

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20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ベントライン隔離弁等手動操作時の被ばく線量

19. 原子炉格納容器限界温度・限界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

24. 重要事故シーケンス等の選定

25. 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

26. LPRM 較正用導管等破損時の影響について

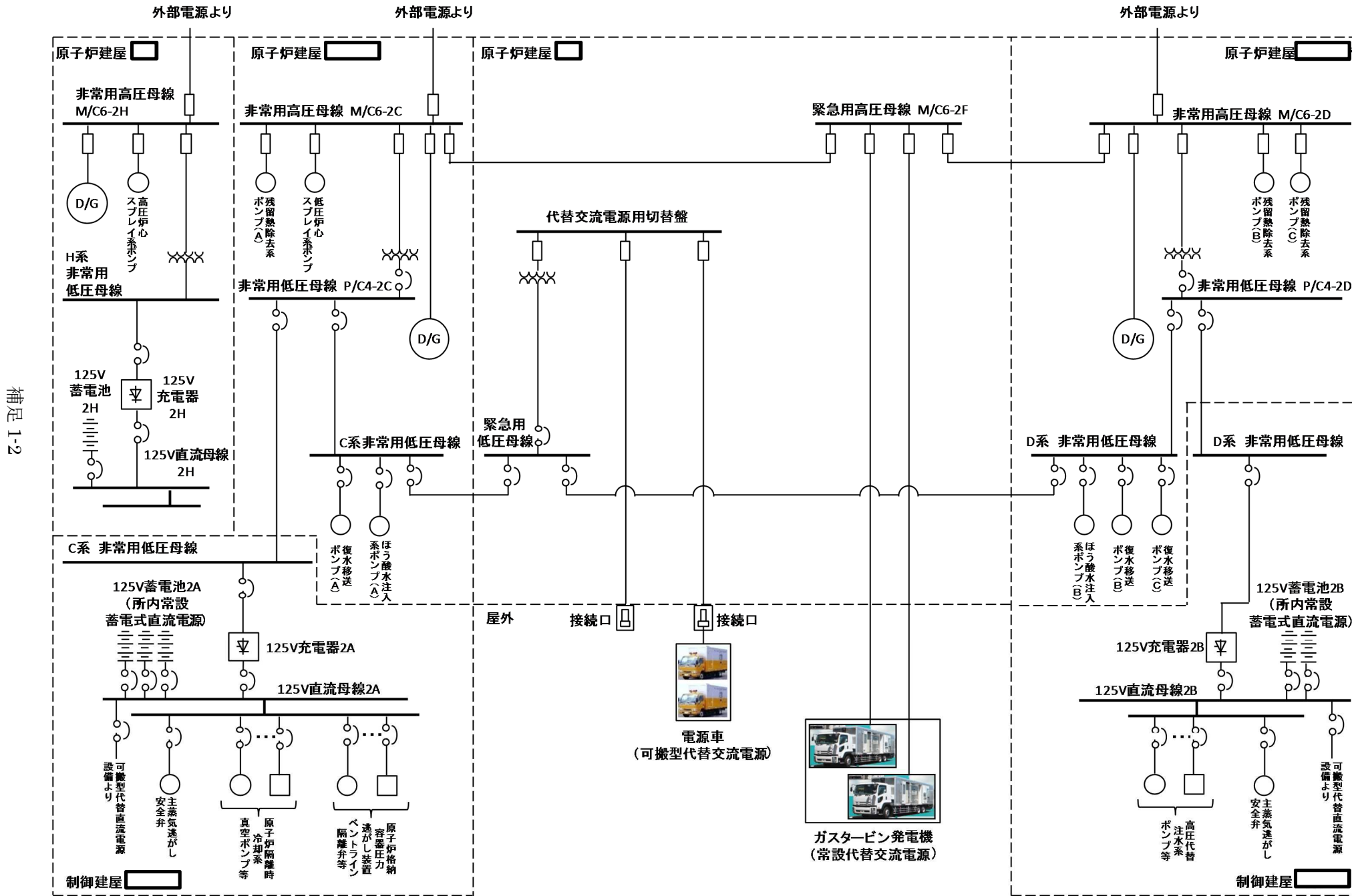
27. 重大事故時におけるベント実施時の待避時間について

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. 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. 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

