

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1月13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
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
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
14. 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
15. 原子炉停止機能喪失時の運転操作について
16. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
17. 炉心損傷開始の確認について

18. 重大事故時における原子炉格納容器圧力逃がし装置系隔離弁の人力操作時の被ばく線量

19. 原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果

20. 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

21. スペーサ位置を含めた燃料被覆管温度について

22. 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

23. 給水温度条件の根拠について

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 中央制御室退避所の概要について

1. 2 高圧代替注水系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高圧の状態では、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、炉心の著しい損傷を防止する設備として、高圧代替注水系を設ける。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動の高圧代替注水系ポンプ等で構成し、全交流動力電源喪失した場合でも、重大事故等に対処するための電源からの給電により、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給水系を経由して原子炉へ注水する。仮に、所内常設蓄電式直流電源設備又は代替電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる。

(2) 機器仕様

a. 高圧代替注水系ポンプ

(a) ポンプ

種類	:	ターボ型
容量	:	90.8 m ³ /h
揚程	:	882 m
個数	:	1台
取付箇所	:	原子炉建屋

(b) 原動機

種類	:	背圧式蒸気タービン
出力	:	534 kW
個数	:	1台
取付箇所	:	ポンプと同じ（タービンーポンプ一体型）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

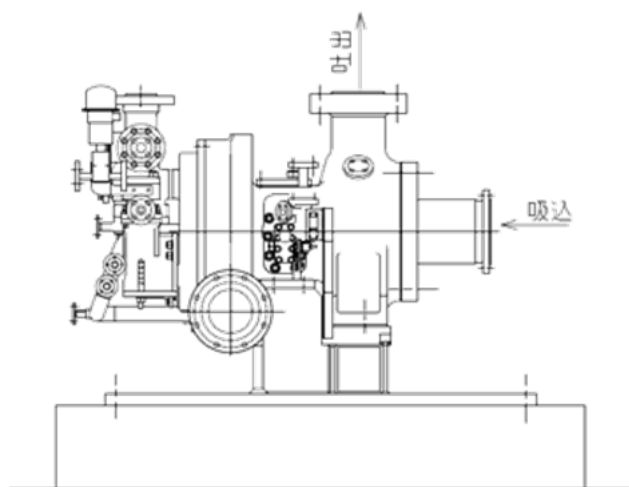
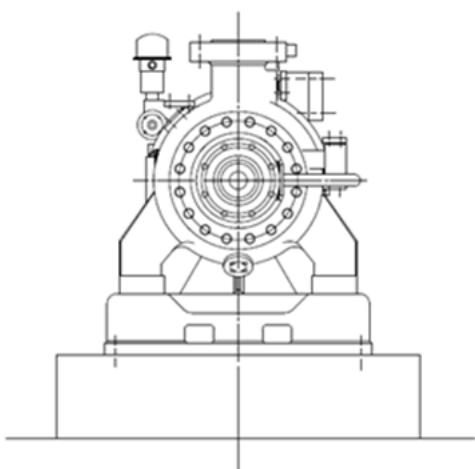
(3) 設備概要

a. 配置場所

原子炉建屋



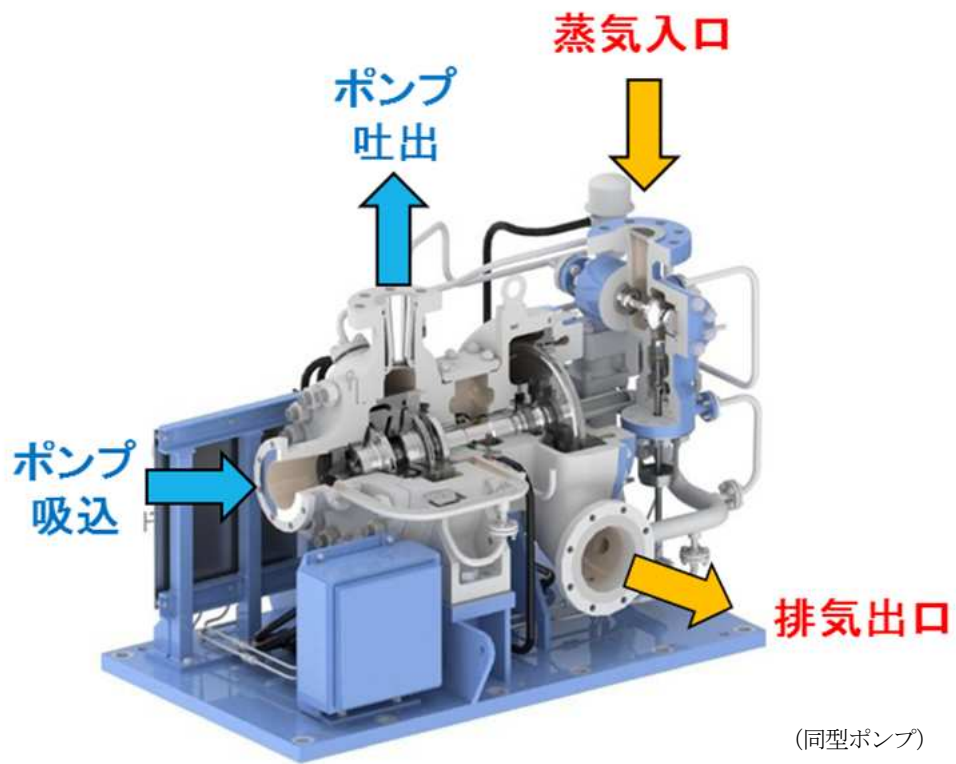
b. 外形図



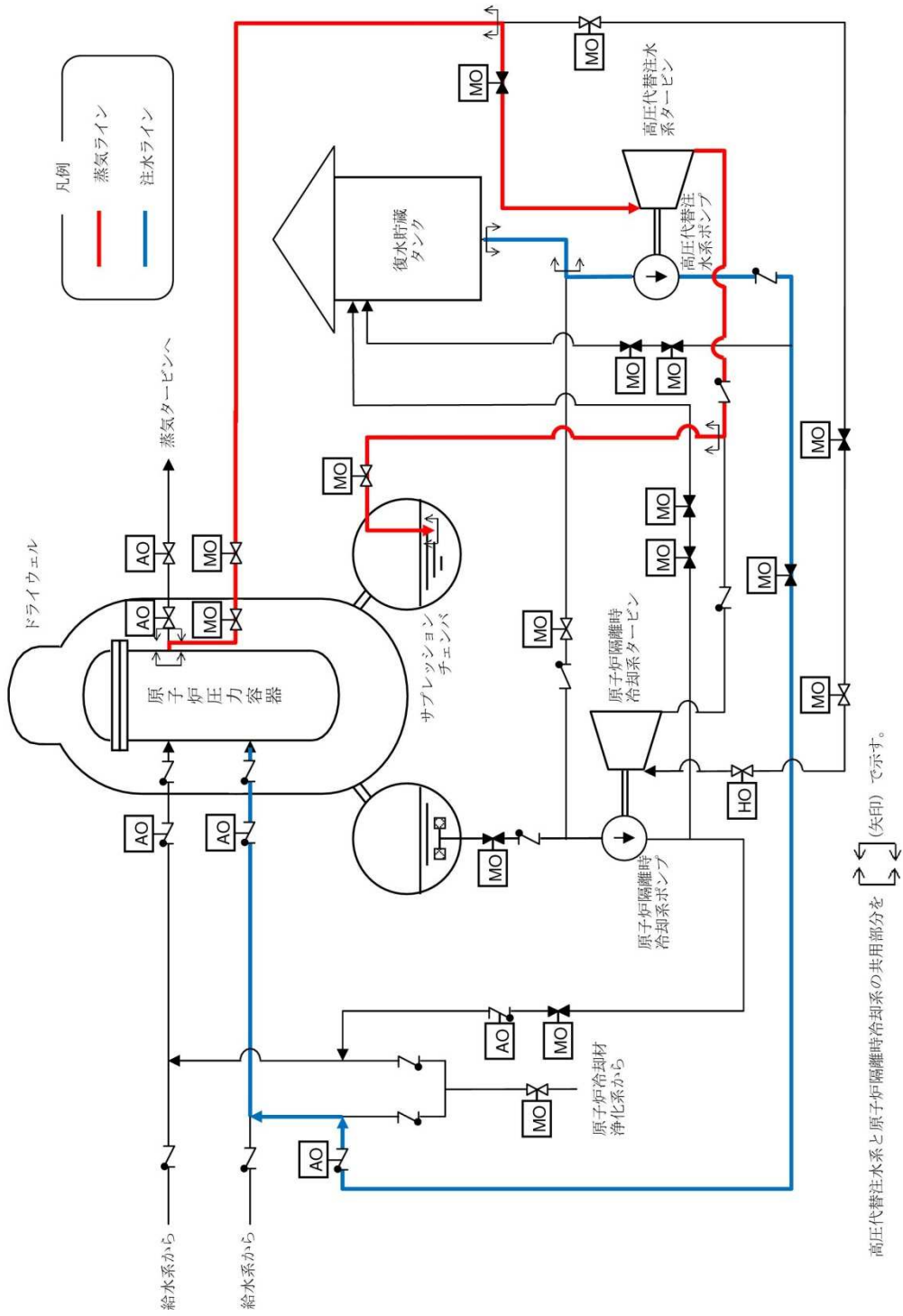
(同型ポンプ)

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. 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 m³/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

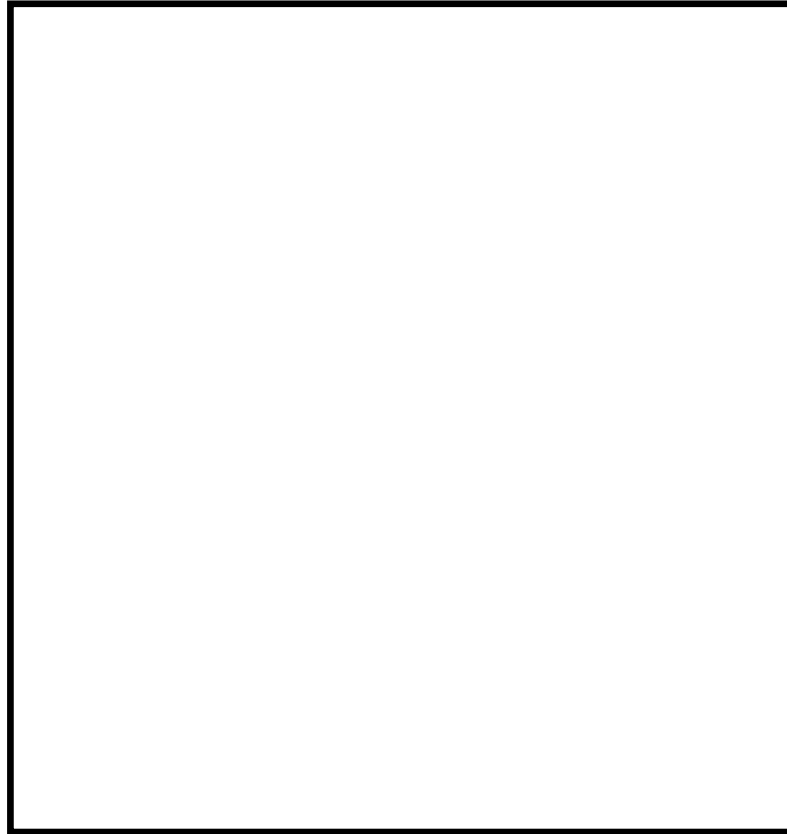
(b) 原動機

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

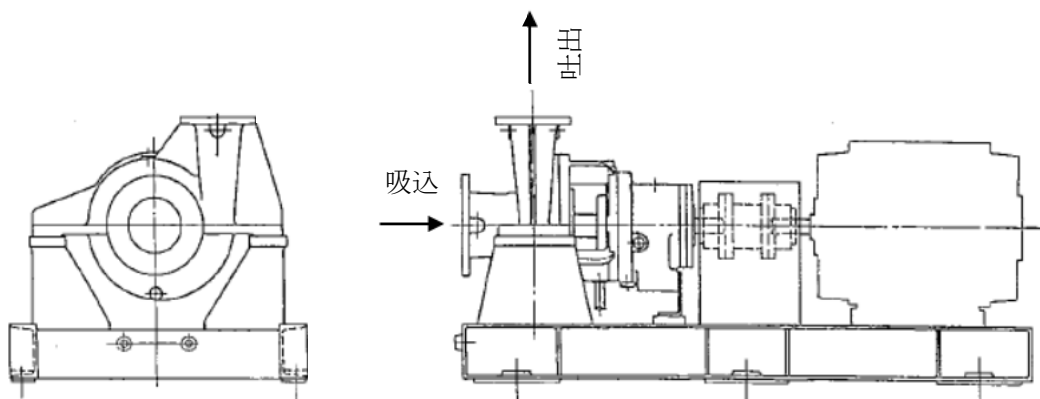
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (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。

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 : m²
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 : m³/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。

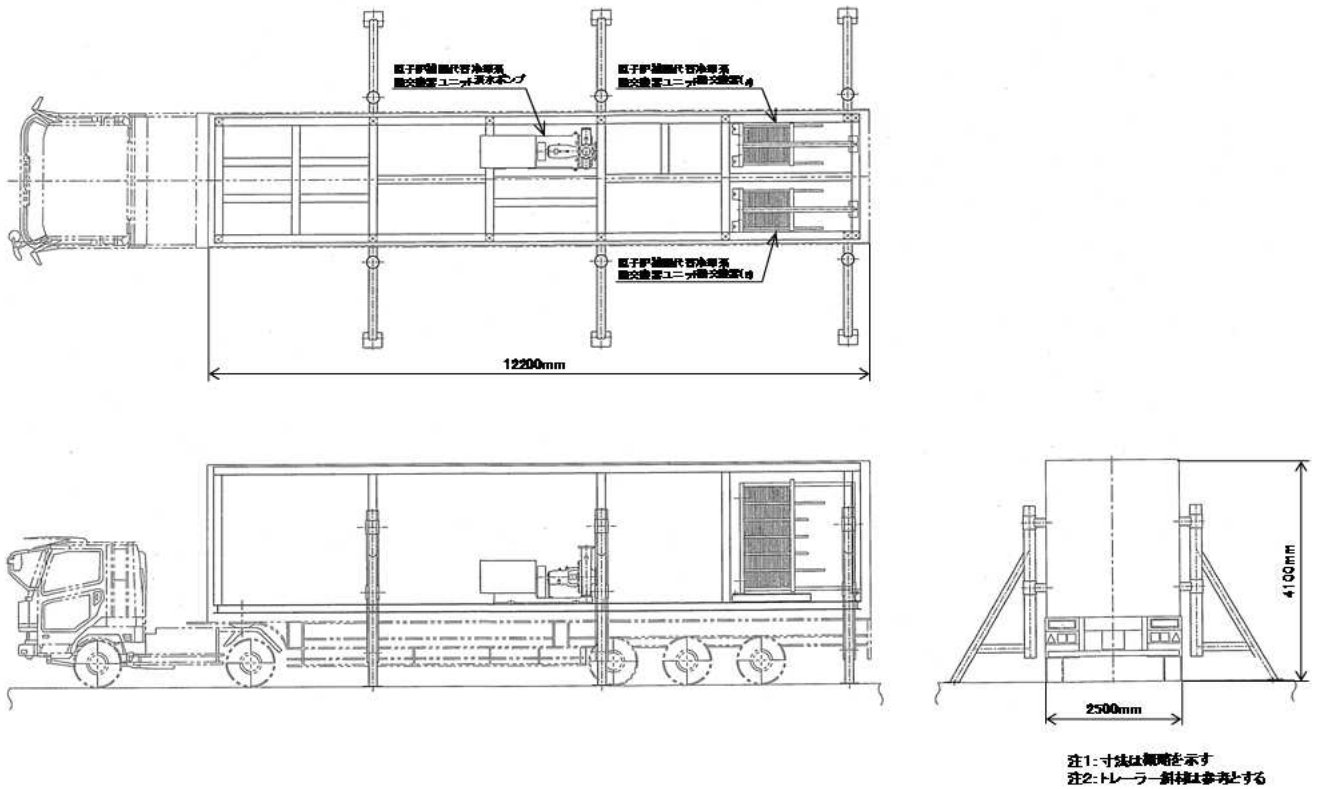
(3) 設備概要

a. 配置場所

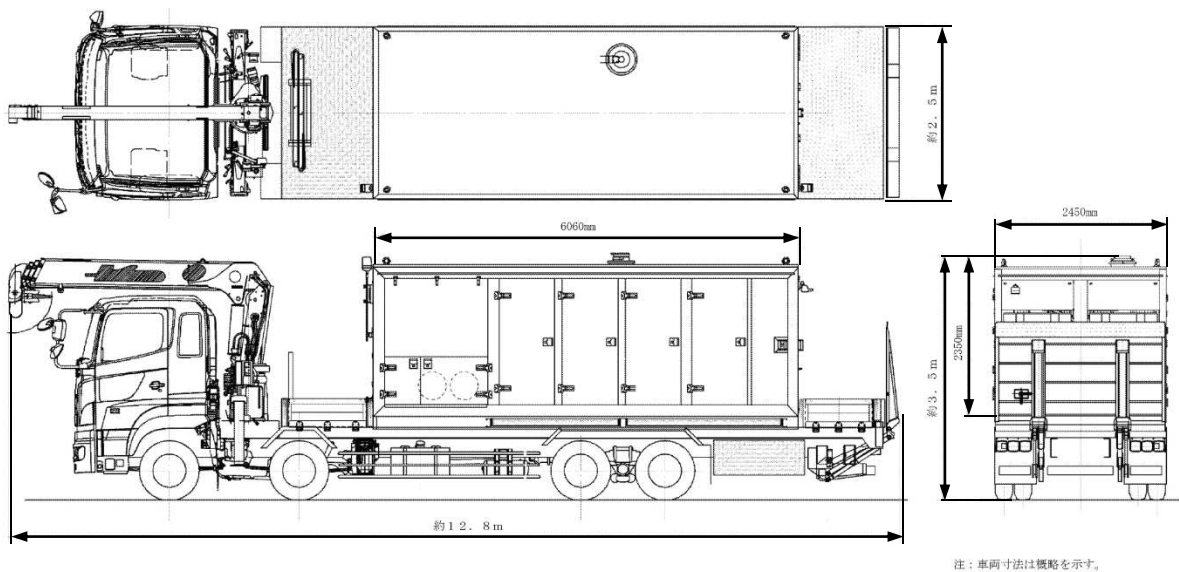
図 3-4, 3-5 参照。

b. 外形図

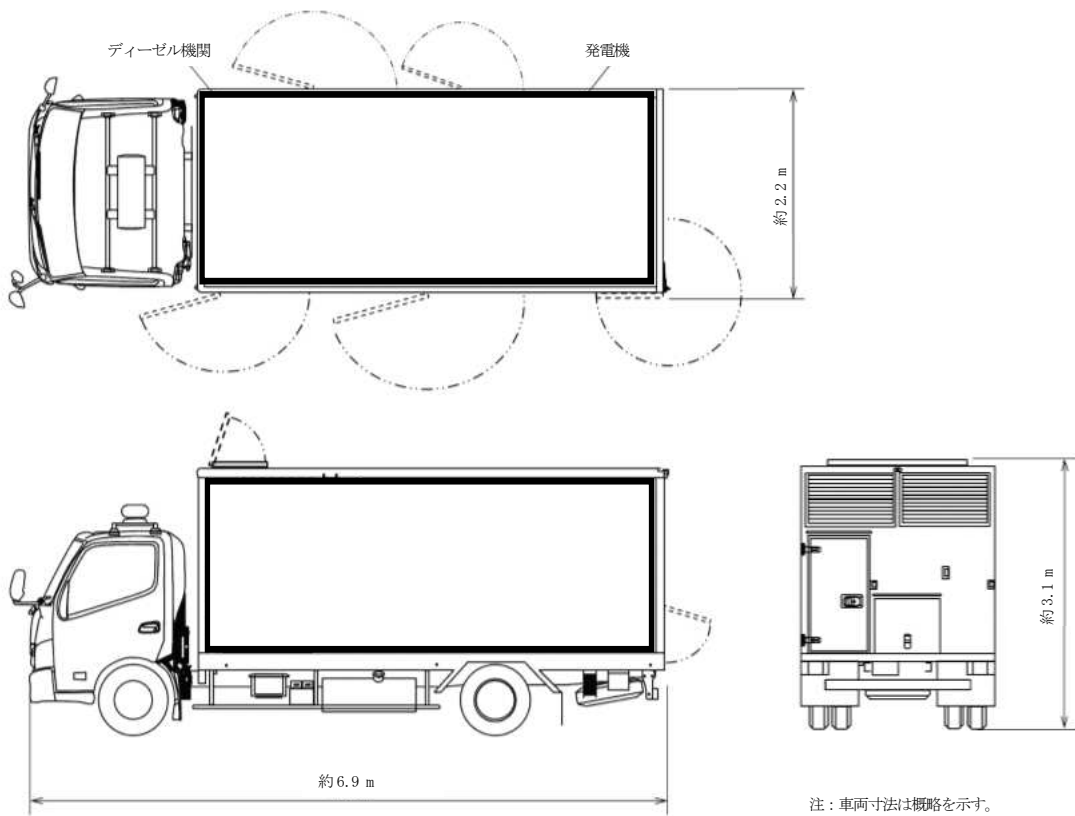
(a) 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット



(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）

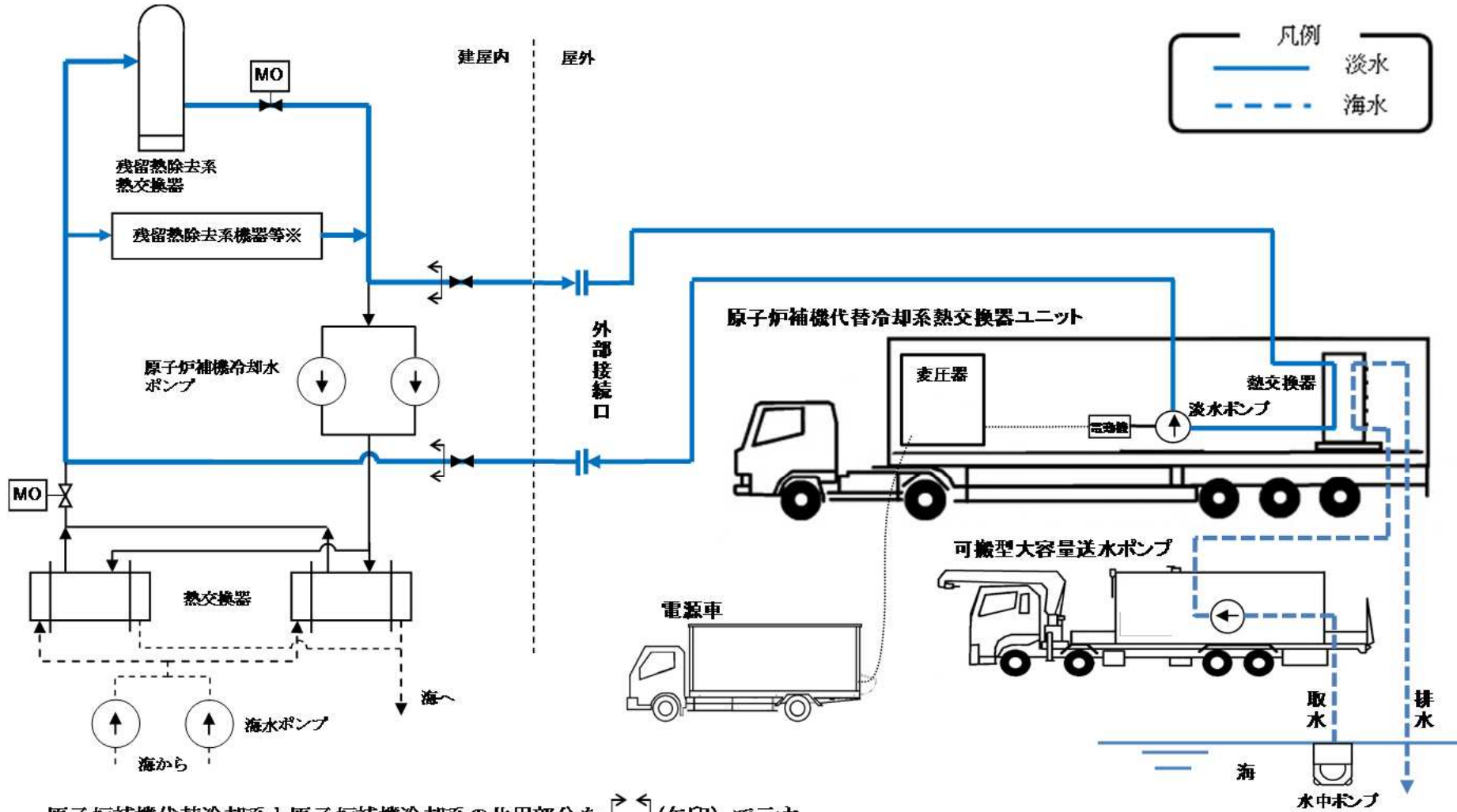


(c) 電源車 (原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット用)



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



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. 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) 概要

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度を低下させる設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を設ける。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、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、淡水貯水槽の水を残留熱除去系を経由して原子炉格納容器へスプレイする。

(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 ³ /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、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。

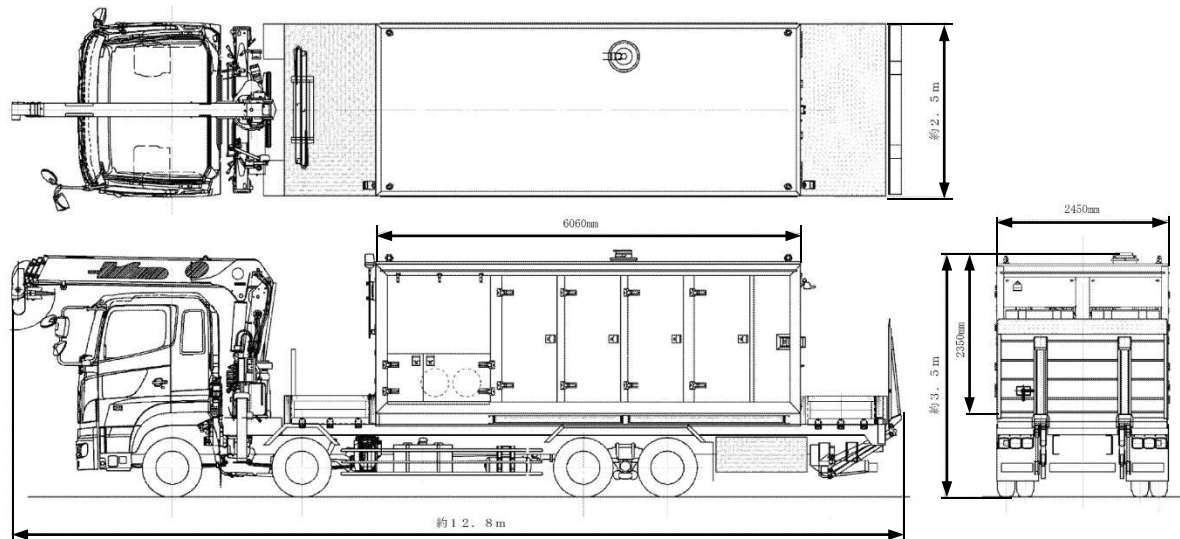
枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(3) 設備概要

a. 配置場所

図 3-2, 3-3 参照。

b. 外形図



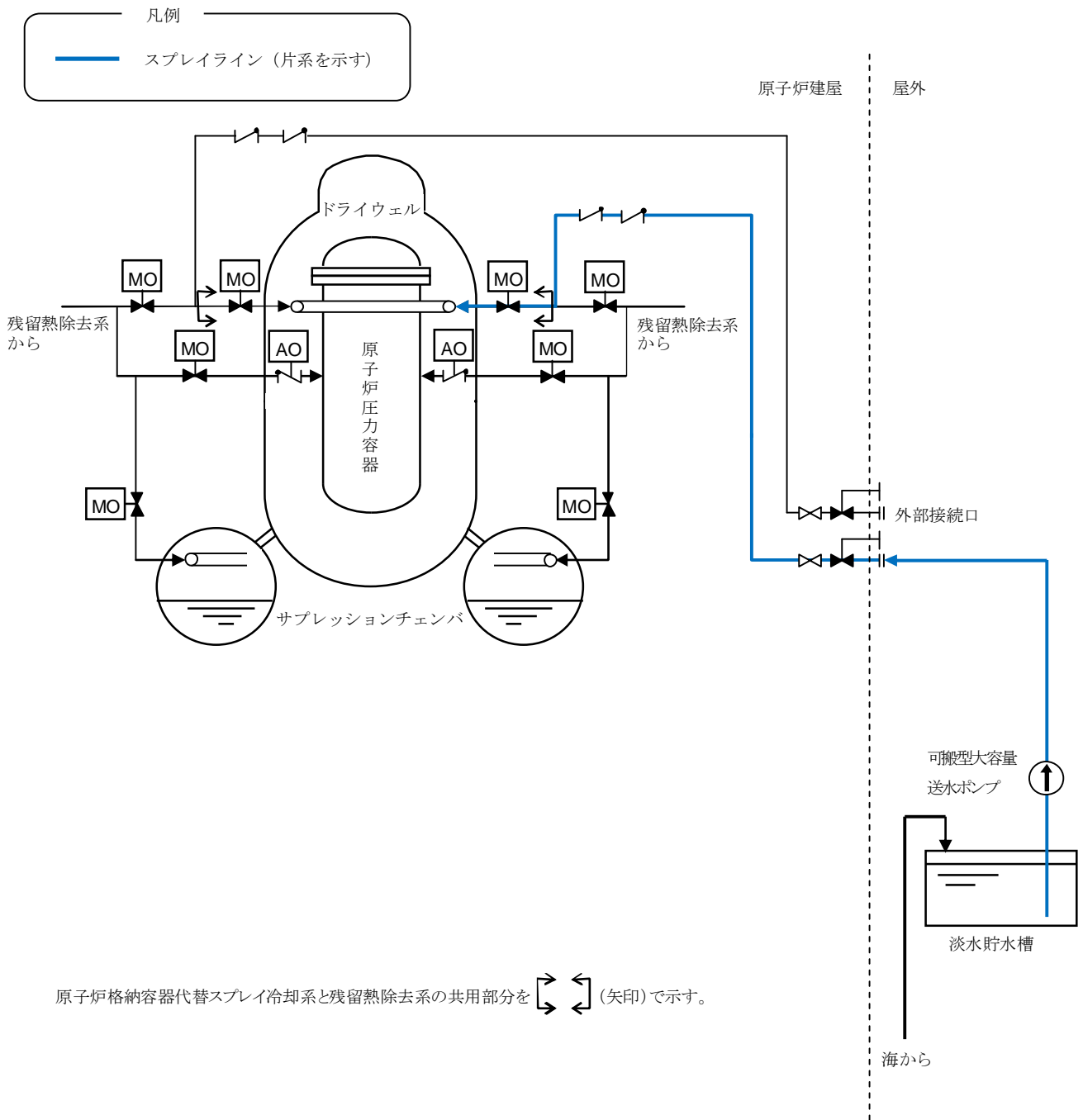
注：車両寸法は概略を示す。

c. 外観



(同型ポンプ)

d. 系統図



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) 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることにより原子炉格納容器の過圧による破損を防止する設備として、原子炉格納容器圧力逃がし装置を設ける。

原子炉格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、フィルタ装置を介して排気に含まれる放射性物質を低減させる機能を有するとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能を有する。

本システムには、電動駆動の隔離弁を設置し、原子炉格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、重大事故等に対処するための電源から給電が可能であり、さらに、隔離弁には人力により遠隔で操作する機構を設ける。

また、設計基準事故対処設備に係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、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持つ。

原子炉格納容器圧力逃がし装置の附帯設備として給水設備及び窒素ガス供給設備を設ける。

給水設備は、ベント時に、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、原子炉建屋原子炉棟外からフィルタ装置へ水の補給が可能なよう、給水配管及び外部接続口等で構成する。この外部接続口は、可搬型大容量送水ポンプ等を用いて水及び薬液の補給ができる。

窒素ガス供給設備は、原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行う。窒素ガス供給設備の詳細については、「1. 10 可搬型窒素ガス供給装置の機器仕様等について」に示す。

(2) 機器仕様

a. フィルタ装置

型 式	: たて置円筒形容器
材 質	: ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	: 約 2.6 m
高 さ	: 約 6 m
基 数	: 1 基 (3 台で構成)

b. ベンチュリスクラバ

(a) ベンチュリノズル

材 質 :
全 高 :
個 数 :

--

(b) スクラバ溶液

濃 度 :

--

c. 金属繊維フィルタ

材 質 :
サ イ ズ :
繊 維 径 :

個 数 :
総 面 積 :

--

d. 放射性よう素フィルタ

材 質 : 銀ゼオライト
充 填 量 :
ベッ ド 厚 さ :

--

e. 流量制限オリフィス

型 式 : 同心オリフィス板
材 質 :
個 数 :

--

f. 圧力開放板

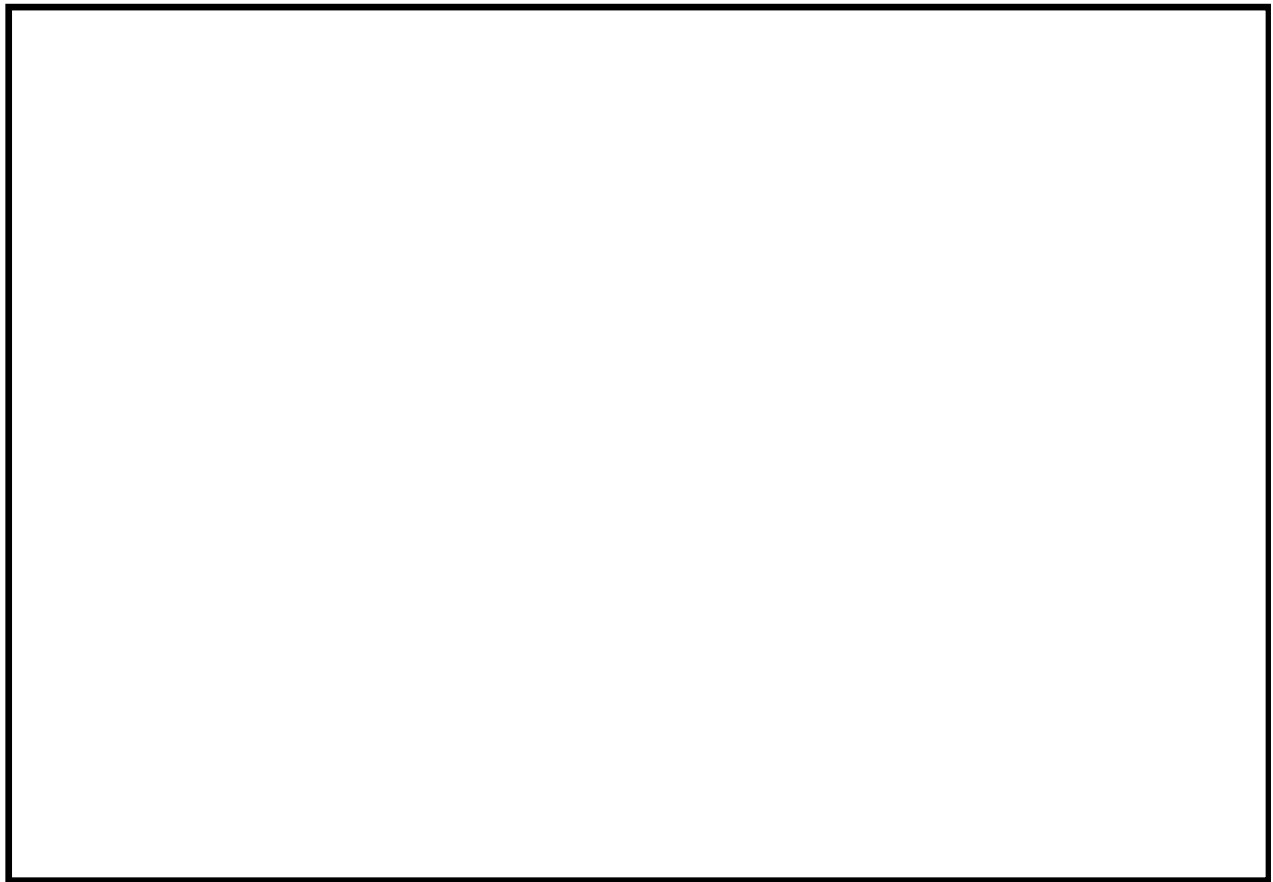
型 式 : 複合引張型ラプチャディスク
個 数 : 1 個
設定圧力 : 100kPa (差圧)
材 質 : ステンレス鋼

枠囲みの内容は商業機密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. 模式図



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。

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. 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) 概要

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を防止するための必要な電力を供給するため、所内常設蓄電式直流電源設備として、125V 蓄電池を設ける。

125V 蓄電池は、中央制御室において簡易な操作で負荷の切り離しを行うことで8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、原子炉隔離時冷却系、主蒸気逃がし安全弁、原子炉格納容器圧力逃がし装置及び高圧代替注水系等へ電力を供給する。

また、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を防止するための必要な電力を供給するため、可搬型代替直流電源設備として、125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車を設ける。

125V 代替蓄電池及び125V 代替充電器と電源車を組合せて使用することにより、24時間にわたり、原子炉隔離時冷却系、主蒸気逃がし安全弁、原子炉格納容器圧力逃がし装置及び高圧代替注水系等へ電力を供給する。

(2) 機器仕様

a. 125V 蓄電池（所内常設蓄電式直流電源）

種類	:	制御弁式据置鉛蓄電池
容量	:	A系 8000 Ah, B系 6000 Ah（現行容量はA系,B系とも 4000 Ah）
電圧	:	125 V
個数	:	2 組
取付箇所	:	A系 制御建屋 <input data-bbox="753 1234 1251 1341" type="text"/>
	:	B系 制御建屋 <input data-bbox="753 1234 1251 1341" type="text"/>

b. 125V 代替蓄電池（可搬型代替直流電源）

種類	:	制御弁式据置鉛蓄電池
容量	:	2000 Ah
電圧	:	125 V
個数	:	1 組
取付箇所	:	制御建屋 <input data-bbox="670 1621 767 1682" type="text"/>

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. 125V 蓄電池 (所内常設蓄電式直流電源)

