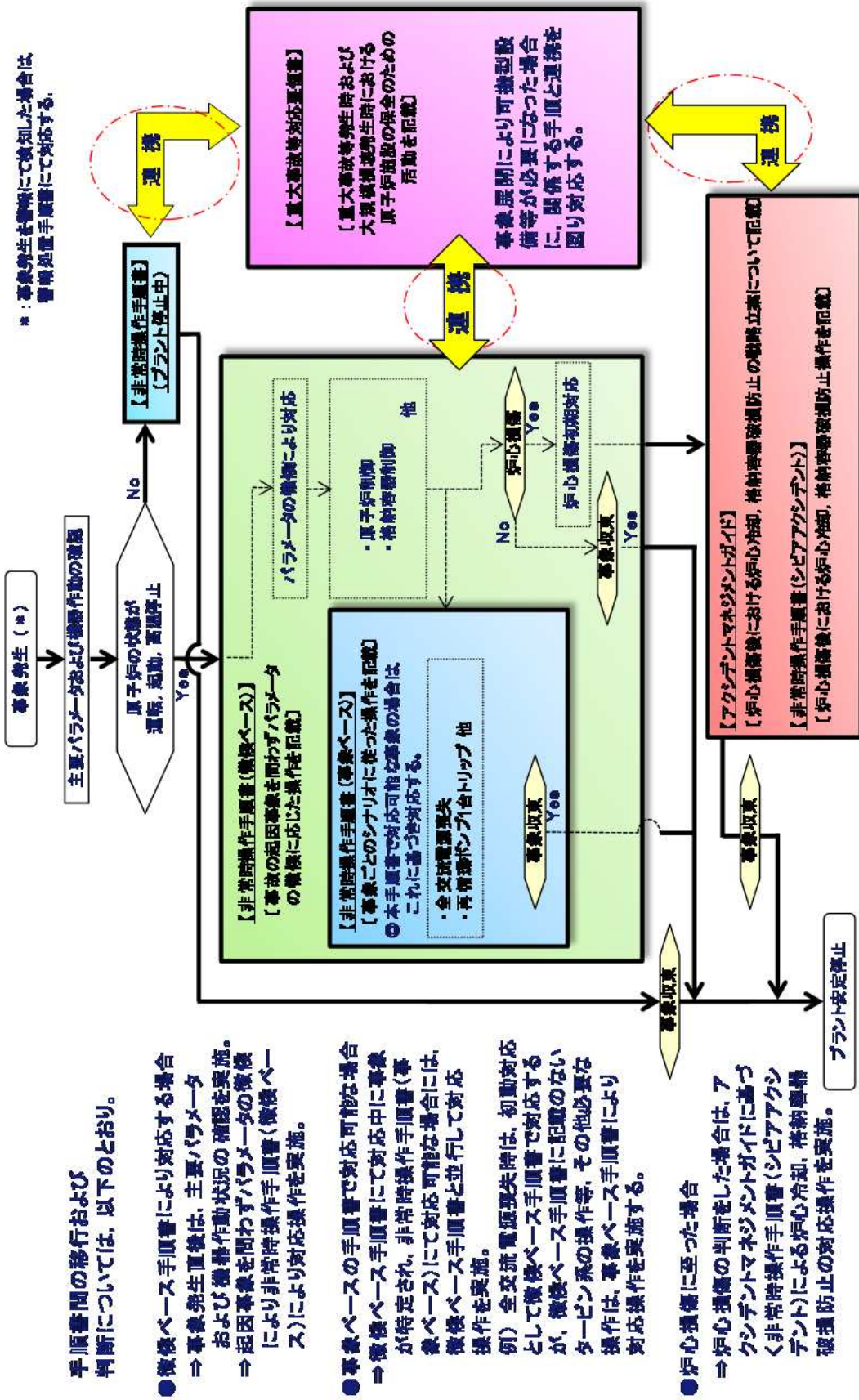
#### (2) 手順書の構成

事故が発生した際に使用する手順は、「非常時操作手順書（事象ベース：AOP）」、「非常時操作手順書（徴候ベース：EOP）」、「非常時操作手順書（シビアアクシデント：SOP）」および「重大事故等対応要領書」に分類されている。

この手順間における移行は、「非常時操作手順書（徴候ベース：EOP）」による対応中に、事象が同定され「非常時操作手順書（事象ベース：AOP）」にて対応可能な場合は、この手順も並行に使用し対応操作をする。一方、事象が収束せず炉心損傷を示す判断基準（パラメータ）が確認された場合は、「非常時操作手順書（シビアアクシデント：SOP）」に移行し、炉心損傷後の進展防止および原子炉格納容器破損防止操作を実施することとなる。また、「非常時操作手順書（徴候ベース：EOP）」および「非常時操作手順書（シビアアクシデント：SOP）」において、可搬型設備等による個別の対応操作が必要な場合は、「重大事故等対応要領書」にて目的の対応操作を運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対応要員等が連携を図りながら実施する。

これらの事故発生時に運転員が使用する手順書の関係を図 13-1、有効性評価の各シナリオにおける対応手順書について図 13-2 から図 13-19 に示す。

運転員の事象判断プロセスと適用する手順書の概要

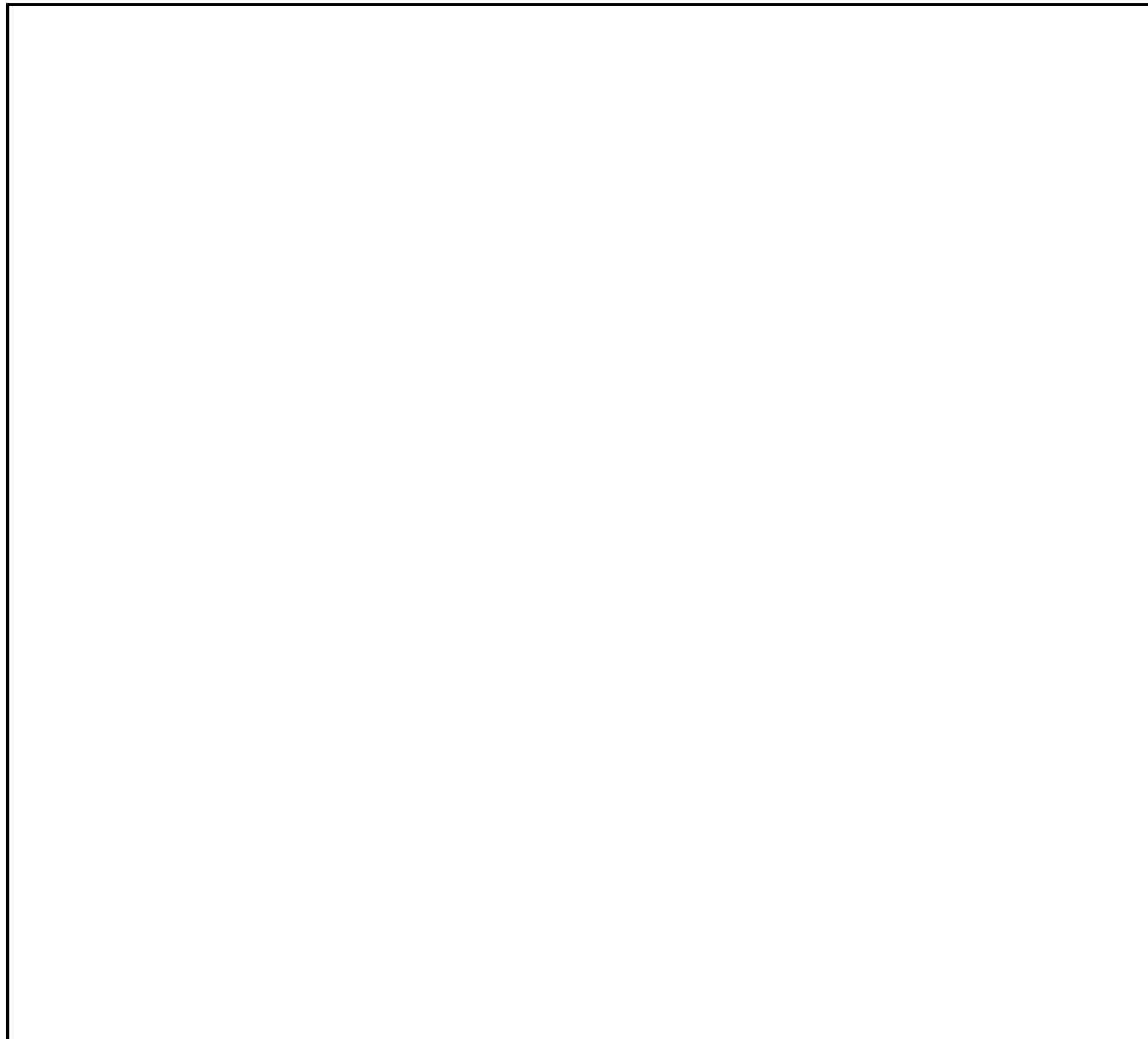


手順書間の移行および  
判断については、以下のとおり。

- 常態ベース手順書により対応する場合  
⇒ 事象発生直後は、主要パラメータ  
および機器作動状況の確認を実施。  
⇒ 起因事象を問わずパラメータの値域  
により非常時操作手順書(常態ベー  
ス)により対応操作を実施。
- 事象ベースの手順書で対応可能な場合  
⇒ 常態ベース手順書にて対応中に事象  
が特定され、非常時操作手順書(事  
象ベース)にて対応可能な場合には、  
常態ベース手順書と並行して対応  
操作を実施。  
例) 全交流電源喪失時は、初期対応  
として常態ベース手順書で対応する  
が、常態ベース手順書に記載のない  
タービン系の操作等、その他必要な  
操作は、事象ベース手順書により  
対応操作を実施する。
- 炉心損傷に至った場合  
⇒ 炉心損傷の判断をした場合は、ア  
クシデントマネジメントガイドに基づ  
く非常時操作手順書(シビアアクシ  
デント)による炉心冷却、格納容器  
破損防止の対応操作を実施。