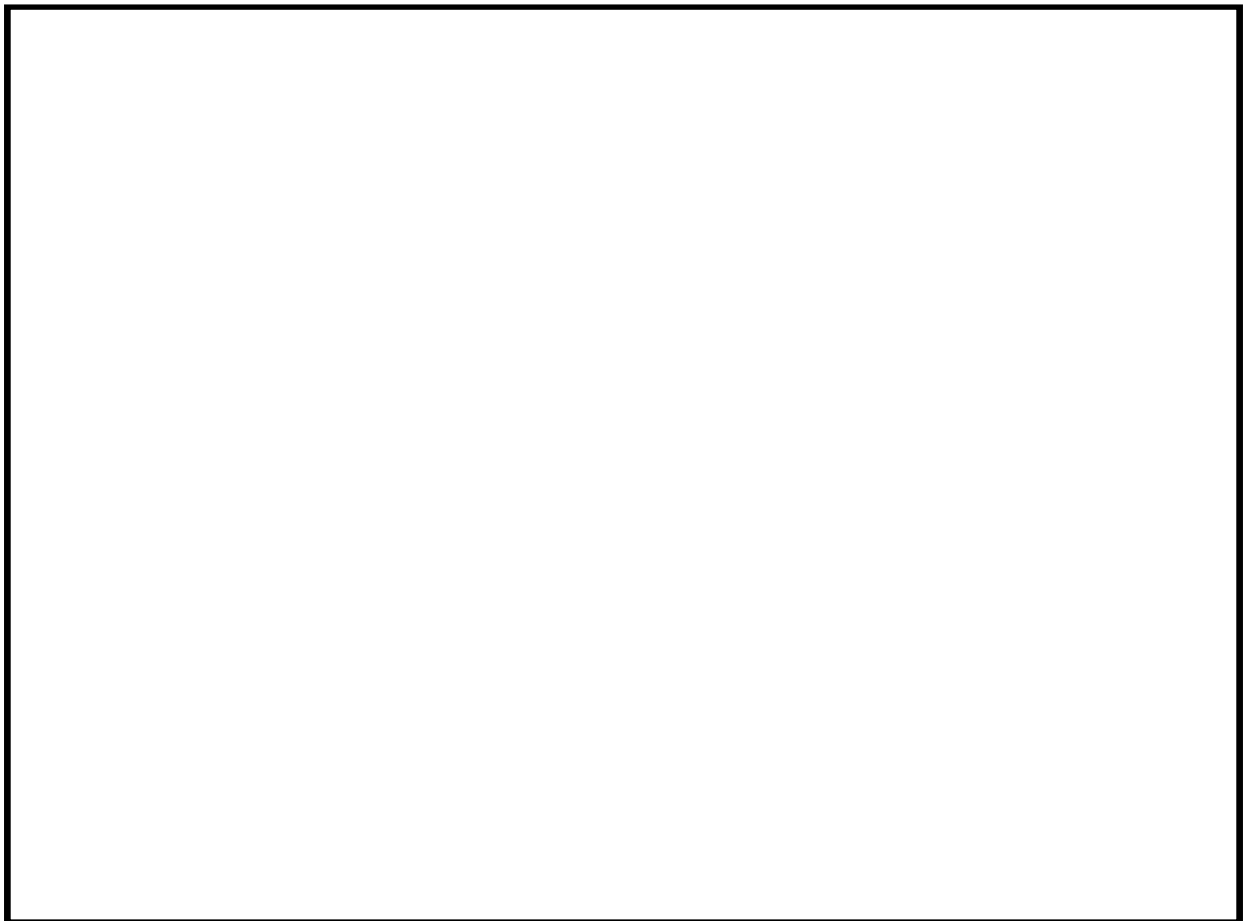
種類	:	背圧式蒸気タービン
出力	:	534 kW
個数	:	1台
取付箇所	:	ポンプと同じ（タービンーポンプ一体型）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