(a) 設置場所

制御建屋



制御建屋

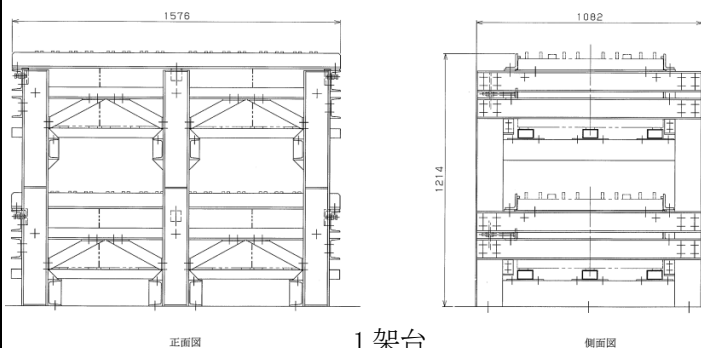


(b) 外形図

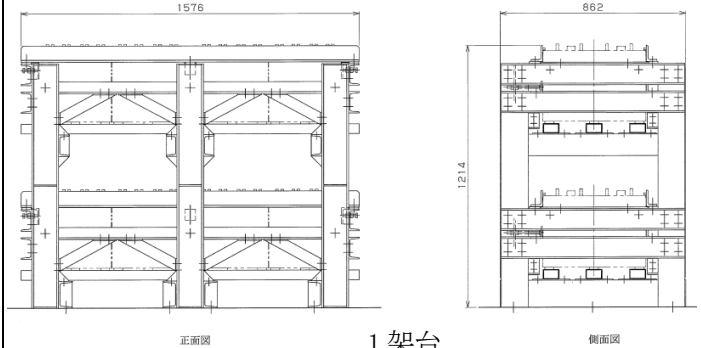
①125V 蓄電池 2A (3000Ah×2 並列)
16 架台 (蓄電池 120 個)

②125V 蓄電池 2B (3000Ah×2 並列)
15 架台 (蓄電池 120 個)

③125V 蓄電池 2A (2000Ah×1 並列)
8 架台 (蓄電池 60 個)



1 架台
(蓄電池 8 個収納可能)

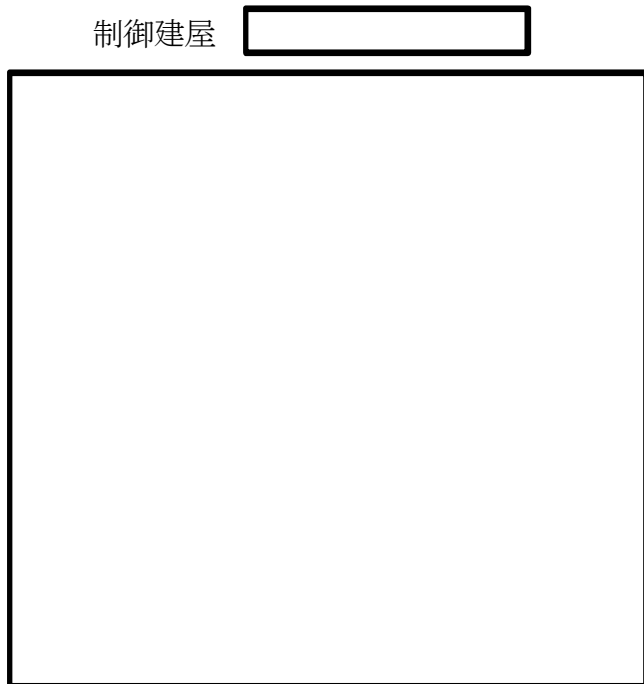


1 架台
(蓄電池 8 個収納可能)

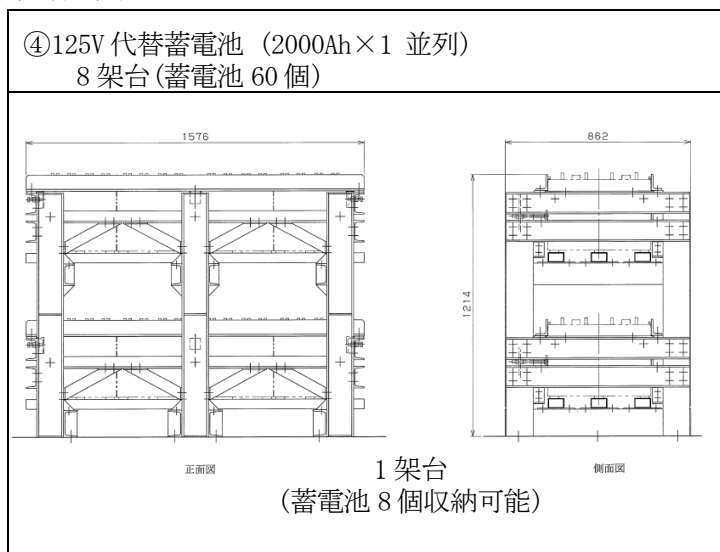
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 125V 代替蓄電池 (可搬型代替直流電源)

(a) 設置場所

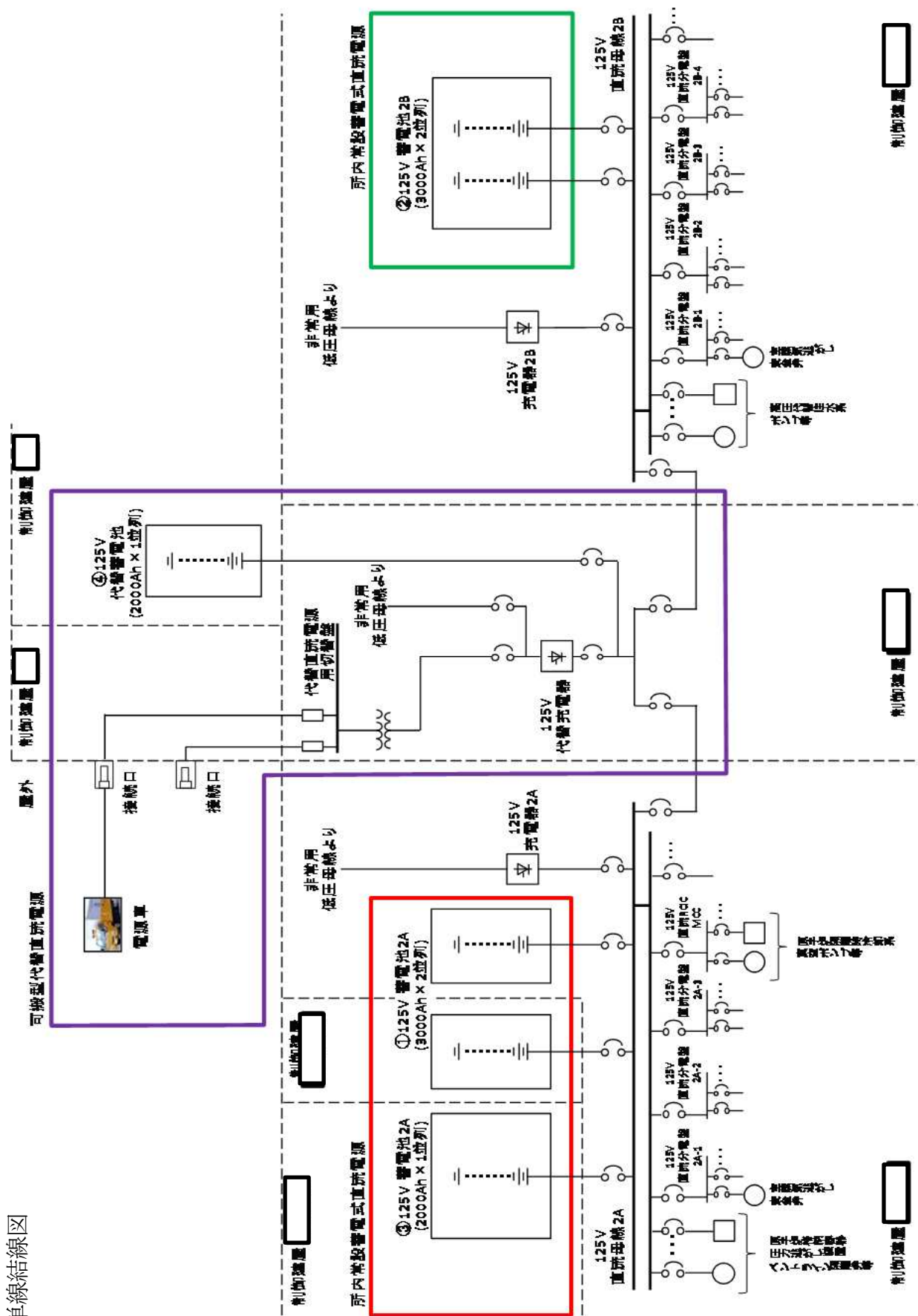


(b) 外形図



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 単線結線図



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 9 代替自動減圧機能の概要について

(1) 概要

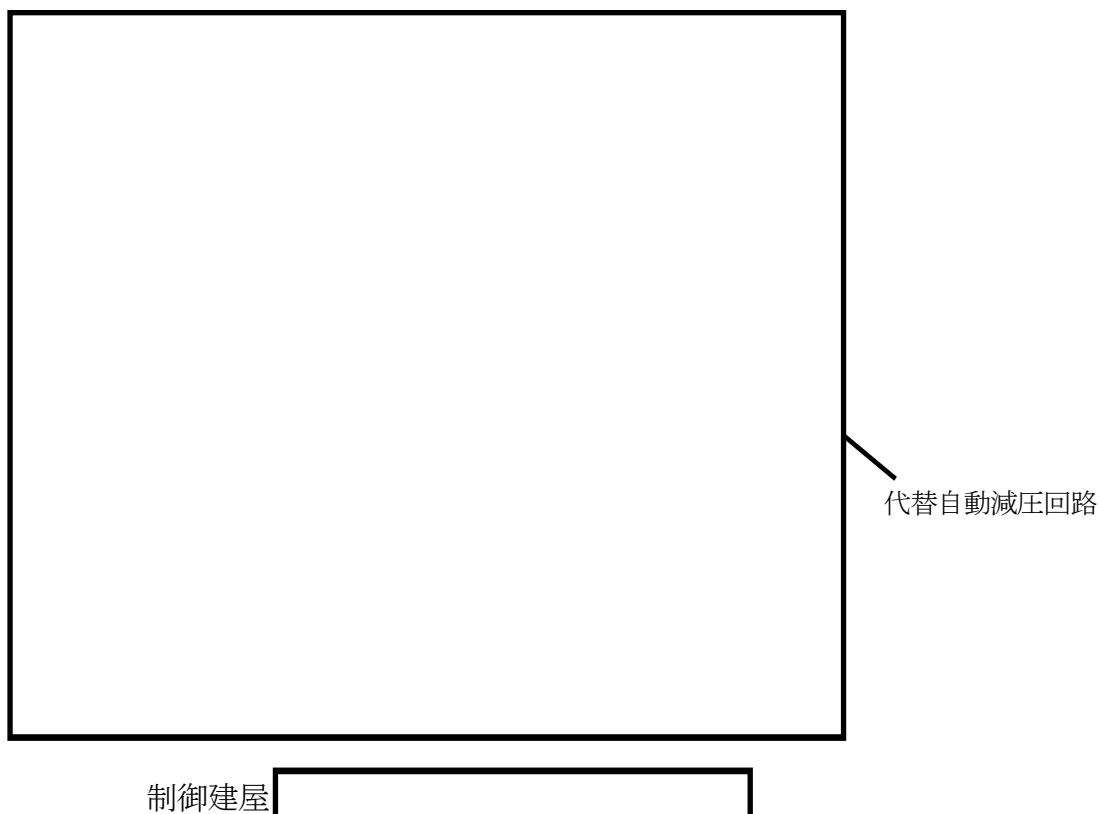
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能による原子炉の減圧が行われない場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧機能を設ける。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低及び低圧非常用炉心冷却系のポンプ運転の場合に、逃がし安全弁2弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる機能を有する。

(2) 代替自動減圧機能の作動信号

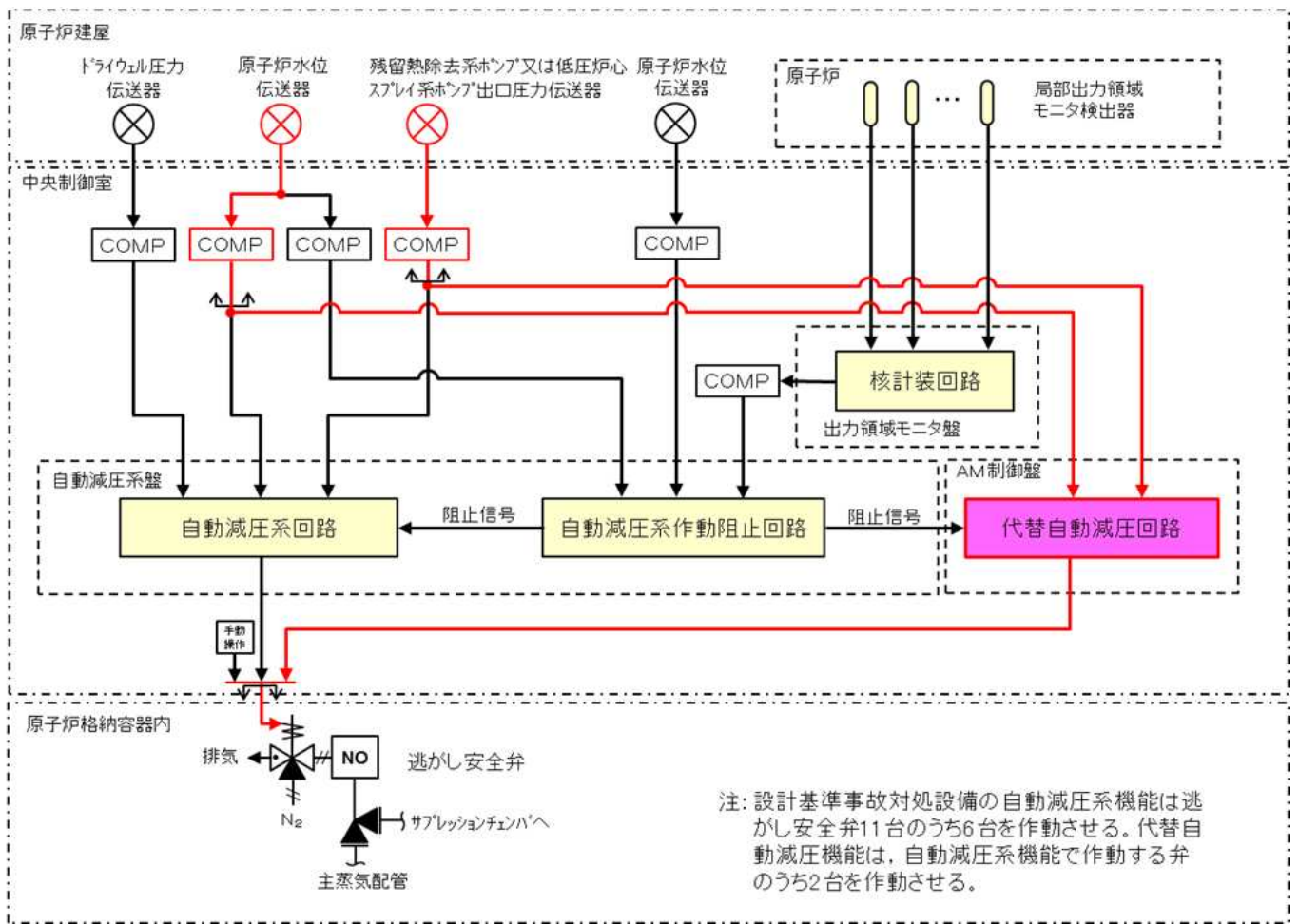
作動に要する信号の種類	: 原子炉水位低
検出器の種類	: 差圧検出器
検出器の個数	: 4
作動に要する信号数	: 2
作動設定値	: レベル1 (原子炉圧力容器零レベルより 947cm 上)
作動信号	: 逃がし安全弁作動
その他	: 低圧注水系ポンプ (残留熱除去系ポンプ) 又は低圧炉心スプレ イ系ポンプ運転中のみ作動信号が発信される

(3) 代替自動減圧回路の設置場所



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成

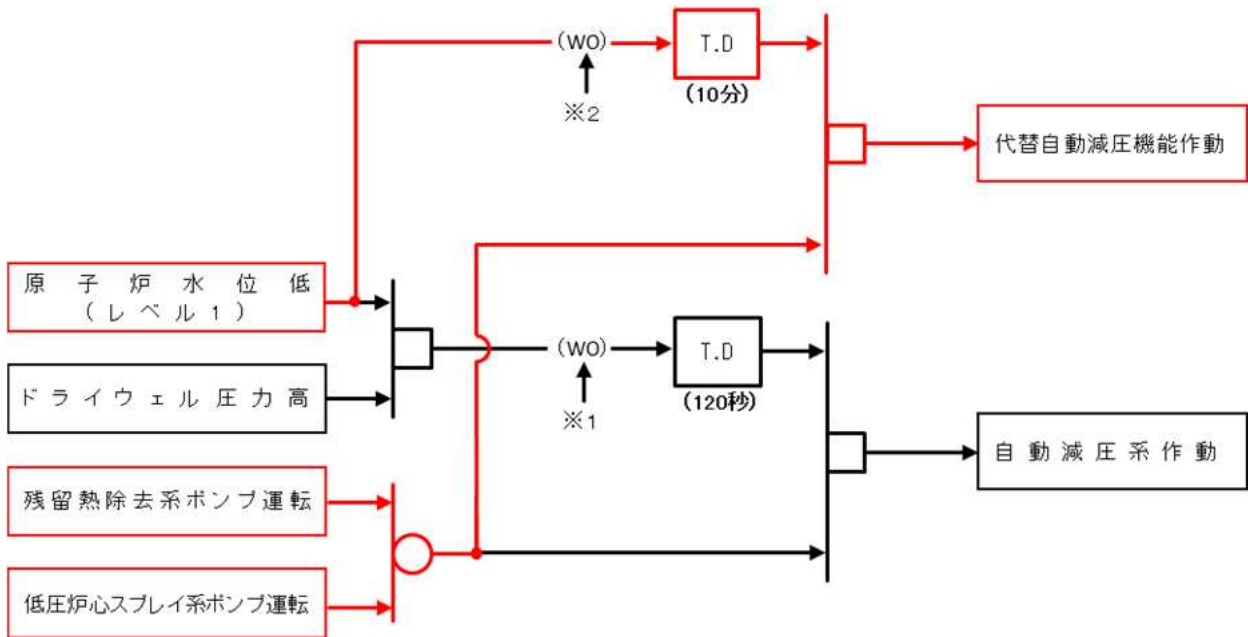


代替自動減圧機能と自動減圧系機能の共用部分を (矢印) で示す。

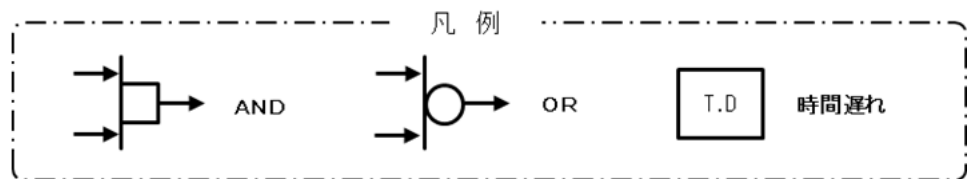
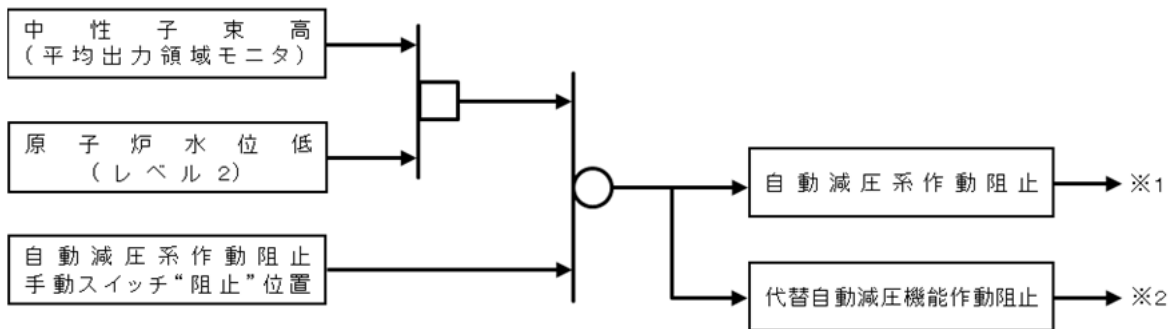


(5) 論理回路

(自動減圧系回路)



(自動減圧系作動阻止回路)



1. 10 可搬型窒素ガス供給装置の機器仕様等について

(1) 概要

原子炉格納容器内及び原子炉格納容器圧力逃がし装置内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合に、雰囲気ガスを不活性化し水素爆発を防止する設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋原子炉棟外の外部接続口から原子炉格納容器内及び原子炉格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置内へ窒素ガスを供給する。また、全交流動力電源喪失した場合でも装置内に発電機を搭載し、窒素ガスの供給が可能である。

(2) 機器仕様

a. 可搬型窒素ガス供給装置

種類	: 圧力変動吸着方式
容量	: 約 220 m ³ /h(normal)
純度	: 99.0 vol%以上 (不活性ガス)
供給圧力	: 427 kPa[gage]
個数	: 2台 (うち1台は予備)
取付箇所	: <input type="text"/> *

* 取付箇所の () は使用場所を示す。

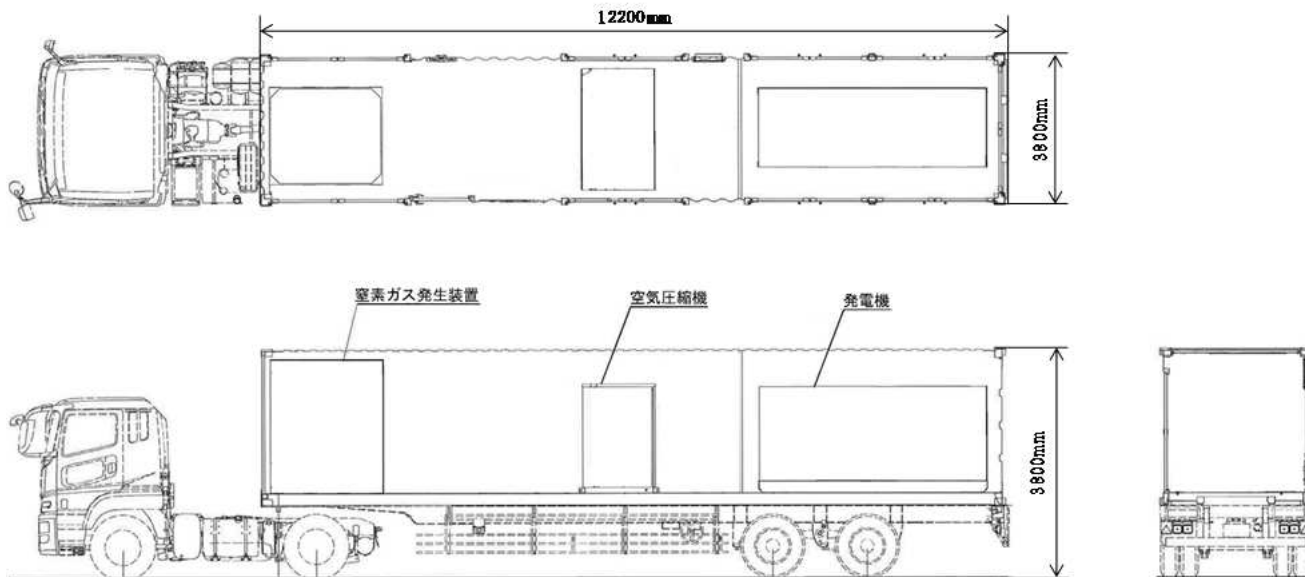
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3)設備概要

a. 配置場所

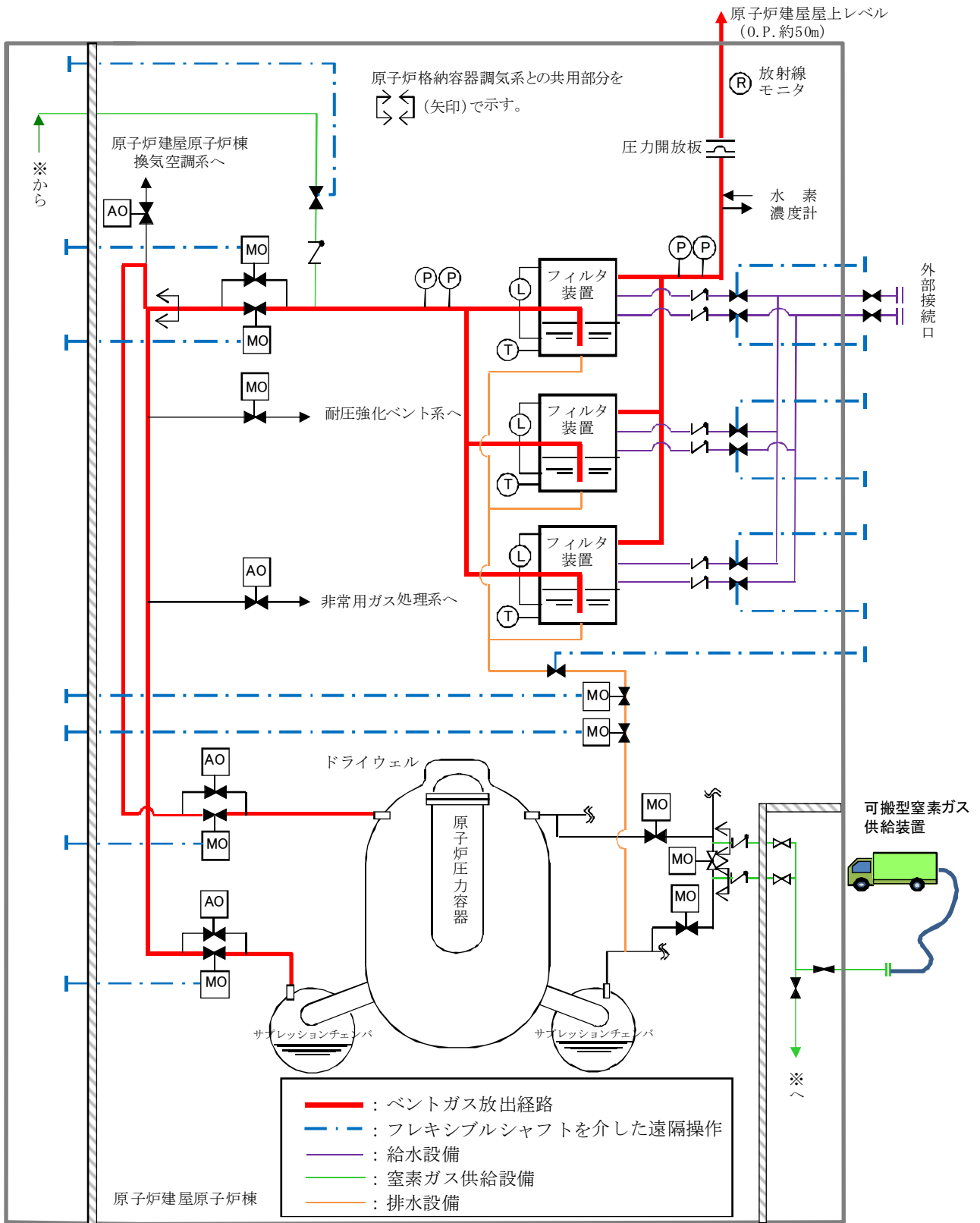
図 3-6 参照。

b. 外形図



注:寸法は概略を示す。

c. 系統図



原子炉建屋

1.1.1 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) 概要

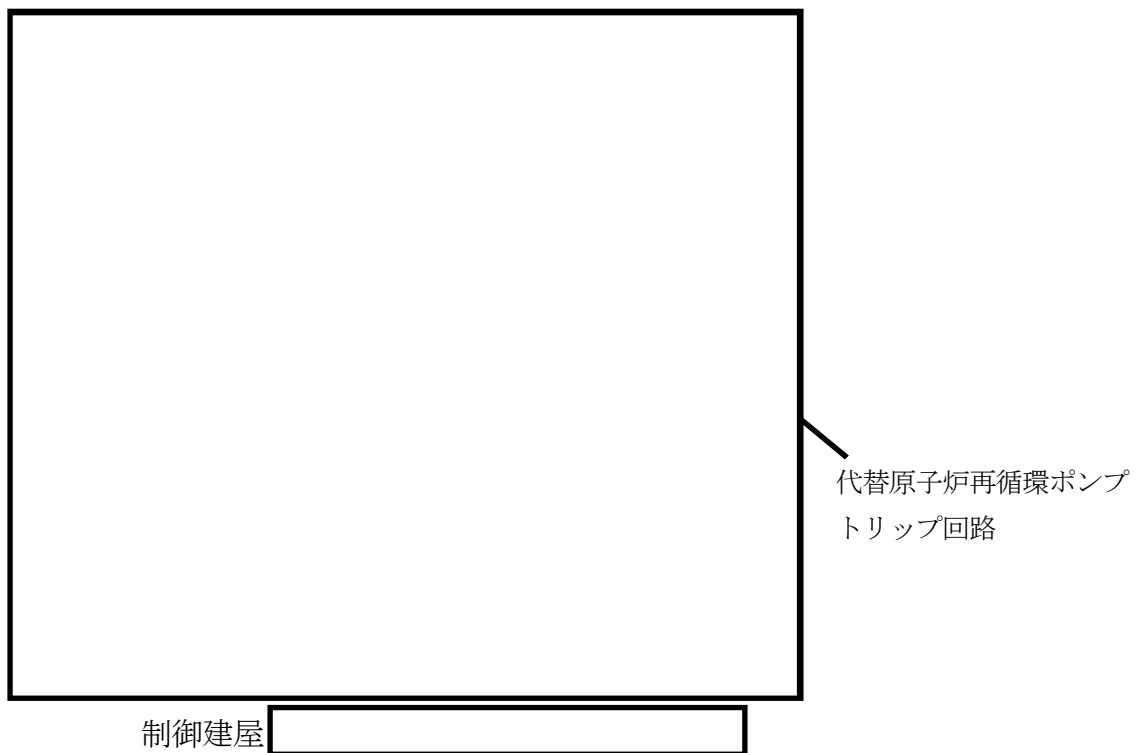
原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、原子炉出力を制御するため、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能を設ける。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低の信号により原子炉再循環ポンプを停止させる機能を有する。

(2) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動信号

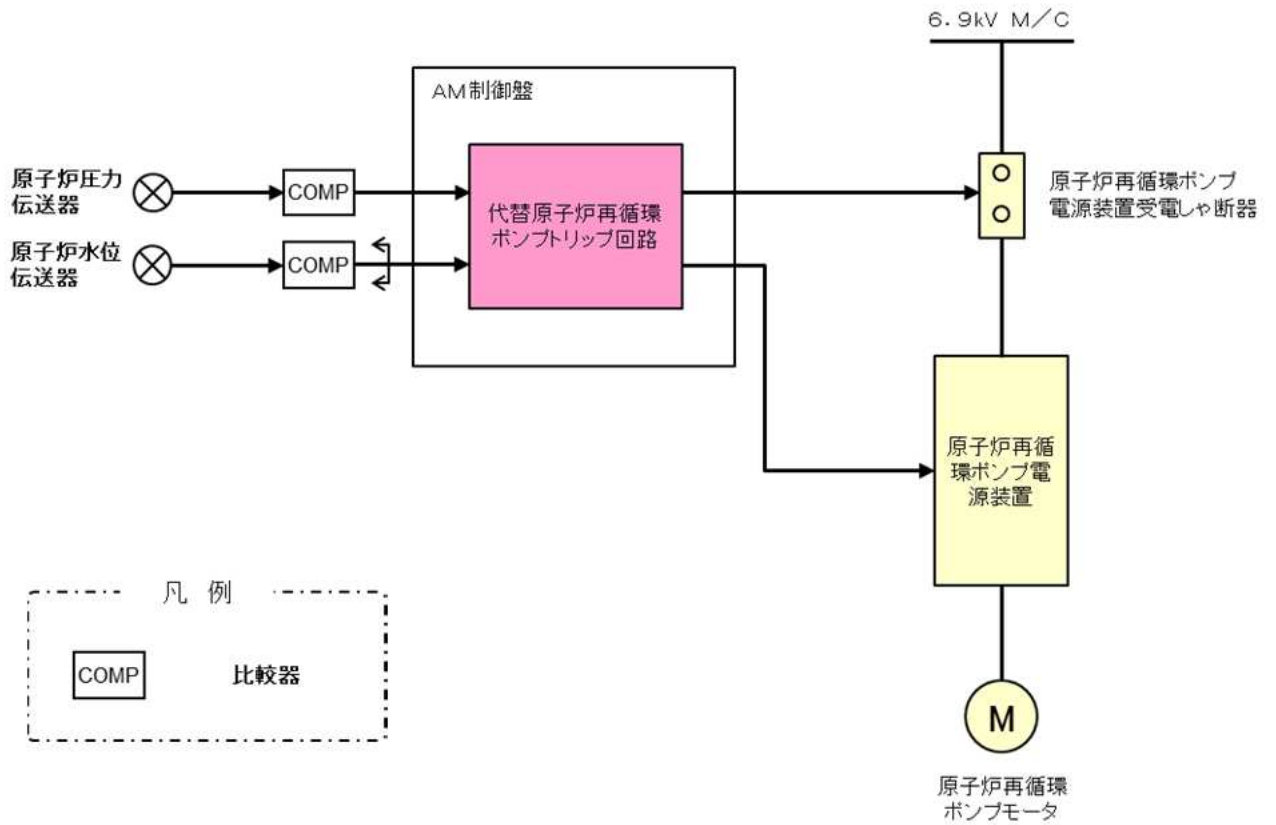
作動に要する信号の種類	： 原子炉圧力高又は原子炉水位低	
検出器の種類	： 圧力検出器, 差圧検出器	
検出器の個数	： 圧力検出器	4
	： 差圧検出器	4
作動に要する信号数	： 原子炉圧力高	2
	： 原子炉水位低	2
作動設定値	： 原子炉圧力高	7.345 MPa[gage]
	： 原子炉水位低	レベル2 (原子炉圧力容器零レベルより1216cm上)

(3) 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路の設置場所



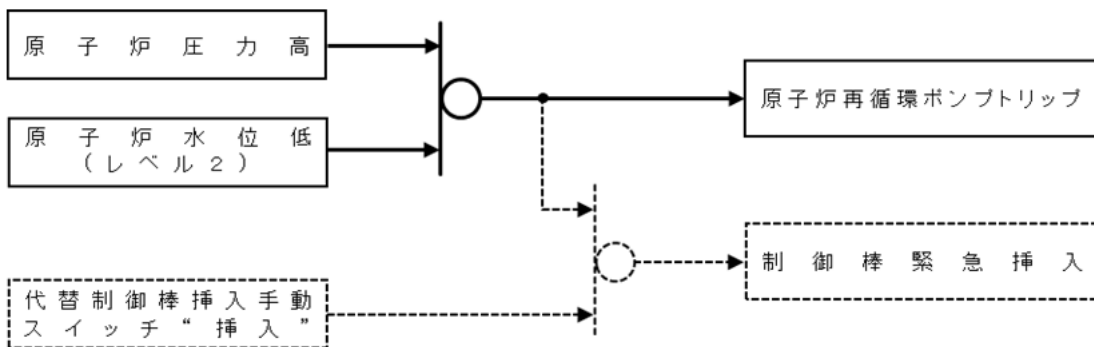
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成



代替原子炉再循環ポンプトリップ機能と他系統との共用部分を (矢印) で示す。

(5) 論理回路



※ 代替制御棒挿入回路と代替原子炉再循環ポンプトリップ回路は同じ回路であり、条件成立により、制御棒緊急挿入信号及び原子炉再循環ポンプトリップ信号が発信される。

1.1.2 代替制御棒挿入機能の概要について

(1) 概要

原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、原子炉を未臨界に移行するため、代替制御棒挿入機能を設ける。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低の信号により全制御棒を挿入させる機能を有する。

(2) 代替制御棒挿入機能の作動信号

作動に要する信号の種類 : 原子炉圧力高又は原子炉水位低

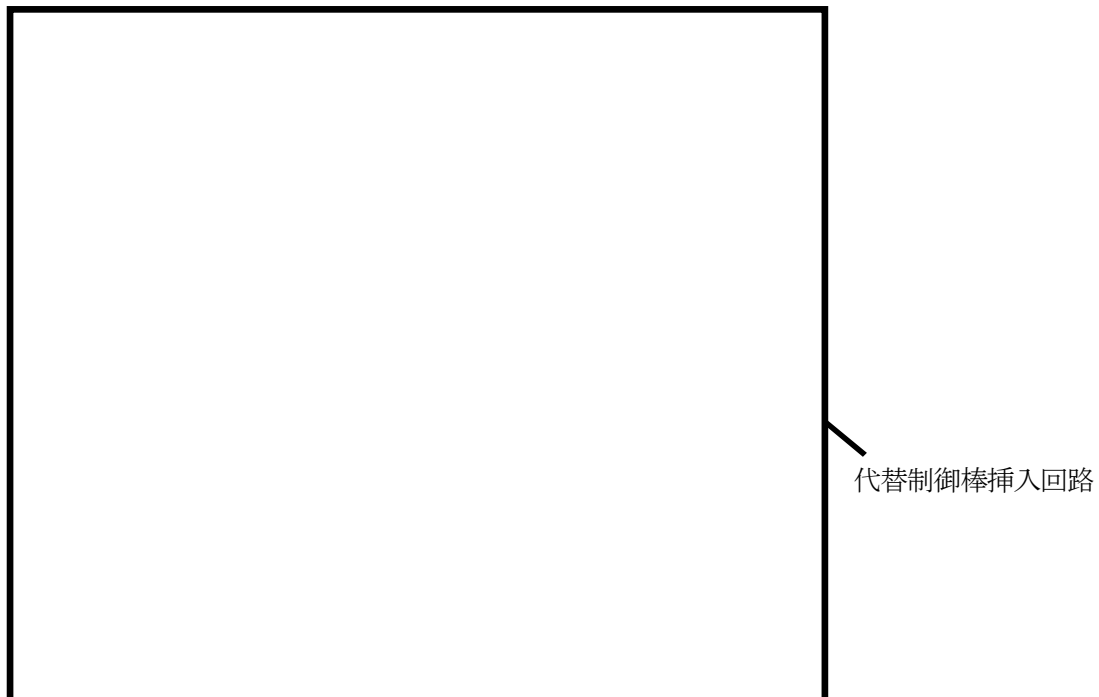
検出器の種類 : 圧力検出器
差圧検出器

検出器の個数 : 圧力検出器 4
差圧検出器 4

作動に要する信号数 : 原子炉圧力高 2
原子炉水位低 2

作動設定値 : 原子炉圧力高 7.345 MPa[gage]
原子炉水位低 レベル2 (原子炉圧力容器零レベルより 1216cm 上)