図 13-1 事故発生時に運転員が使用する手順書の関係

13.14 想定事故1



想定事故 1

事故対応操作補足説明

燃料プール冷却浄化系および残留熱除去系故障により燃料プール冷却機能が喪失する。  
外部電源喪失により非常時操作手順書（プラント停止中）における「外部電源喪失（SH/LOP）」に移行する。また、燃料プール水温度上昇に伴い、「燃料プール冷却機能喪失（SH/SFT）」へ移行する。

A：外部電源喪失「SH/LOP」  
外部電源喪失に伴い所内電源喪失となるが、非常用ディーゼル発電機からの受電により非常用交流母線が復旧する。  
燃料プール冷却浄化系ポンプが起動不可のため、「燃料プール冷却機能喪失」へ移行する。

B：燃料プール冷却機能喪失「SH/SFT」  
燃料プール冷却機能喪失に伴い、燃料プール水温度が上昇する。  
燃料プールへの補給のため、燃料プール補給水系を起動するが失敗する。これにより燃料プール注水機能喪失となる。  
燃料プール水の温度上昇により水位は低下するが、燃料プール代替注水系による注水により水位を維持する。

C：燃料プール水位制御「SH/SFL」  
燃料プール水位を確認し、燃料プール代替注水系による注水により水位を維持する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

図 13-15 想定事故 1

13.15 想定事故2



想定事故2

事故対応操作補足説明

燃料プール水の漏えいが発生し燃料プール水位が低下する。これにより、燃料プール水位制御（SH/SFL）」に移行する。  
外部電源喪失により非常時操作手順書（プラント停止中）における「外部電源喪失（SH/LOP）」に移行する。また、燃料プール冷却機能喪失により燃料プール水温度が上昇し「燃料プール冷却機能喪失（SH/SFT）」へ移行する。

A：外部電源喪失「SH/LOP」  
外部電源喪失に伴い所内電源喪失となるが、非常用ディーゼル発電機からの受電により非常用交流母線が復旧する。  
燃料プール冷却浄化系ポンプが起動不可のため、「燃料プール冷却機能喪失」へ移行する。

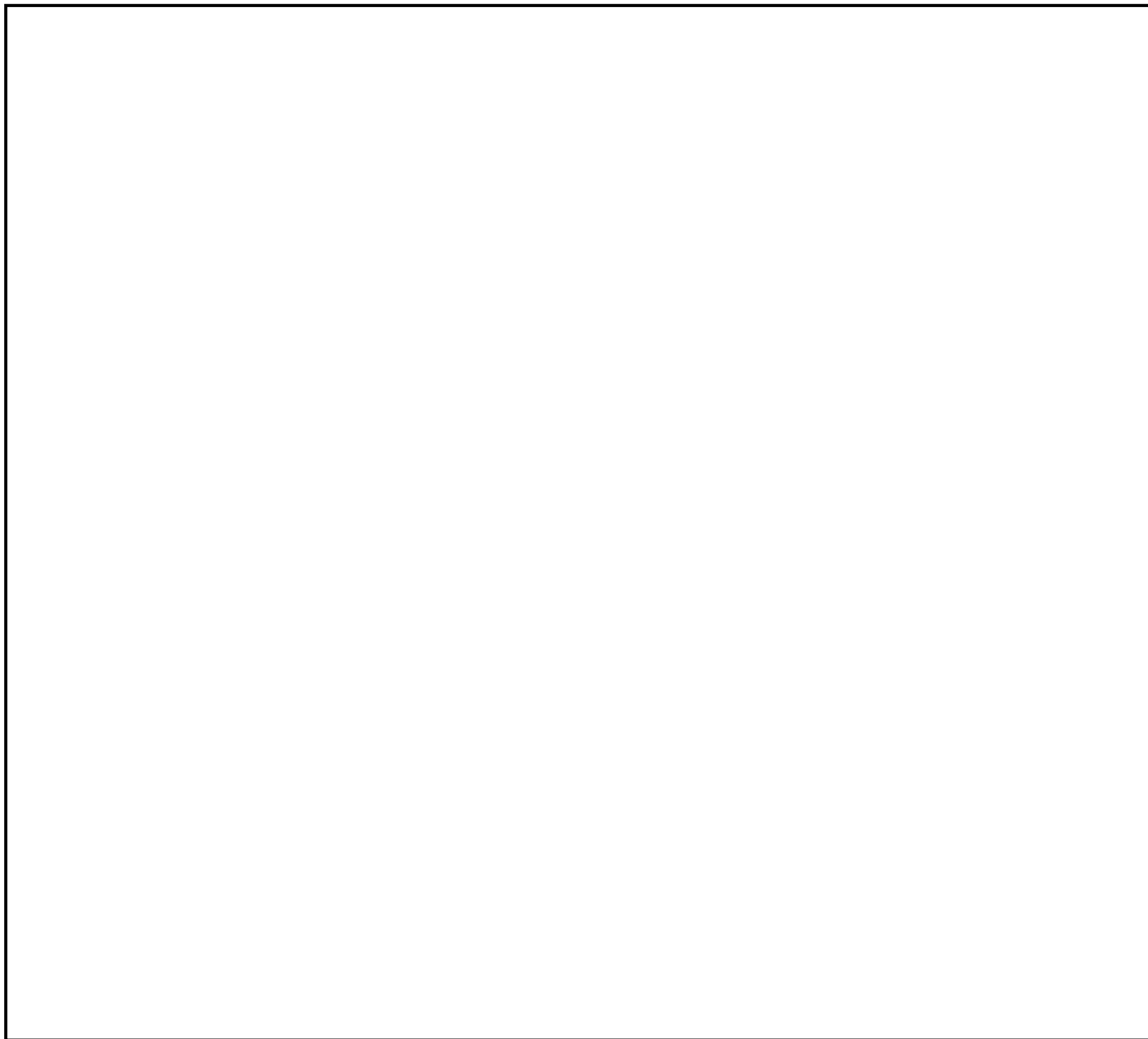
B：燃料プール水位制御「SH/SFL」  
燃料プール水位低下に伴い、燃料プール補給水系を起動するが失敗する。これにより燃料プール注水機能喪失となる。  
燃料プール冷却浄化系の隔離を実施する。  
燃料プール水の温度上昇により水位は低下するが、燃料プール代替注水系による注水により水位を維持する。

C：燃料プール冷却機能喪失「SH/SFT」  
燃料プール冷却機能喪失のため、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系の復旧を行う。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

図 13-16 想定事故2

13.16 重要事故シーケンス (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))



**崩壊熱除去機能喪失**  
(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

**事故対応操作補足説明**

運転中の残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失となる。外部電源喪失により非常時操作手順書 (プラント停止中) における「外部電源喪失 (SH/LOP)」に移行する。また、原子炉水温度が上昇するため「崩壊熱除去機能喪失 (SH/RL)」に移行する。

A: 外部電源喪失「SH/LOP」  
外部電源喪失に伴い所内電源喪失となるが、非常用ディーゼル発電機からの受電により非常用交流母線が復旧する。

B: 崩壊熱除去機能喪失「SH/RL」  
残留熱除去系停止時冷却モード停止により原子炉水温度が上昇する。  
原子炉水温度の上昇により原子炉圧力が上昇する。このため逃がし安全弁による手動減圧を実施する。※  
また、原子炉水位が低下するため、待機中の残留熱除去系ポンプを起動し原子炉へ注水を実施する。  
原子炉水位上昇後、残留熱除去系を停止時冷却モードに切替える。

※ 解析上、原子炉は大気圧状態を維持していると仮定。

C: 冷却材喪失「SH/LOCA」  
原子炉水位を確認し、注水準備を行う。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

図 13-17 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

13. 17 重要事故シーケンス (全交流動力電源喪失 (運転停止中))



全交流動力電源喪失 (運転停止中)