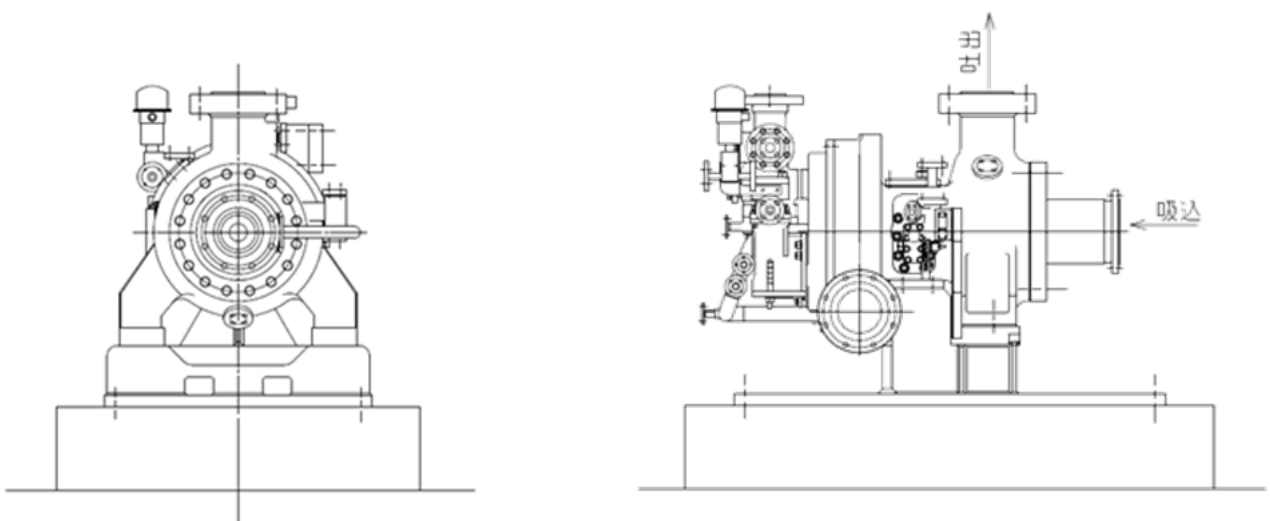
(3) 設備概要

a. 配置場所

原子炉建屋



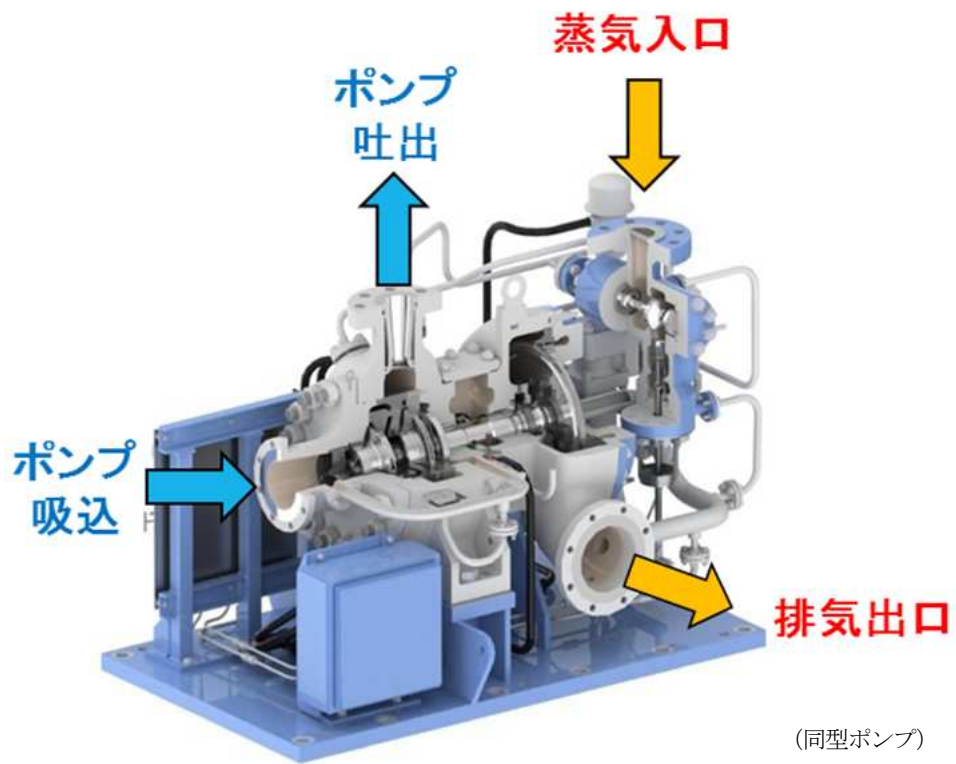
b. 外形図



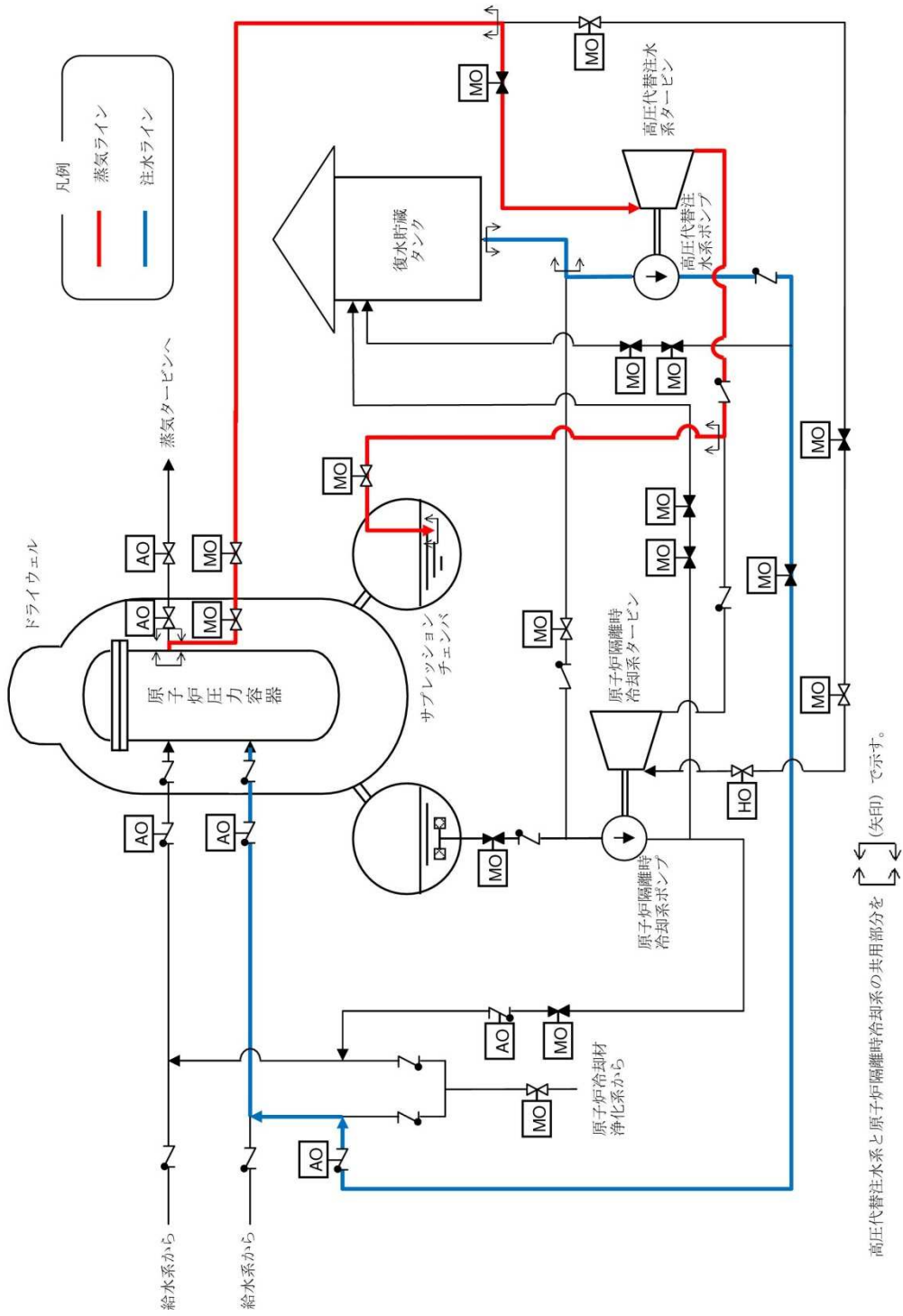
(同型ポンプ)