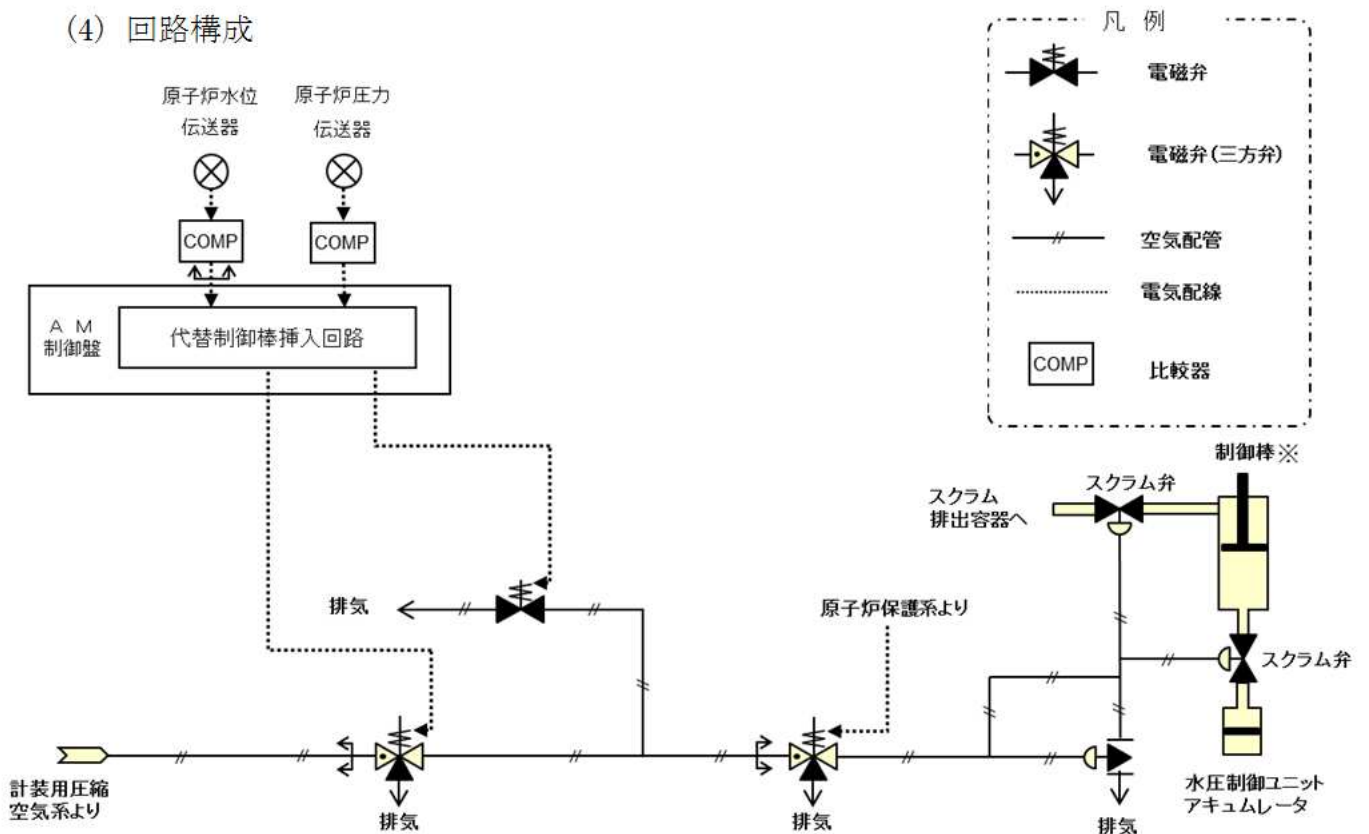
(3) 代替制御棒挿入回路の設置場所



制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

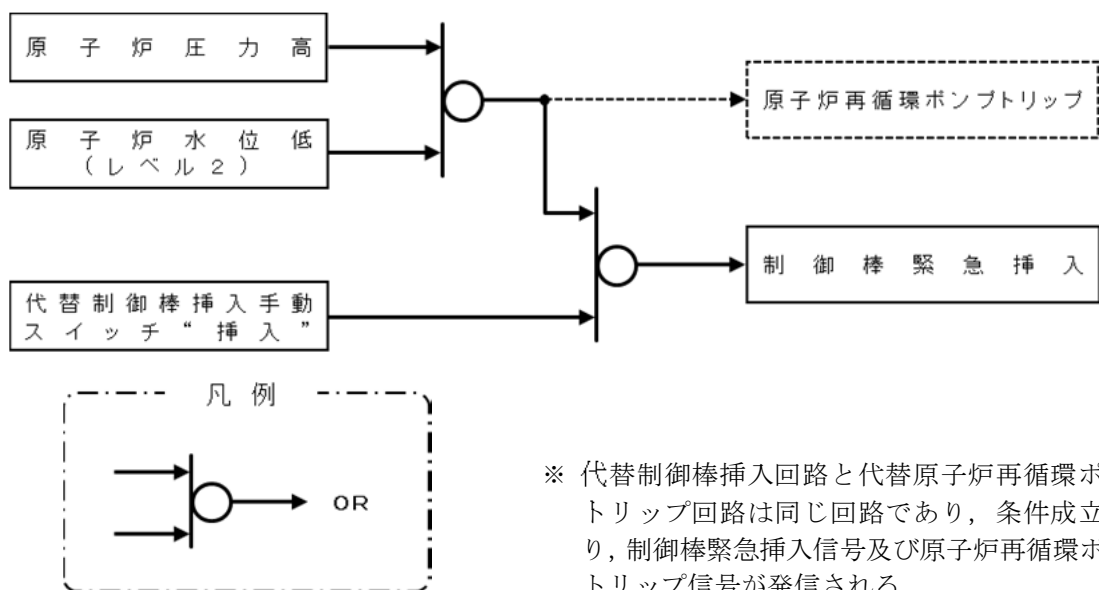
(4) 回路構成



代替制御棒挿入機能と他系統との共用部分を (矢印) で示す。

※代替制御棒挿入回路による電磁弁の励磁から25秒以内に全制御棒が全挿入される。

(5) 論理回路



※ 代替制御棒挿入回路と代替原子炉再循環ポンプトリップ回路は同じ回路であり、条件成立により、制御棒緊急挿入信号及び原子炉再循環ポンプトリップ信号が発信される。

1.1.3 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) 概要

制御棒挿入機能及び代替制御棒挿入機能が喪失し、原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧機能が作動することにより、原子炉への注水に伴う急激な出力上昇が生じる。この急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するため、自動減圧系作動阻止機能を設ける。

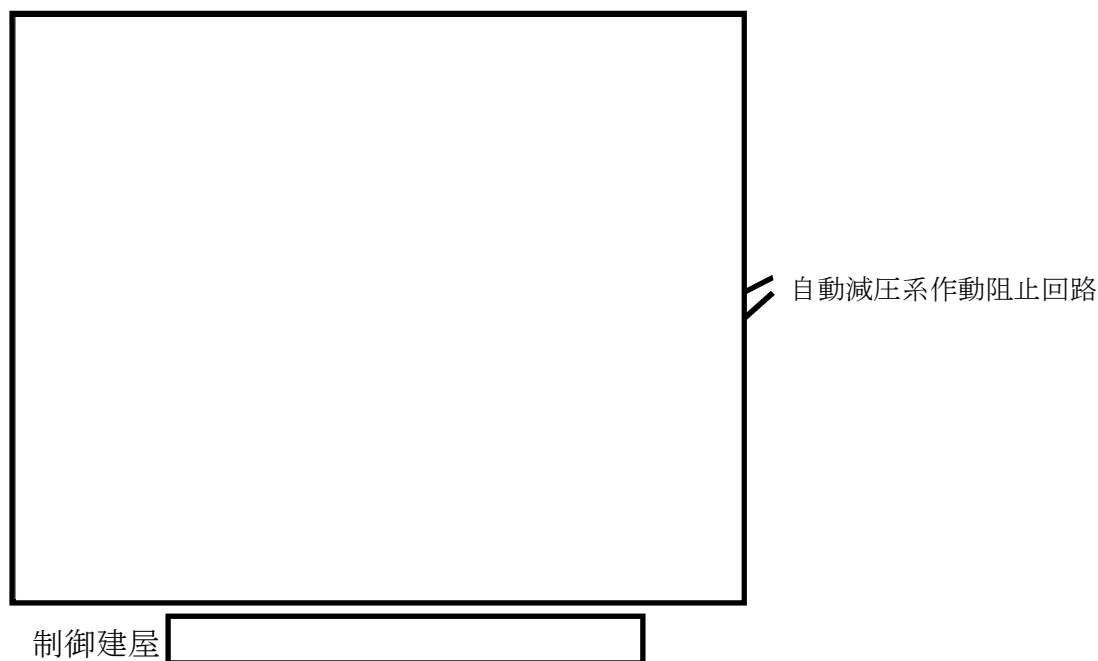
自動減圧系作動阻止機能は、中性子束高及び原子炉水位低の信号により自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止できる機能を有する。

(2) 自動減圧系作動阻止機能の作動信号

作動に要する信号の種類	： 原子炉水位低及び中性子束高		
検出器の種類	： 差圧検出器，核分裂電離箱		
検出器の個数	： 差圧検出器	6	
	核分裂電離箱	6	
作動に要する信号数	： 原子炉水位低	4	
	中性子束高	4	
作動設定値	： 原子炉水位低	レベル 2 (原子炉圧力容器零レベルより 1216cm 上)	
	中性子束高	10 % [*]	

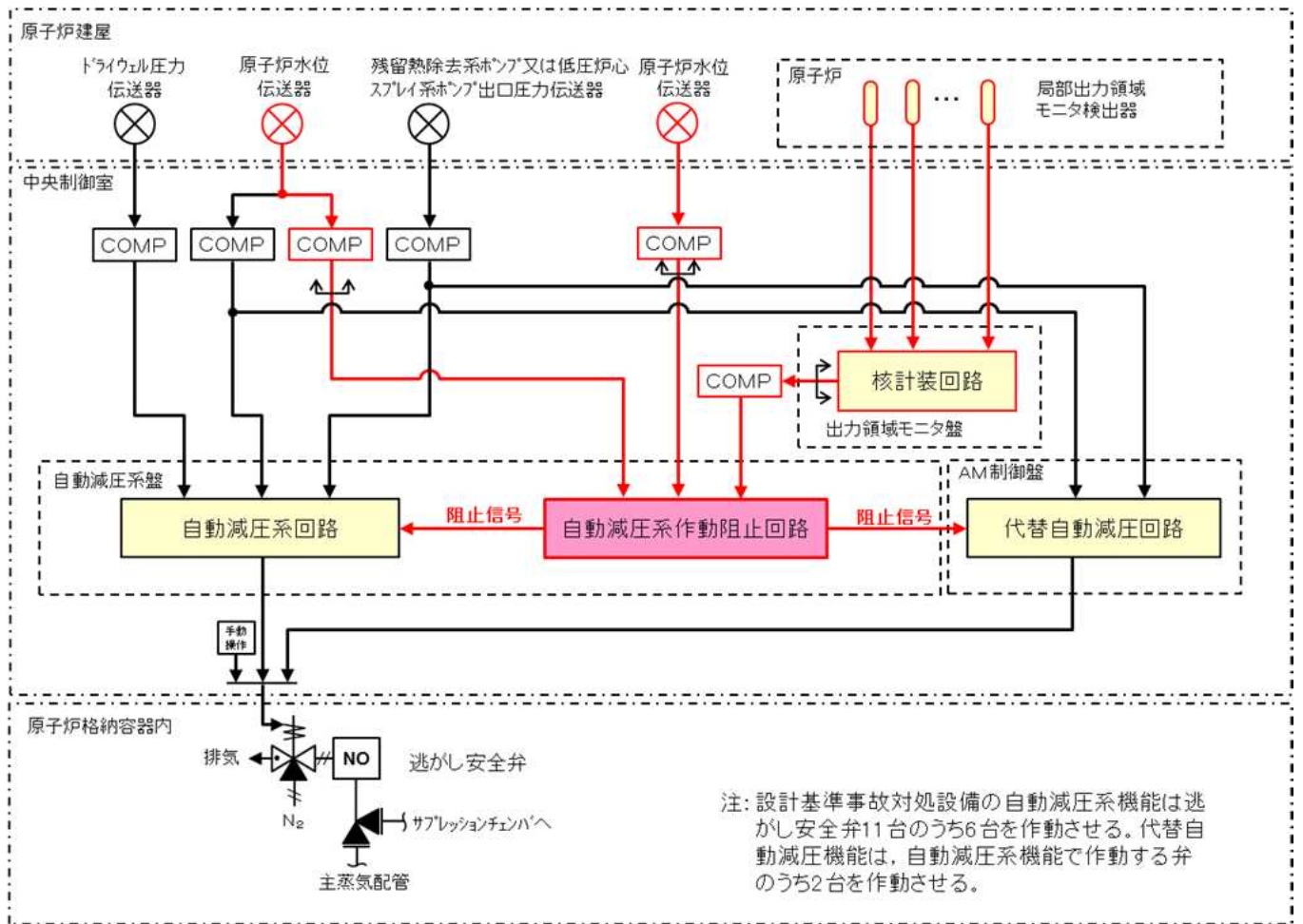
※定格出力時の値に対する比率で示す。

(3) 自動減圧系作動阻止回路の設置場所



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成

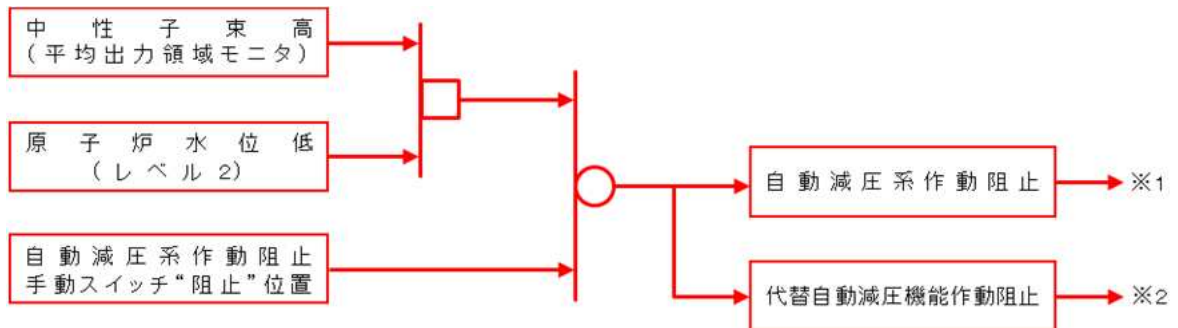


自動減圧系作動阻止機能と他系統との共用部分を (矢印) で示す。

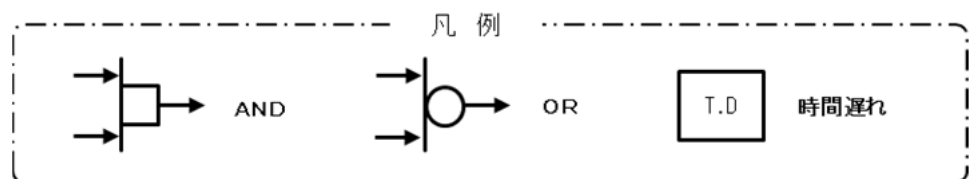
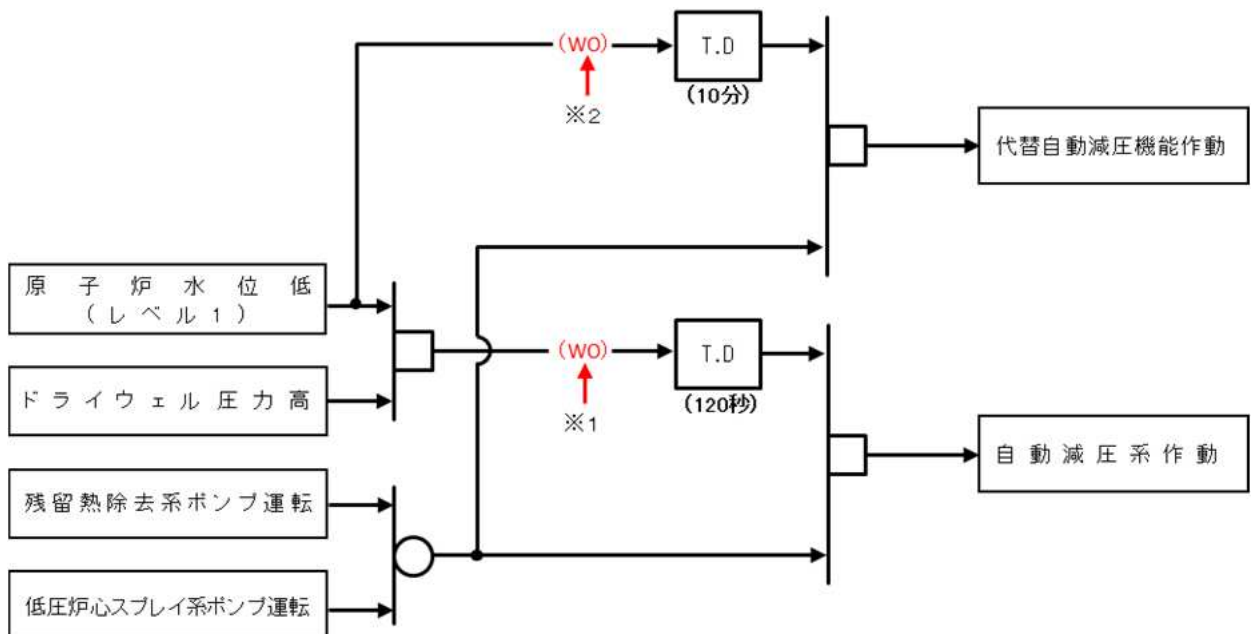


(5) 論理回路

(自動減圧系作動阻止回路)



(自動減圧系回路及び代替自動減圧回路)



1. 1 4 ほう酸水注入系の機器仕様等について

(1) 概要

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、原子炉を未臨界にするために、設計基準事故対処設備であるほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系ポンプ等で構成し、中性子吸収材として、五ほう酸ナトリウム溶液を使用し、単独で定格出力運転中の原子炉を十分臨界未満に維持できる。

(2) 機器仕様

a. ほう酸水注入系貯蔵タンク

種 類 : たて置円筒形
容 量 : 18.6 m³
個 数 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋

b. ほう酸水注入系ポンプ

(a) ポンプ

種 類 : 往復式
定格容量 : 163 l/min/個
吐出圧力 : 8.4 MPa (86 kg/cm²) [gage]
個 数 : 2 台 (うち 1 台は予備)
取付箇所 : 原子炉建屋

(b) 原動機

種 類 : 誘導電動機
出 力 : 37 kW/個
個 数 : 2 台 (うち 1 台は予備)
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

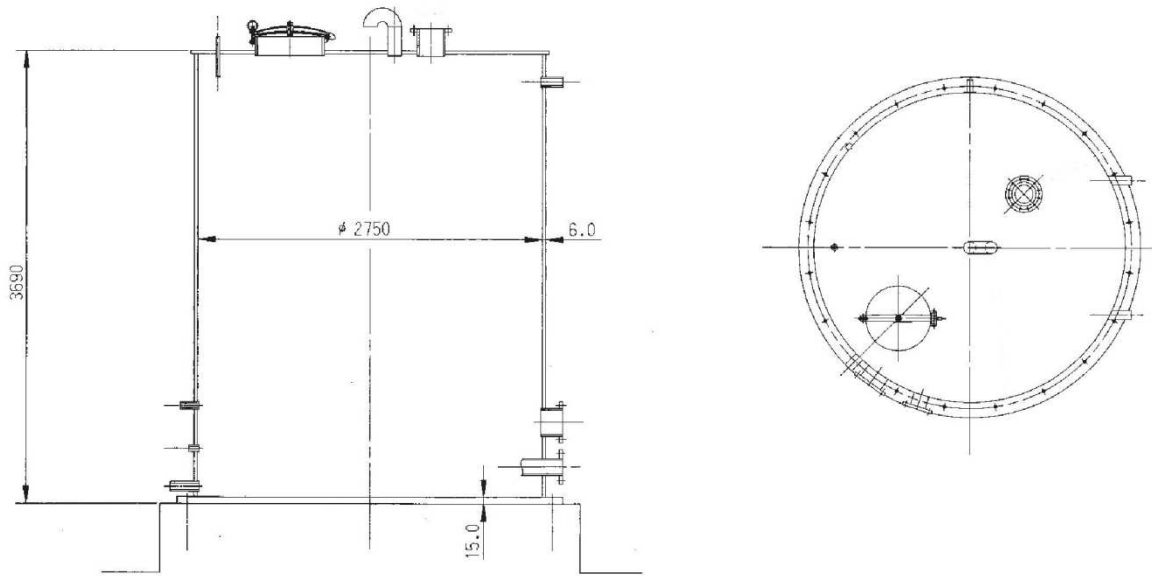


ほう酸水注入系貯蔵タンク

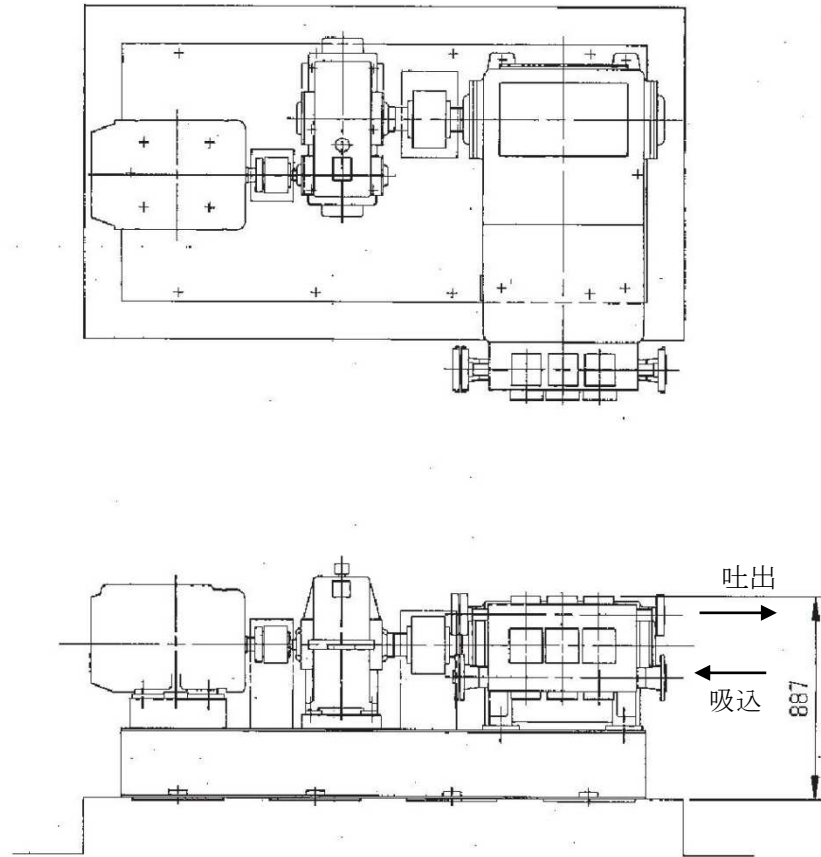
ほう酸水注入系ポンプ

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



ほう酸水注入系貯蔵タンク外形図



ほう酸水注入系ポンプ外形図

c. 外観

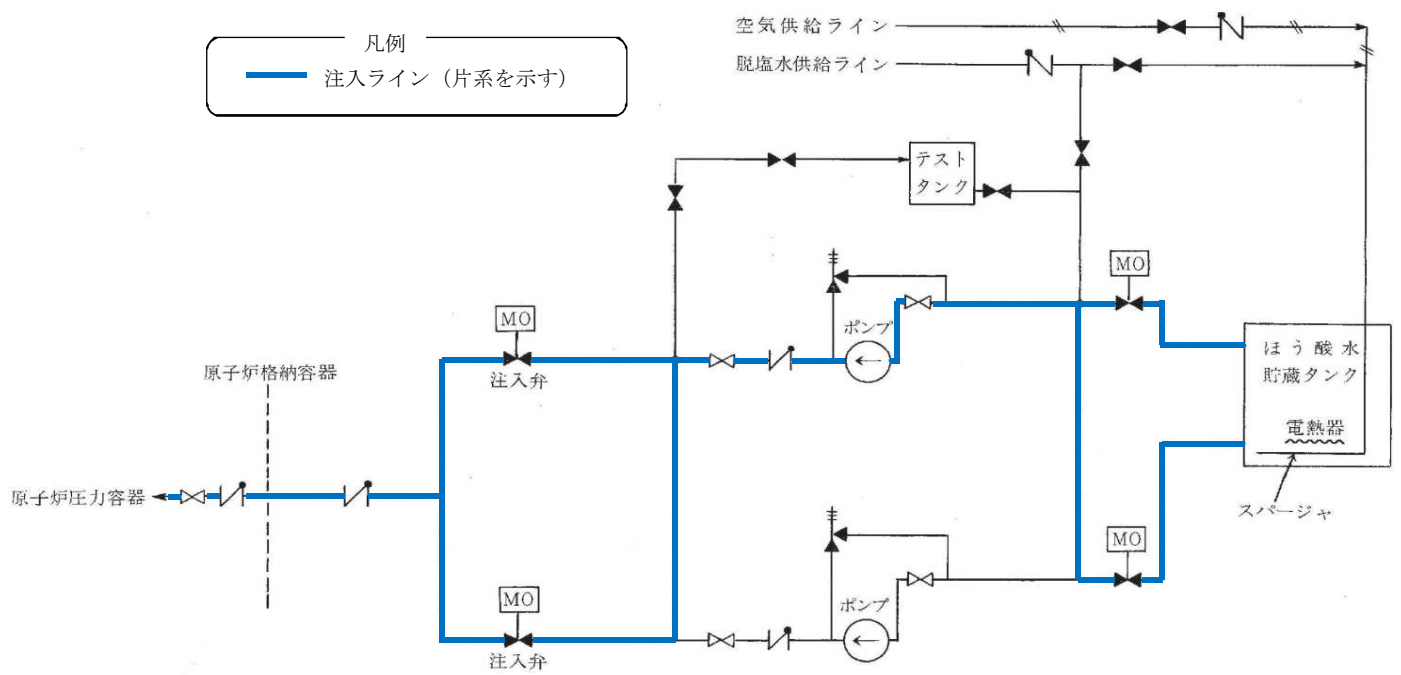


ほう酸水注入系貯蔵タンク外観



ほう酸水注入系ポンプ外観

d. 系統図



1. 1 5 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) 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉ウェルへ注水し格納容器頂部を冷却することにより、格納容器頂部の破損を防止し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制する設備として、原子炉格納容器頂部注水系を設ける。

原子炉格納容器頂部注水系（常設）は、燃料プール補給水ポンプ等で構成し、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燃料プール冷却浄化系を経由して原子炉ウェルへ注水する。

(2) 機器仕様

a. 燃料プール補給水ポンプ

(a) ポンプ

種 類 : うず巻形
容 量 : 30 以上 (30 (公称値)) m³/h
揚 程 : 45 以上 (50 (公称値)) m
個 数 : 1 台
取付箇所 : 原子炉建屋

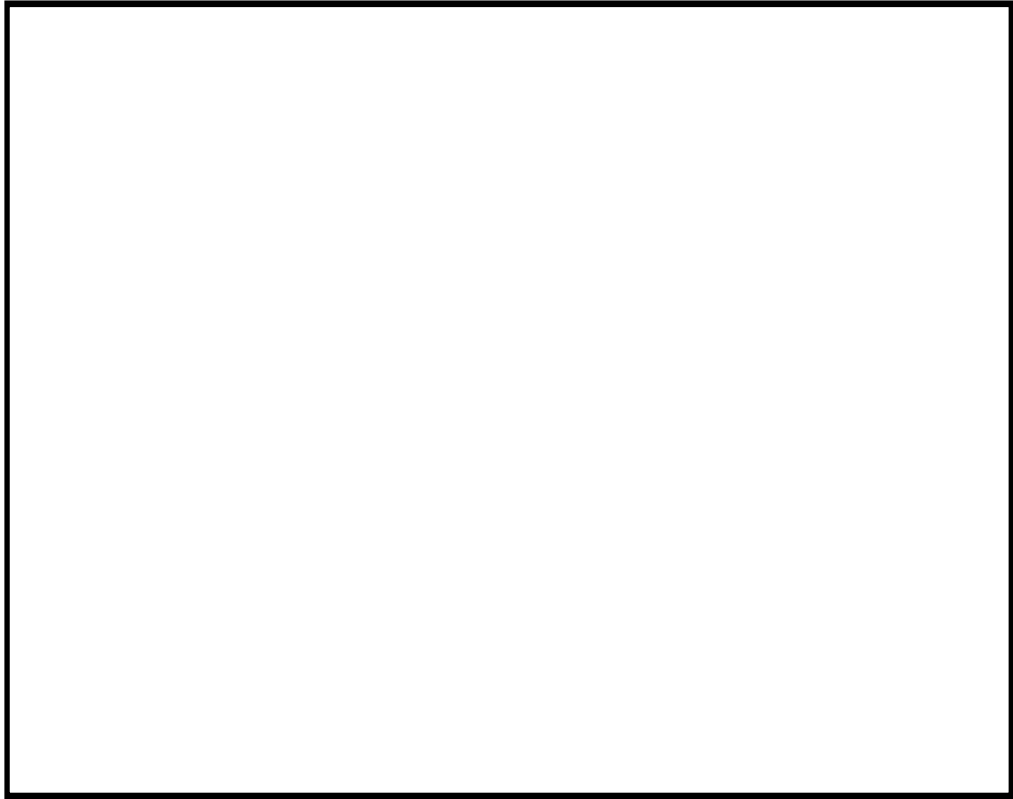
(b) 原動機

種 類 : 誘導電動機
出 力 : 11 (公称値) kW
個 数 : 1 台
取付箇所 : 原子炉建屋

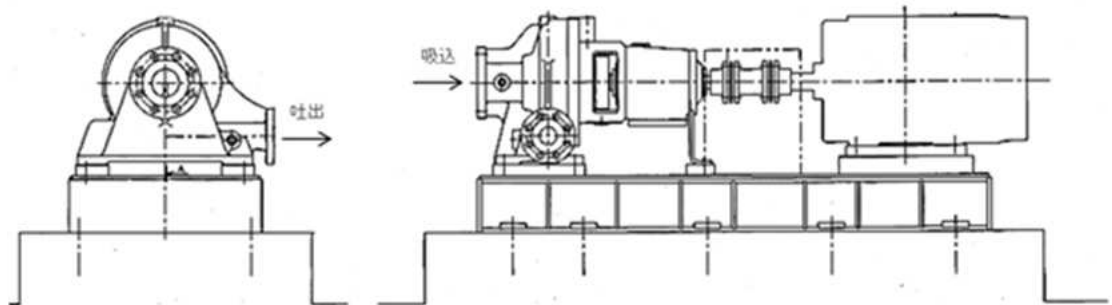
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (3) 設備概要
a. 配置場所

原子炉建屋



- b. 外形図

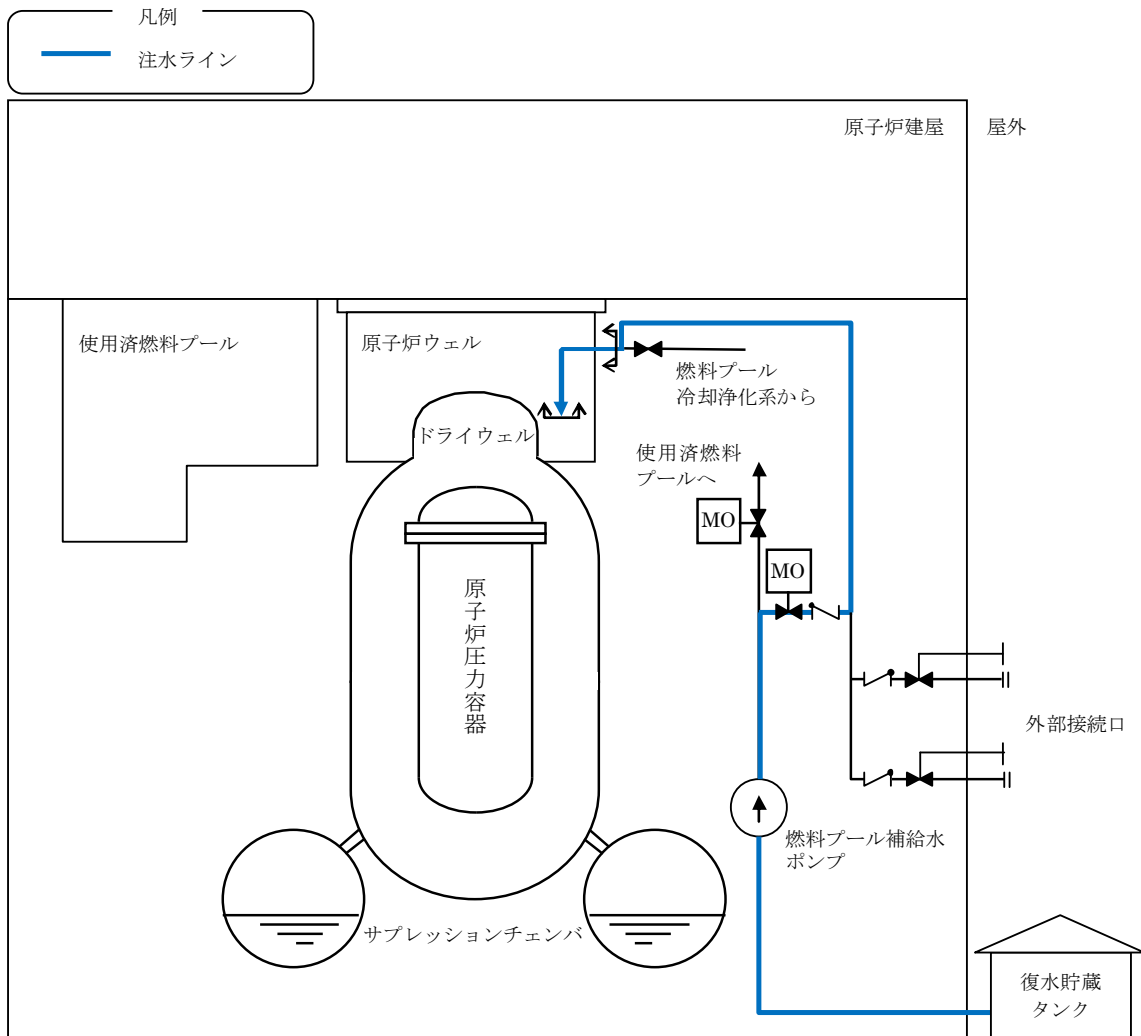




枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 外観



d. 系統図



原子炉格納容器頂部注水系(常設)と燃料プール冷却浄化系の共用部分を   (矢印)で示す。

1. 1 6 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) 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する設備として、原子炉格納容器下部注水系を設ける。

原子炉格納容器下部注水系（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原子炉格納容器下部注水配管を經由して格納容器下部へ注水する。

(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 ³ /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 <input type="text"/>

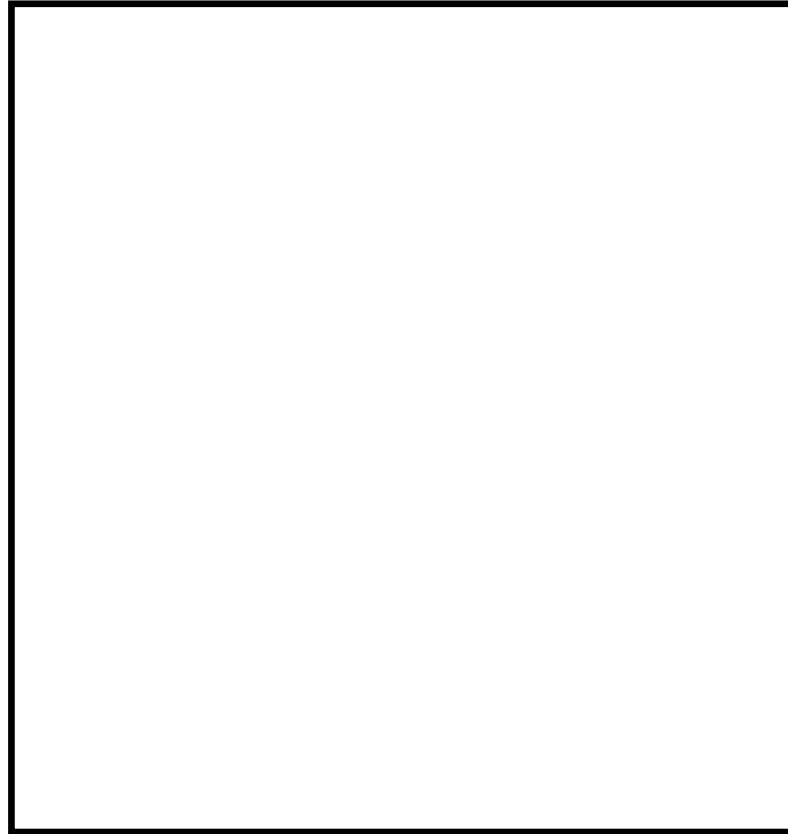
(b) 原動機

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 <input type="text"/>

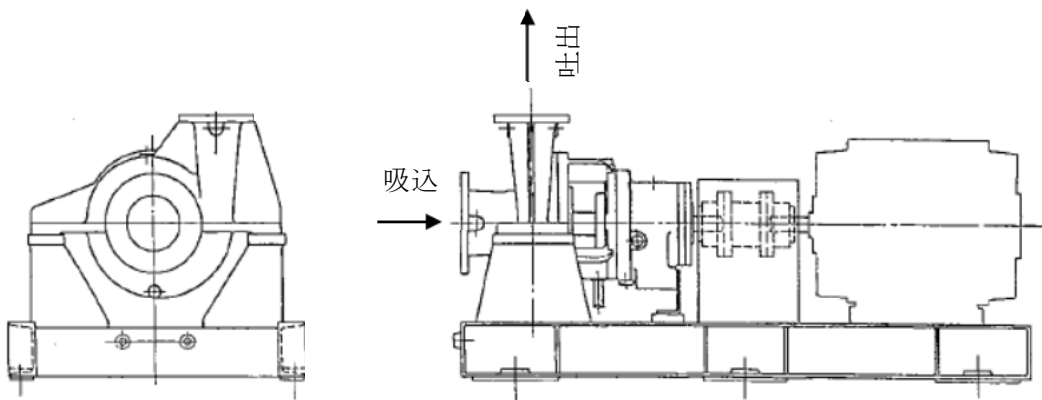
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (3) 設備概要
a. 配置場所