事故対応操作補足説明

外部電源喪失事象が発生する。これにより、非常時操作手順書 (プラント停止中) における「外部電源喪失 (SH/LOP)」に移行する。  
除熱機能喪失となり、原子炉水温度が上昇するため「崩壊熱除去機能喪失 (SH/RL)」へ移行する。

A : 外部電源喪失「SH/LOP」  
外部電源および非常用ディーゼル発電機の機能喪失に伴い、全交流電源喪失となる。その後、ガスタービン発電機からの受電により非常用交流母線が復旧する。  
残留熱除去系ポンプが起動不可のため、「崩壊熱除去機能喪失」に移行する。

B : 崩壊熱除去機能喪失「SH/RL」  
原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴い、残留熱除去系ポンプが起動不能となり、原子炉水温度が上昇する。  
原子炉水温度の上昇により原子炉圧力が上昇する。このため逃がし安全弁による手動減圧を実施する。※  
また、原子炉水位が低下するため、復水移送ポンプ1台を起動し原子炉へ注水を実施する。  
原子炉補機代替冷却系の準備完了後、残留熱除去系による停止時冷却モードを起動する。  
※ 解析上、原子炉は大気圧状態を維持していると仮定。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

図 13-18 全交流動力電源喪失 (運転停止中)

13. 18 重要事故シーケンス (原子炉冷却材の流出)



原子炉冷却材の流出

事故対応操作補足説明

残留熱除去系からの漏えいが発生し原子炉水位が低下する。これにより、非常時操作手順書 (プラント停止中) おける「冷却材喪失 (SH/LOCA)」に移行する。  
外部電源喪失により非常時操作手順書 (プラント停止中) おける「外部電源喪失 (SH/LOP)」に移行する。

A: 外部電源喪失「SH/LOP」  
外部電源喪失に伴い所内電源喪失となるが、非常用ディーゼル発電機からの受電により非常用交流母線が復旧する。  
残留熱除去系 (B) を停止時冷却モードで起動する。

B: 冷却材喪失「SH/LOCA」  
原子炉水位低下に伴い、待機中の残留熱除去系 (A) を低圧注水モードで起動し、原子炉へ注水する。  
残留熱除去系 (B) からの冷却材流出を確認し、漏えい箇所の隔離操作を実施する。これにより、残留熱除去系 (B) 停止時冷却モードを継続する。  
原子炉水位を原子炉ウェル満水まで回復する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

図 13-19 原子炉冷却材の流出

## 24. 重要事故シーケンス等の選定

### 24.1 炉心損傷事故シーケンスと炉心損傷防止対策及び重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却系</li> <li>原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	低	高	高	高	<p>&lt;aの観点&gt; サポート系喪失を起因とした⑤、⑥が「中」であるが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限されるものではない。</p> <p>&lt;bの観点&gt; 「高」と考えた①、②のシーケンスを抽出。</p> <p>&lt;cの観点&gt; 「高」と考えた①、③、⑤のシーケンスを抽出。</p> <p>&lt;dの観点&gt; 頻度が支配的である①を抽出。</p> <p>以上より、 <b>◎「過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗」</b>を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>【重要事故シーケンスに対する対策の代表性】 「高圧代替注水系」は、RCICと同等の注水能力を持つタービン駆動の注水系である。HPCSとは独立しており、RCICとは異なる区分の電源を動力源としているため、高圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として有効である。 「低圧代替注水系(常設)」は、低圧ECCSとは独立したMUWCポンプを用いて注水を行うため、低圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として全シーケンスに対して有効である。 なお、SRV再閉失敗を含むシーケンスでは、蒸気流出が生じることから対策として期待することができないが、この場合は、低圧状態に移行していることから、「低圧代替注水系(常設)」による注水に期待できる。</p> <p>以上より、重要事故シーケンスに対する対策「高圧代替注水系」及び「低圧代替注水系(常設)」は、「高圧・低圧注水機能喪失」の事故シーケンスグループに対して、代表性を有する。</p>
	②過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		低	高	低	中	
	③手動停止＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	高	低	
	④手動停止＋SRV再閉失敗＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	低	低	
	⑤サポート系喪失＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	高	低	
	⑥サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	低	低	
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>代替自動減圧機能</li> </ul>	低	高	高	高	<p>&lt;aの観点&gt; サポート系喪失が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「過渡事象」及び「手動停止」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p> <p>&lt;bの観点&gt; 「過渡事象(全給水喪失)」は原子炉水位低(レベル3)が起点となり、事象進展が早いことから、「高」とした。一方、「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象より事象進展が遅いことから、「低」とした。</p> <p>&lt;cの観点&gt; 原子炉注水失敗事象において余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなるため着眼点bと同じとした。</p> <p>&lt;dの観点&gt; 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p> <p>以上より、 <b>◎「過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗」</b>を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>【重要事故シーケンスに対する対策の代表性】 「代替自動減圧機能」は、本事務シーケンスグループにおける全てのシーケンスに対する炉心損傷防止対策として有効である。これは、「高圧注水・減圧機能喪失」の事故シーケンスグループに分類される全ての事故シーケンスにおいて、「原子炉手動減圧失敗」のカットセットが含まれるためである。</p> <p>以上より、重要事故シーケンスに対する対策「代替自動減圧機能」は、「高圧・低圧注水機能喪失」の事故シーケンスグループに対して、代表性を有する。</p>
	②手動停止＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗		低	低	低	低	
	③サポート系喪失＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗		中	低	低	低	



事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				重要事故シナリオ
			a	b	c	d	
全交流動力 電源喪失	◎ ① 外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗		高	中	中	高	<p>&lt;aの観点&gt; 全シナリオで共通であるため選定理由から除外した。</p> <p>&lt;b, cの観点&gt; 事象発生後の余裕時間の点では②～④が厳しいが、②～④において高圧代替注水系による注水や、常設代替直流電源設備によってRCICを運転する場合、事象発生直後からタービン駆動の高圧注水系で対応し、除熱を実施することとなり、①～⑤の事象進展に差異は表れない。</p> <p>&lt;dの観点&gt; 頻度が支配的である①を抽出。</p> <p>以上に加え、審査ガイド記載の解析条件（「交流動力電源は24時間使用できないものとする。」）を考慮し、 <b>①「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」</b> を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】 ・②「外部電源喪失+DG失敗+SRV再閉失敗+HPCS失敗」については、①の事故シナリオに「SRV再閉失敗」を加えている点が異なる。「SRV再閉失敗」については、①の事故シナリオに対する対策である「低圧代替注水系(常設)」により対応できることから、①の重要事故シナリオに包絡されている。 ・③「外部電源喪失+DG失敗+高圧ECCS失敗」については、①の事故シナリオとは、「高圧ECCS失敗」を含んでいる点が異なる。「高圧ECCS失敗」を含んでいることから、①の事故シナリオと異なり、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができないが、①の事故シナリオに対する対策である「常設代替交流電源設備」及び「低圧代替注水系(常設)」により対応できることから、①の重要事故シナリオに包絡されている。 ・④「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗」については、①の事故シナリオに対する対策を実行するため、「可搬型代替直流電源設備」による直流電源の復旧、又は、「高圧代替注水系(現場による手動起動)」による原子炉への注水が必要となる。本シナリオは、①のシナリオにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで、①の重要事故シナリオに包絡されている。</p> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】 ・①「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」に対する対策 「原子炉隔離時冷却系」は、交流電源が喪失した場合においても注水が可能であり、全交流動力電源喪失時の炉心損傷防止対策として有効である。また、所内常設蓄電直流電源設備により電源供給することにより、注水継続時間の延長が可能となる。 「低圧代替注水系(常設)」は、低圧ECCSとは独立したMUWCポンプを用いて注水を行うため、低圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として全シナリオに対して有効である。 「常設代替交流電源設備」はDG失敗を含む全てのシナリオに対して電源復旧手段として有効である。 なお、SRV再閉失敗を含むシナリオでは、蒸気流出が生じることから対策として期待することができないが、この場合は、低圧状態に移行していることから、「低圧代替注水系(常設)」による注水に期待できる。</p> <p>以上より、重要事故シナリオに対する対策「原子炉隔離時冷却系」「低圧代替注水系(常設)」「常設代替交流電源設備」は、「全交流動力電源喪失」の事故シナリオグループに対して代表性を有する。</p>
	② 外部電源喪失 + DG失敗 + SRV再閉失敗 + HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系 (所内常設蓄電直流電源設備による電源供給)</li> <li>手動減圧</li> <li>高圧代替注水系</li> <li>低圧代替注水系(常設)</li> </ul>	高	高	高	低	
	③ 外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却系</li> <li>原子炉格納容器代替圧力逃がし装置</li> </ul> <p>【直流電源喪失の対策】 ・可搬型代替直流電源設備 又は ・高圧代替注水系 (現場による手動起動)</p>	高	高	高	低	
	④ 外部電源喪失 + 直流電源喪失 + HPCS失敗	<p>【津波起因時の対策】 ・津波による浸水防止対策</p>	高	高	高	低	
	⑤ 原子炉建屋外壁機能喪失 (外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗)		高	低	中	低	