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

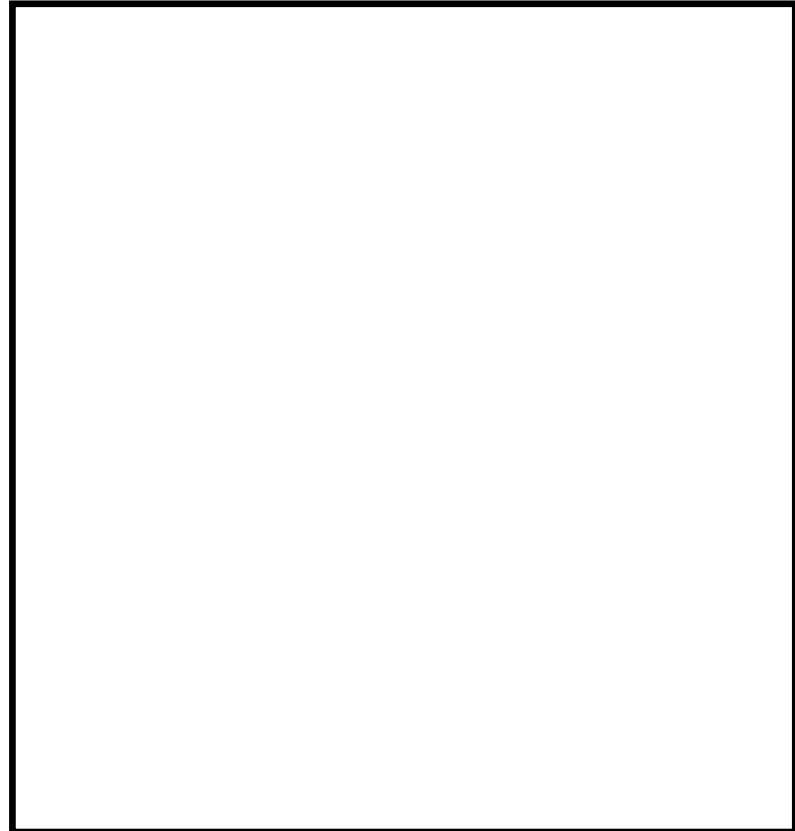
(b) 原動機

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

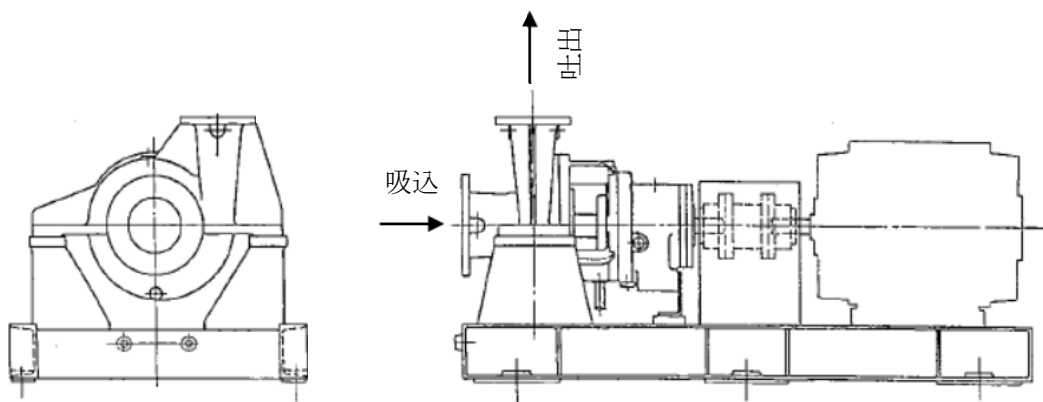
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (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。