原子炉建屋



- b. 外形図

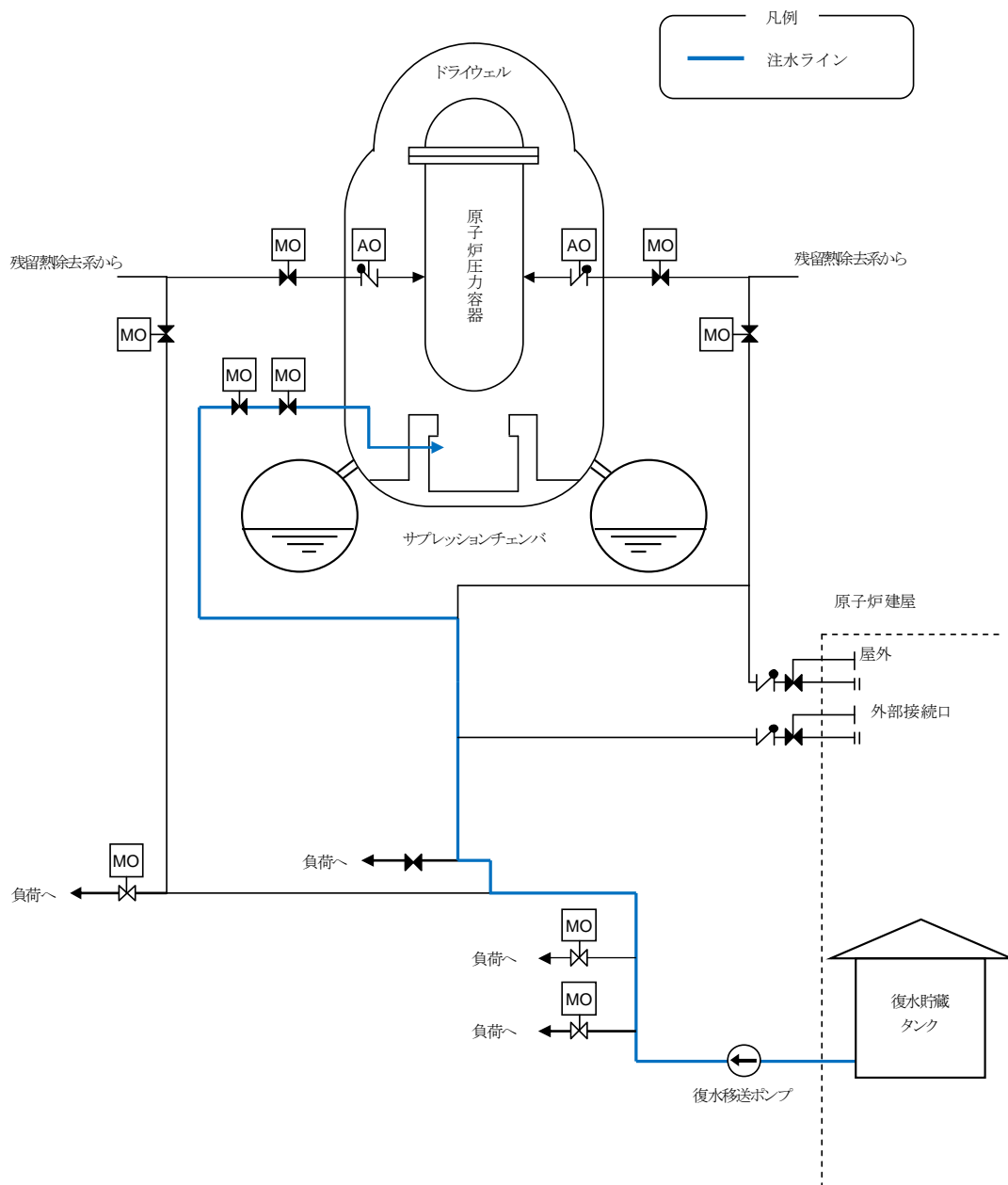


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 外観



d. 系統図



1. 1 7 中央制御室退避所の概要について

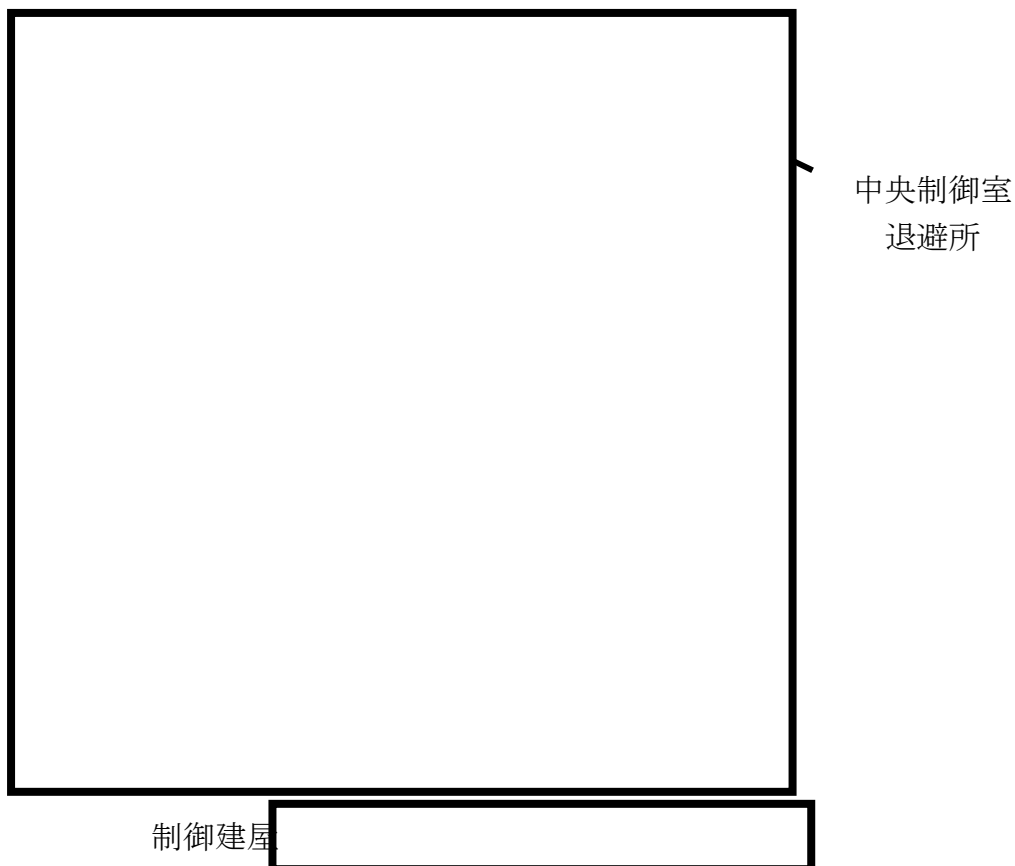
(1) 概要

中央制御室退避所は、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させた後、プルーム通過中の運転員の被ばく低減のために使用するものである。

中央制御室退避所は、中央制御室内に流入した放射性物質による放射線を遮蔽するため、コンクリート構造とし、中央制御室退避所への放射性物質の流入防止のため、空気ボンベで加圧し、正圧に維持できる設計とする。

運転員がプルーム通過中に中央制御室退避所に避難している間、プラントの運転操作は行わない。万が一、運転員が一時的に出入りすることも考慮し、出入口にはチェンジングエリアを設置し、放射性物質が流入しないように2重扉構造とする。

(2) 中央制御室退避所の設置場所



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) 収容人数

12名

(4) 監視設備

退避所内には、運転員が原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後の退避期間中にプラントパラメータを監視できるようにプラントパラメータ表示端末を設置する。

(5) 通信設備

退避期間中における緊急時対策所との通信連絡手段を確保するため退避所内にトランシーバーを設置する。

(6) 加圧設備

原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後、プルーム通過中においても退避所内への放射性物質の流入防止のため、退避所内を10時間以上正圧に維持する容量を有する加圧設備を設置する。

(7) 資機材

中央制御室が放射性物質で汚染されるような状況においても活動できるように汚染防護服（タイベック）等を配備する。

2. 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

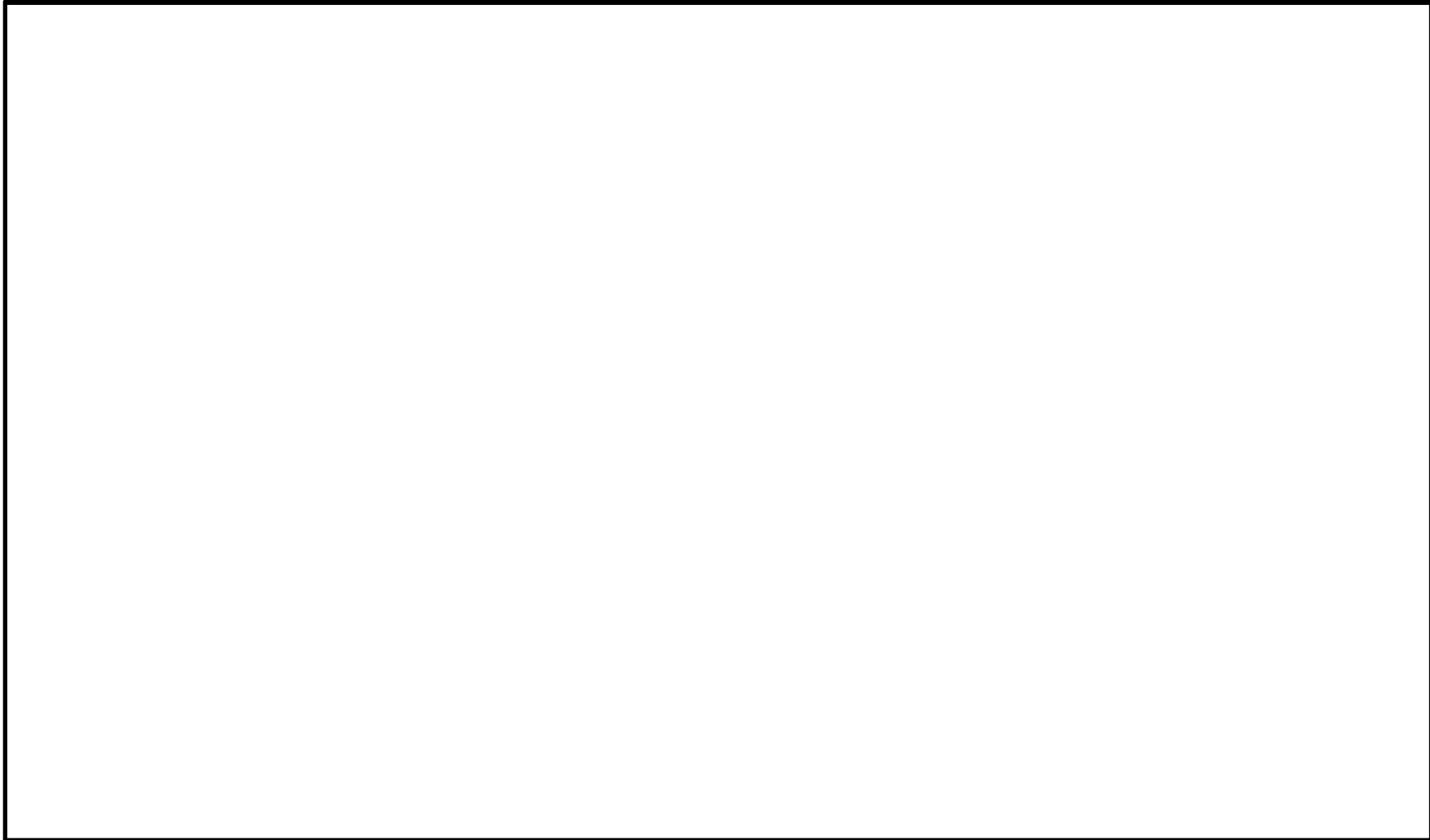


図 2-1 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

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(緊急時対策所用)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), LOCA 時注水機能喪失時)

【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

(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)時)

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

図 3-10 可搬型設備配置図(原子炉停止機能喪失時)

【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 3-11 可搬型設備配置図(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)

【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】

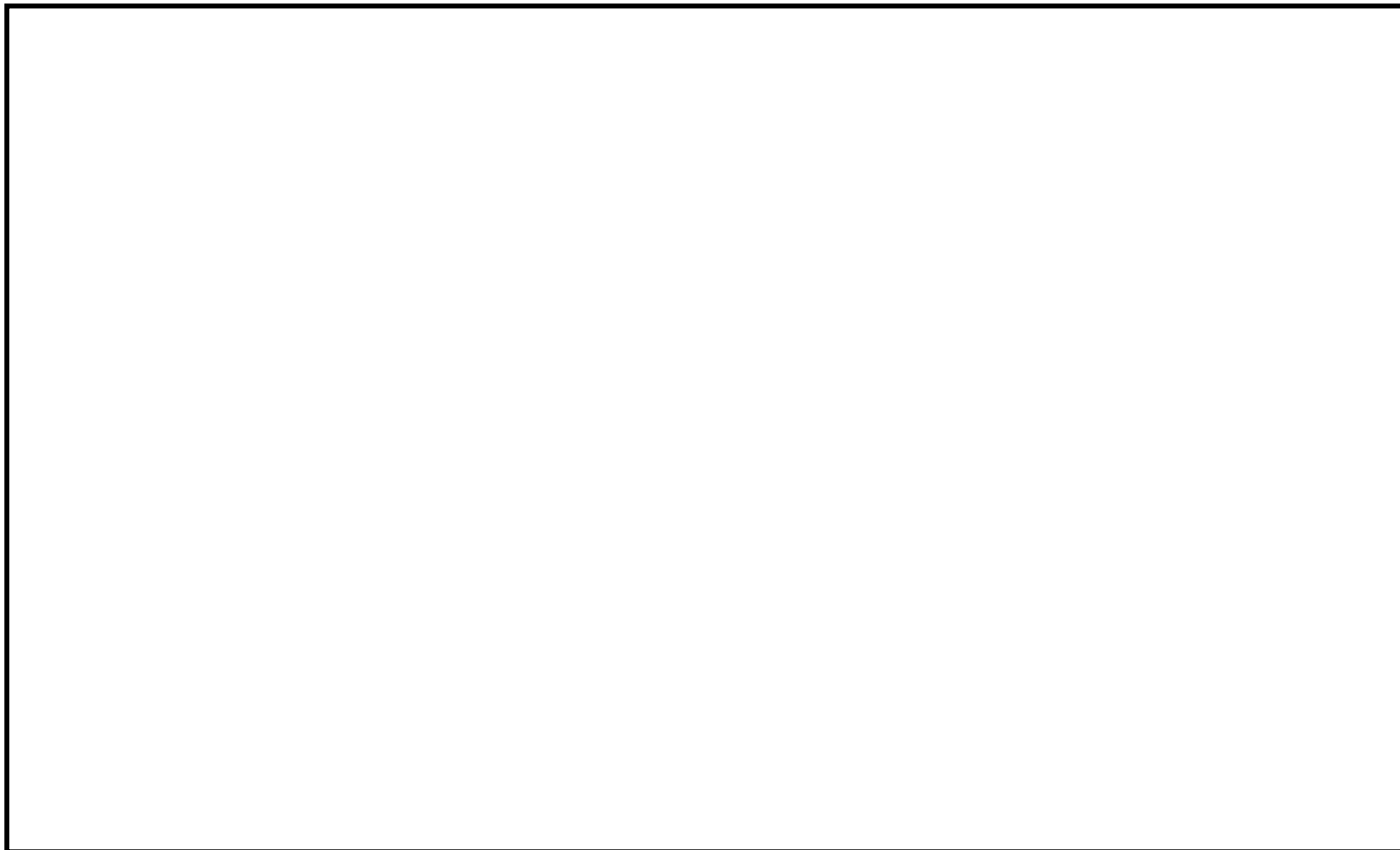


図 3-1 構内における要員宿直箇所及び緊急時対策所等の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

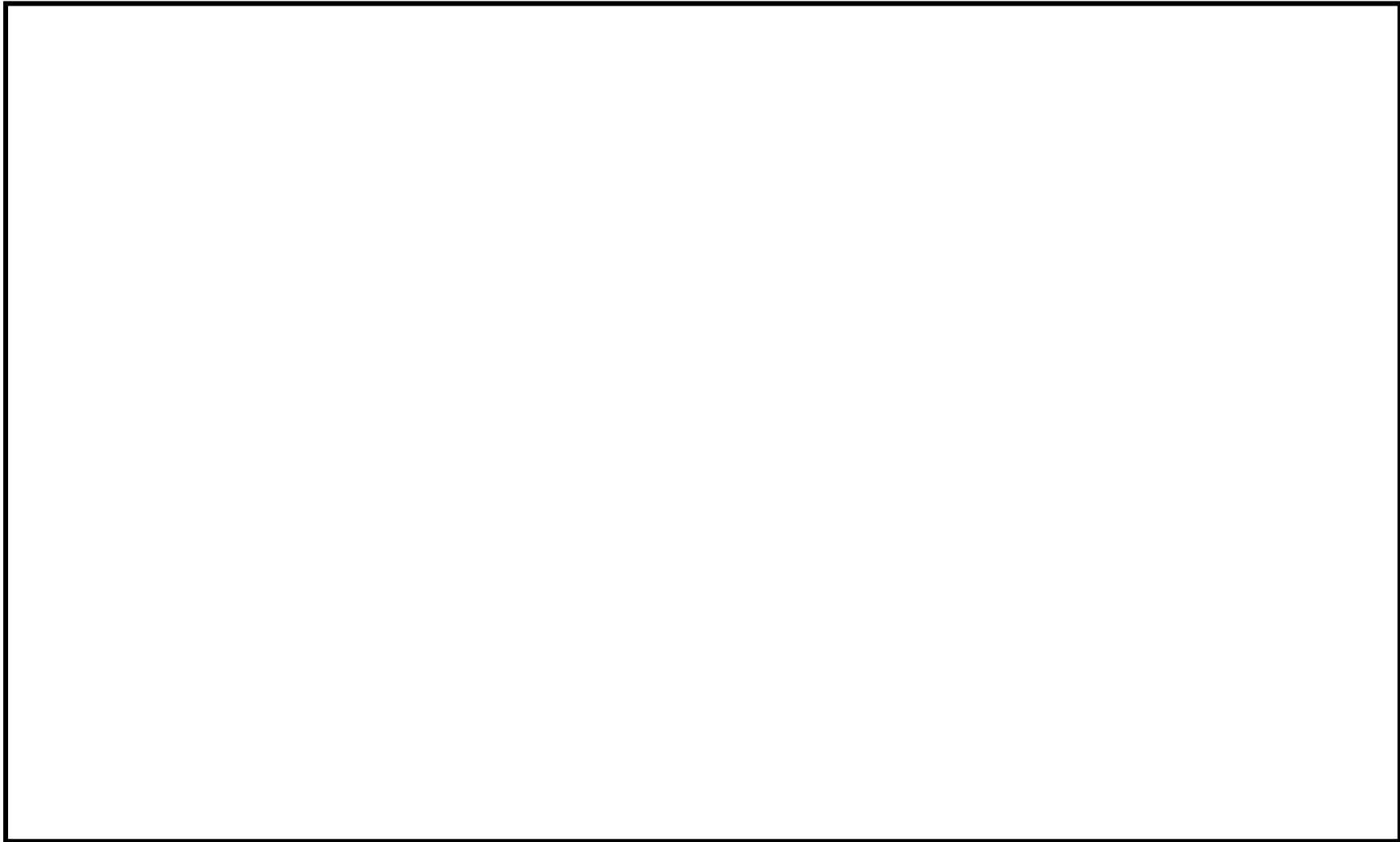


図 3-2 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート1 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

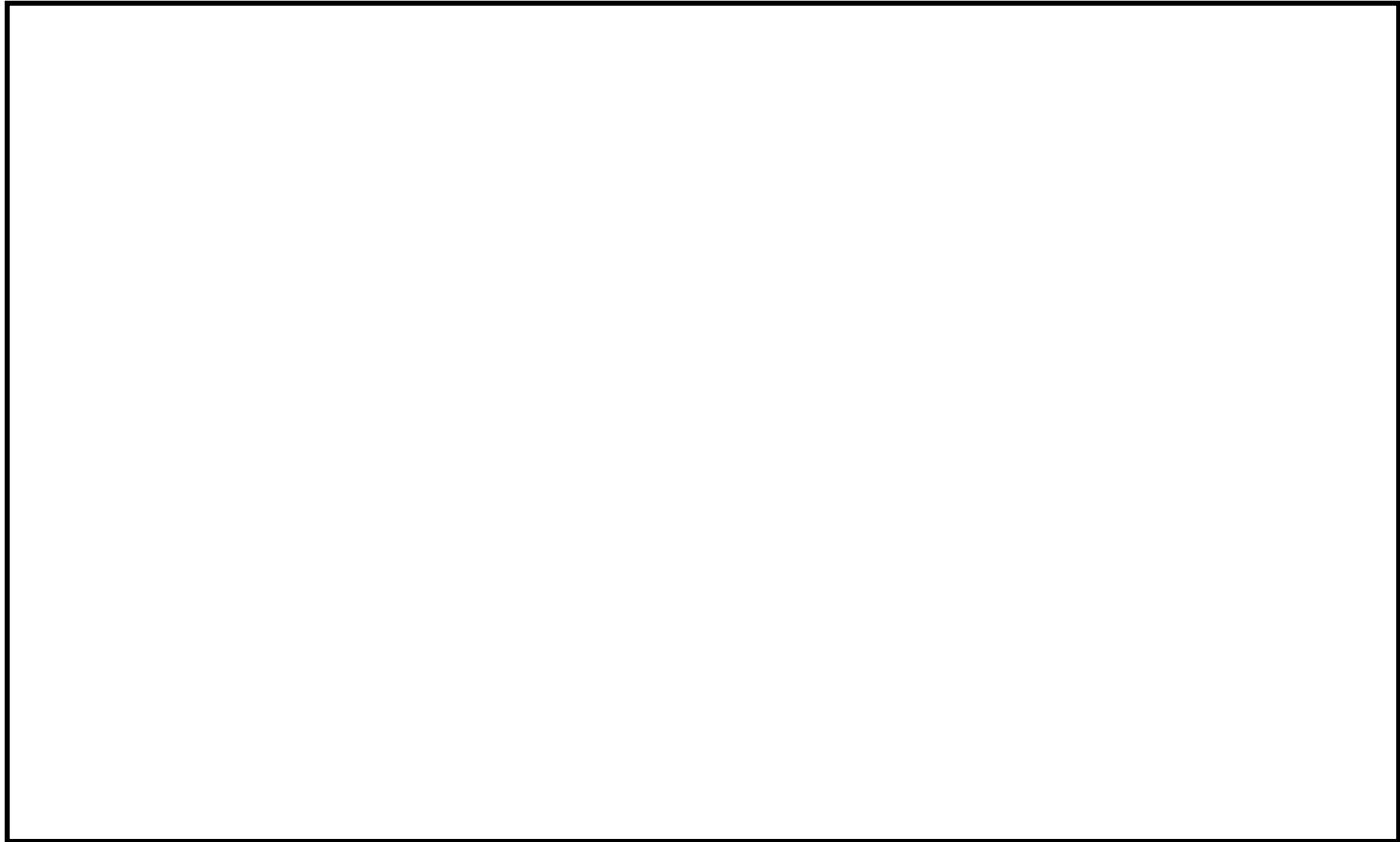


図 3-3 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート 2 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

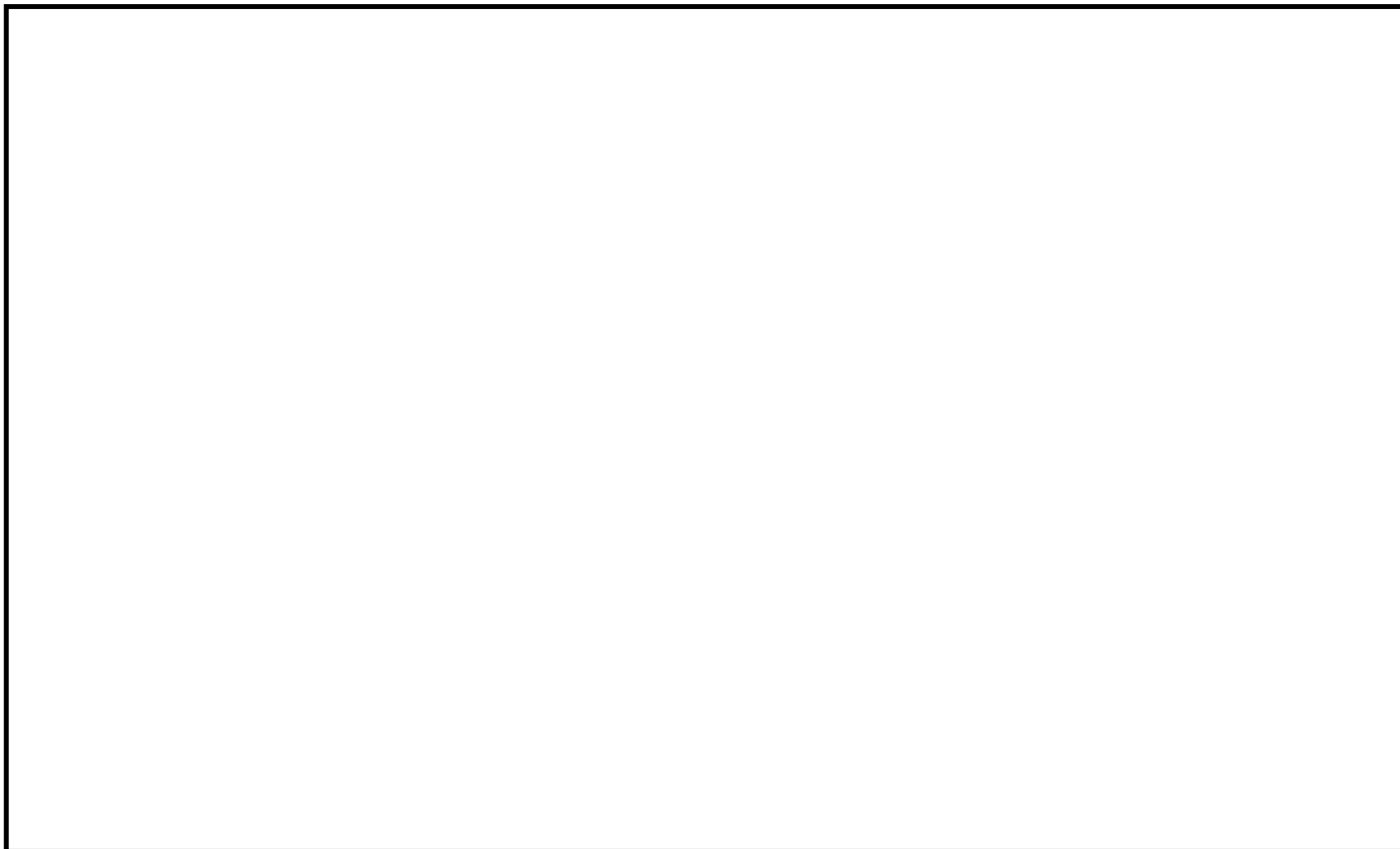


図 3-4 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号海水ポンプスクリーンエリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

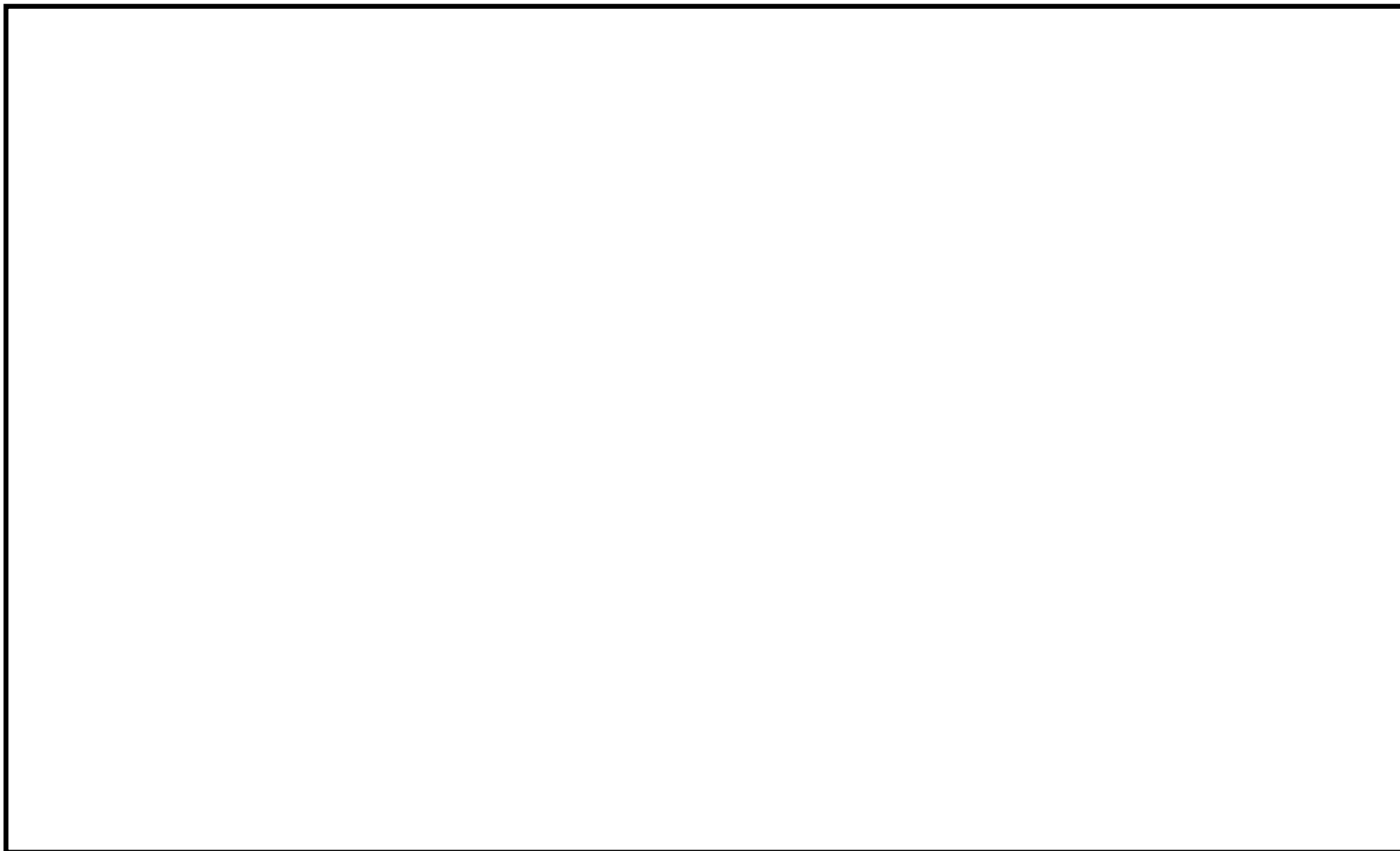


図 3-5 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号取水口エリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

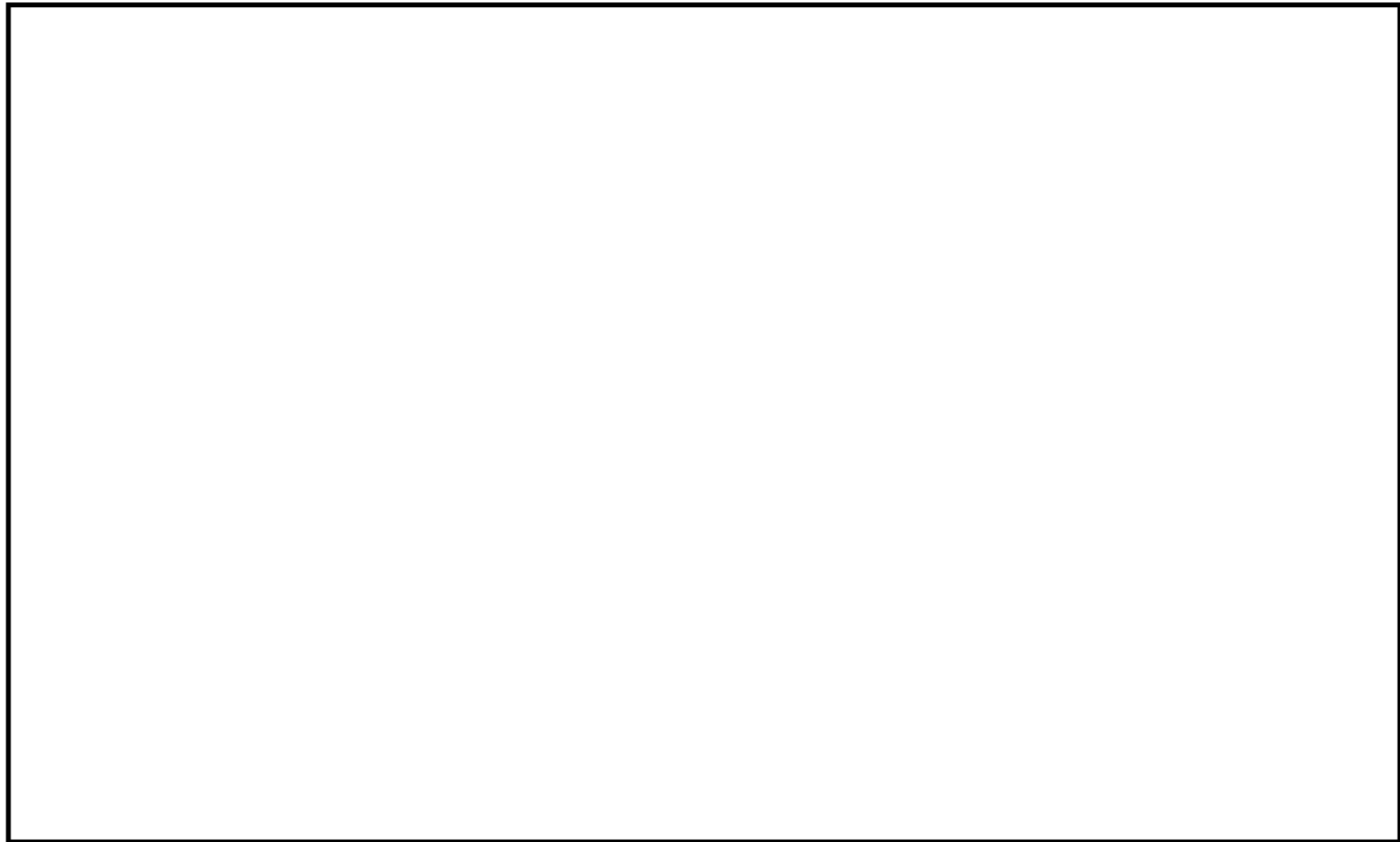


図 3-6 可搬型設備配置図（可搬型窒素ガス供給装置の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

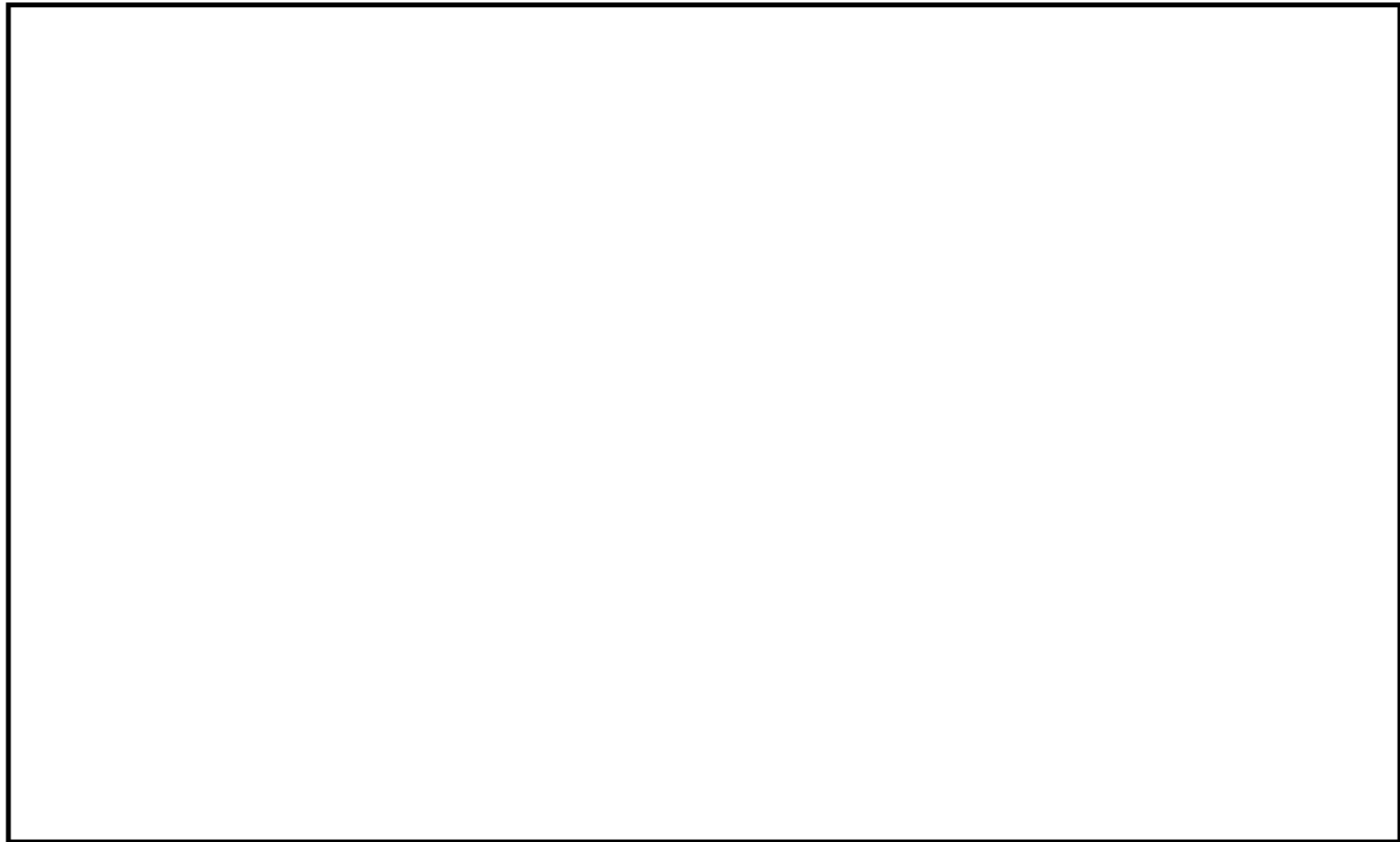


図 3-7 可搬型設備配置図（電源車（緊急時対策所用）の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