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				重要事故シナリオ
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却系</li> <li>原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	高	高	高	高	<p>&lt;aの観点&gt; 「高」と考えた①、②のシナリオを抽出。</p> <p>&lt;b, cの観点&gt; 「高」と考えた①、②、⑦、⑧のシナリオを抽出。ただし、⑦、⑧のシナリオについては、LOCAから派生したシナリオであり、崩壊熱除去機能喪失に対する対策の有効性を確認するシナリオとしては適切でないと考え、他の事故シナリオグループで評価を行う。</p> <p>&lt;dの観点&gt; 頻度が支配的である①を抽出。</p> <p>以上より、 <b>①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」</b> を重要事故シナリオとして選定。 崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を想定することとした。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>②「過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗」については、①の事故シナリオに「SRV再閉失敗」を加えている点が異なる。「SRV再閉失敗」については、①の事故シナリオに対する対策である「低圧代替注水系(常設)」により対応できることから、①の重要事故シナリオに包絡されている。</li> <li>⑦⑧の事故シナリオについては、LOCAを起回事象としている点が、①の事故シナリオと異なる。LOCAを起回事象とするシナリオについては、高圧ECCS又は低圧ECCSによる原子炉注水を実施後、①の事故シナリオに対する対策である「原子炉補機代替冷却系」又は「原子炉格納容器圧力逃がし装置」により対応できることから、①の重要事故シナリオに包絡されている。なお、LOCAに伴う水位低下の影響については、高圧ECCS及び低圧ECCSの機能喪失を含めて事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」において評価する。</li> </ul> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】</p> <p>「原子炉補機代替冷却系」は、取水機能の喪失による補機冷却系喪失において、残留熱除去系の機能を復旧することができることから、炉心損傷防止対策として有効である。</p> <p>「原子炉格納容器圧力逃がし装置」は、取水機能の喪失及び残留熱除去系の故障において、残留熱除去系とは異なる原理により格納容器の除熱を行うことができることから炉心損傷防止対策として有効である。</p> <p>以上より、重要事故シナリオに対する対策「原子炉補機代替冷却系」及び「原子炉格納容器圧力逃がし装置」は、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シナリオグループに対して、それぞれ代表性を有することから、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」について重要事故シナリオとして評価する。</p>
	②過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)		高	高	高	低	
	③手動停止+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	④手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑥サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑦中小LOCA+崩壊熱除去失敗		低	高	高	低	
	⑧大LOCA+崩壊熱除去失敗		低	高	高	低	

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				重要事故シナリオ
			a	b	c	d	
原子炉 停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉保護系失敗		低	高	高	高	<p>&lt;a, b, cの観点&gt; 全シナリオに共通であるため選定理由から除外した。 &lt;dの観点&gt; 最も頻度が支配的である①を抽出。</p> <p>以上より、 <b>①「過渡事象+原子炉保護系失敗」</b>を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】 ・②③の事故シナリオについては、LOCAを起因事象としている点が、①の事故シナリオと異なる。LOCAを起因とするシナリオについては、崩壊熱除去機能の代替手段も含めて事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」において評価する。</p> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】 「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」は、原子炉保護系とは異なる論理を用いており、原子炉保護系失敗時においても反応度を抑制することができることから、炉心損傷防止対策として有効である。 「ほう酸水注入系」は、「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」と組み合わせることにより原子炉停止が可能となることから、炉心損傷防止対策として有効である。</p>
	②中小LOCA+原子炉保護系失敗	<p>・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</p> <p>・ほう酸水注入系</p> <p>・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による自動減圧系作動阻止</p> <p>・高圧ECCS</p> <p>・残留熱除去系</p> <p>・代替制御棒挿入機能</p>	低	高	高	低	<p>&lt;aの観点&gt; 「過渡事象」及びLOCAについては、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。 &lt;bの観点&gt; 「過渡事象(主蒸気隔離弁閉)」は、反応度投入に伴う出力抑制の観点で厳しいことから、「高」とした。また、LOCAについては、水位低下の観点で事象進展が早いから、「高」とした。 &lt;cの観点&gt; 原子炉停止に失敗した場合、いずれのシナリオにおいても原子炉出力状態が維持されるため、必要な設備容量は大きいと考え、「高」とした。 &lt;dの観点&gt; 事故シナリオグループの中で最もCDFの高い事故シナリオについて、「高」とした。また、事故シナリオグループのうち最もCDFの高い事故シナリオのCDFに対して10%以上の事故シナリオについて、「中」とし、10%未満の事故シナリオについて、「低」とした。</p>
	③大LOCA+原子炉保護系失敗		低	高	高	低	<p>&lt;aの観点&gt; 全シナリオに共通であるため選定理由から除外した。 &lt;b, cの観点&gt; 「高」と考えた①のシナリオを抽出。 &lt;dの観点&gt; 頻度が支配的である②を抽出。</p> <p>以上に加え、審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」）、また、原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し、 <b>①「中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗」+原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失</b>を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】 ・②の事故シナリオについては、原子炉自動減圧に失敗している点が、①の事故シナリオと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については、重要事故シナリオにおいて重畳を考慮しているため、重要事故シナリオに包絡されている。</p> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】 「高圧代替注水系」は、RCICと同等の注水能力を持つタービン駆動の注水系である。HPCSとは独立しており、RCICとは異なる区分の電源を動力源としているため、高圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として有効である。 「低圧代替注水系(常設)」は、低圧ECCSとは独立したMWCポンプを用いて注水を行うため、低圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として全シナリオに対して有効である。 以上より、重要事故シナリオに対する対策「高圧代替注水系」及び「低圧代替注水系(常設)」は、「LOCA時注水機能喪失」の事故シナリオグループに対して代表性を有する。</p>
LOCA時 注水機能喪失	◎ ①中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗		低	高	高	中	<p>&lt;aの観点&gt; LOCAについては、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。 &lt;bの観点&gt; LOCAについては、事象進展が早いから、「高」とする。なお、低圧ECCS失敗を含まない事故シナリオについては、十分な台数が備えられているSRVを用いた手動減圧により低圧ECCSに期待でき、かつ設備容量の大きい低圧ECCSに期待できるため手動減圧の余裕時間を大きく取れることから「中」とした。 &lt;cの観点&gt; 減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる設備は、注水設備容量が低圧ECCSに比べ少ないため、低圧ECCS失敗を含むシナリオを「高」とし、原子炉自動減圧失敗を含むシナリオを「中」とした。 &lt;dの観点&gt; 事故シナリオグループの中で最もCDFの高い事故シナリオについて、「高」とした。また、事故シナリオグループのうち最もCDFの高い事故シナリオのCDFに対して10%以上の事故シナリオについて、「中」とし、10%未満の事故シナリオについて、「低」とした。</p>
	②中小LOCA+高圧ECCS失敗+原子炉自動減圧失敗	<p>・高圧代替注水系</p> <p>・手動減圧</p> <p>・低圧代替注水系(常設)</p>	低	中	中	高	<p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】 ・②の事故シナリオについては、原子炉自動減圧に失敗している点が、①の事故シナリオと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については、重要事故シナリオにおいて重畳を考慮しているため、重要事故シナリオに包絡されている。</p> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】 「高圧代替注水系」は、RCICと同等の注水能力を持つタービン駆動の注水系である。HPCSとは独立しており、RCICとは異なる区分の電源を動力源としているため、高圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として有効である。 「低圧代替注水系(常設)」は、低圧ECCSとは独立したMWCポンプを用いて注水を行うため、低圧ECCS失敗時の炉心損傷防止対策として全シナリオに対して有効である。 以上より、重要事故シナリオに対する対策「高圧代替注水系」及び「低圧代替注水系(常設)」は、「LOCA時注水機能喪失」の事故シナリオグループに対して代表性を有する。</p>

事故シナリオ グループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				重要事故シナリオ	
			a	b	c	d		備考 (a:系統間機能依存性, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表シナリオ)
格納容器 バイパス (ISLOCA)	◎ ①ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・減圧による漏えい低減</li> <li>・隔離操作</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系</u></li> <li>・<u>低圧ECCS</u></li> </ul>	-	-	-	-	<p>抽出されたシナリオが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。</p>	<p>◎「ISLOCA」を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>格納容器バイパスに至る事故シナリオは①のシナリオのみであり、対策により炉心損傷防止が期待できる。</p> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】 「原子炉隔離時冷却系」は、ISLOCAに伴う冷却材の流出時において、原子炉への注水による炉心損傷防止に必要となるため、炉心損傷防止対策として有効である。</p> <p>以上より、重要事故シナリオに対する対策「原子炉隔離時冷却系」は、「格納容器バイパス (ISLOCA)」の事故シナリオグループに対して代表性を有する。</p>