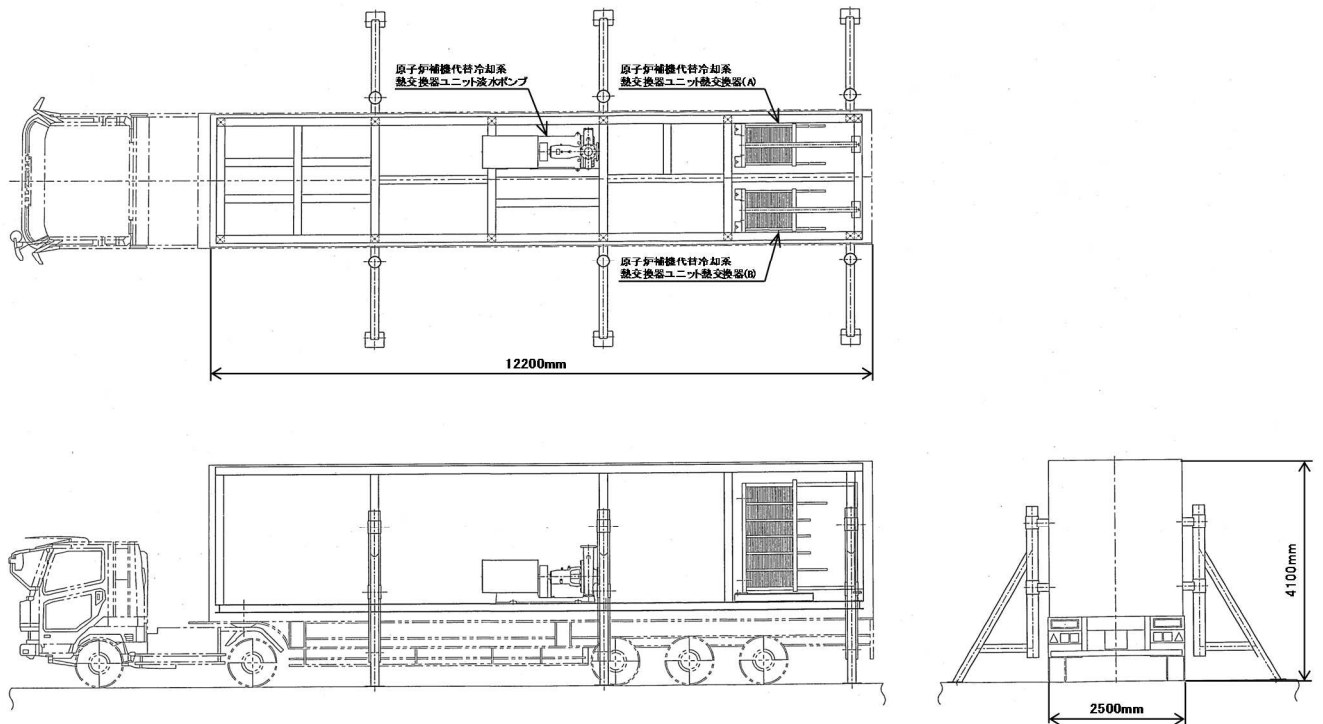
(3) 設備概要

a. 配置場所

図 3-4, 3-5 参照。

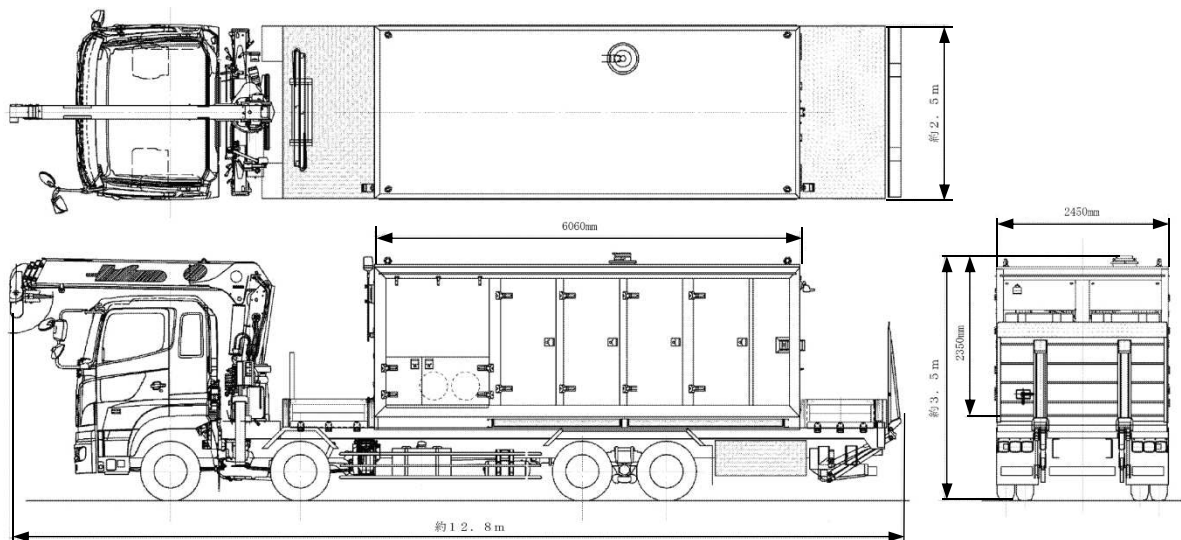
b. 外形図

(a) 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット



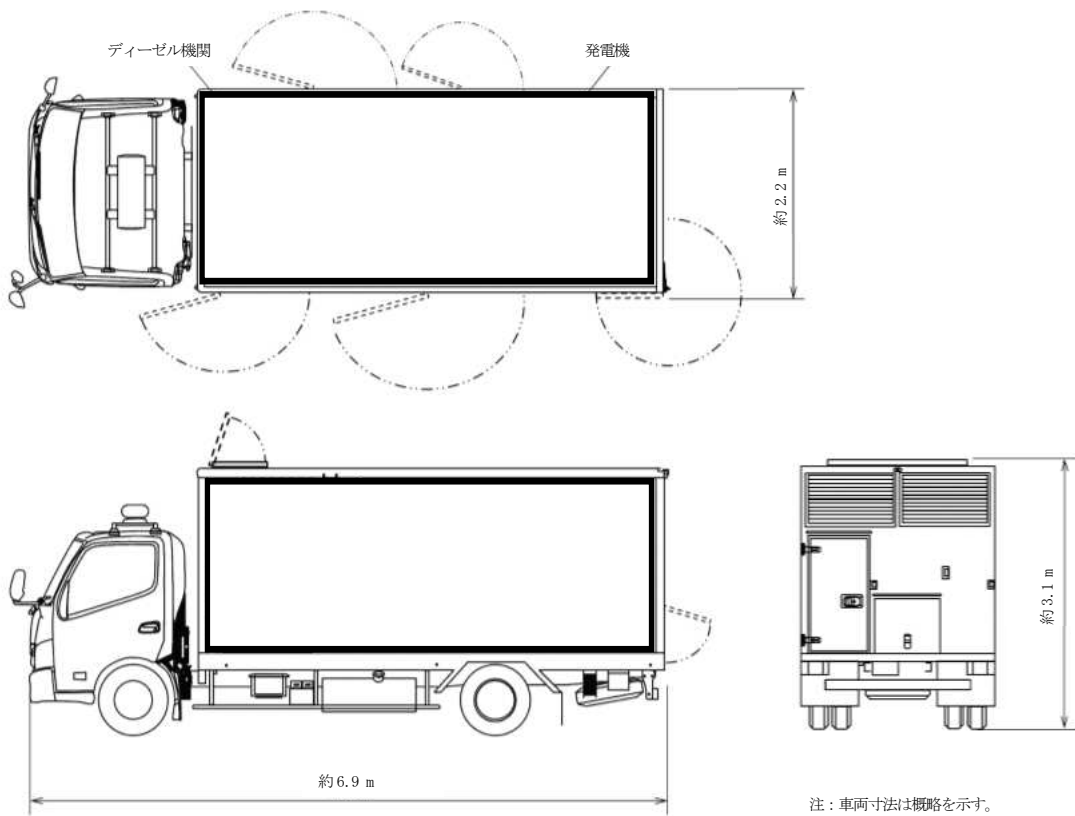