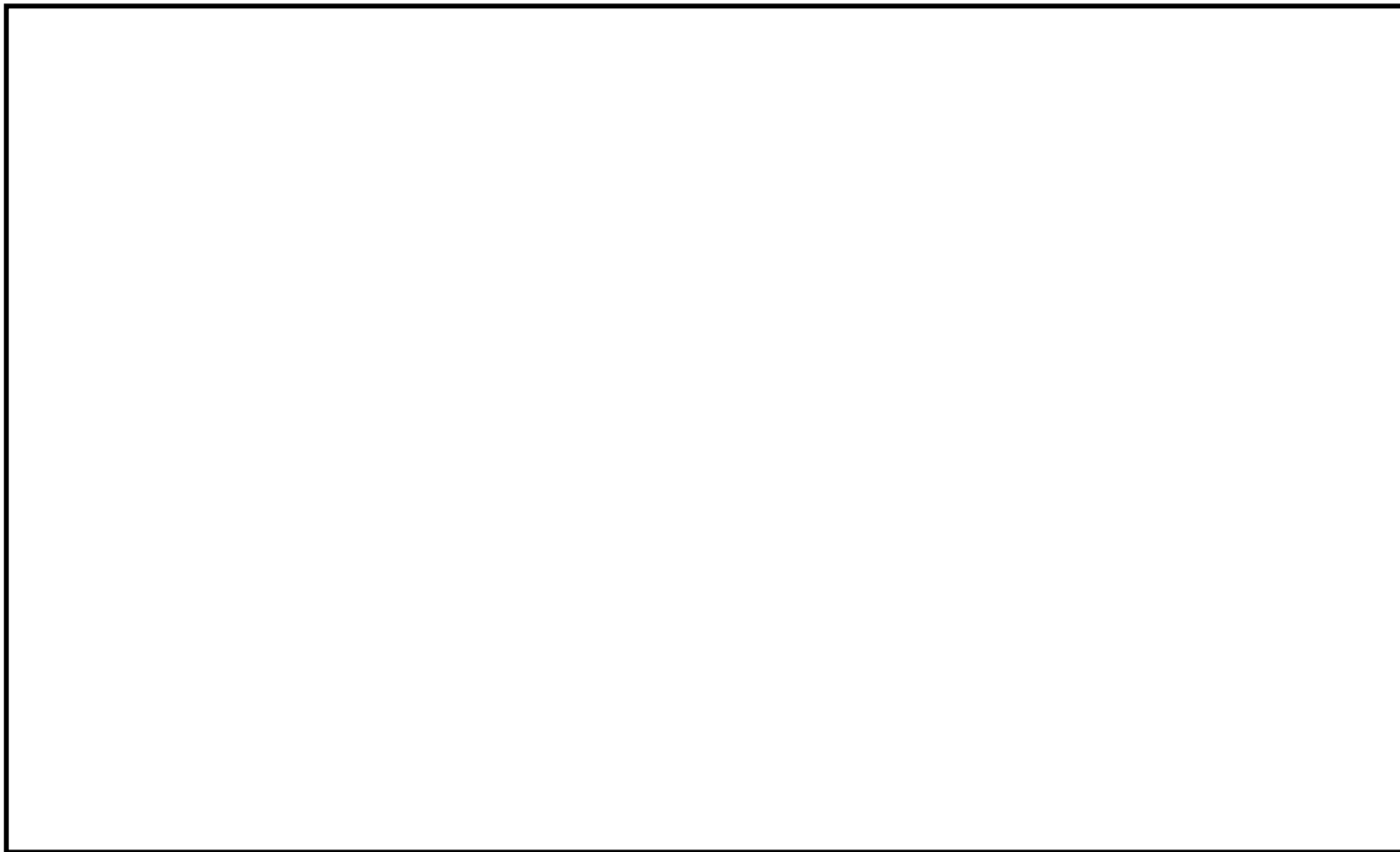


図 3-8 可搬型設備配置図（高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合），LOCA 時注水機能喪失時）
【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合】
（ホース敷設時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 を使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

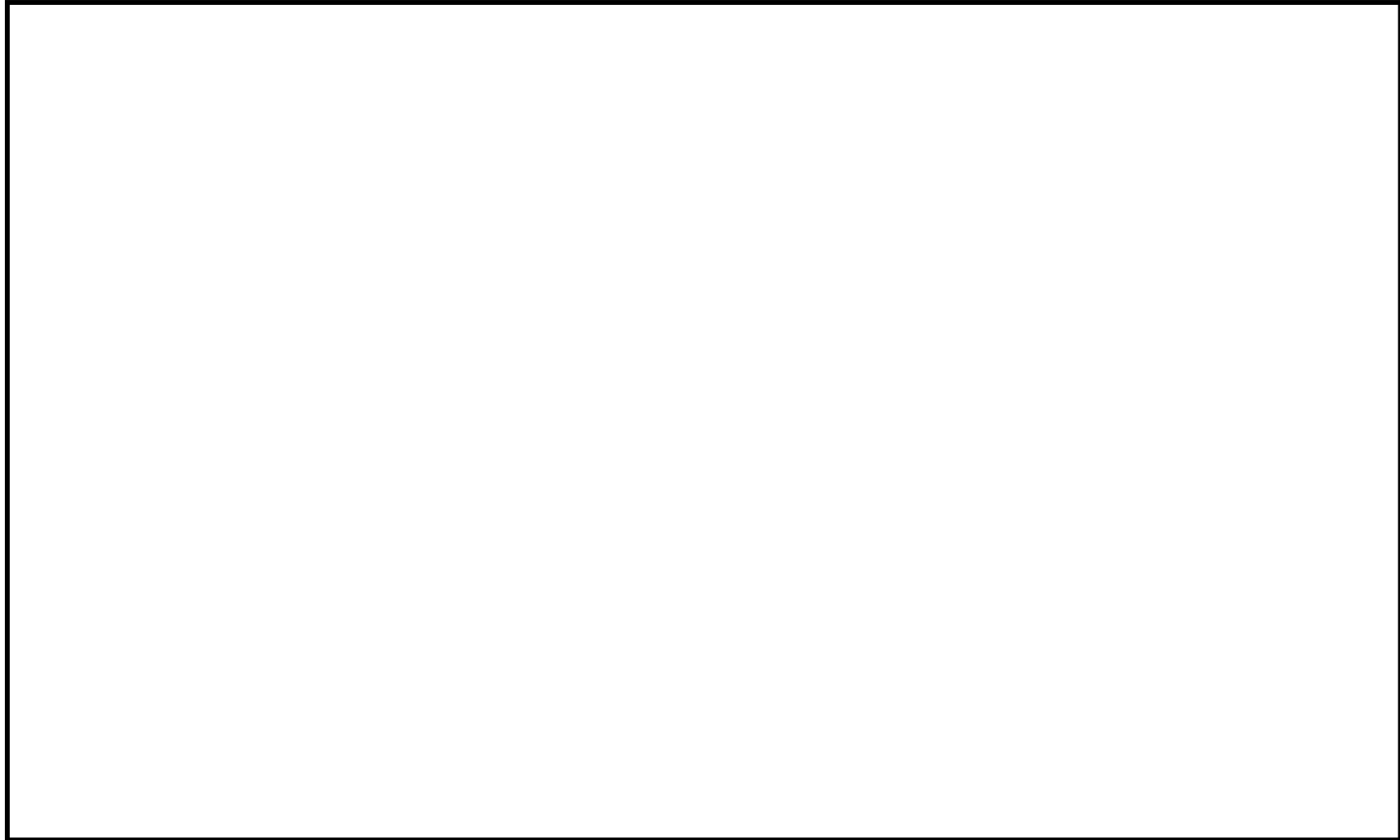


図 3-9 可搬型設備配置図（全交流動力電源喪失，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）時）
【第 1 優先であるルート 2 を使用したホース敷設及び 2 号海水ポンプスクリーンエリアから取水した場合】
（ホース敷設等の時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 及び 2 号取水口エリアを使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

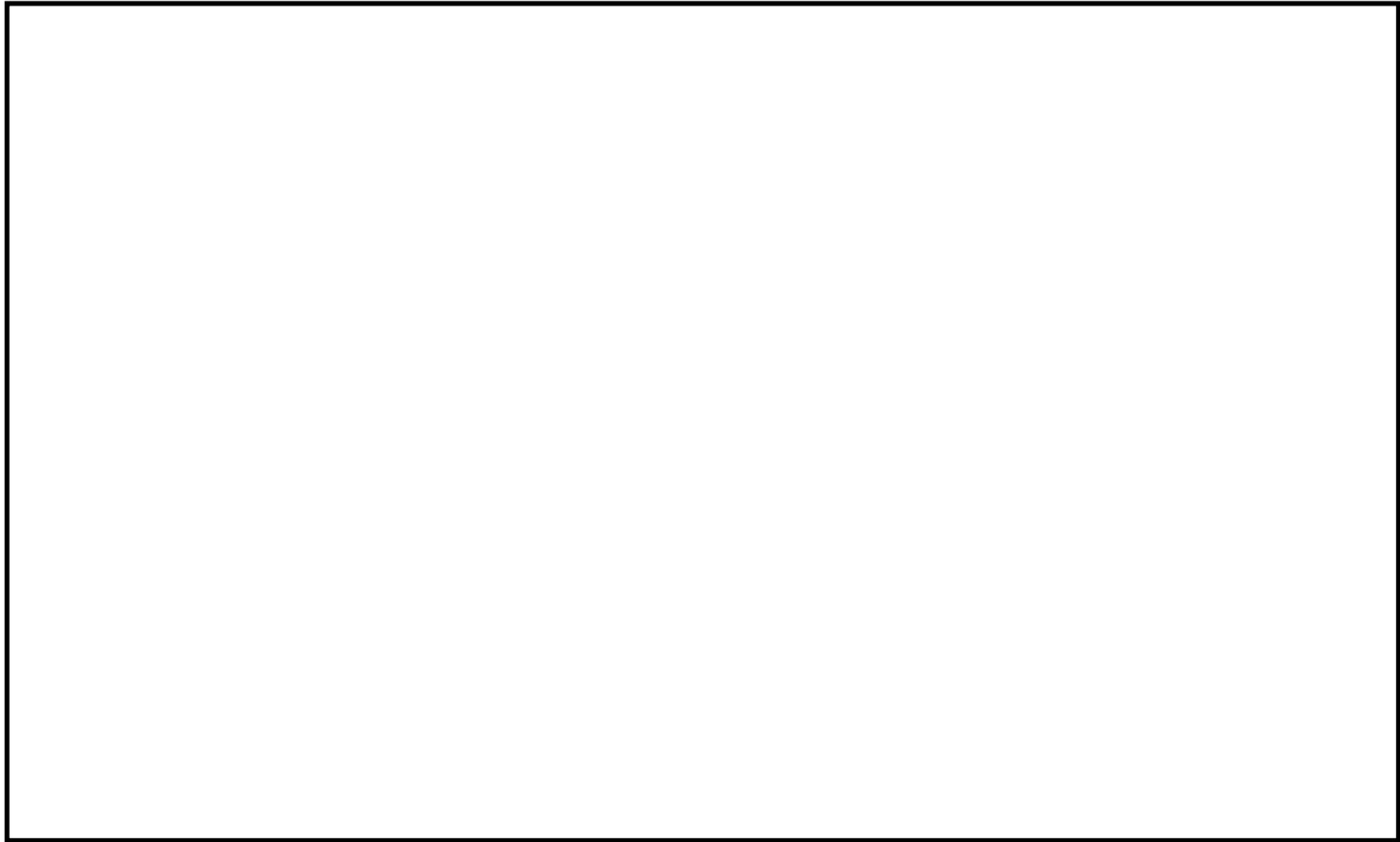


図 3-10 可搬型設備配置図（原子炉停止機能喪失時）

【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】
（ホース敷設時間評価では、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。

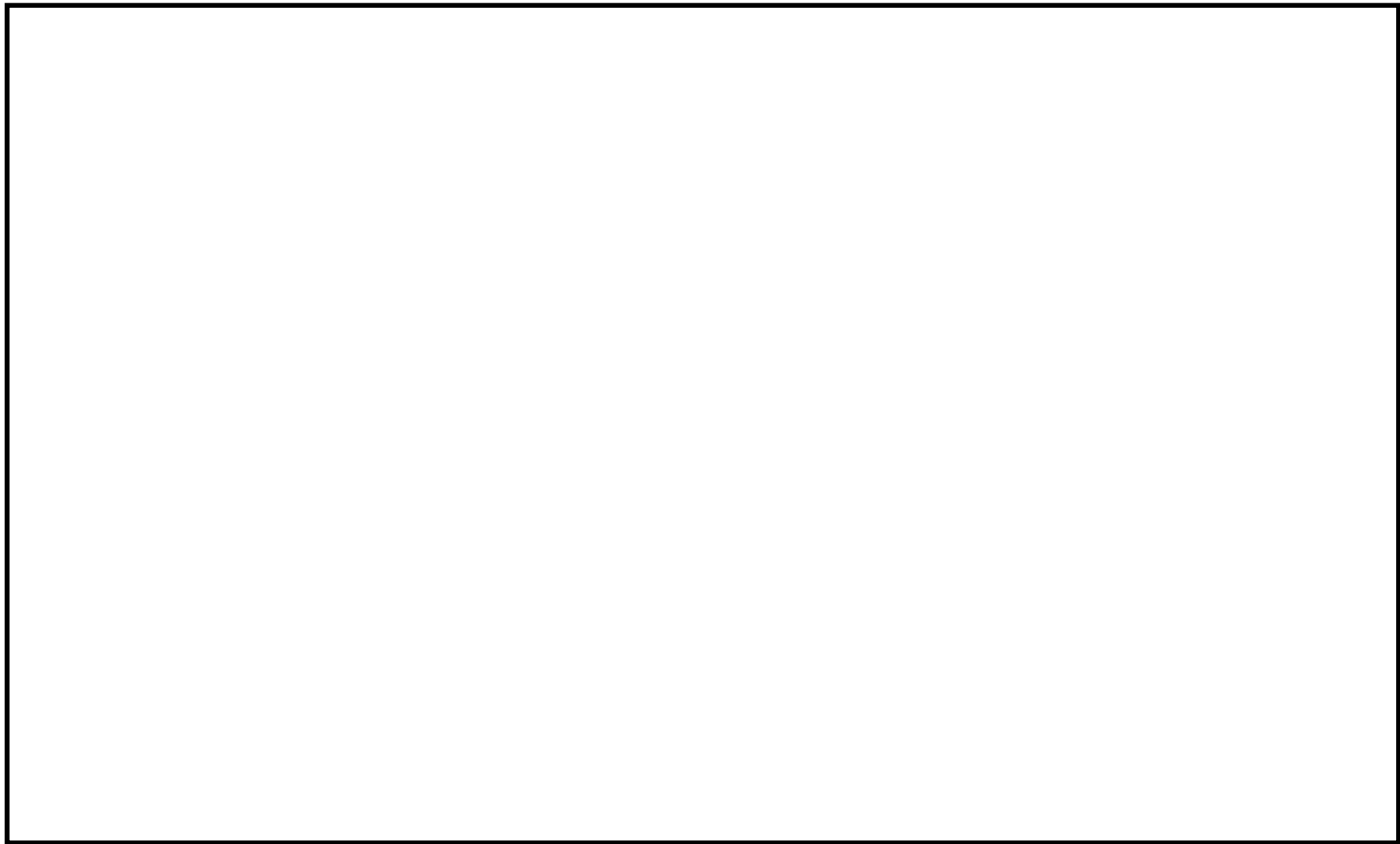


図 3-11 可搬型設備配置図（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時）

【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】

（ホース敷設時間評価では、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

- (1) 重要事故シーケンス (高圧・低圧注水機能喪失)
- (2) 重要事故シーケンス (高圧注水・減圧機能喪失)
- (3) 重要事故シーケンス (全交流動力電源喪失)
- (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))
- (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))
- (6) 重要事故シーケンス (原子炉停止機能喪失)
- (7) 重要事故シーケンス (LOCA 時注水機能喪失)
- (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))
- (9-1) 重要事故シーケンス (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
- (9-2) 重要事故シーケンス (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (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)

(1) 重要事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失）

現場操作機器配置図を図 4-1 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の操作のみである。

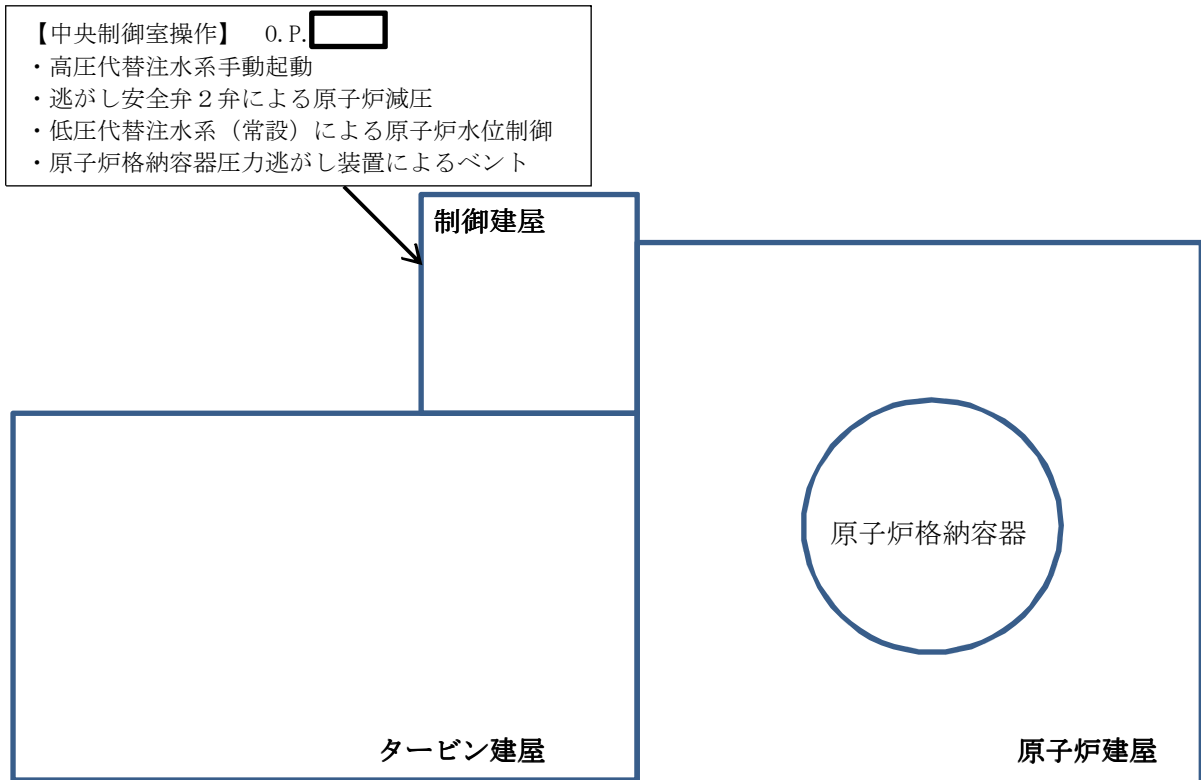


図 4-1 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 重要事故シーケンス（高圧注水・減圧機能喪失）

現場操作機器配置図を図 4-2 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の操作のみである。

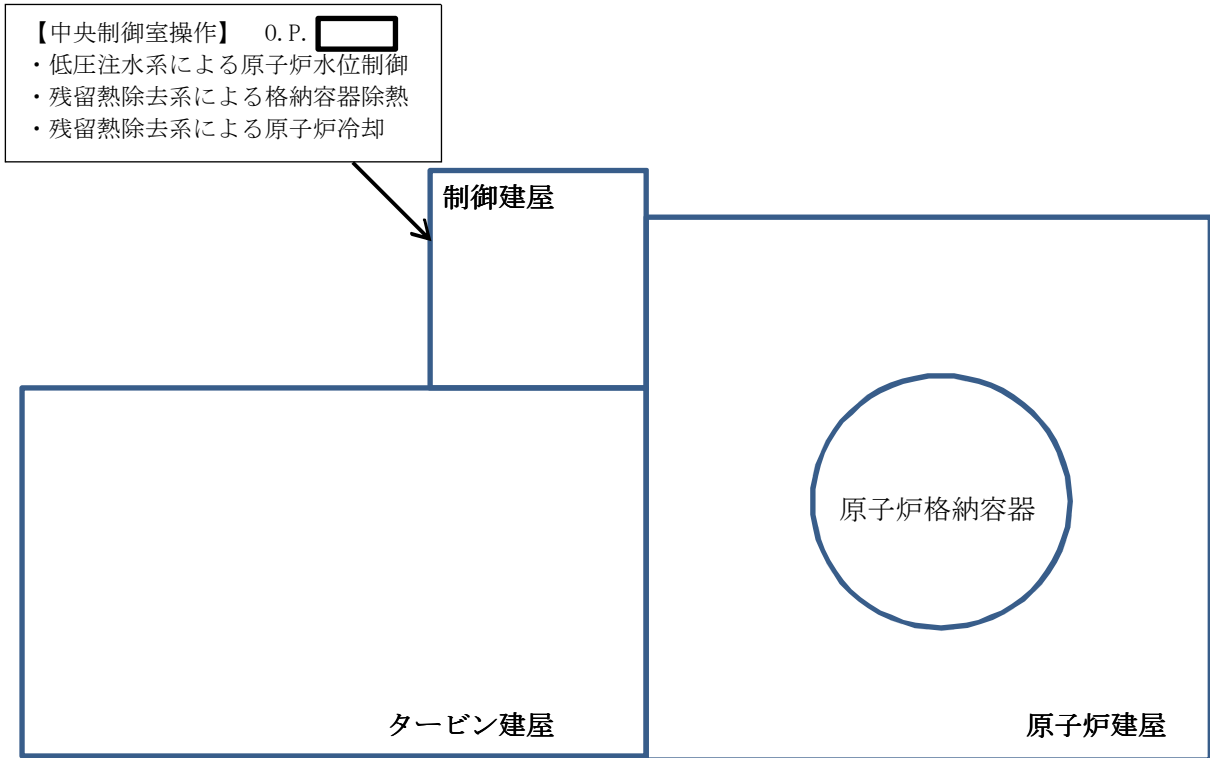


図 4-2 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) 重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失）

現場操作機器配置図を図 4-3 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-4 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，制御建屋，原子炉建屋での操作である。

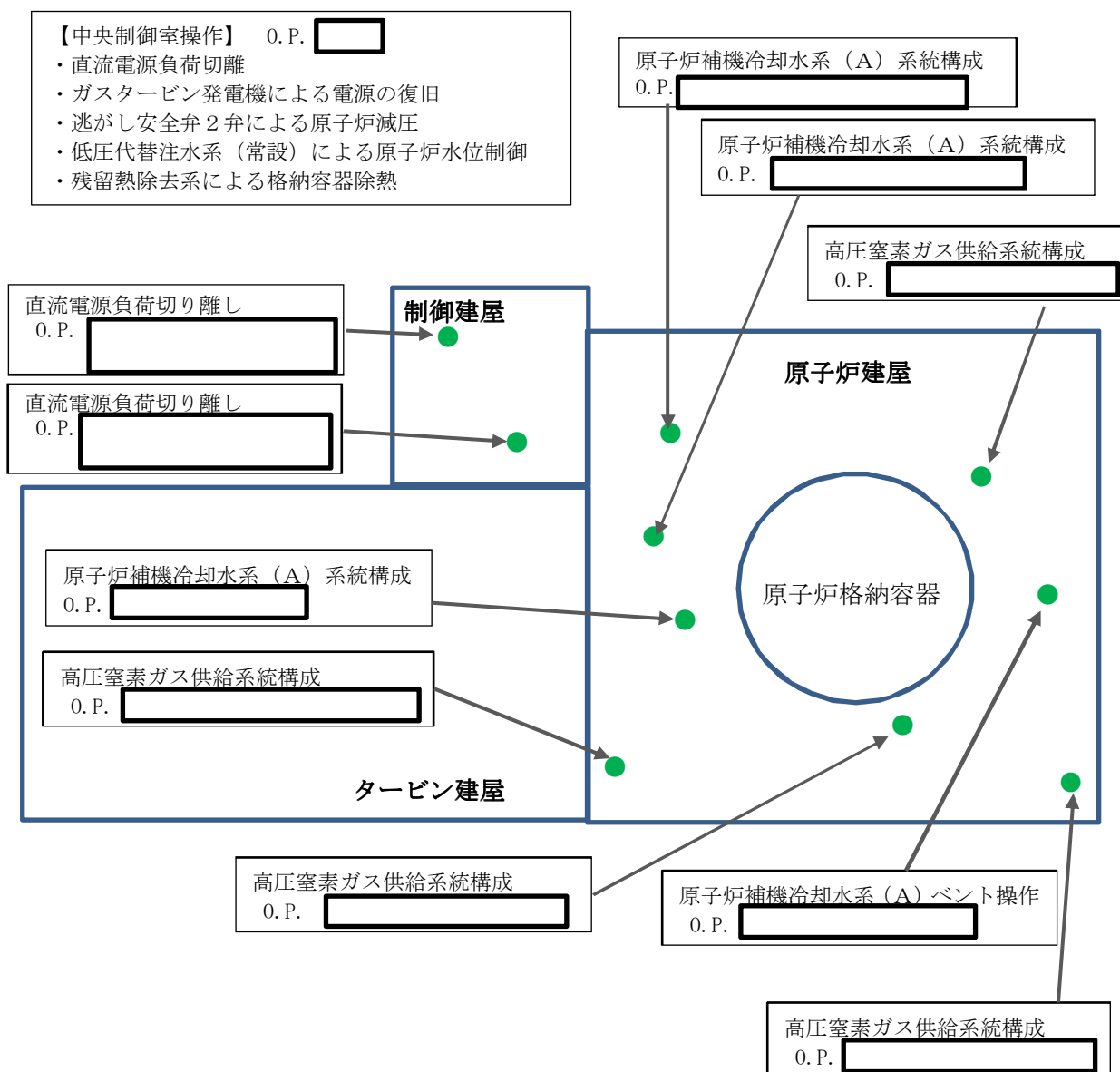


図 4-3 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

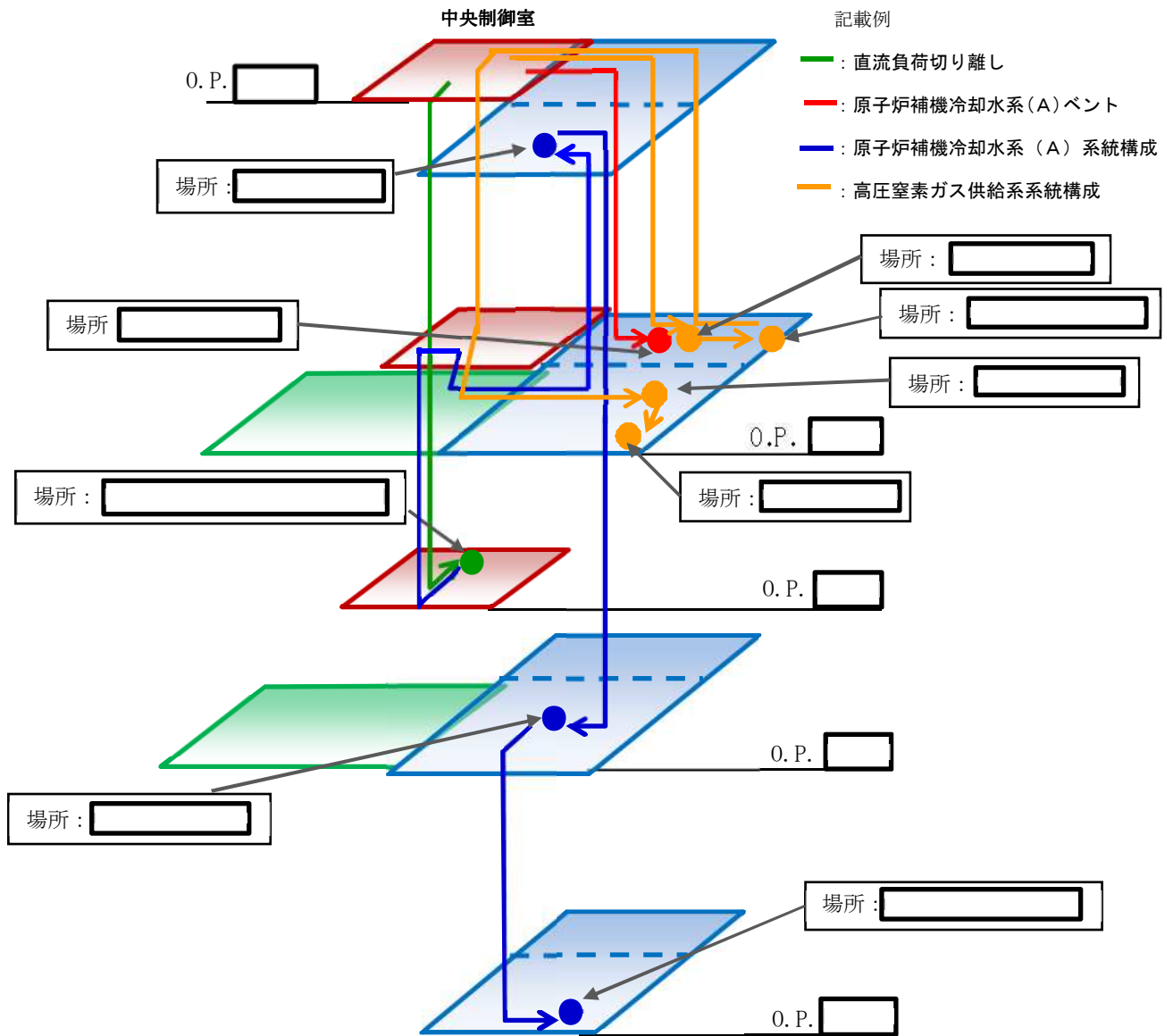


図 4-4 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 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））

現場操作機器配置図を図 4-5 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-6 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。

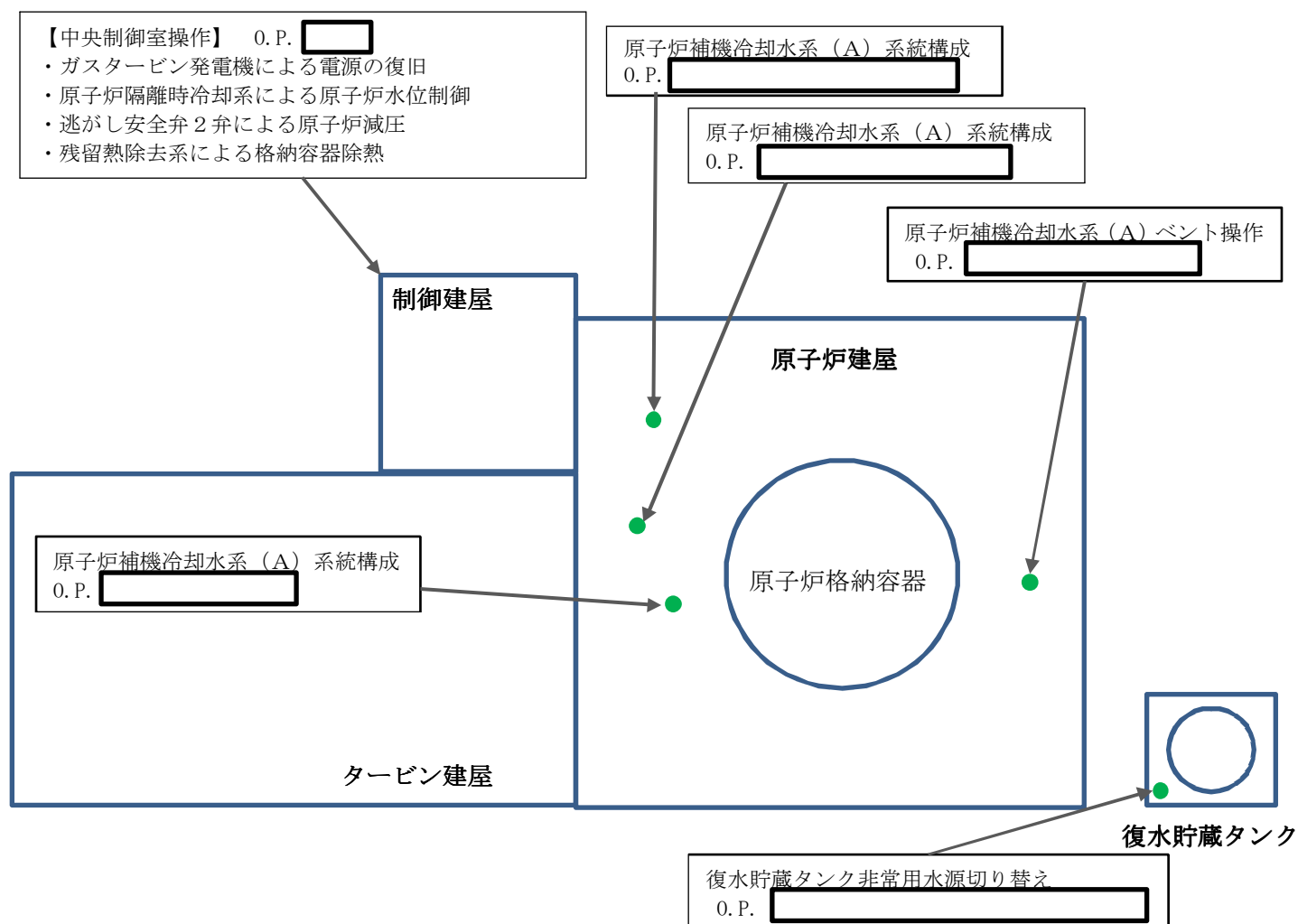


図 4-5 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

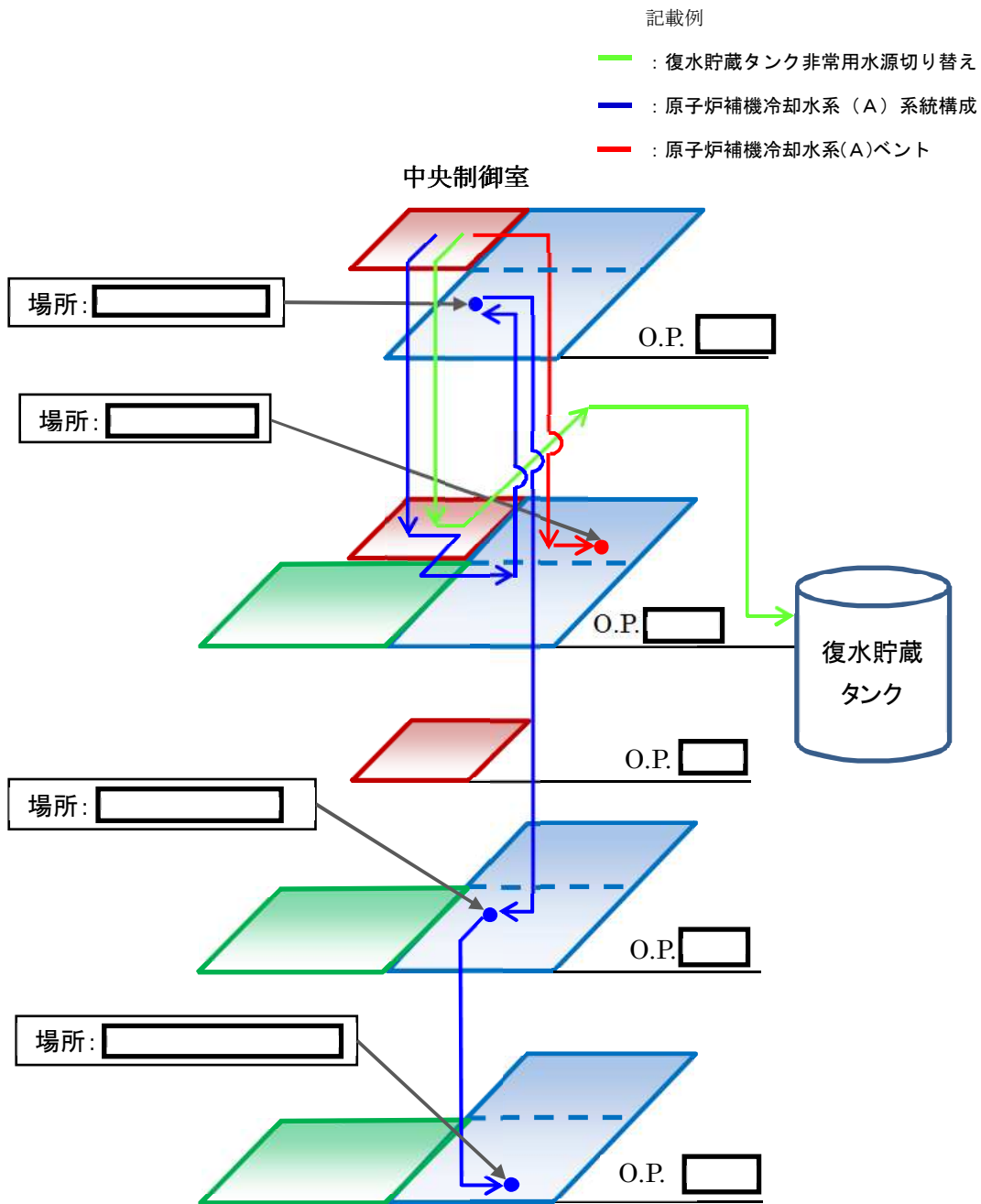


図 4-6 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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））

現場操作機器配置図を図 4-7 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-8 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，原子炉建屋での操作である。

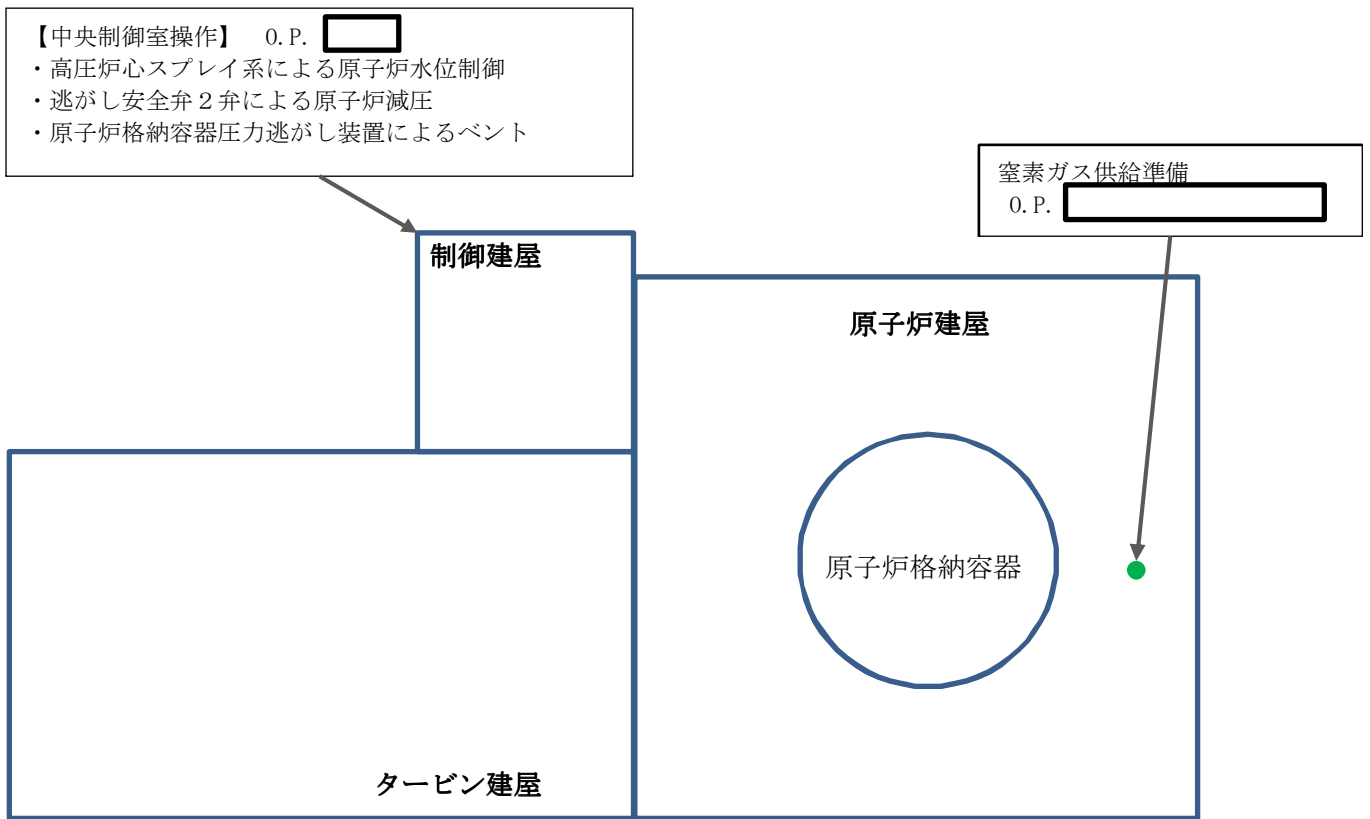


図 4-7 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

記載例

— : 窒素ガス供給準備

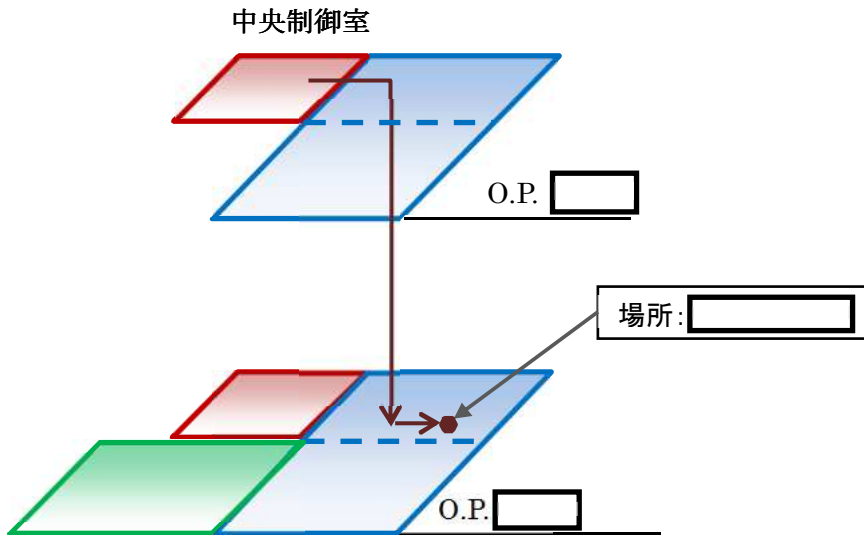


図 4-8 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(6) 重要事故シーケンス（原子炉停止機能喪失）