24.2.1 格納容器破損防止対策の評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-05	TQUV	0.0%	<b>【事象進展緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさの観点】</b> ・LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いいため、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起こるため、圧力上昇が厳しい。 ・炉心水位の低下・炉心露出が早いため、早期のジルコニウム-水反応による大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (崩壊熱除去機能喪失 TW) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX であり、寄与割合は約 100%であるが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TQUX については、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。  以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に TW を加え、過圧への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	AE+TW
		TQUX	100.0%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	<0.1%		
		TBP	<0.1%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過温破損)	8.8E-13	TQUV	0.0%	<b>【事象進展緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさの観点】</b> ・LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いいため、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、温度上昇が厳しい。これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (崩壊熱除去機能喪失 TW) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX、TBU 及び TBP である。TQUX の寄与割合が 97.6%と高いが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。  以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に TW を加え、過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	AE+TW
		TQUX	97.6%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	1.2%		
		TBP	1.2%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	—	—	<b>【事象進展緩和の余裕時間の厳しさの観点】</b> ・原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至るシーケンスは、長期 TB、TBU、TBD、S2E 及び TQUX である。 ・事象初期において RCIC による冷却が有効な長期 TB と比べ、減圧までの時間余裕の観点で TBU、TBD、S2E 及び TQUX が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX、TBD、TBU 及び S2E に PDS 選定上の有意な違いは無い。 ・「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードについては、格納容器圧力と格納容器破損確率のフラジリティの設定、確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリング、パラメータと格納容器圧力ピーク値との因果関係から格納容器ピーク圧力求め、格納容器フラジリティを参照することで評価している。評価の結果、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損確率は、極めて低いため、本評価においては、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は発生しないものとしている。  以上より、事象進展が早く、炉心損傷時の圧力が高く厳しい事故シーケンスである TQUX を代表として選定する。原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の低圧注水機能喪失を考慮する。	TQUX

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
原子炉圧力容器外の 溶融燃料 /冷却材相互作用	4. 7E-15	TQUV	0. 0%	<p><b>【事象(FCI における発生エネルギーの大きさ)の厳しさの観点】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>FCI による発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きい程大きくなるが、溶融炉心の重量及び保有エネルギーが大きくなるのは、低圧シーケンス (TQUV あるいは LOCA) となる。</li> <li>LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧シーケンスより小さくなり*、溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。また、FCI は低水温でより厳しくなるため破断水(飽和水) がベDESTAL部に滞留する LOCA は対象外とする。</li> <li>過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</li> <li>TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がベDESTALに落下する。</li> <li>「原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX 及び S1E である。TQUX の寄与割合が 74. 3%と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。S1E の寄与割合が 23. 3%と高いが、ベDESTAL部に破断水の滞留が生じると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。 なお、FCI をより厳しい低水温条件とするため、ベDESTAL事前水張りを想定した。 *LOCA 事象は一次冷却材流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。</p>	TQUV
		TQUX	74. 3%		
		長期 TB	0. 0%		
		TBD	0. 0%		
		TBU	0. 9%		
		TBP	0. 9%		
		AE	0. 3%		
		S1E	23. 3%		
		S2E	0. 3%		
溶融炉心・コンクリート 相互作用	1. 1E-10	TQUV	25. 4%	<p><b>【事象(MCCI に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさの観点】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB を選定対象から除外した。</li> <li>原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV (TQUX における炉心損傷後の手動減圧を含む)、中 LOCA (S1E) 及び大 LOCA (AE) が挙げられる。</li> <li>LOCA はベDESTALへの冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から外した。</li> <li>TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がベDESTALに落下する。</li> <li>「溶融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、長期 TB, TQUV 及び TQUX である。長期 TB の寄与割合が 54. 2%と高いが、事象進展が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。TQUX の寄与割合が 12. 5%と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。 なお、MCCI の緩和のため、原子炉圧力容器破損前のベDESTAL事前水張りを想定した。</p>	TQUV
		TQUX	12. 5%		
		長期 TB	54. 2%		
		TBD	4. 0%		
		TBU	0. 6%		
		TBP	0. 4%		
		AE	<0. 1%		
		S1E	2. 9%		
		S2E	<0. 1%		
水素燃焼	0. 0E+00	—	—	<p><b>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準との整合】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>審査ガイド 3. 2. 3(4)b. (a) では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、女川 2 号炉は格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、可燃限界への到達が早いと考えられるシーケンスを考慮し、有効性評価では 7 日以内に可燃限界に至らないことを示す。</li> </ul> <p><b>【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)の観点】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。</li> <li>酸素濃度を厳しく見積もる観点では、水素発生量が少ない(相対的に酸素濃度が大きくなる)シーケンスが厳しい。</li> <li>LOCA では、炉内での蒸気の発生状況の差異から、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧シーケンスより小さく、水素発生量が小さい。</li> </ul> <p>以上より、AE に TW を加えた PDS を代表として選定した。 なお、RHR 機能は低圧 ECCS と設備共用しているため、RHR 機能が使用できない崩壊熱除去機能喪失 TW を加えた。</p>	AE+TW

24.2.2 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モード	最も 厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AE+TW	大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+ (デブリ冷却成功) +長期冷却失敗	○	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による冷却, 格納容器圧力逃がし装置による除熱	格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として, 評価対象である AE を代表する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」に加え, 崩壊熱除去機能喪失 TW を重畳したシーケンスを選定した。
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	AE+TW	大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 +格納容器注水失敗	○		
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH 発生	○	原子炉圧力容器破損までに手動操作にて原子炉を減圧	評価対象である TQUX を代表するシーケンスとして, 「過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗」のシーケンスを選定した。
		手動停止+高圧注入失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH 発生			
		サポート系喪失+高圧注入失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH 発生			
原子炉圧力容器外の溶融燃料 /冷却材相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	○	発生エネルギーが小さく格納容器圧力バウンダリの機能は喪失しないため防止対策は実施しない	評価対象である TQUV を代表するシーケンスとして, 「過渡事象+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗」に加え, 破損前のペDESTAL 事前水張りを想定したシーケンスを選定した。
		過渡事象+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生			
		手動停止+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生			
		手動停止+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生			
		サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生			
		サポート系喪失+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生			
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	○	溶融炉心の冷却の寄与に十分な格納容器下部の水量及び水位を確保, かつ, 溶融炉心の落下後に崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水系 (常設) による注水	評価対象である TQUV を代表するシーケンスとして, 「過渡事象+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗」のシーケンスを選定した。
		過渡事象+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		手動停止+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		手動停止+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		サポート系喪失+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
水素燃焼	AE+TW	大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+(損傷炉心冷却成功) +(格納容器注水成功)+長期冷却失敗	○	窒素置換による格納容器内 雰囲気の不活性化	格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として, 評価対象である AE を代表する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」に加え, 崩壊熱除去機能喪失 TW を重畳, さらに酸素/水素混合気の PCV ベントによる事象収束を想定したシーケンスを選定した。

24.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			重要事故シーケンス
			a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	・待機中RHR (L P C Iモード)	中	中	高	<p>&lt;aの観点&gt; 「中」と考えた①, ②のシーケンスを選定</p> <p>&lt;bの観点&gt; 「中」と考えた①, ②のシーケンスを選定</p> <p>&lt;cの観点&gt; 頻度が支配的である①を抽出</p> <p>以上より, <b>①「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」</b>を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】</p> <p>・②「外部電源喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」については、対応する時間余裕については、①の事故シーケンスと同等である。外部電源喪失を起因とするシーケンスについては、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p> <p>【重要事故シーケンスに対する対策の代表性】 重要事故シーケンスにおけるPOSとしては、余裕時間や設備容量を厳しく見る観点から、最も崩壊熱が高いPOS-Sを想定する。運転中のRHRが機能喪失することで崩壊熱除去機能が喪失するものの、待機中のRHRを起動し、原子炉注水を行うことにより炉心損傷防止が期待できる。原子炉停止から間もないPOS-Sの崩壊熱による冷却材蒸発量に対しても、RHRポンプは十分な容量を有しており、崩壊熱除去機能喪失に対する対策として有効である。</p>
	②外部電源喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗		中	中	低	



事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			重要事故シナリオ
			a	b	c	
全交流動力 電源喪失	① 外部電源喪失 + 直流電源喪失 + HPCS失敗		中	中	低	<p>&lt;aの観点&gt; 「中」と考えた①, ②のシナリオを選定</p> <p>&lt;bの観点&gt; 「中」と考えた①, ②のシナリオを選定</p> <p>&lt;cの観点&gt; 頻度が支配的である③を抽出</p> <p>以上より, ◎「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗」については、選定したシナリオにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シナリオに包絡されると考えられる。</li> <li>③「外部電源喪失+直流電源喪失」及び「外部電源喪失+DG失敗」は、HPCSが待機除外状態のPOSにおける事故シナリオである。そのため、発生頻度は高いものの、崩壊熱量はPOS-Sに比べて半分以下であり、事象進展は緩やかである。よって、より事象進展の早い②のシナリオに包絡されると考えられる。</li> </ul> <p>【重要事故シナリオに対する対策の代表性】</p> <p>常設代替交流電源設備はDGと独立して設置されるため、DG失敗を含む全てのシナリオに対する電源復旧手段として有効であり、全交流動力電源喪失による炉心損傷の防止対策として有効である。</p> <p>また、直流電源喪失を含むシナリオに対しては、可搬型代替直流電源設備は所内に設置されている直流電源とは独立しており、直流電源復旧手段として有効である。</p>
	◎ ② 外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系 (常設)</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系</li> <li>・ 常設代替交流電源設備</li> </ul>	中	中	低	
	③ 外部電源喪失 + 直流電源喪失	<p>【直流電源喪失の対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替直流電源設備</li> </ul> <p>又は</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系 (可搬型)</li> </ul>	低	低	高	
	④ 外部電源喪失 + DG失敗		低	低	中	