注1:寸法は概略を示す
注2:トレーラー斜材は参考とする

(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）



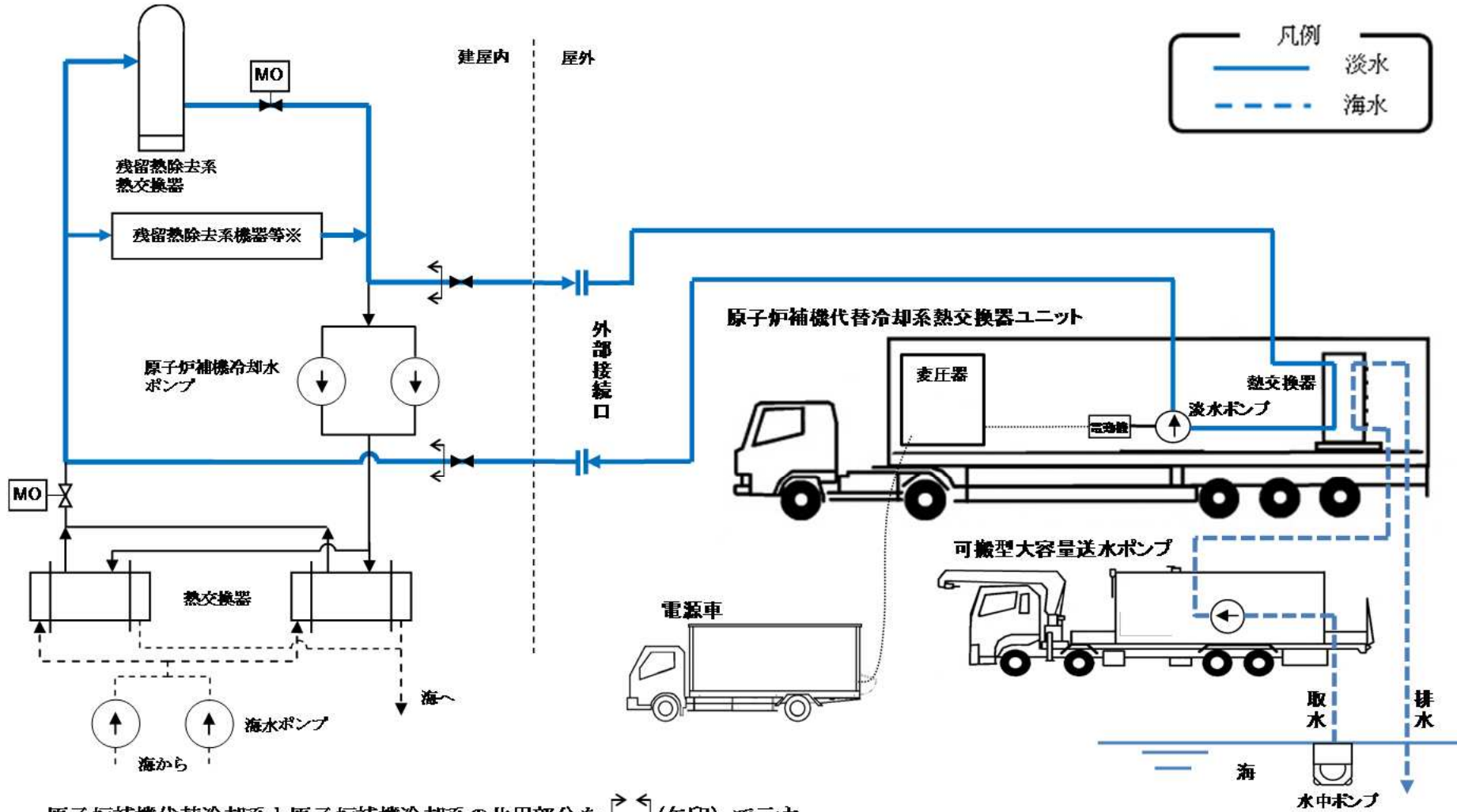
注:車両寸法は概略を示す。

(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 1-13