現場操作機器配置図を図 4-9 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の操作のみである。

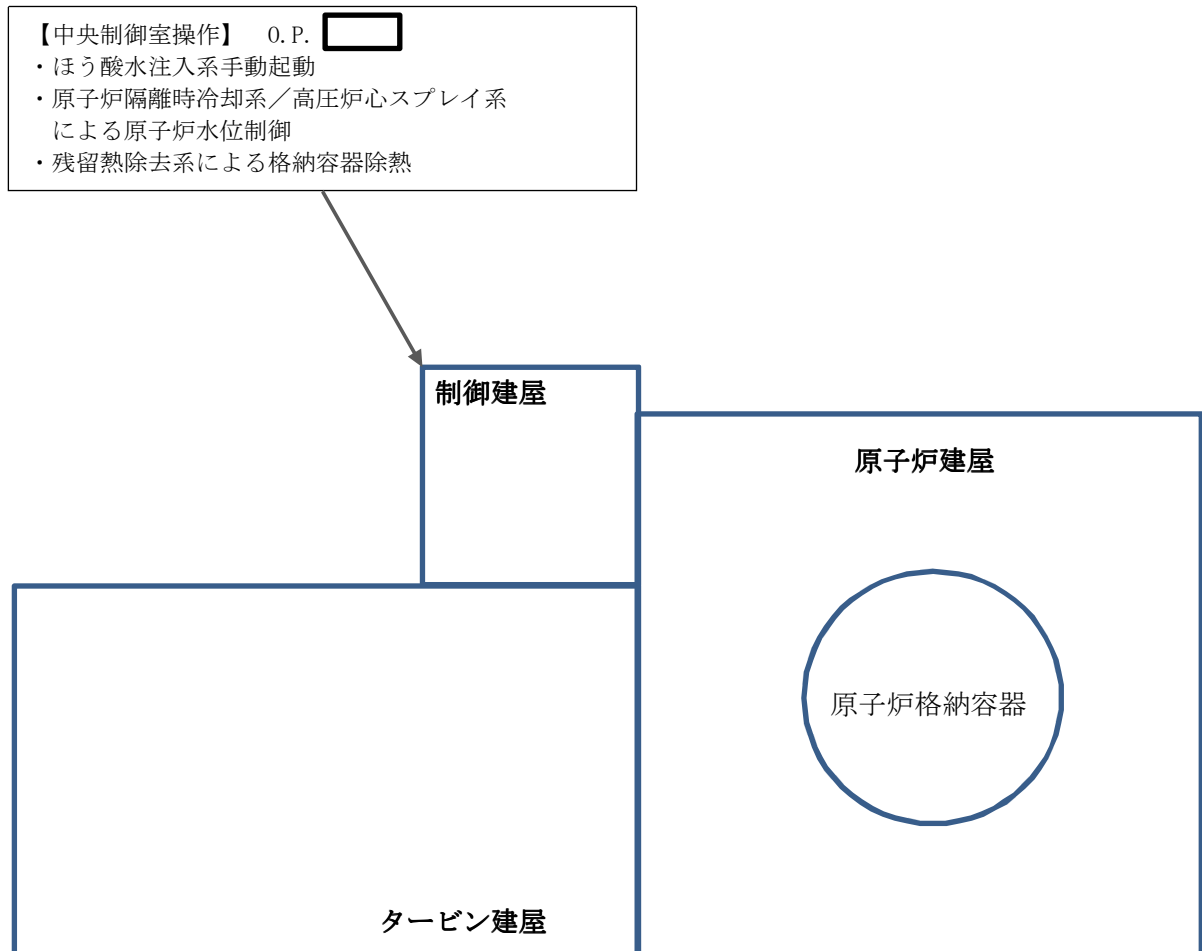


図 4-9 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(7) 重要事故シーケンス (LOCA 時注水機能喪失)

現場操作機器配置図を図 4-10 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-11 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。

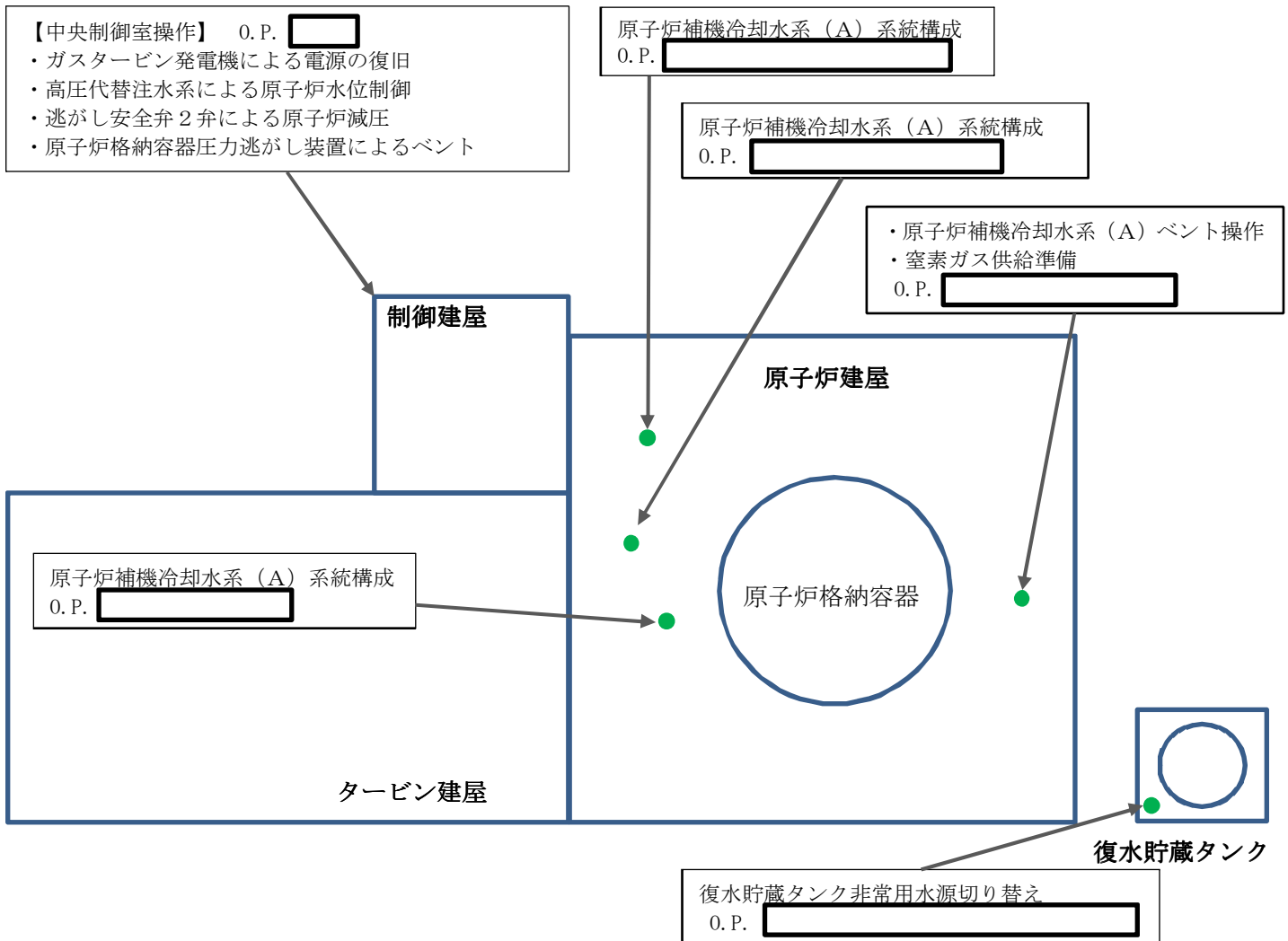


図 4-10 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

記載例

- : 復水貯蔵タンク非常用水源切り替え
- : 原子炉補機冷却水系(A)系統構成
- : 原子炉補機冷却水系(A)ベント, 窒素ガス供給準備

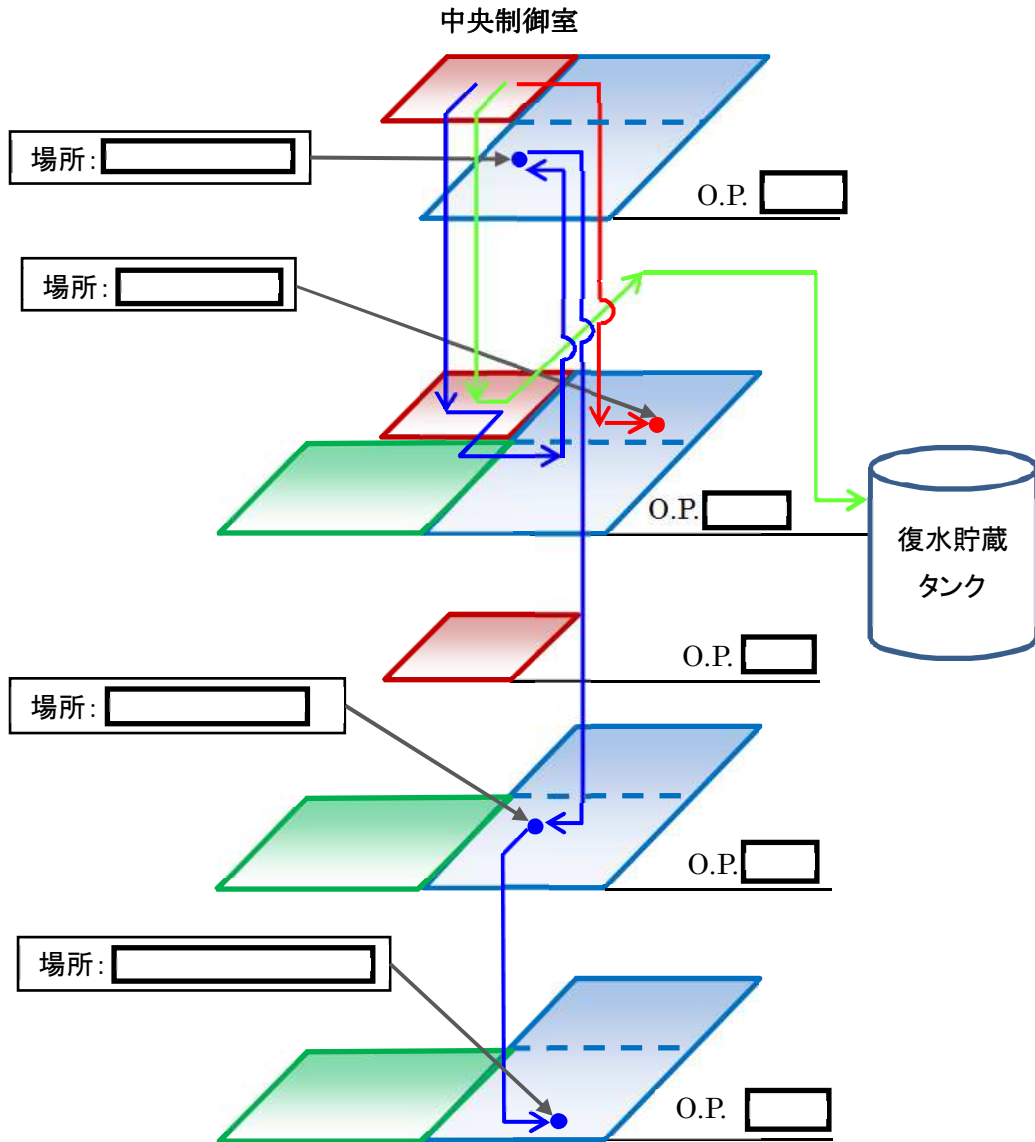


図 4-11 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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））

現場操作機器配置図を図 4-12 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-13 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，原子炉建屋での操作である。

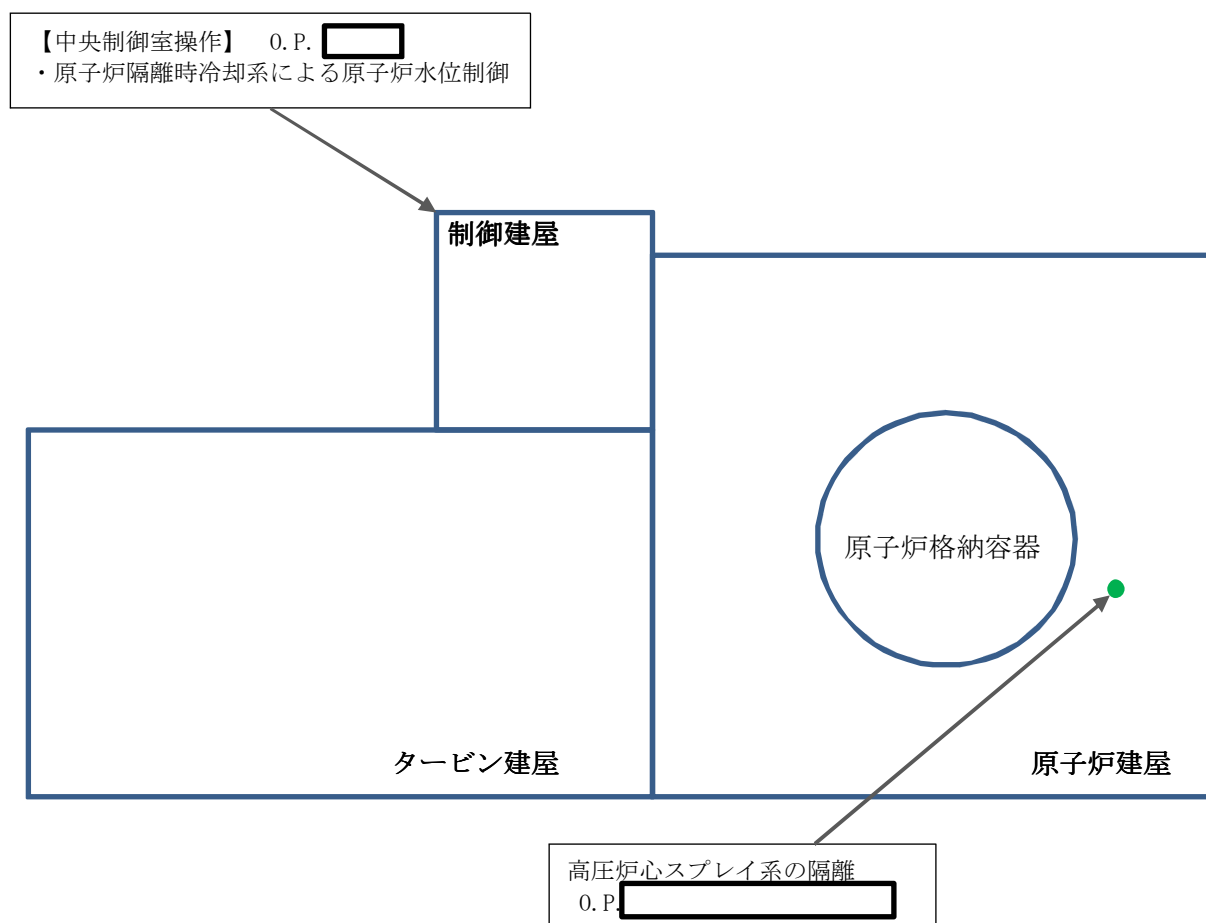


図 4-12 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

記載例

— : 高圧炉心スプレイ系の隔離

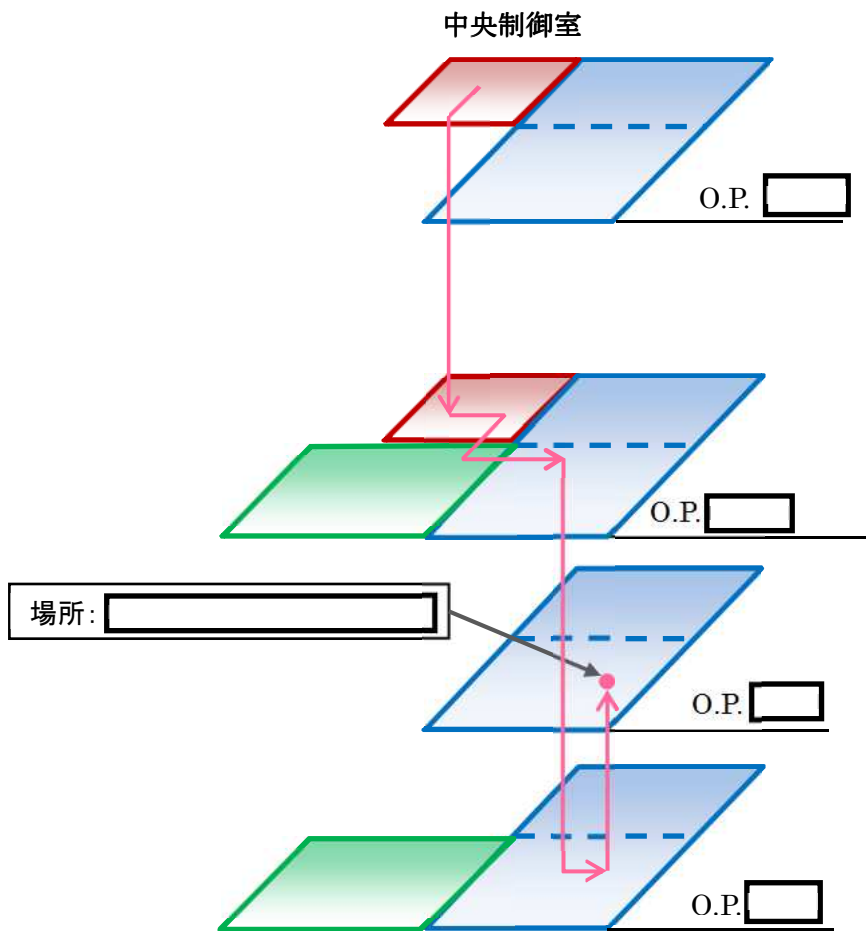


図 4-13 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(9-1) 重要事故シーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

現場操作機器配置図を図 4-14 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-15 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。

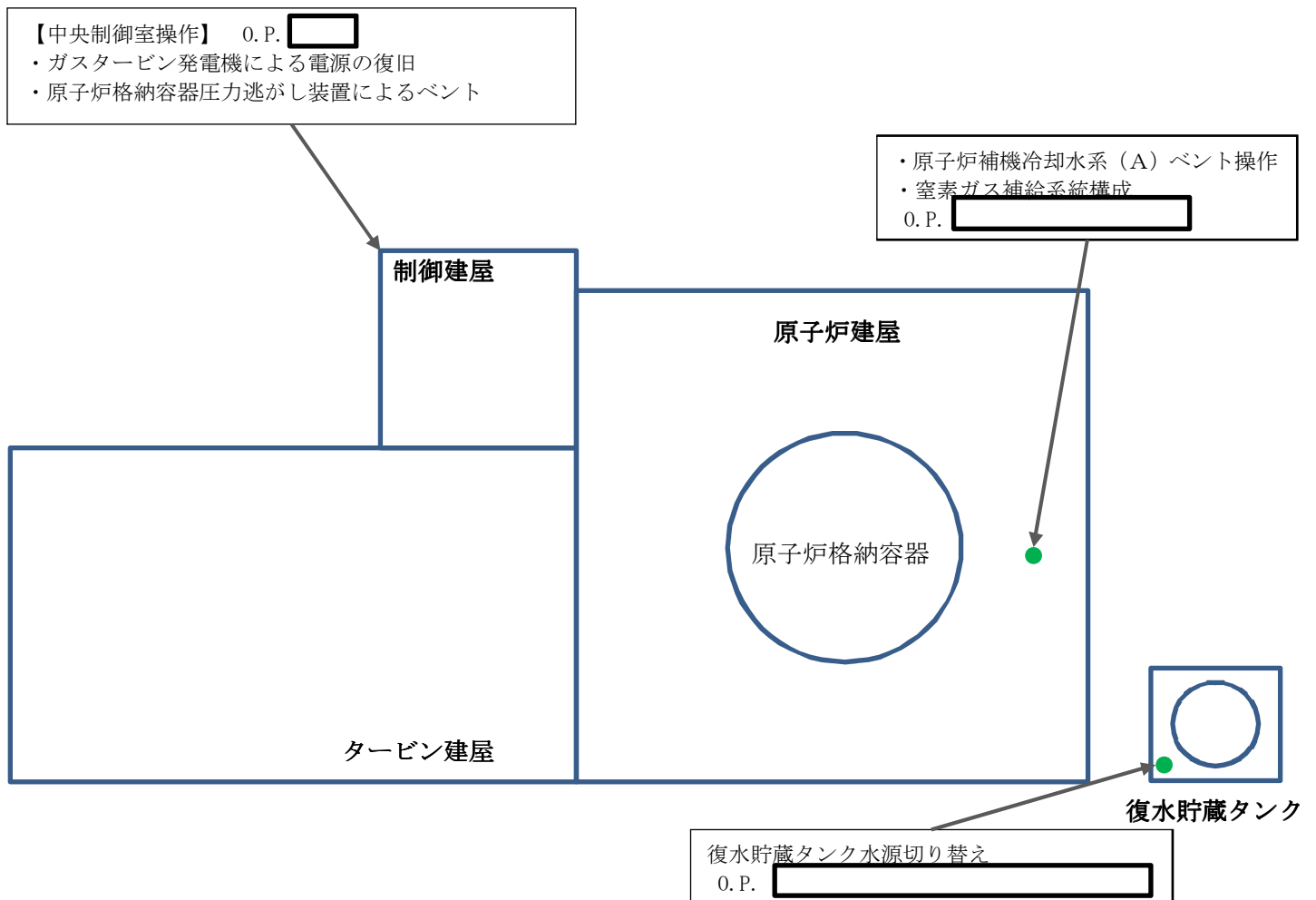


図 4-14 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

記載例

— : 復水貯蔵タンク水源切り替え

— : 原子炉補機冷却水系(A)ベント, 窒素ガス補給系統構成

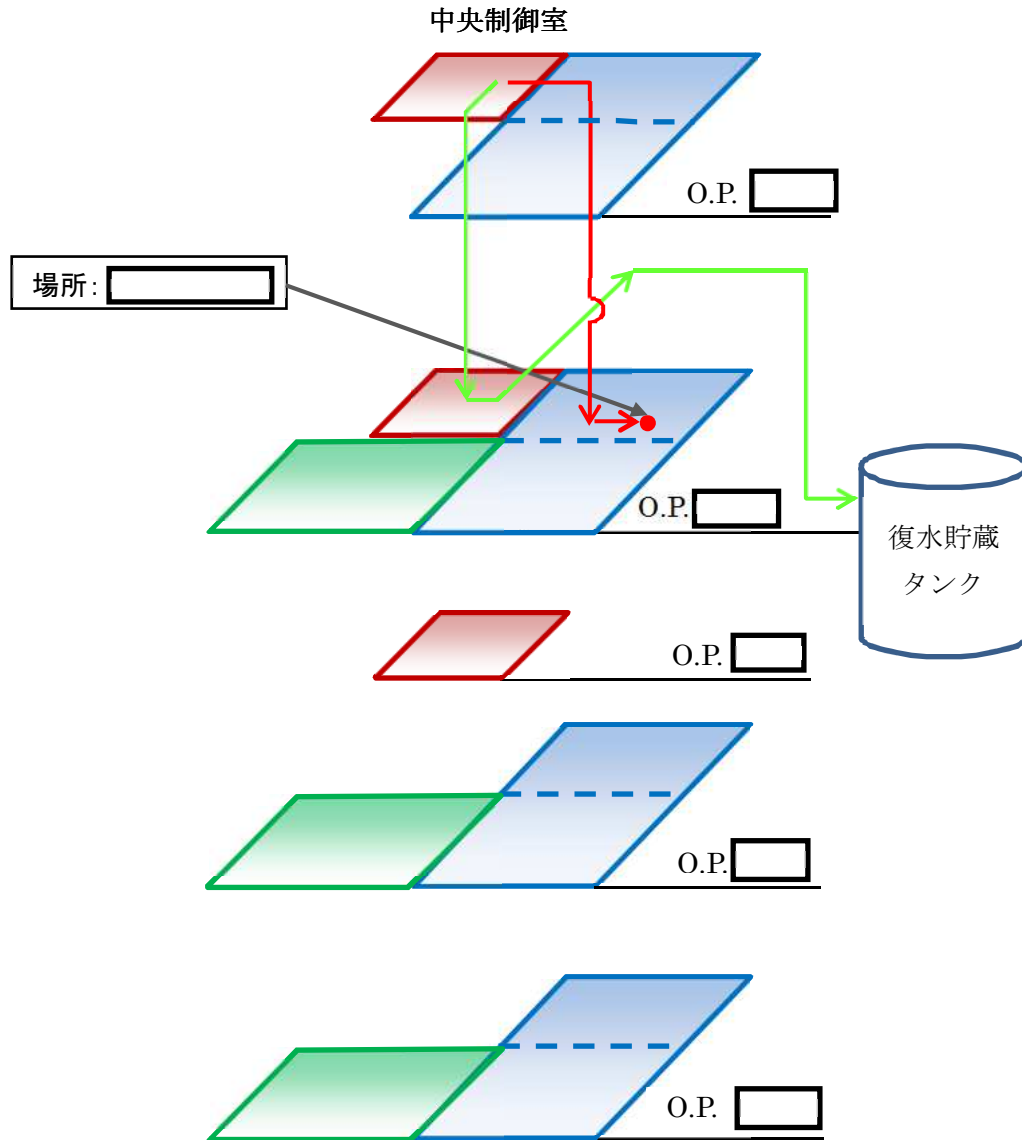


図 4-15 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(9-2) 重要事故シーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（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）

現場操作機器配置図を図 4-16 に、建屋内操作機器の立体配置図を図 4-17 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，原子炉建屋での操作である。

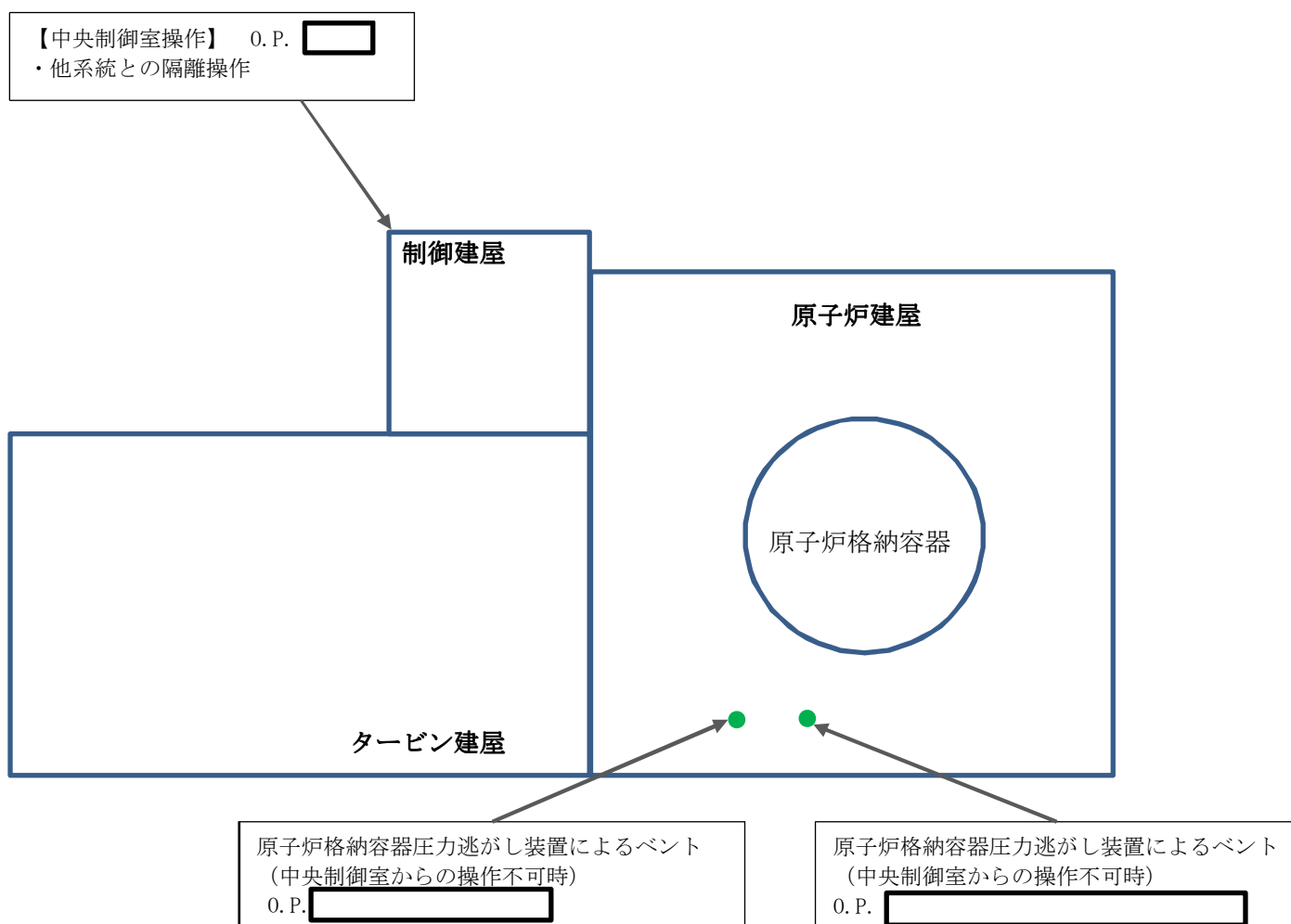


図 4-16 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

記載例

— : 原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント

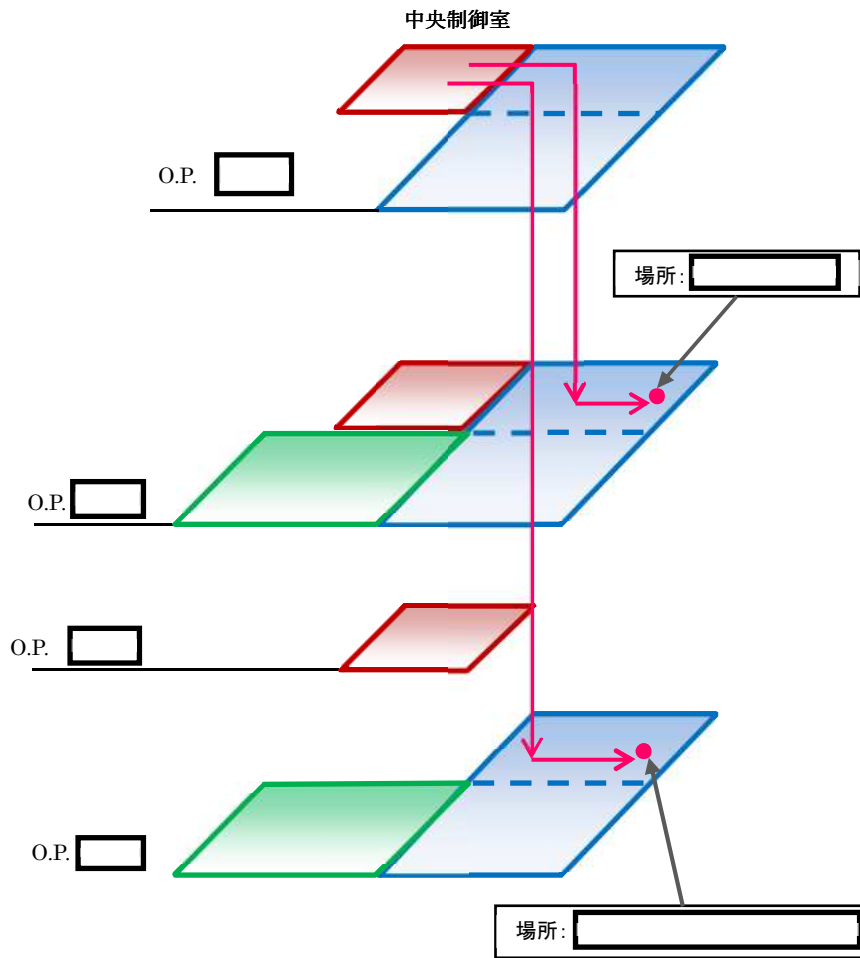


図 4-17 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 (1/5)

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)			
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 (2/5)

No.	作業項目	具体的な運動操作・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 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	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 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	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。	資機材保管場所、運搬経路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 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	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。			
		原子炉補機代替冷却系 接続後の原子炉補機冷却水系 系統構成	TB TW(取水喪失) 中小 LOCA	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 (3/5)

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	TQV TW(RHR 故障) 中小 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	ベント実施 まで	150 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。			
		窒素ガス供給準備	TQV TW(RHR 故障) 中小 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	10 分	5 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。	
						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。			
		原子炉格納容器圧力逃がし装 置によるベント(現場手動操作)	TQV TW(RHR 故障) 中小 LOCA 格納容器過温・過圧 破損	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 サブプレッ ションチェ ンバメント 用出口隔離 弁：120 分	原子炉格納 容器圧力逃 がし装置ベ ントライン 隔離弁：50 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。	
						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 (4/5)

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)			
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 LOCA 格納容器過温・過圧破損	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器具等を準備していることから、支障なく実施可能である。	3-1
						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、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	TQUV TB TW(RHR 故障) TW(取水喪失) TC 中小 LOCA 格納容器過温・過圧破損	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。	—	4-1
						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、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。			
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 LOCA 格納容器過温・過圧破損	「復水貯蔵タンク水位低」発生後 30 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話連絡可能である。	—	5-1
						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。	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。			
6	迷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	22 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帯型通話装置により作業完了を連絡する。	—	6-1
						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。			

※ 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 (5/5)

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)			
7	隔離操作	高圧炉心スプレィ系の隔離	ISLOCA	30分	20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。 【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)	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。	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。		
8	緊急時対策所設置	専用電源車による給電	格納容器過温・過圧破損	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。 【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)	—		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。	資機材保管場所、運搬経路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。			
8	電源車からの受電 (緊急時対策所用)	格納容器過温・過圧破損	【受電準備】 1時間 45分 【受電操作】 1時間 25分	【受電準備】 1時間 10分* 【受電操作】 55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。 【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		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。			通常運転中に行う操作と同じであり容易に実施可能である。

※ 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

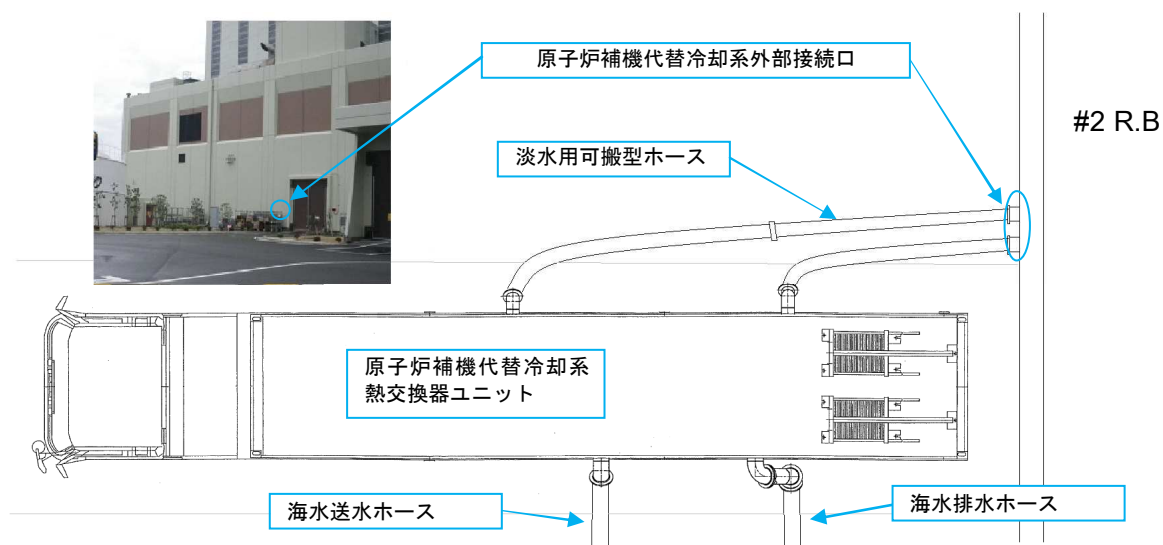
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプ-熱交換器ユニット海水入口側間に海水送水ホース、熱交換器ユニット海水出口側-海水排水先間へ海水排水ホースを設置する。



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

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

原子炉補機代替冷却系接続後の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5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）：150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。

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。

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：50分

サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁：80分

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

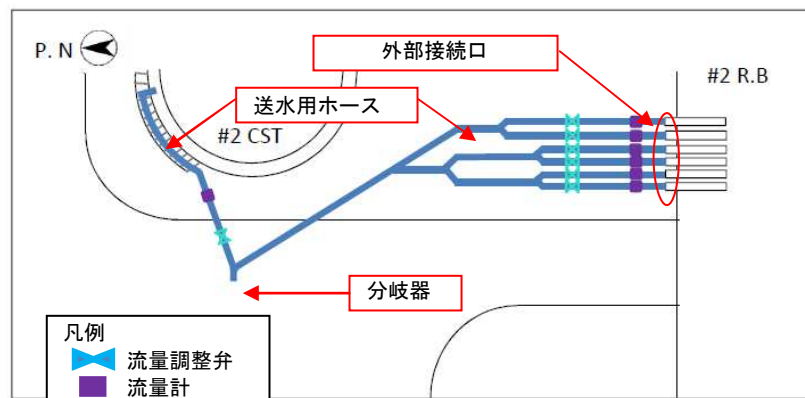
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプ－2号機原子炉建屋付近間へ送水用ホースを設置する。