<a, bの観点>  
崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シナリオについては、最大で約20.8MWtの崩壊熱量を除去する必要があるため、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、「中」と設定した。また、HPCS失敗を含まないシナリオはPOS-Sを含まず、崩壊熱量は最大でもPOS-A2の約9.9MWtとPOS-Sの約半分であるため「低」とした。

<cの観点>  
事故シナリオグループの中で最もCDFの高い事故シナリオについては、「高」とした。また、事故シナリオグループのうち最もCDFの高い事故シナリオのCDFに対して10%以上の事故シナリオについては、「中」とし、10%未満の事故シナリオについては、「低」とした。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			重要事故シーケンス
			a	b	c	
原子炉冷却材の流出	◎ ①RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗	<u>・待機中RHR (L P C Iモード)</u>	低	低	高	<p>&lt;aの観点&gt; 全シーケンスで共通であるため選定理由から除外した &lt;bの観点&gt; 「中」と考えた③のシーケンスを選定 &lt;cの観点&gt; 頻度が支配的である①を抽出</p> <p>以上より、 <b>①「RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗」</b>を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・③CRD交換時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。</li> </ul> <p>【重要事故シーケンスに対する対策の代表性】</p> <p>本事故シーケンスグループに対する対策として期待しているRHRポンプは、容量の点から、重要事故シーケンスとして想定しているRHR切替時の冷却材流出による冷却材流出量を補うことが可能である。また、RHR切替時以外の冷却材流出時に対しても十分な量の注水を行うことが可能であり、炉心損傷防止対策として有効である。</p>
	②CUWブロー時の冷却材流出+注水系失敗		低	低	中	
	③CRD交換時の冷却材流出+注水系失敗		低	中	低	
	④LPRM交換時の冷却材流出+注水系失敗		低	低	低	
反応度の誤投入	◎ ①制御棒の誤引き抜き	<u>・起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム</u>	—	—	—	<p><b>①「制御棒の誤引き抜き」</b>を重要事故シーケンスとして選定</p> <p>代表性の観点から、停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定した。</p> <p>【重要事故シーケンスに対する対策の代表性】</p> <p>起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラムを有効とすることで、原子炉停止時の中性子束が低い状態においても、自動スクラムが可能となり、炉心損傷防止対策として有効である。</p>

### 3 2. 有効性評価における解析条件の変更について

設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 27 日付）の有効性評価のうち、「原子炉格納容器圧力逃がし装置使用時の敷地境界外実効線量評価」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「想定事故 1」及び「想定事故 2」について、設計変更及び詳細検討結果を踏まえ、解析条件を下表のとおり変更した。

表 32-1 「原子炉格納容器圧力逃がし装置使用時の敷地境界外実効線量評価」 解析条件

解析条件	変更前 (申請解析)	変更後	変更理由
原子炉格納容器圧力逃がし装置による除染係数	無機よう素：100 有機よう素：1	無機よう素：500 有機よう素：50	放射性よう素フィルタを追加設置するため、除染係数を変更した。

表 32-2 「格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A)」 解析条件

解析条件	変更前 (申請解析)	変更後	変更理由
原子炉手動減圧操作	考慮せず	事象発生 30 分後に減圧操作実施	建屋内の環境条件を踏まえた対応操作の成立性に係る詳細検討の結果、原子炉手動減圧操作及び隔離操作を含めた評価に変更した。
隔離操作	考慮せず	事象発生 4 時間後に隔離操作実施	

表 32-3 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」 解析条件

解析条件	変更前 (申請解析)	変更後	変更理由
原子炉手動減圧開始の判断をする水位	シュラウド内水位	シュラウド外水位 (原子炉水位計(燃料域))	運転操作手順書との整合を図るため変更した。

表 32-4 「想定事故 1」及び「想定事故 2」 解析条件

解析条件	変更前 (申請解析)	変更後	変更理由
燃料プールへの注水操作	事象発生 8 時間後	事象発生 13 時間後	屋外アクセスルートの詳細検討結果を踏まえ、変更した。

以上

## 4 5. 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について

### (1) 概要

燃料プール冷却浄化系戻り配管には、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出することを防止するため逆止弁を設置しているが、逆止弁が機能喪失した場合においても、燃料プール冷却浄化系戻り配管に開口（以下、「サイフォンブレイク孔」という。）を設けることにより、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計とする。

### (2) サイフォンブレイク孔の仕様

#### a. サイフォンブレイク孔の寸法

2本の燃料プール冷却浄化系戻り配管(150A)それぞれに、直径 15 mm の開口を設置する。

#### b. サイフォンブレイク孔の設置位置

使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出することを可能な限り早期に抑制し、流出した場合においても使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保できるように、サイフォンブレイク孔は使用済燃料プールの通常水位より 350mm 下方に設置する。

サイフォンブレイク孔の設置位置を図 45-1 に示す。

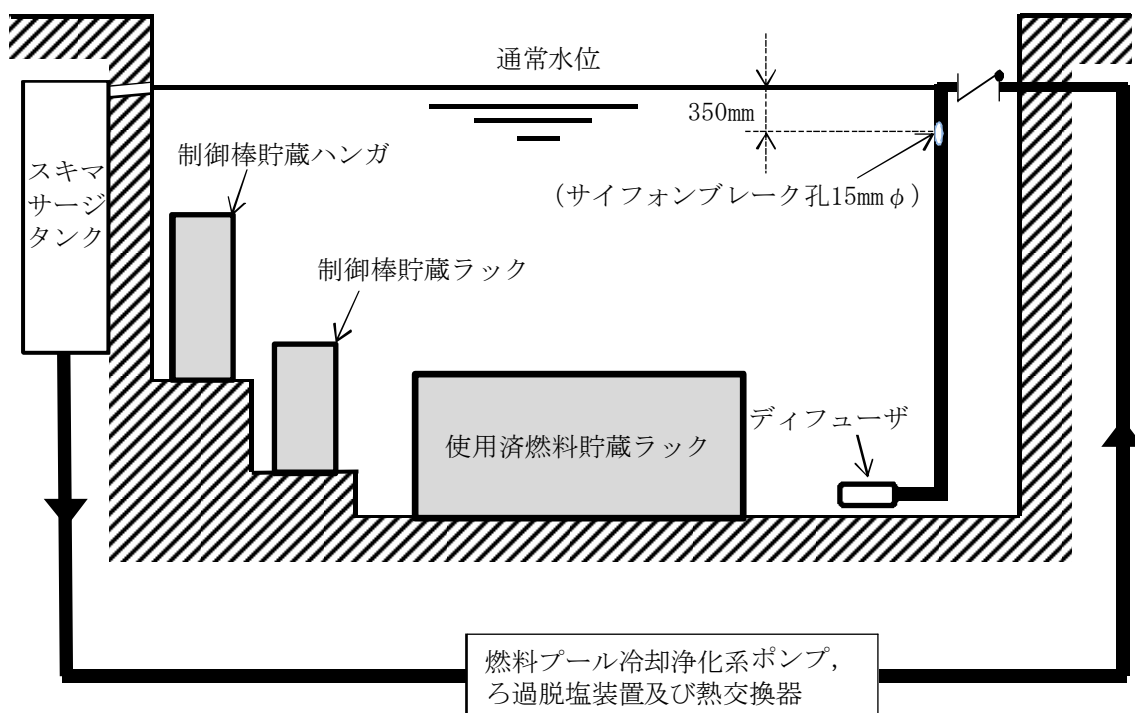


図 45-1 サイフォンブレイク孔の設置位置

c. サイフォン現象発生時の想定流出量

燃料プール冷却浄化系熱交換器出口配管部での全周破断により、サイフォン現象が発生した場合の流出量及びブレイク時の使用済燃料プールの水位の評価結果を以下に示す。

流出量 : 約 60 m<sup>3</sup>  
ブレイク時の水位 : 通常水位—約 355 mm

d. 想定被ばく線量

使用済燃料プール水が流出した場合の燃料取替床上の被ばく線量評価結果を図 45-2 に示す。

使用済燃料プール水位がサイフォンブレイク時の水位まで低下した場合においても燃料取替床上の雰囲気線量率は 0.05mSv/h 以下となることから、使用済燃料プールにサイフォン現象が発生した場合においても遮蔽に必要な水深を確保できる。