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經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。

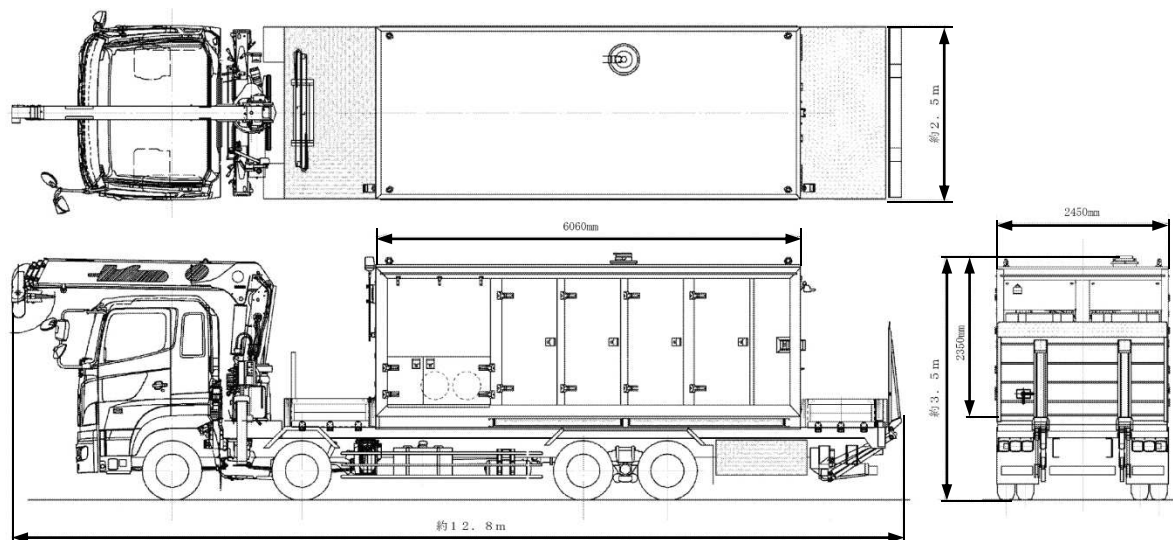
枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(3) 設備概要