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。

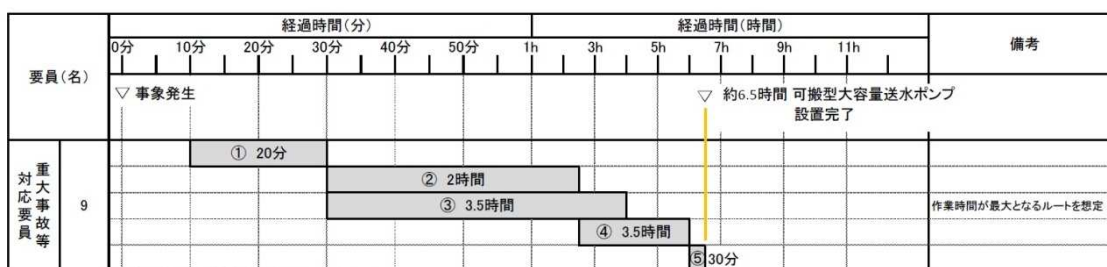
（4）分岐器の設置、外部接続口への送水用ホース敷設

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ホース回収延長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^{*1}

(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^{*1}

(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^{*1}

(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^{*1}

(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^{*2}

作業時間（実績）：90分^{*1}

- ※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。

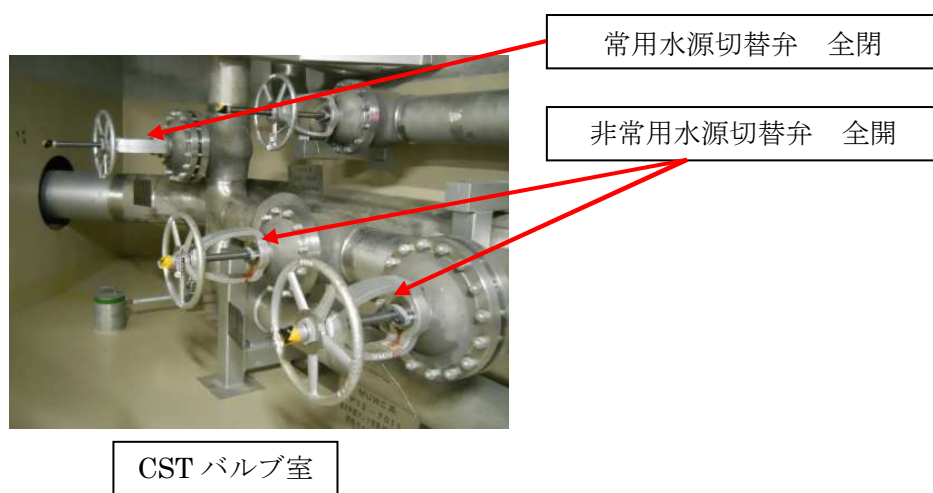
連絡手段 : PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用不能となった場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。



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。



高圧窒素ガス供給系 (HPIN 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）：22 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

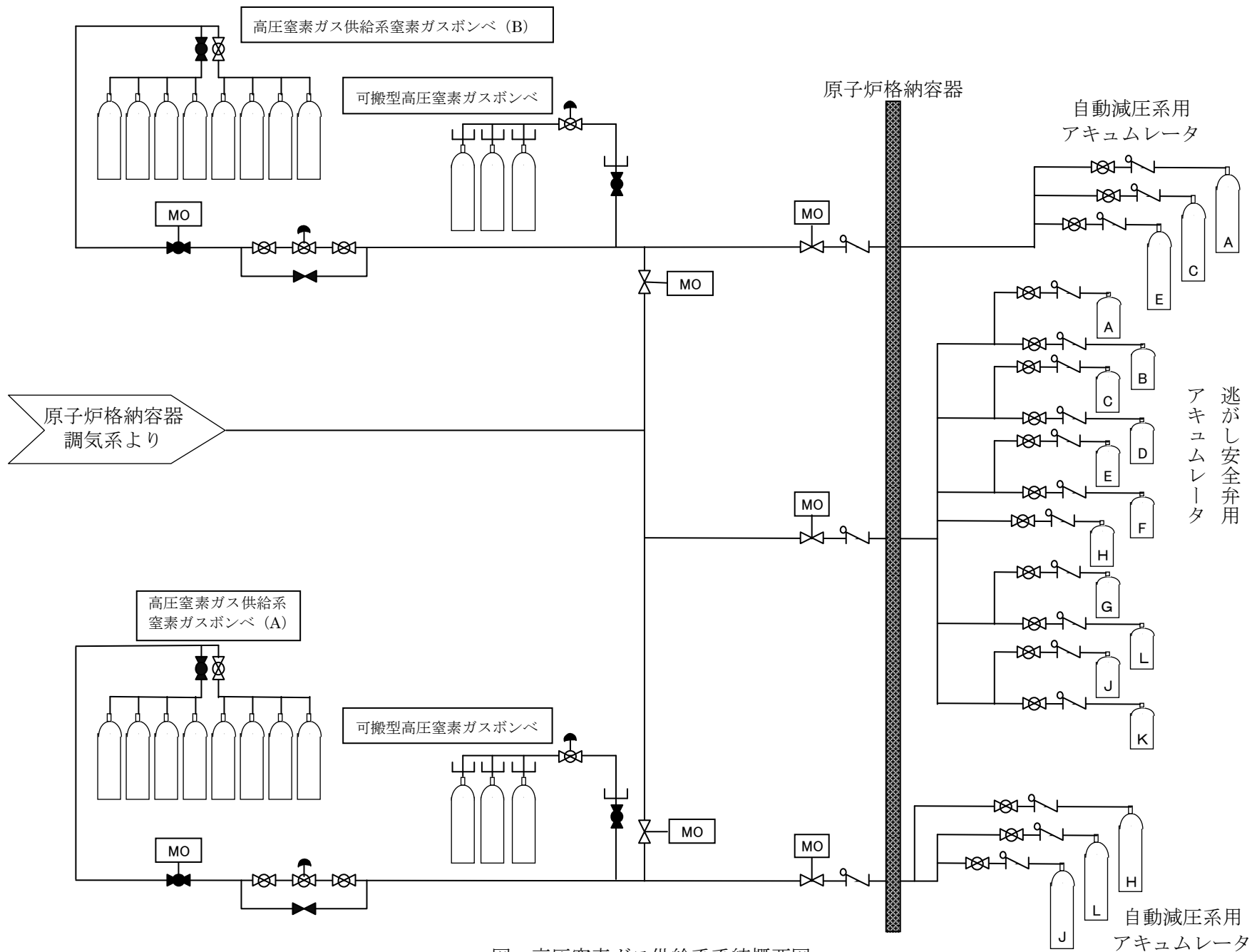


図 高圧窒素ガス供給系系統概要図

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）：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：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

緊急時対策所の設置 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

電源確保作業

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10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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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	259名
合計		343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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7 名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13 名 ^{※2}
	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
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			

※1 発電課長 1 名は 1，2 号兼任

※2 20 名中 5 名は協力的社員

初期消火対応要員（協力的社員）	6 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	259 名
合計		343 名

（災害対策要員（女川町内会社社舎入居者）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 6-2 「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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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

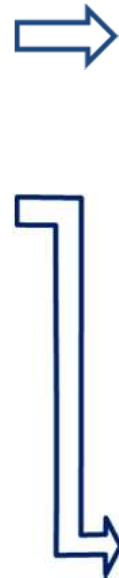
※2 20名中5名は協力会社要員

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

●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	259名
合計		343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 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残留熱除去系サ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復水貯蔵タンク水源切替	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 重 J～重 L ^{※3}	【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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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	259名
合計		343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 重 J~重 L ^{※3}	【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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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		343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	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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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		343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残留熱除去系サブ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高圧炉心スプレイ系水源切り替え ②原子炉隔離時冷却系/高圧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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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		343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 ②—	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）注水系系統構成・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 ②≤8時間 05分 ③—	中央制御室
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 ②≤15時間 30分	中央制御室 原子炉建屋 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ィ（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 ②—	中央制御室
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 重 J~重 L ^{※3}	【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
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	≤36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 6-6 「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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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
------------------	----

●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		343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。
------	--



[]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高圧炉心スプレィ系隔離 ②高圧炉心スプレィ系調査及び隔離	① ≦20分	中央制御室
		② ≦2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]	【格納容器過圧・過温破損防止】 ①残留熱除去系サブ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			

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 ^{※1}
重大事故等対応要員	電源確保要員	7名 ^{※2}
	水源確保・注水要員	13名 ^{※2}
	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		343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）注水系統構成・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]	【格納容器過圧・過温破損防止】 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ー（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			

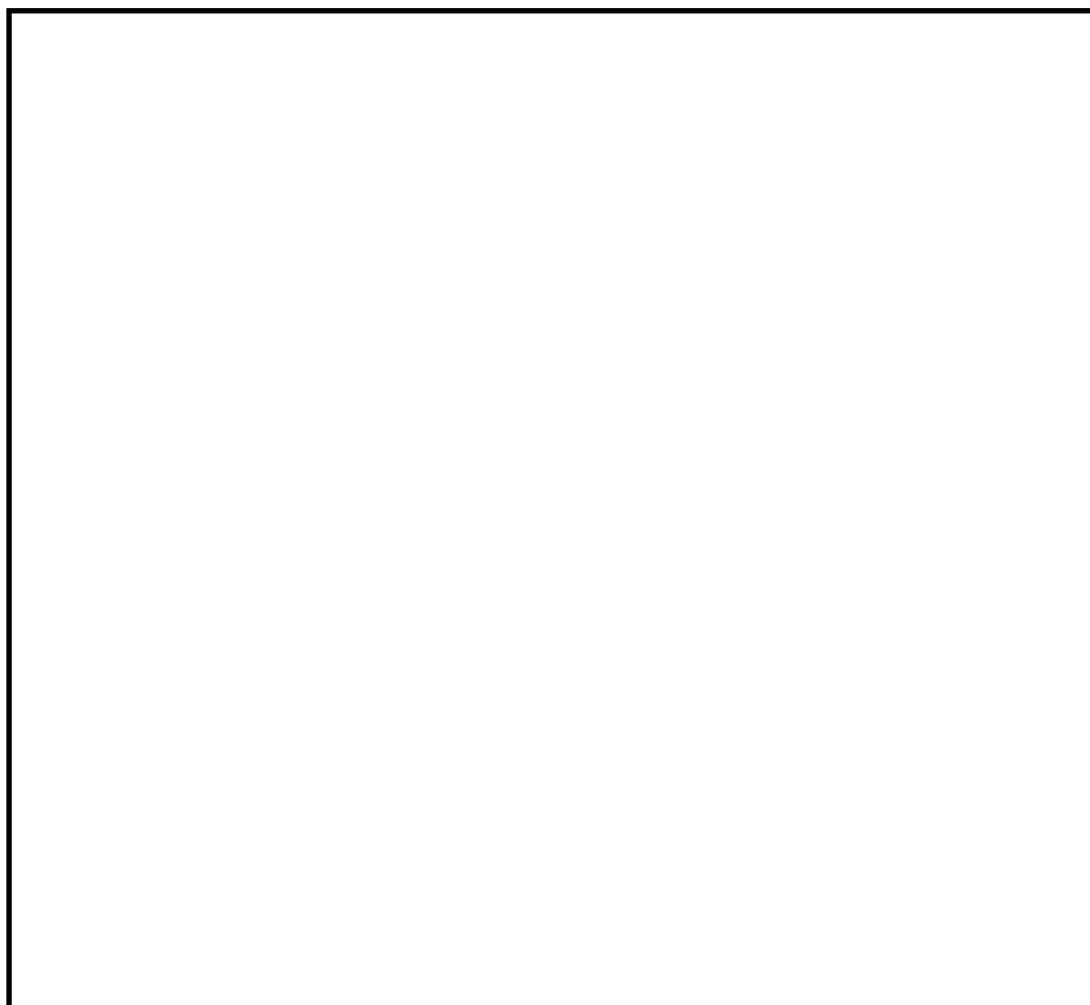
[]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間30分	屋外
3名 重 J~重 L ^{※3}	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤33時間30分	屋外
4名 重 M~重 P	【タンクローリによる給油】 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 6-8 「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

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 ₈)	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 ₃)	約 13.4m	原子炉スクラム
レベル2 (L ₂)	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 ₁)	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 ₀)	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

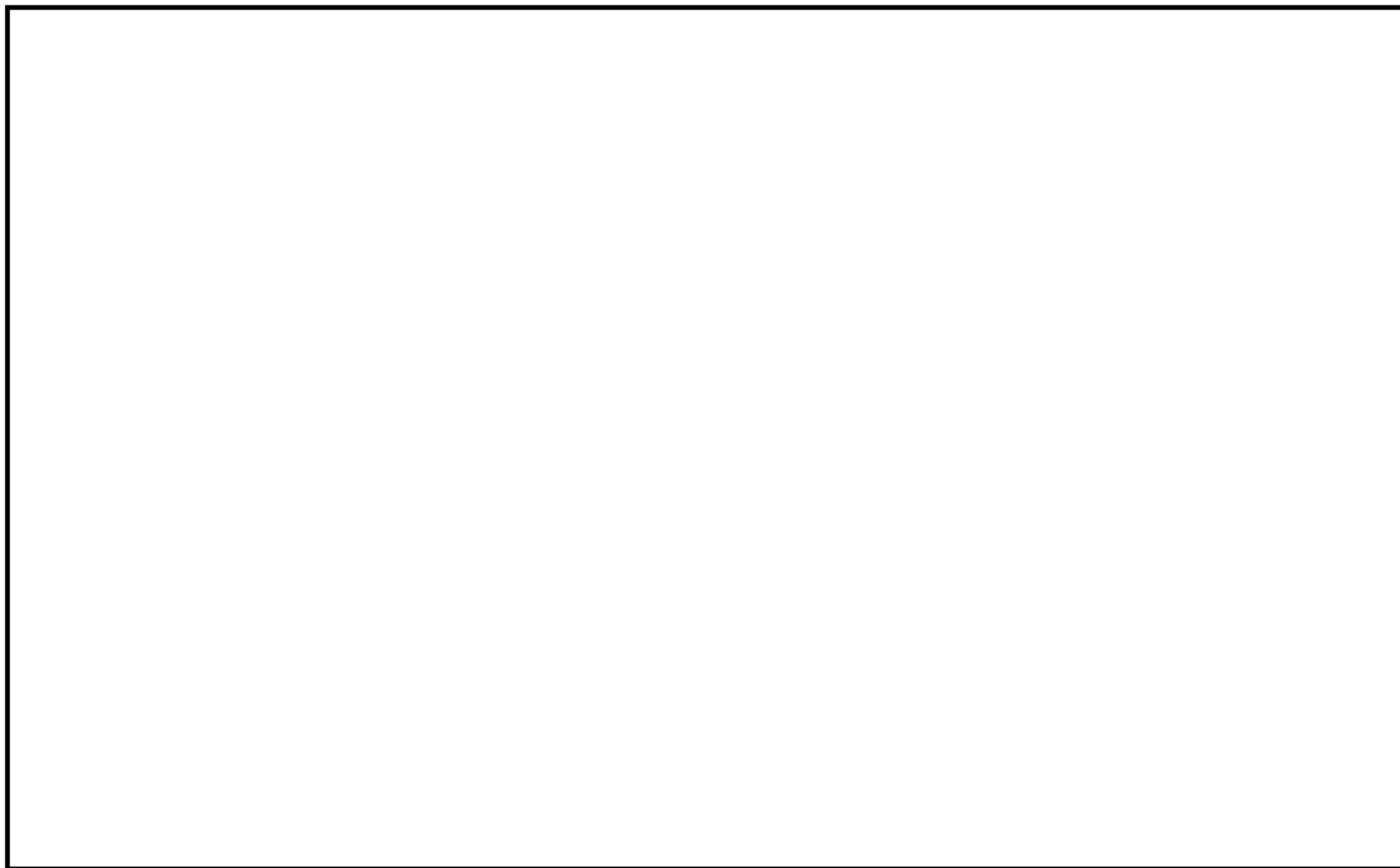


図 9-1 屋外軽油保管場所 全体配置図

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 ³	NWL, プールゲート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 ³	NWL, プールゲート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，水温監視方法として，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SFPへの冷却水の補給について

(a) 補給方法

女川1, 3号炉のSFP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

i. 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

ii. 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3台（3台を接続し2台分の負荷で使用）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) × 1台 × 168h = 16.8 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) × 1台 × 168h = 約 7.9kL
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台相当) (事象発生直後からの起動を想定) 燃費約 100L/h (定格負荷) × 2台 × 168h = 約 33.6 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) × 1台 × 168h = 約 7.9kL
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補給

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310m³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7,477m³）にSFP注水量を追加した場合でも、約7,787m³となり、注水源として使用する淡水貯水槽（10,000m³）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。

なお、作業に係る要員については重大事故等対応要員にて対応可能である。

		38h		40h		備考	
		▽SFP100℃到達					
重大事故等対応要員 2名	可搬型大容量送水 ポンプによる注水	以降適宜実施				可搬型大容量送水ポンプは事象発生約6.5時間後に準備完了	

<燃費の評価>

燃費の評価については、炉心損傷防止対策における燃料評価に包含される。

以上

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

(1) 代替格納容器スプレイ運用の考え方

炉心損傷がない場合、格納容器圧力が最高使用圧力（1Pd）到達時に、炉心損傷がある場合、格納容器圧力が限界圧力（2Pd）到達までにベントを実施する。ベント実施を遅延し、除熱系復旧の時間余裕を確保する観点から、格納容器圧力上昇を抑制するため、間欠的に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを開始する。格納容器スプレイの開始圧力及び停止圧力を表 10-1 に示す。

また、外部水源による注水量が、サブプレッションチェンバからのベント機能確保のため設定された外部水源注水量限界（3,800m³）到達時に、スプレイを停止し、圧力上昇後ベントを実施する。ベント実施前の格納容器内の水位の状態を図 10-1 に示す。

(2) 真空破壊弁水没の影響

真空破壊弁は、冷却材喪失事故後のドライウエル内蒸気凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より下がった場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバに蓄積した非凝縮性ガスがドライウエル側へ移行することで負圧によるドライウエルの破損を防止する機能を有する。

真空破壊弁が水没した場合、サブプレッションチェンバに蓄積した非凝縮性ガスをドライウエル側へ移行する機能が喪失するものの、基本的に圧力が上昇傾向であることが格納容器スプレイを実施する理由であり、「このような事象発生後にドライウエル側が急激に減圧する事象が起きる蓋然性が低いこと」、「真空破壊弁水没後にドライウエルの圧力を極端に下げるといった操作をしない手順としていること」及び「真空破壊弁水没後ベントまでの期間が短いこと」から、特に問題にならないと判断している。

表 10-1 格納容器スプレイの開始圧力及び停止圧力

	開始圧力	停止圧力
炉心損傷がない場合	0.384MPa [gage] (0.9Pd)	0.284MPa [gage]
炉心損傷がある場合	0.640MPa [gage] (1.5Pd)	0.540MPa [gage]

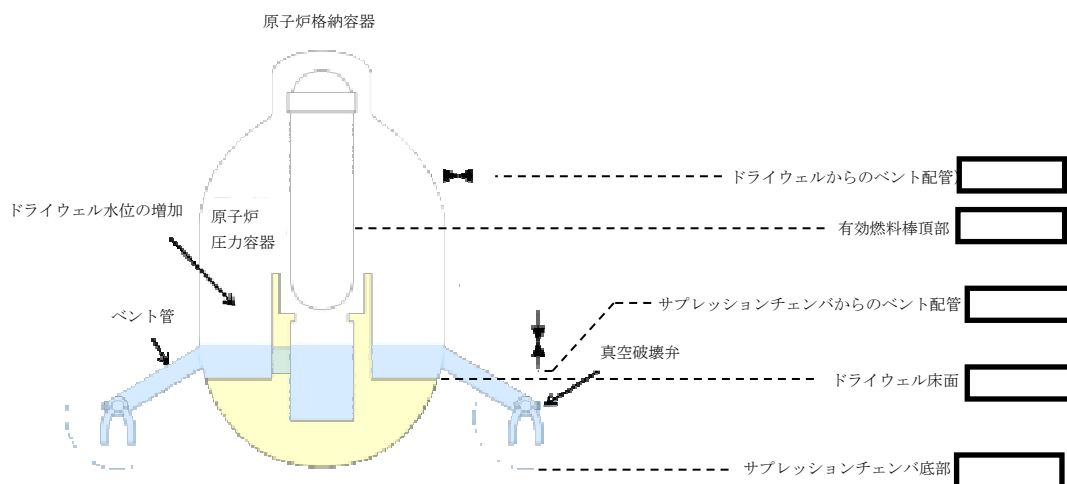


図 10-1 格納容器内の水位の状態 (ベント実施前)

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。

1 1. 原子炉の減圧操作について

原子炉の減圧については、プラントの状況により通常減圧と急速減圧の2通りがある。

(1) 通常減圧について

原子炉の通常減圧は、原子炉冷温停止に移行する上で基本的な減圧操作であり、プラント安定状態^{*}で減圧することを基本としている。この通常減圧は、原子炉保有水量の維持と圧力容器に過度な熱荷重を与えないことを目的に、冷却材温度変化率 55 [°C/h] 以下で実施する減圧である。

具体的な減圧操作としては、プラント通常停止であれば主復水器を使用し、タービンバイパス弁で減圧を行う。主復水器使用不能又は主蒸気隔離弁全閉時には残留熱除去系サプレッションプール水冷却モードを運転し、主蒸気逃がし安全弁を開閉し減圧を実施する。

※プラント安定状態とは、原子炉水位 L - 3 以上で格納容器パラメータが安定した状態をいう。

(2) 急速減圧について

原子炉の急速減圧は、事故発生時、原子炉格納容器の各種運転制限値に到達した場合に、圧力抑制能力が低下する前に原子炉の減圧を完了させること、または原子炉の事故進展抑制を目的として実施し、原子炉を安定状態へと移行させる。

事象発生後、高圧系で原子炉水位が確保されていれば高圧状態を維持し、原子炉への注水を一定時間継続することで、崩壊熱レベルを低下させることができる。しかし、高圧系での注水を維持できない場合などは、低圧系の注水確保を確認し原子炉を急速減圧する。この減圧は、高圧系から低圧系へ移行する重要な運転操作であり、運転手順書に従い減圧することとしている。

原子炉の状態が高圧において注水している際に急速減圧の条件が成立した場合、原子炉の減圧を実施する。

急速減圧操作は、SRVのうちADS機能を有する「6弁」を手動開放することを第1優先とするが、実施できない場合はADS機能を持たないSRVを含めた「6弁」を手動開放する。さらに、それでも実施できない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「2弁」を手動開放することにより急速減圧する。なお、SRVによる減圧ができない場合は、SRV以外の減圧手段を試みる。

原子炉減圧の判断フローを図 11-1、急速減圧の操作概要を図 11-2 に示す。

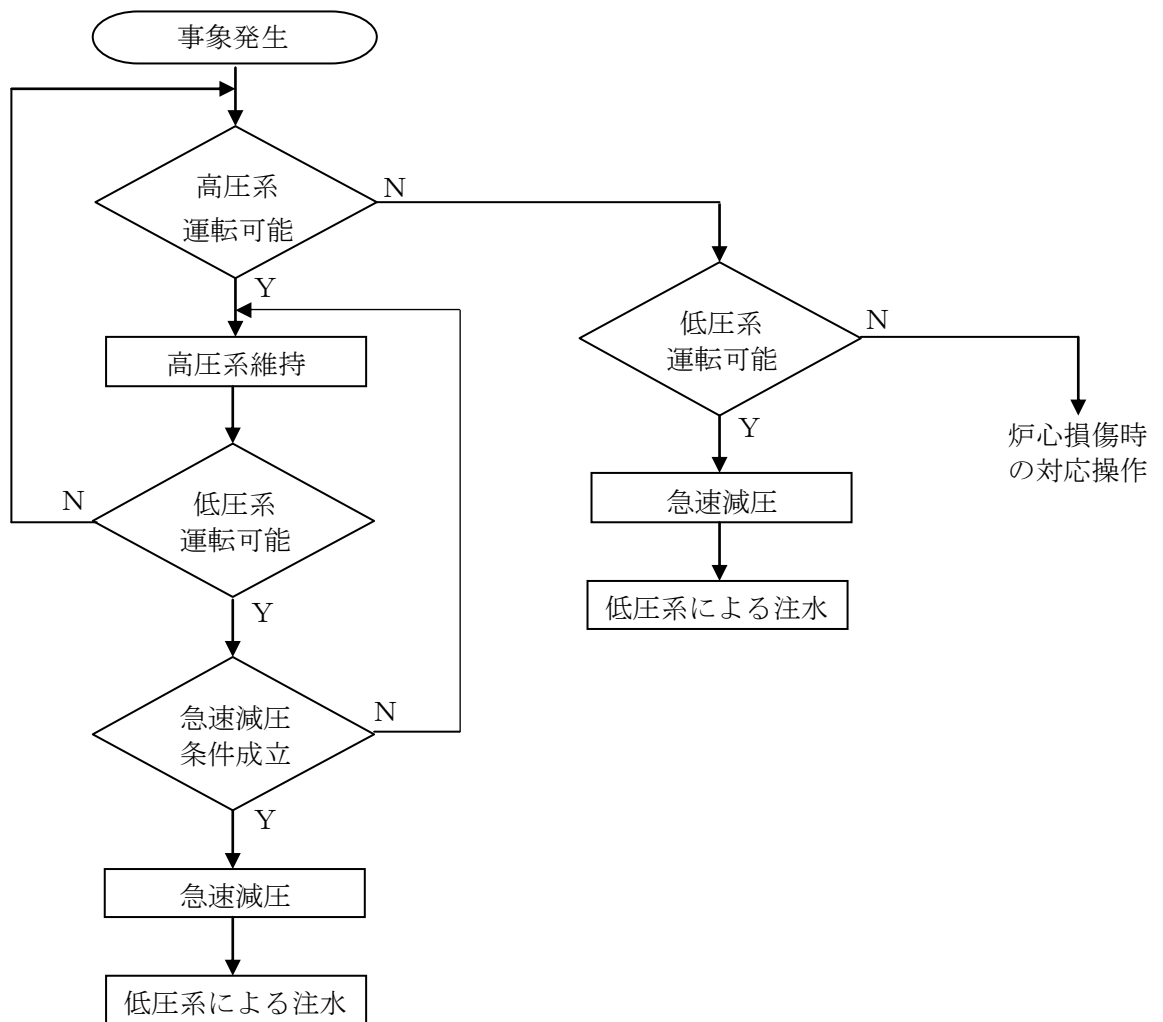


図 11-1 原子炉急速減圧判断フロー

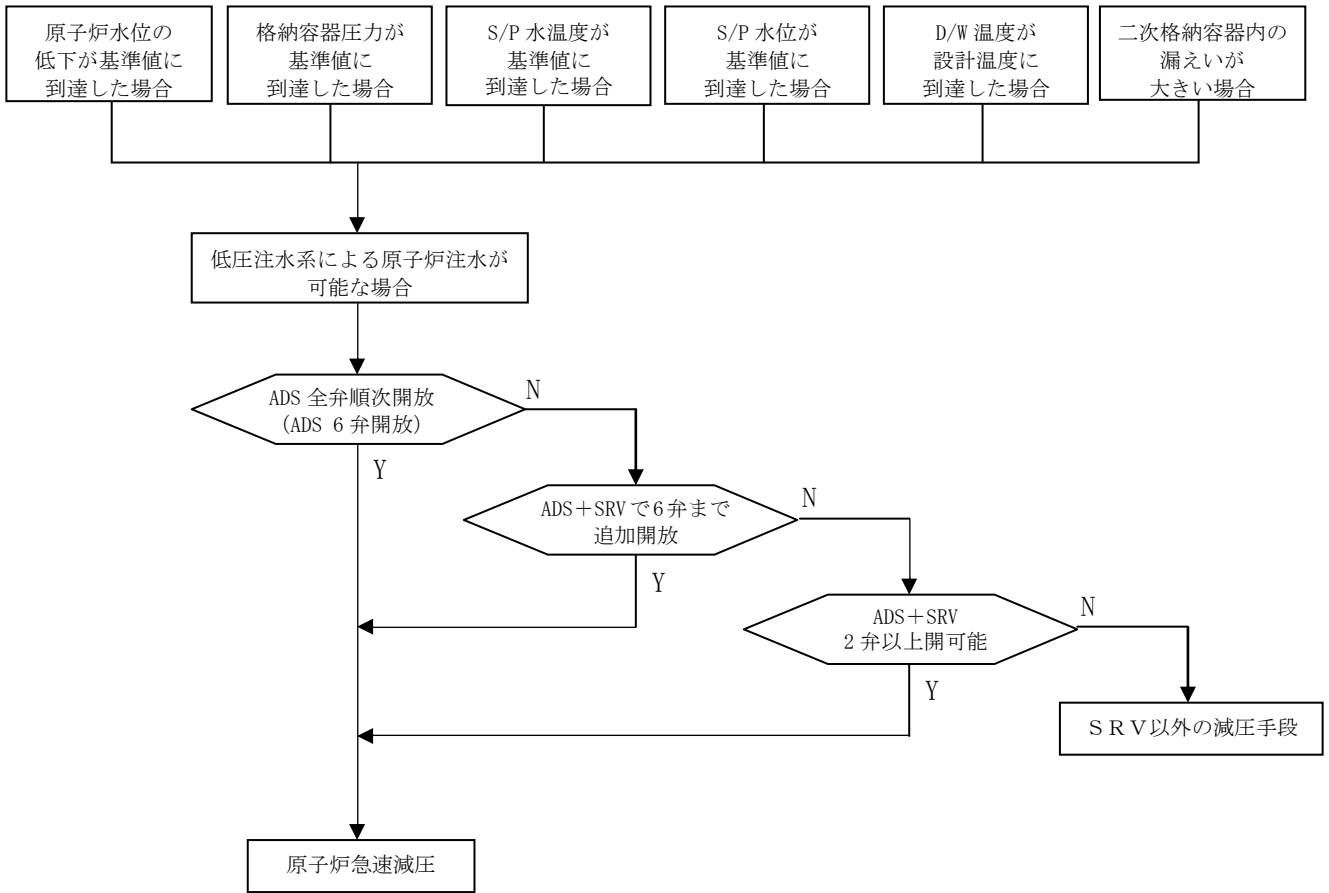


図 11-2 急速減圧の操作概要

1 2 . 原子炉隔離時冷却系の水源切替について

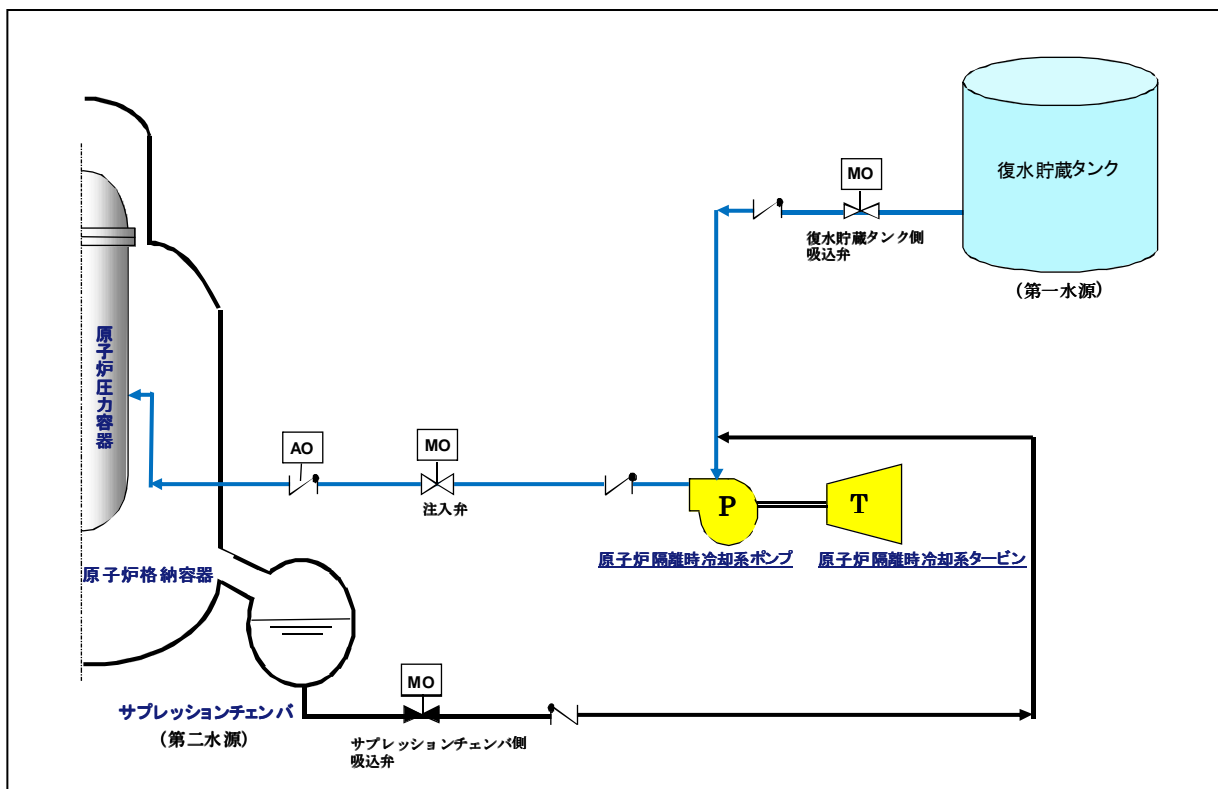
原子炉隔離時冷却系の水源は，復水貯蔵タンクまたはサブプレッションチェンバであり，第一水源を復水貯蔵タンク，第二水源をサブプレッションチェンバとしている。

原子炉隔離時冷却系の水源の切替え（復水貯蔵タンク⇒サブプレッションチェンバ）は，自動的に切替わるインターロックはないため^{*}，運転員が判断し中央制御室の操作で切替える手順としている。

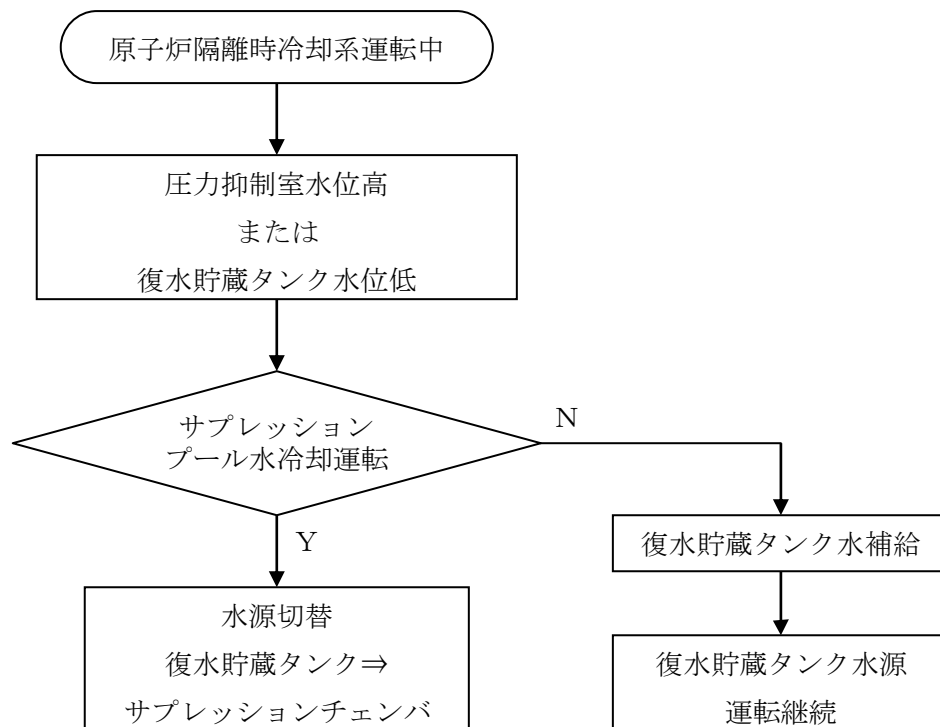
切替える際の判断は，「圧力抑制室水位高」または「復水貯蔵タンク水位低」警報が発生し，かつ残留熱除去系によるサブプレッションプール水冷却運転を確認した上で切替えを行う。

有効性評価の全交流動力電源喪失では，サブプレッションチェンバ水位高となってもサブプレッションプール水冷却運転が確保できないため，原子炉隔離時冷却系の水源の切替え（復水貯蔵タンク⇒サブプレッションチェンバ）は実施しない。

以下に原子炉隔離時冷却系の水源概要図および水源切替対応フローを示す。



原子炉隔離時冷却系の水源概要図



原子炉隔離時冷却系水源切替対応フロー

※原子炉隔離時冷却系の水源地切替を手動で実施する理由

原子炉隔離時冷却系は給水喪失時の原子炉注水を目的としており、給水系と同等の水質である復水貯蔵タンクを基本水源としている。

BWR 5の原子炉隔離時冷却系については、ECCSネットワークの一部でないため、高圧炉心スプレイ系のようにLOCA時の水源確保およびサプレッションプールの水位上昇を抑制する目的として復水貯蔵タンクからサプレッションチェンバへ自動で水源を切替えるインターロックを有していない。

また、原子炉隔離時冷却系の潤滑油冷却器は原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側の分岐配管から供給される冷却水により冷却されており、サプレッションプール水の冷却が確保できない状態では潤滑油が高温となり、運転が継続できない。このため、運転員が確認し水源切替を行うこととしている。