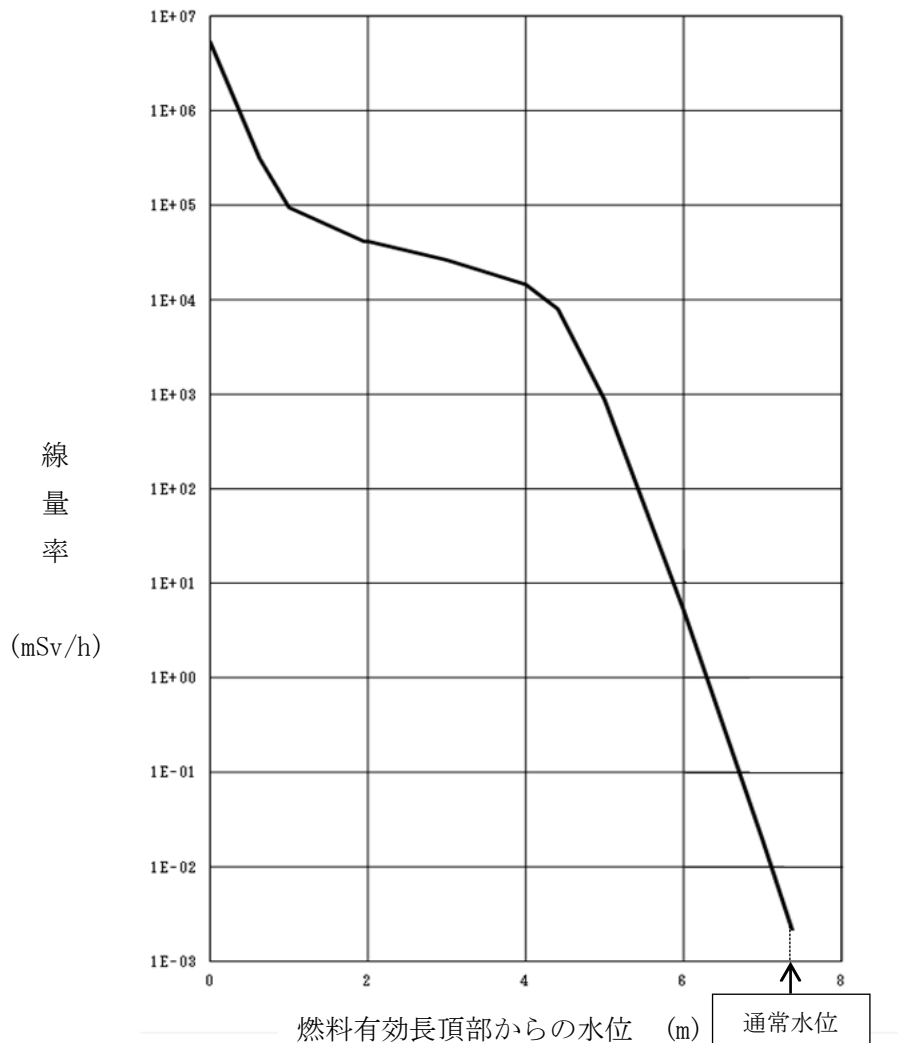


図 45-2 燃料有効長頂部からの水位と燃料取替床上での線量率の関係

### (3) サイフォンブレイク孔の健全性

サイフォンブレイク孔は、以下のとおり機能喪失が発生しないことから、重大事故等時においても、その効果を期待できる。

#### a. 地震による影響

サイフォンブレイク孔は、基準地震動  $S_s$  に対し耐震性を有する耐震 S クラスの燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置することから、地震による影響はない。

#### b. 配管強度への影響

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、設計・建設規格に準拠した評価により、サイフォンブレイク孔の設置による強度への影響がないことを確認している。

#### c. 人的要因による機能阻害

サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはないため、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出が発生した場合には、サイフォンブレイク孔設置位置まで水位が低下することで、自動的に使用済燃料プール水の流出を停止することが可能である。

#### d. 異物による閉塞

使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系のスキマサージタンク及びろ過脱塩装置により、不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。なお、燃料取替床上での作業時は、異物の発生及び混入を防止するための管理を実施しており、異物の混入はないと考えられる。

##### (a) スキマサージタンクによる異物除去

スキマサージタンクには、異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

##### (b) ろ過脱塩装置による異物除去

ろ過脱塩装置は、ステンレス鋼製エレメントに保持された粉末状イオン交換樹脂により使用済燃料プール水中の溶解性、不溶解性不純物を浄化する設備である。このエレメントのスクリーンは目開きが  $420\ \mu\text{m} \times 61\ \mu\text{m}$  となっており、これより大きい不純物の除去が可能である。

e. 落下物による影響

サイフォンブレイク孔は、燃料プール冷却浄化系戻り配管の垂直部側面に設置することから、落下物による影響が生じる可能性は極めて小さい。仮に、上部からの落下物により燃料プール冷却浄化系戻り配管に変形が生じた場合を想定しても、剛性の高いステンレス鋼製配管であることから、サイフォンブレイク孔が完全に閉塞することはないと考えられる。

f. サイフォンブレイク孔の通水状況の確認

サイフォンブレイク孔は通常水位より 350mm 下方に設置しているため、目視にてサイフォンブレイク孔の通水状態を確認することが可能である。

#### 4 6. 定期検査工程の概要について

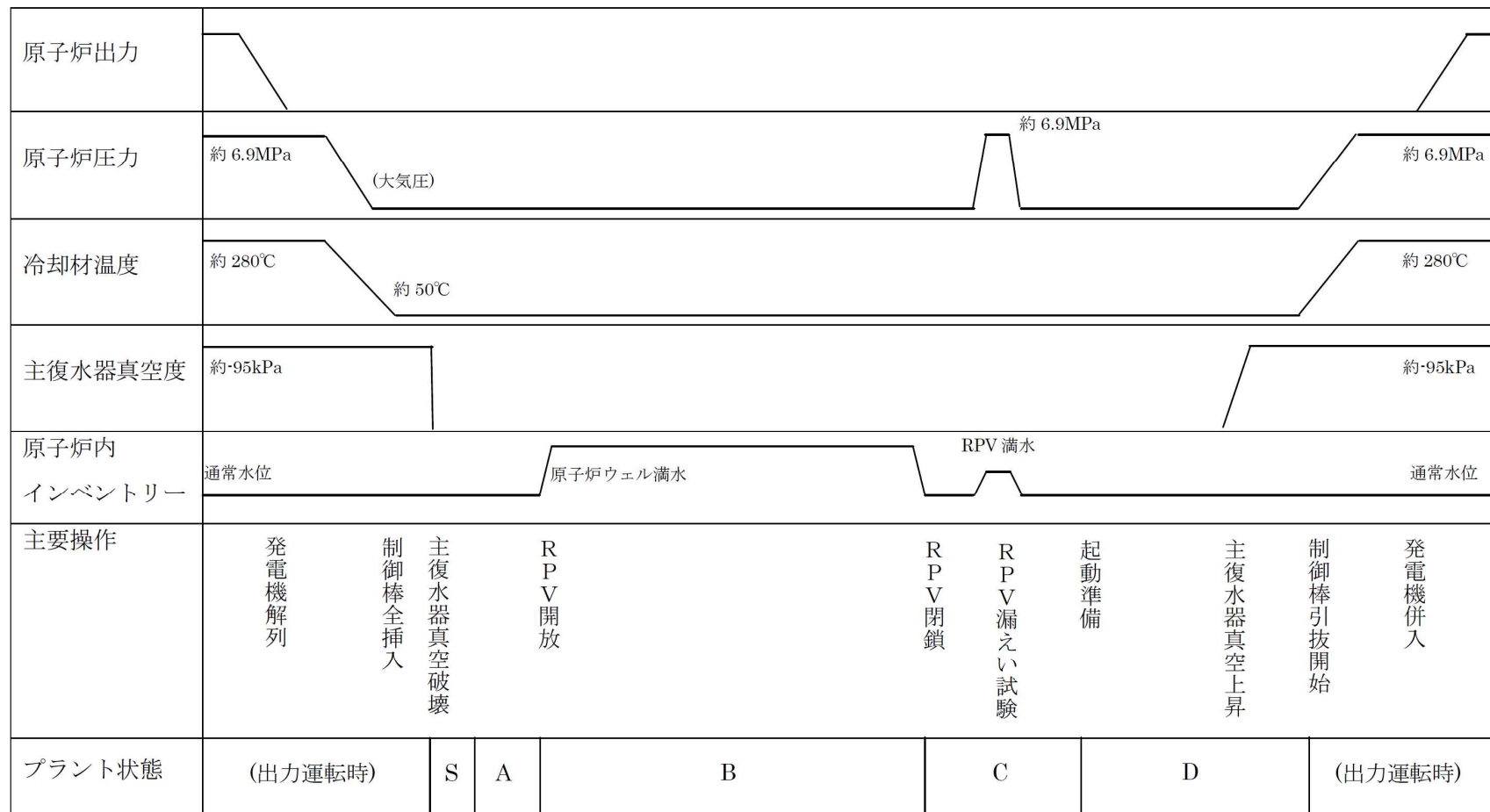


図 46-1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



累積日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47
POSの分類	S	A1	A2	B1																B2					C1						C2		D														
日数	1	2	2	16																5					13						2		6														
定期検査主要工程	原子炉開放			燃料移動	LPRM取替	CRD点検						燃料装荷					炉心確認、CRDベント機能試験					原子炉復旧		RPV漏洩試験	PCV復旧			PCV漏洩試験	起動前試験	系統構成																	
代表水位	通常水位			原子炉ウェル満水																通常水位																											
崩壊熱除去	RHR-A	■																																													
	RHR-B	■																																													
炉心注水	RCIC	■																																													
	HPCS	■																																													
	LPCI-A	■																																													
	LPCI-B	■																																													
	LPCI-C	■																																													
	LPCS	■																																													
	MUWC (ポンプA)	■																																													
	MUWC (ポンプB)	■																																													
	MUWC (ポンプC)	■																																													
	サポート系	RCW/RSW-A	■																																												
RCW/RSW-B		■																																													
HPCW/HPSW		■																																													
DG-A		■																																													
DG-B		■																																													
DG (HPCS)		■																																													