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。

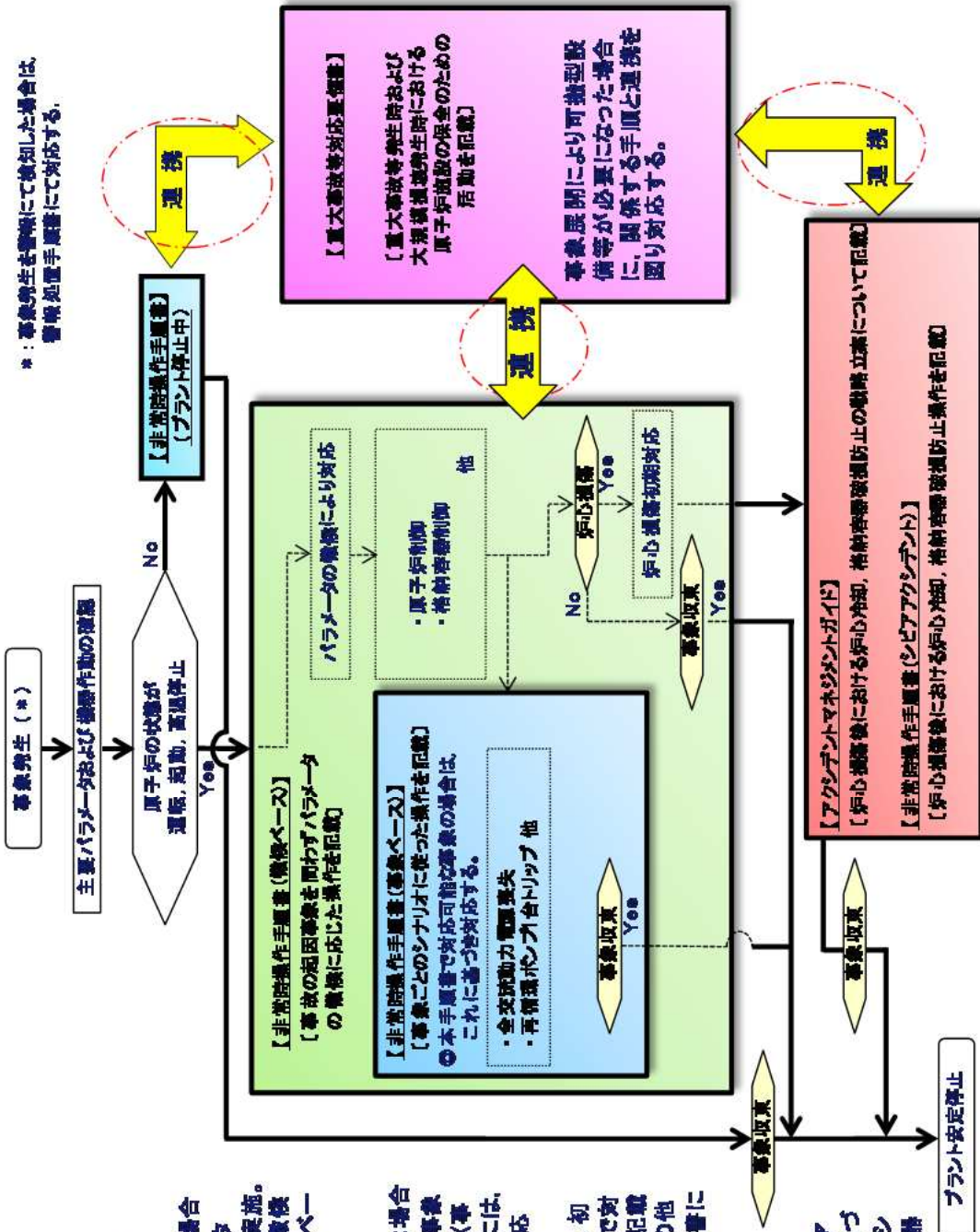
(2) 手順書の構成

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 13-7 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



* : 事象発生を警報にて検知した場合は、警報処置手順書にて対応する。

手順書間の移行および判断については、以下のとおり。

- 微候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。
⇒ 原因事象を問わずパラメータの微候により非常時操作手順書(微候ベース)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
⇒ 微候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、微候ベース手順書と並行して対応操作を実施。
例) 全交流動力電源喪失時は、初期対応として微候ベース手順書で対応するが、微候ベース手順書に記載のないタービン系の操作等、その他の必要な操作は、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、アクセシブルな管理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、格納罐静置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

崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）

事故対応操作補足説明

全給水喪失により原子炉水位が低下し、原子炉水位低（L3）信号が発生して原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書（兆候ベース）における「スクラム（RC）」に移行する。

A：スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全交流電源喪失により「交流電源喪失」制御へ移行および原子炉水位が低下するため「水位確保」制御へ移行する。

B：水位確保「RC/L」

原子炉水位L2にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位をL2～L8で維持する。※1

※1 実際の原子炉水位調整はL3～L8で維持するが、解析ではL2～L8で維持する。

C：交流電源喪失「C6」

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。

D：S/P温度制御「SP/T」

原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴い、残留熱除去系が起動不能となり、サブプレッションプール水温度が上昇する。

S/P水熱容量制限値に到達し「急速減圧」制御に移行する。

E：急速減圧「C2」

復水移送ポンプの1台起動を確認し、逃がし安全弁2弁を開放し原子炉を減圧する。※2

原子炉減圧後は、復水移送ポンプによる注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。

※2 実際の操作ではADS6弁開放するが、解析では急速減圧の最小弁数2弁にて減圧する。

F：S/P温度制御「SP/T」

原子炉補機代替冷却系が準備完了により、残留熱除去系によるサブプレッションプール水の冷却を実施する。

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）

事故対応操作補足説明

全給水喪失により原子炉水位が低下し、原子炉水位低（L3）信号が発生して原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書（兆候ベース）における「スクラム（RC）」に移行する。

A：スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全給水全喪失により原子炉水位が低下するため「水位確保」制御へ移行する。

B：水位確保「RC/L」

原子炉水位L2にて原子炉隔離時冷却および高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉への注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位をL2～L8で維持する。※1

※1 実際の原子炉水位調整はL3～L8で維持するが、解析ではL2～L8で維持する。

C：S/P温度制御「SP/T」

スクラムに伴いサブプレッションプール水温度が上昇する。これにより残留熱除去系のサブプレッションプール水冷却モードを起動するが、起動に失敗するため、サブプレッションプール水温度がさらに上昇する。

サブプレッションプール水温度および水位の上昇に伴い、高圧炉心スプレイ系の水源切替およびS/P水熱容量制限値に到達するため「急速減圧」制御に移行する。

D：急速減圧「C2」

高圧炉心スプレイ系の起動を確認し、逃がし安全弁2弁を開放し原子炉を減圧する。※2

原子炉減圧後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉への注水が継続され、原子炉水位が維持されることを確認する。

※2 実際の操作ではADS6弁開放するが、解析では急速減圧の最小弁数2弁にて減圧する。

E：PCV圧力制御「PC/P」

残留熱除去系の除熱機能喪失により原子炉格納容器圧力が上昇する。

S/P圧力を監視し、格納容器スプレイおよび格納容器ベントを実施する。

S/P圧力 0.384MPa[gage]：可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ実施。（間欠運転）

S/P圧力 0.427MPa[gage]：原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント実施。

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 13-3 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

原子炉停止機能喪失

事故対応操作補足説明

主蒸気隔離弁全閉により原子炉スクラム信号が発信する。これにより、非常時操作手順書（兆候ベース）における「スクラム（RC）」に移行する。

A：スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並列して行う。

原子炉スクラム失敗のため「反応度制御（RC/Q）」へ移行する。（「反応度制御（RC/Q）」実施中は、「直流電源喪失（C5）」、「交流電源喪失（C6）」以外の操作は実施しない。）

B：反応度制御「RC/Q」

原子炉出力が3%以上のため、「SLC」「水位」「CR」の操作を並列して行う。※1

※1 解析上は「CR」を期待しないものとする。

「SLC」操作

サブレーションプール水温度が49℃以上を確認後、ほう酸水注入系を起動し、ほう酸水注入操作を行う。※2

また、サブレーションプール水温度が上昇しているため、残留熱除去系をサブレーションプール水冷却モードに切り替える。

ほう酸水全量注水が完了したら、ほう酸水注入ポンプを停止し「スクラム（RC）」に移行する。

※2 実際はサブレーションプール水温度が49℃近接でほう酸水注入系を起動するが、解析ではサブレーションプール水温度49℃到達10分後にほう酸水注入系起動。

「水位」制御

ドライウエル圧力高（13.7kPa）到達で非常用炉心冷却系が自動起動、原子炉水位L2で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水が開始される。

また、自動減圧系の作動阻止機能が作動していることを確認する。※3

原子炉水位は、原子炉出力抑制のため水位低下操作を実施しL2付近で維持する。※4

※3 中性子束高（10%以上）および原子炉水位低（L2）の信号により自動減圧機能、代替自動減圧機能が作動阻止される。

※4 水位低下操作は解析上考慮しない。

高圧炉心スプレイ系の水源について、圧力抑制室水位高（+50mm）により復水貯蔵タンクからサブレーションプール側へ自動で切り替わるが、サブレーションプール水温度80℃到達で再度サブレーションプールから復水貯蔵タンクへ手動で切り替えを実施する。

A：スクラム「RC」

ほう酸水全量注入完了後、原子炉未臨界を確認する。

また、原子炉水位をL3～L8で制御する。

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 13-4 原子炉停止機能喪失

LOCA時注水機能喪失

事故対応操作補足説明

中小破断LOCAの発生および全給水喪失により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(L3)信号が発生して原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書(兆候ベース)における「スクラム(RC)」に移行する。

A:スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全交流電源喪失により「交流電源喪失」制御へ移行および原子炉水位が低下するため「水位確保」制御へ移行する。

B:水位確保「RC/L」

原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に伴い、非常用炉心冷却系の機能喪失を確認する。

原子炉水位L2にて原子炉隔離時冷却系の自動起動信号が発生するが、起動に失敗する。このため高圧代替注水系を手動起動し、原子炉水位の上昇を確認する。

原子炉水位をL2～L8で維持する。※1

※1 実際の原子炉水位調整はL3～L8で維持するが、解析ではL2～L8で維持する。

C:交流電源喪失「C6」

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。

D:S/P温度制御「SP/T」

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、残留熱除去系が起動不能となり、サブプレッションプール水温度が上昇する。

S/P水熱容量制限値に到達し「急速減圧」制御に移行する。

E:急速減圧「C2」

復水移送ポンプの1台起動を確認し、逃がし安全弁2弁を開放し原子炉を減圧する。※2

原子炉減圧後は、復水移送ポンプによる注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。

※2 実際の操作ではADS6弁開放するが、解析では減圧するための最小弁数2弁にて減圧する。

F:S/P温度制御「SP/T」

原子炉補機代替冷却系の準備完了により、残留熱除去系によるサブプレッションプール水冷却モードを起動するが失敗する。

G:PCV圧力制御「CP/P」

残留熱除去系の除熱機能喪失により原子炉格納容器圧力が上昇する。

S/P圧力を監視し、格納容器スプレイおよび格納容器ベントを実施する。

S/P圧力 0.384MPa[gage]:可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ実施。(間欠運転)

S/P圧力 0.427MPa[gage]:原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント実施。

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 13-5 LOCA時注水機能喪失

**格納容器バイパス
(インターフェイスシステムLOCA)**

事故対応操作補足説明

I S L O C A の発生および全給水喪失により原子炉水位が低下し、原子炉水位低 (L 3) 信号が発生して原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書 (兆候ベース) における「スクラム (R C)」に移行する。なお、I S L O C A を判断したら、非常時操作手順書 (事象ベース) 「I S L O C A」を実施する。

A : スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

I S L O C A 発生および全給水喪失により原子炉水位が低下するため「水位確保」制御へ移行する。

B : 水位確保「RC/L」

原子炉水位 L 2 にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、注水が開始される。さらに原子炉水位が低下し、原子炉水位 L 1 にて低圧注水系および低圧炉心スプレイ系が自動起動することを確認する。

高圧炉心スプレイ系の I S L O C A を判断し、高圧炉心スプレイ系の隔離を実施する。

高圧炉心スプレイ系の隔離完了後、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位は上昇し、L 2 ~ L 8 で維持する。※1

※1 実際の原子炉水位調整は L 3 ~ L 8 で維持するが、解析では L 2 ~ L 8 で維持する。

C : S/P 温度制御「SP/T」

サブレーションプール水温度の上昇により、残留熱除去系のサブレーションプール水冷却モードを起動する。

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 13-6 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

**雰囲気圧力・温度による静的負荷
(格納容器過圧・過温破損)**

事故対応操作補足説明

大破断LOCAの発生により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(L3)信号が発生して原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書(兆候ベース)における「スクラム(RC)」に移行する。

A: スクラム「RC」

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全交流電源喪失により「交流電源喪失」制御へ移行および原子炉水位が低下するため「水位確保」制御へ移行する。

B: 水位確保「RC/L」

原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に伴い、非常用炉心冷却系の機能喪失を確認する。

原子炉水位L2にて原子炉隔離時冷却系の自動起動信号が発生するが、起動失敗する。

原子炉への注水機能が喪失するため、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となり「水位回復」制御および「PCV水素濃度制御」へ移行する。

C: PCV圧力制御「PC/P」

大破断LOCAの発生によりドライウエル圧力が上昇する。その後、S/P圧力を継続監視する。

D: 水位回復「C1」

原子炉への全注水機能喪失のため「炉心損傷初期対応」制御へ移行する。

E: PCV水素濃度制御「PC/H」

原子炉水位が有効燃料棒頂部以下のためCAMSにて水素濃度を監視する。

F: 炉心損傷初期対応「C4」

炉心損傷に伴い、格納容器内γ線線量率が上昇する。格納容器内γ線線量率が各種事故(原子炉冷却材喪失)相当の10倍超過を確認し「非常時操作手順書(シビアアクシデント)」へ移行する。

G: 交流電源喪失「C6」

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。

**雰囲気圧力・温度による静的負荷
(格納容器過圧・過温破損)**

事故対応操作補足説明

格納容器内 γ 線線量率が各種事故(原子炉冷却材喪失)相当の10倍超過により、非常時操作手順書(シビアアクシデント)へ導入され、初期対応操作として注水ストラテジ1を実施する。

H：注水ストラテジ1

復水移送ポンプを2台起動し、損傷炉心への注水を開始する。注水後は原子炉水位が上昇することを確認する。※1

原子炉圧力容器破損確認ガイドに従い、原子炉圧力容器の健全を確認後、「注水ストラテジ2」および「除熱ストラテジ1」を並行して実施する。

※1：解析上は復水移送ポンプを1台運転としている。

I：注水ストラテジ2

復水移送ポンプによる損傷炉心への注水を継続し、原子炉水位を確認する。

原子炉水位L3～L8維持不可のため、原子炉水位L0に到達後、原子炉への注水量を崩壊熱相当の注水量に調整する。

J：除熱ストラテジ1

格納容器温度171℃到達により、燃料プール補給水ポンプを起動し、原子炉ウェル注水を実施する。※2

原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系サプレッションプール水冷却モードを起動するが、起動失敗により格納容器圧力の上昇が継続する。

格納容器健全性確認ガイドに従い、格納容器の健全性を確認する。

格納容器圧力を監視し、格納容器スプレイおよび格納容器ベントを実施する。

格納容器圧力 0.640MPa[gage]：可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ実施。(間欠運転)

格納容器圧力 0.854MPa[gage]：原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント実施。

※2：解析上は原子炉ウェル注水を考慮しない。

15. 原子炉停止機能喪失時の運転操作について

1. 反応度制御の導入

プラント運転中において、何らかの異常が発生し、自動スクラムまたは手動スクラムした場合、運転員は中央制御室の制御棒位置表示により全制御棒が全挿入していること、中性子束が減少していることでスクラムの成功を確認する。

自動スクラム信号が発生しても制御棒が挿入しない場合、原子炉出力を確認し、直ちに手動スクラムを試みる。それでも全制御棒の全挿入が確認できない場合、原子炉停止機能喪失（以下、「ATWS」という。）と判断し、運転員は非常時操作手順書（徴候ベース）の「反応度制御」に従い、原子炉を安全に停止させる操作を行う。

なお、ATWSの判断基準は以下のとおり。

(1) ATWS判断基準

- ・全制御棒の「全挿入^{※1}」が確認できない場合
- ・全制御棒の「02ポジション^{※2}（最大未臨界引抜位置）」までの挿入が確認できない場合

※1 ATWSは制御棒の挿入状態により判断し、部分的に挿入されていない場合もATWSと判断する。

※2 各制御棒は鉛直方向に48ポジションに区分しており、2ポジション単位で挿入・引抜が可能である。なお、全挿入位置は00ポジション、全引抜位置は48ポジションである。

2. 反応度制御の操作内容

ATWS判断後、反応度制御中は原子炉出力を確認し、出力に応じて以下の操作を実施する。

(1) 原子炉出力が3%未満の場合

原子炉水位をL-3からL-8に維持し、並行して制御棒の挿入操作を実施する。

(2) 原子炉出力が3%以上の場合

原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制後、「ほう酸水注入系起動操作」、「原子炉水位制御操作」、「制御棒挿入操作」を適宜並行で実施する。

① ほう酸水注入系起動操作

以下の判断基準により，ほう酸水注入系起動操作を実施する。

《判断基準》

- ・ サプレッションプール水温度が 49℃以上
- ・ 中性子束振動異常増大^{※3}が発生

② 原子炉水位制御操作

原子炉から放出される蒸気によるサプレッションプール水温度上昇が継続することを防止するため，「原子炉隔離状態かつ原子炉出力3%以上」または「原子炉出力40%以上」で原子炉水位を低下させ^{※4}，原子炉出力を抑制する。

③ 制御棒挿入操作

中央制御室および現場において，制御棒の挿入操作を実施する。

なお，制御棒の挿入方法としては，「代替制御棒挿入回路手動作動」，「スクラムパイロット弁用ヒューズ引抜」，「スクラムパイロット弁用制御空気ブロー」，「スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム」，「制御棒駆動水圧系による制御棒挿入」，「制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水」等がある。

※3 A T W S時，逃がし安全弁により原子炉圧力を安定させ，以下のいずれかの場合に中性子束振動異常増大を判断する。

- ・ A P R M指示：2～3秒周期で変動 振幅20%以上
- ・ L P R M指示：2～3秒周期で変動 振幅10%以上

※4 原子炉水位低下操作は，給水系および高圧注水系による原子炉への注水量を減少させ原子炉水位を低下し，原子炉水位L-2を維持する。原子炉水位L-2を維持できない場合には，L-1+1000mm以上に維持するよう注水量を調整する。

3. 反応度制御の脱出

反応度制御の脱出は，全制御棒が「全挿入」または「02ポジション」まで挿入された場合，もしくは，ほう酸水が全量注入された場合となる。

4. ほう酸水注入系起動操作における判断者

非常時操作手順書（徴候ベース）に従い，「発電課長」が判断し，ほう酸水注入系起動操作を実施する。

16. 原子炉停止機能喪失時の運転点について

原子炉停止機能喪失時における，運転特性図上に運転点の推移を示した図を，図 16-1 として示す。

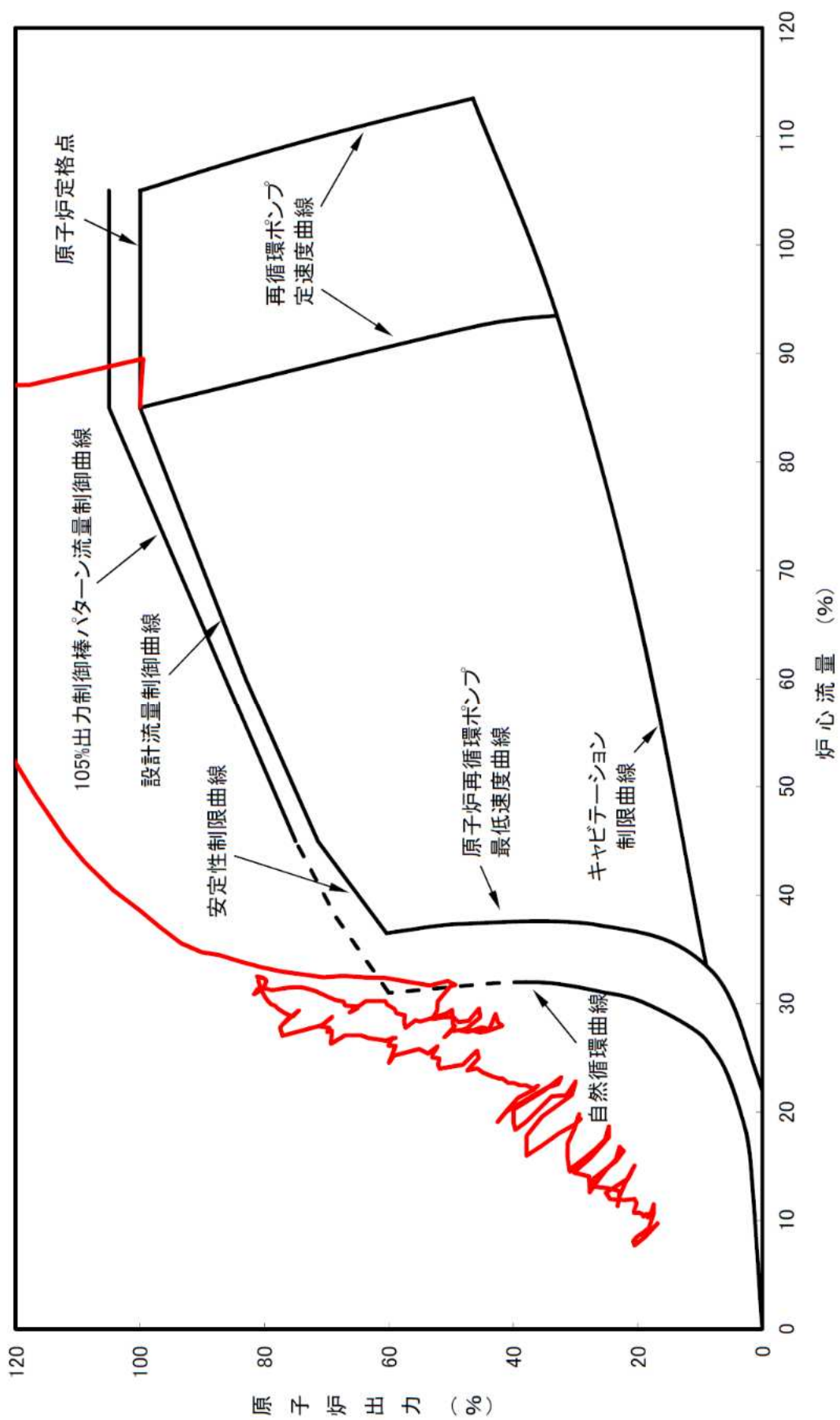


図 16-1 原子炉停止機能喪失時における、運転特性図上での運転点の推移

17. 炉心損傷開始の確認について

ドライウエル又はサプレッションチェンバ，どちらかの放射能レベルが，各種事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合に，炉心損傷が開始したと判断する。(図17-1及び図17-2参照)

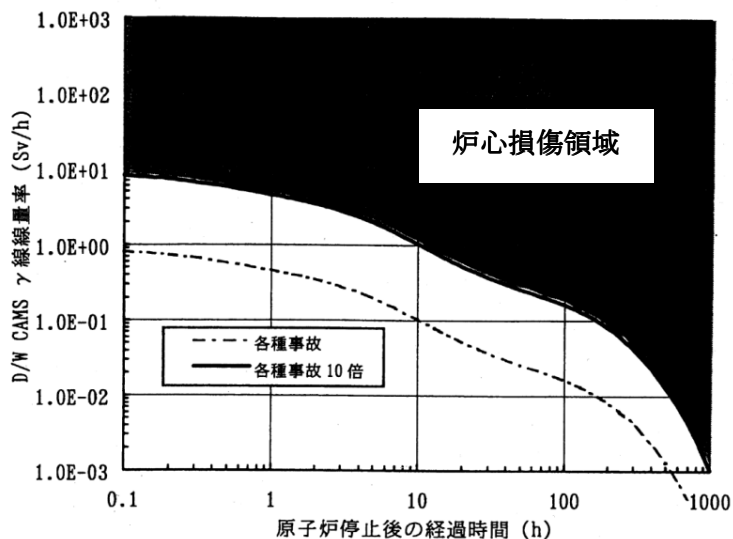


図17-1 ドライウエルにおける γ 線線量率

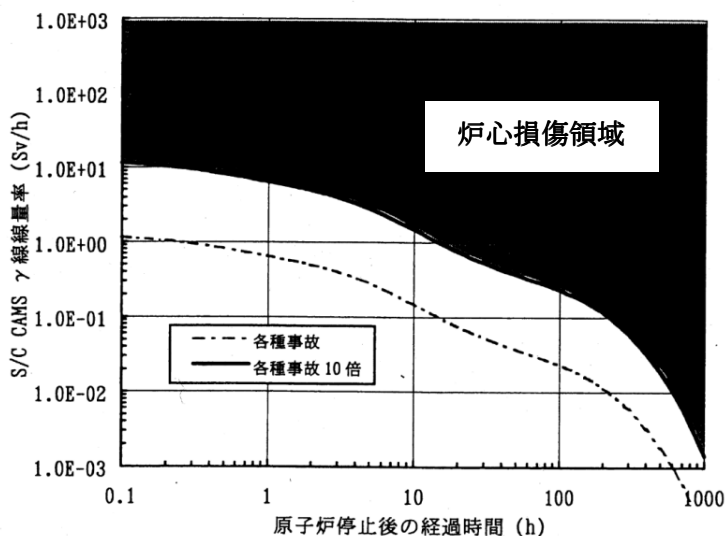


図17-2 サプレッションチェンバにおける γ 線線量率

※ 格納容器雰囲気放射線モニタ線量率10倍について

各種の事故シーケンスのMAAP解析における炉心損傷開始時点での格納容器内希ガス質量より γ 線線量率を算出した結果，ドライウエル若しくはサプレッションチェンバの格納容器雰囲気放射線モニタ γ 線線量率は顕著な変化を示す。炉心損傷判断としては，各種事故を越える事象について，各種事故の γ 線線量率より高く，かつ判定遅れが生じない基準として，各種事故の10倍を設定している

20. 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

原子炉隔離時冷却系（以下、「RCIC」という）による注水時には、注水開始から原子炉圧力の降下が見れるまでに、時間遅れが生じている。

これは、RCICによる注水が継続しRCICの注水口である給水管が冠水すると、シュラウド外に蓄水することにより炉心流量が増加し、下部プレナム及び炉心を経由して上部プレナムまで到達することで、炉心及び上部プレナム内の蒸気を凝縮するためである。

したがって、RCIC注水開始から原子炉圧力降下が見れるまでには、注水口から上部プレナムまでの冷却水の輸送遅れ分だけ時間遅れが生じることになる。

その一例として、図20-1にRCICによる注水を継続する崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）時の原子炉圧力、注水流量及び炉心での蒸気凝縮量の推移を示す。

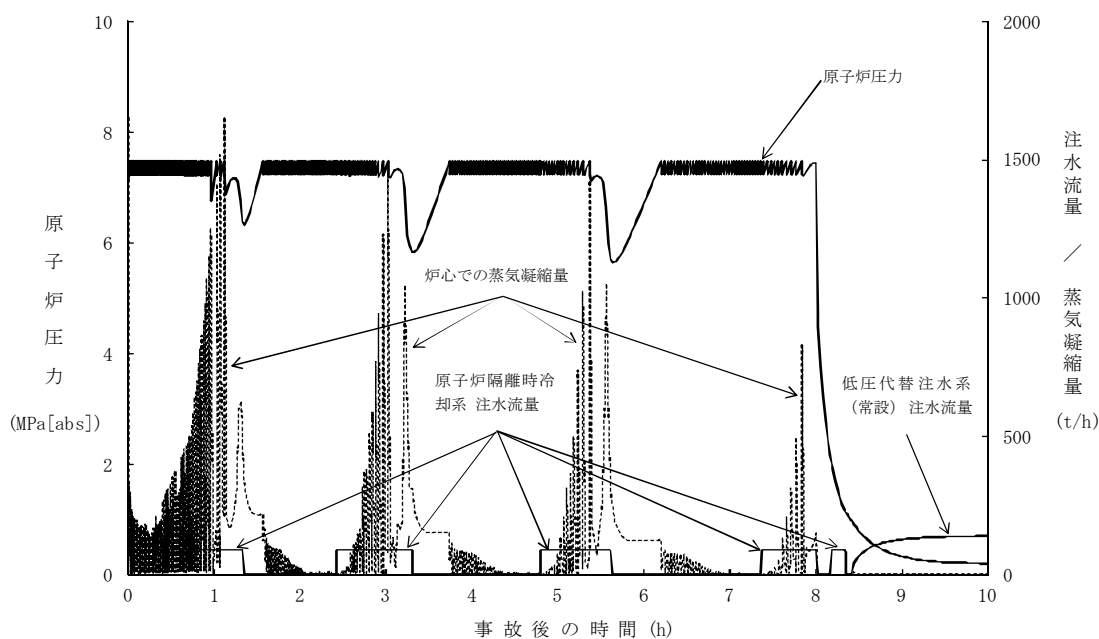


図 20-1 原子炉圧力、注水流量及び炉心での蒸気凝縮量の推移

2 1. スペーサ位置における燃料被覆管温度について

図21-1に原子炉停止機能喪失時における燃料被覆管温度のファーストピーク及びセカンドピークを示す。ファーストピークは14ノードで発生し、セカンドピークは18ノードで発生している。

図21-2にスペーサ位置に相当する燃料被覆管温度を示す。

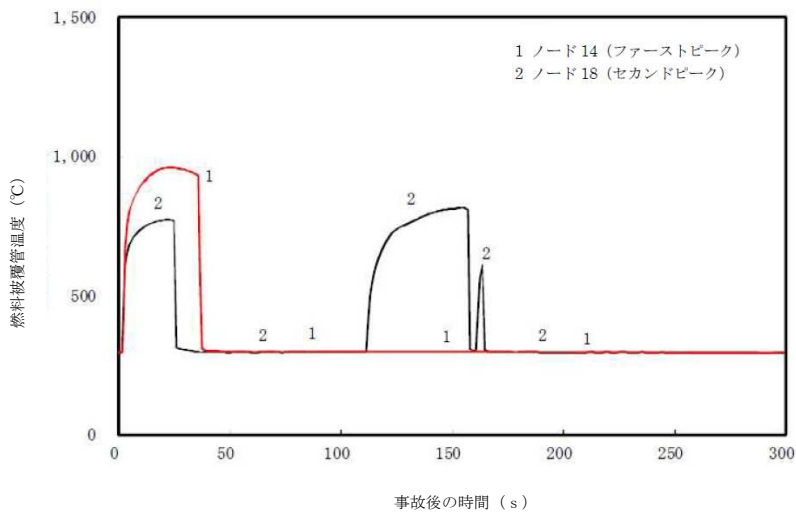


図 21-1 燃料被覆管温度（ファーストピーク，セカンドピーク）

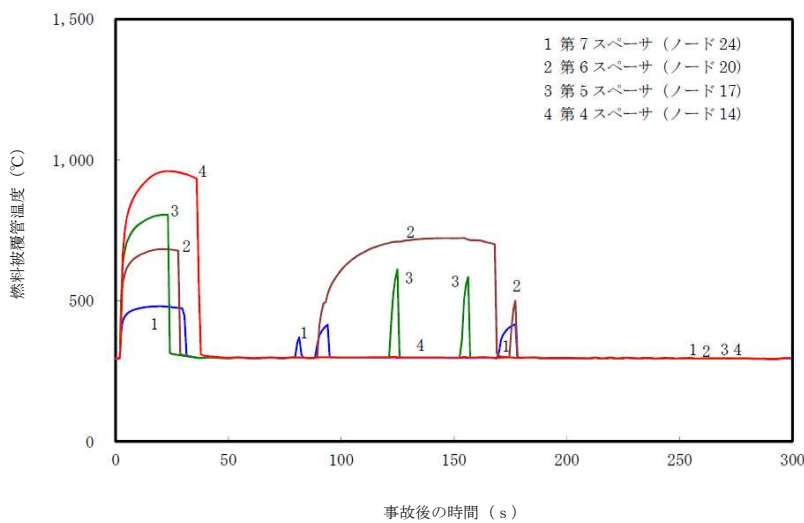
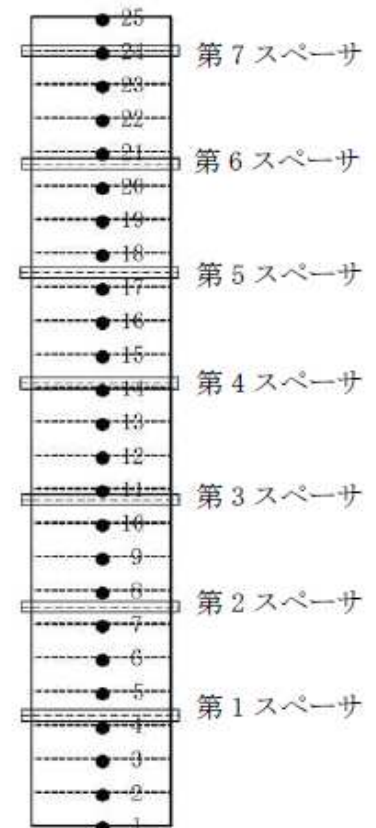


図 21-2 スペーサ位置相当の燃料被覆管温度



参考図
スペーサと評価ノードの
位置関係

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

図22-1に、原子炉停止機能喪失時における燃料被覆管温度の推移（～事象発生5分）を示す。以下の理由により、事象発生5分以降も燃料被覆管温度に有意な変動はなく、燃料の健全性は十分に確保された状態にあると考えられる。

図22-2に原子炉水位変化（シュラウド外）の推移を示すが、給水流量喪失後にシュラウド外水位はレベル1近傍となり、5分以降もレベル1近傍に維持される。この状態において、シュラウド内は、上部プレナムへHPCSによる注水が行われ、飽和水及び蒸気で満たされているため、炉心冷却が維持されている。また、原子炉出力が維持された状態であることから、HPCSの注水に伴う蒸気凝縮による炉心露出も発生しない。さらに、自然循環力は維持されていることから炉心流量も確保され、燃料は安定して冷却された状態にある。（燃料被覆管温度は冷却材の飽和温度程度に維持された状態にある。）

また、図 22-3 に中性子束及び炉心流量の推移を示す。電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップした後は逃がし安全弁の作動による変動はあるものの、原子炉出力が低く、上述のとおり炉心流量も確保されているため、燃料被覆管温度が大きく上昇することは無い。

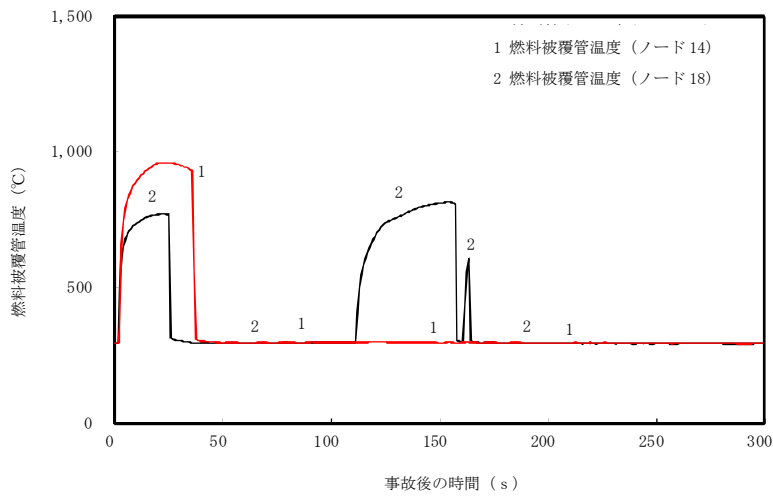


図 22-1 燃料被覆管温度の推移 (ノード 14, ノード 18)

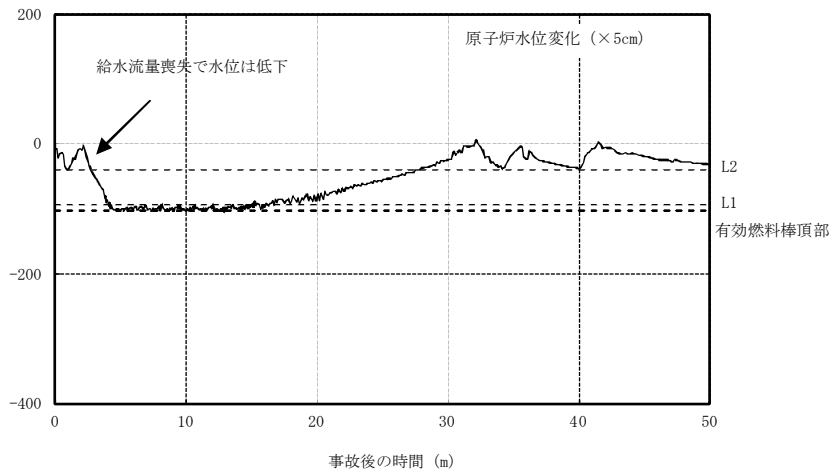


図 22-2 原子炉水位変化 (シュラウド外) の推移

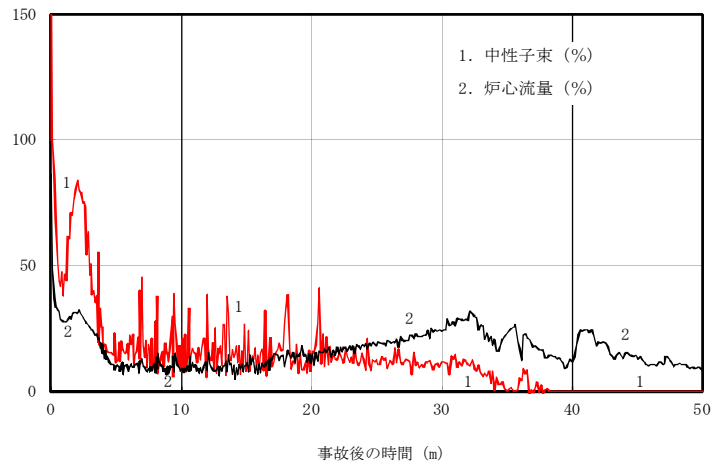


図 22-3 中性子束及び炉心流量の推移

2 3. 給水温度条件の根拠について

原子炉停止機能喪失の評価に用いる給水温度評価モデルの概要を図23-1に示す。給水エンタルピ変化は、図23-2に示すとおり、設計ヒートバランスによる給復水系各部の給水エンタルピと配管体積及び給水流量から算出する。給水エンタルピ変化は、加熱器の熱慣性として一次遅れ要素を考慮する。

結果、給水温度（給水エンタルピより変換）は、初期温度216°Cから主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、400秒程度で33°Cまで低下し、その後は33°C一定として設定している。

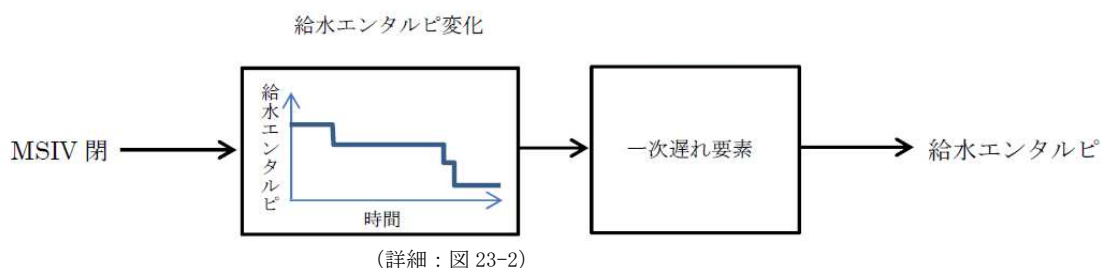


図 23-1 給水温度評価モデルの概要



図 23-2 給水加熱喪失を模擬するエンタルピ変化

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。