■ : 運転中    □ : 待機状態

注)本工程は、停止時PRAにおいてモデル化した代表工程を示す。

図 46-2 定期検査時のプラント状態 (POSの分類) と使用可能な緩和設備

#### 4 7. 反応度の誤投入における引抜制御棒の選択について

反応度の誤投入では、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定している。

なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないよう制限している。これらを踏まえ、本評価では事象を厳しくするために、誤引き抜きされる制御棒の反応度が最大反応度価値に対する核的制限値を超える事象とした。

上記想定に加え、以下の考え方により、解析に用いる制御棒の組み合わせを選択した。

- (1) 9×9燃料(A型)平衡サイクル初期において、制御棒1本を全引き抜きした状態から、その斜め隣接の制御棒を全引き抜きした際の実効増倍率を計算(図47-1)
- (2) (1)において、最大価値制御棒全引き抜き時の実効増倍率を設計上許容される実効増倍率の最大値(停止余裕1.0%  $\Delta k$ )に規格化(図47-2:①)
- (3) (2)において、臨界を超える(実効増倍率1.0以上)制御棒の組み合わせのうち、臨界超過量が最も大きくなる組み合わせを選択(図47-2:②)

(3)で選択した2本の制御棒のうち、1本が全引き抜きされた状態の実効増倍率を1.0として解析を行った。

なお、原子炉の運転停止中の期間に実施する制御棒が2本以上引き抜かれる検査等として停止余裕検査や冷温臨界試験を想定しており、これらを考慮したうえで、臨界超過量が最も大きくなる制御棒の組み合わせを選択し評価を実施するという考え方のもと、本解析では、代表的に冷温臨界試験を想定した。

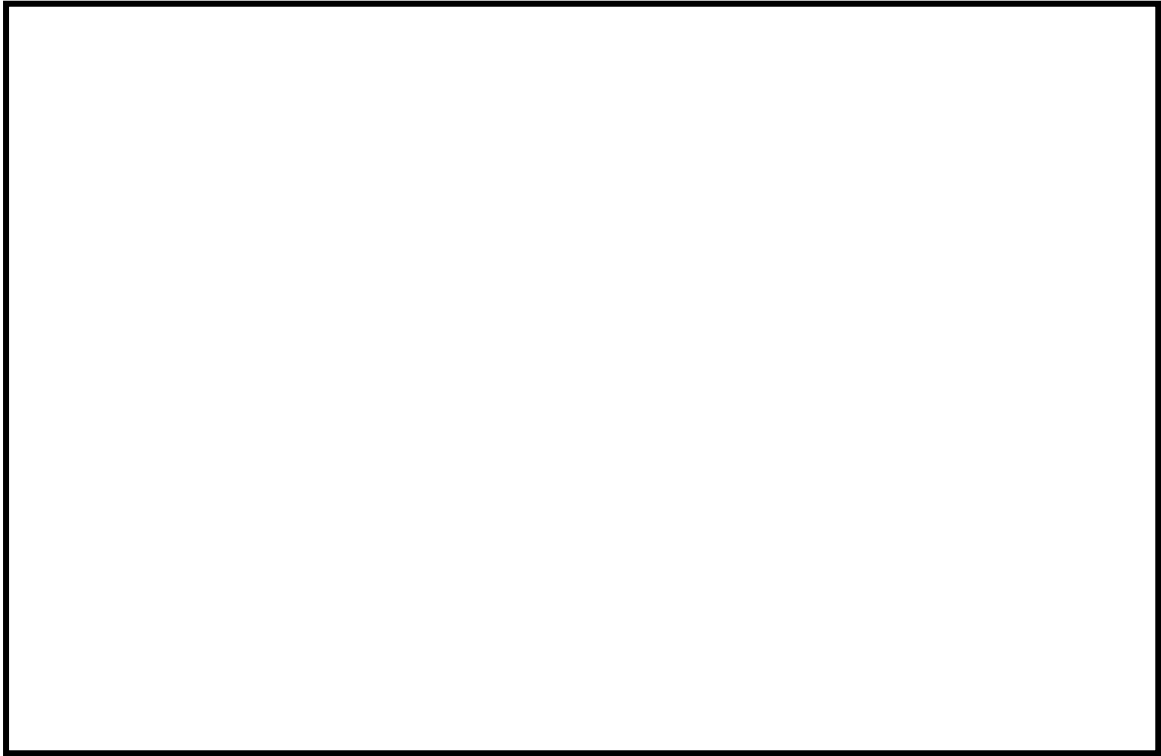


図 47-1 制御棒 1 本全引抜き + 斜め隣接制御棒全引抜き時の実効増倍率  
(9 × 9 燃料 (A型) 平衡サイクル初期, 1 / 4 炉心での評価)

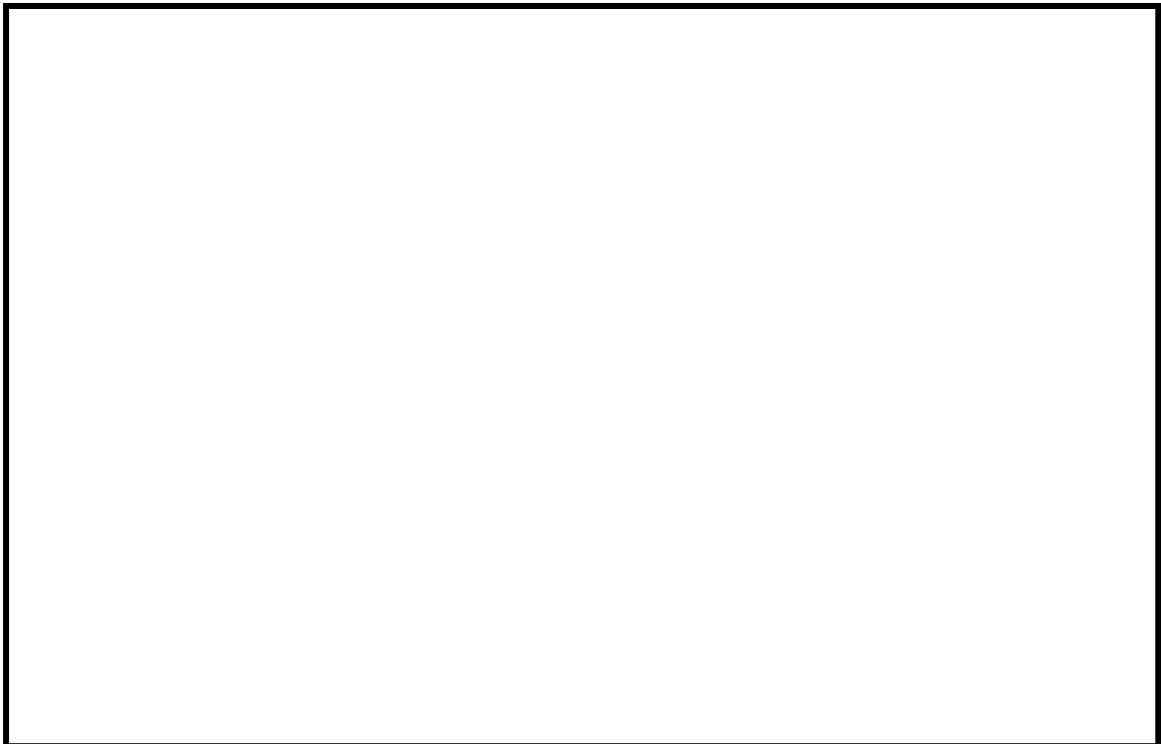


図 47-2 最大価値制御棒全引抜き時の実効増倍率を 0.99 (停止余裕 1.0%  $\Delta k$ ) に規格化  
した場合の制御棒 1 本全引抜き + 斜め隣接制御棒全引抜き時の実効増倍率  
(9 × 9 燃料 (A型) 平衡サイクル初期, 1 / 4 炉心での評価)

補足 47-2

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。