a. 配置場所

図 3-2, 3-3 参照。

b. 外形図



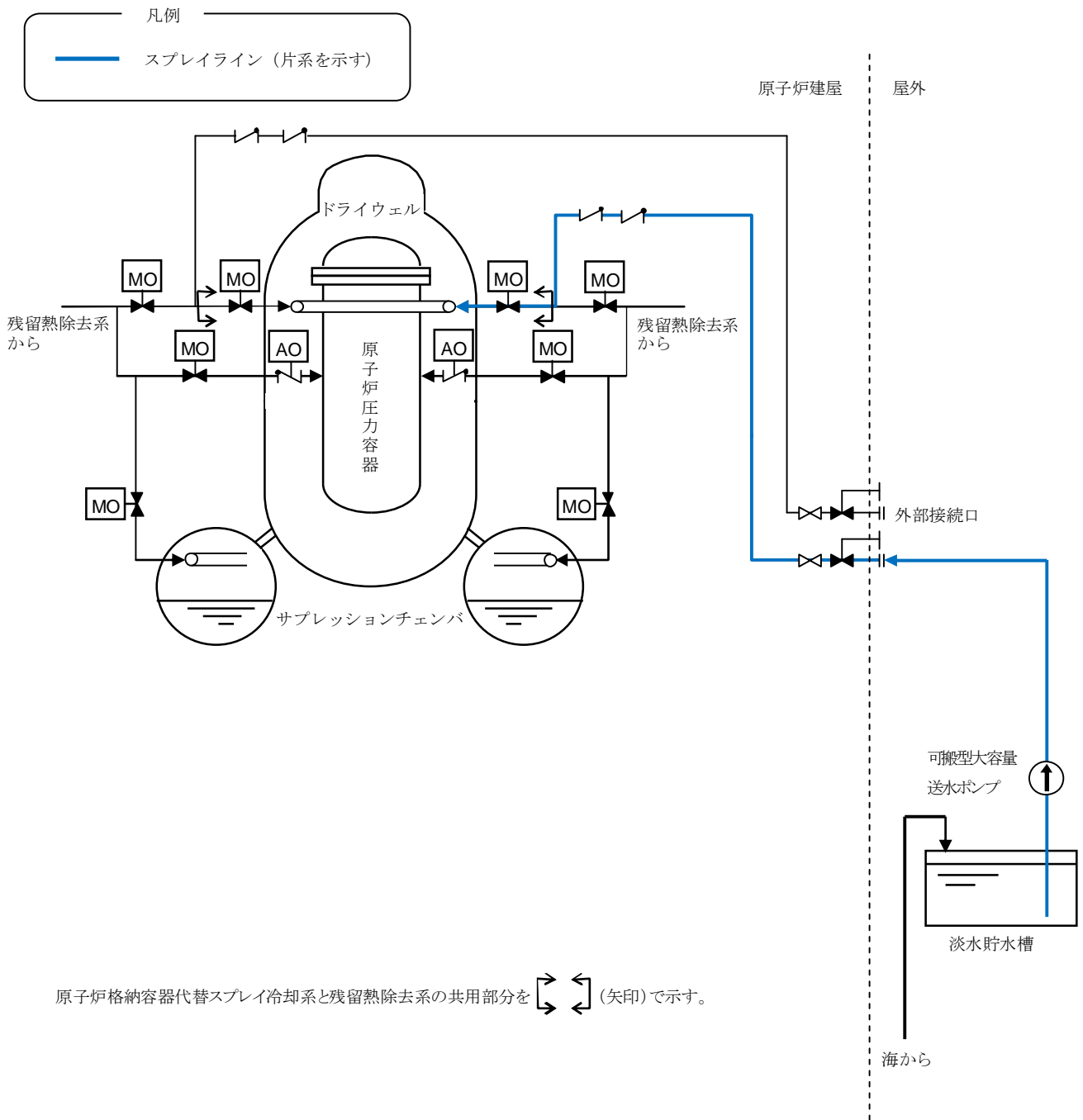
注：車両寸法は概略を示す。

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 :
ベツド厚さ :

--

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

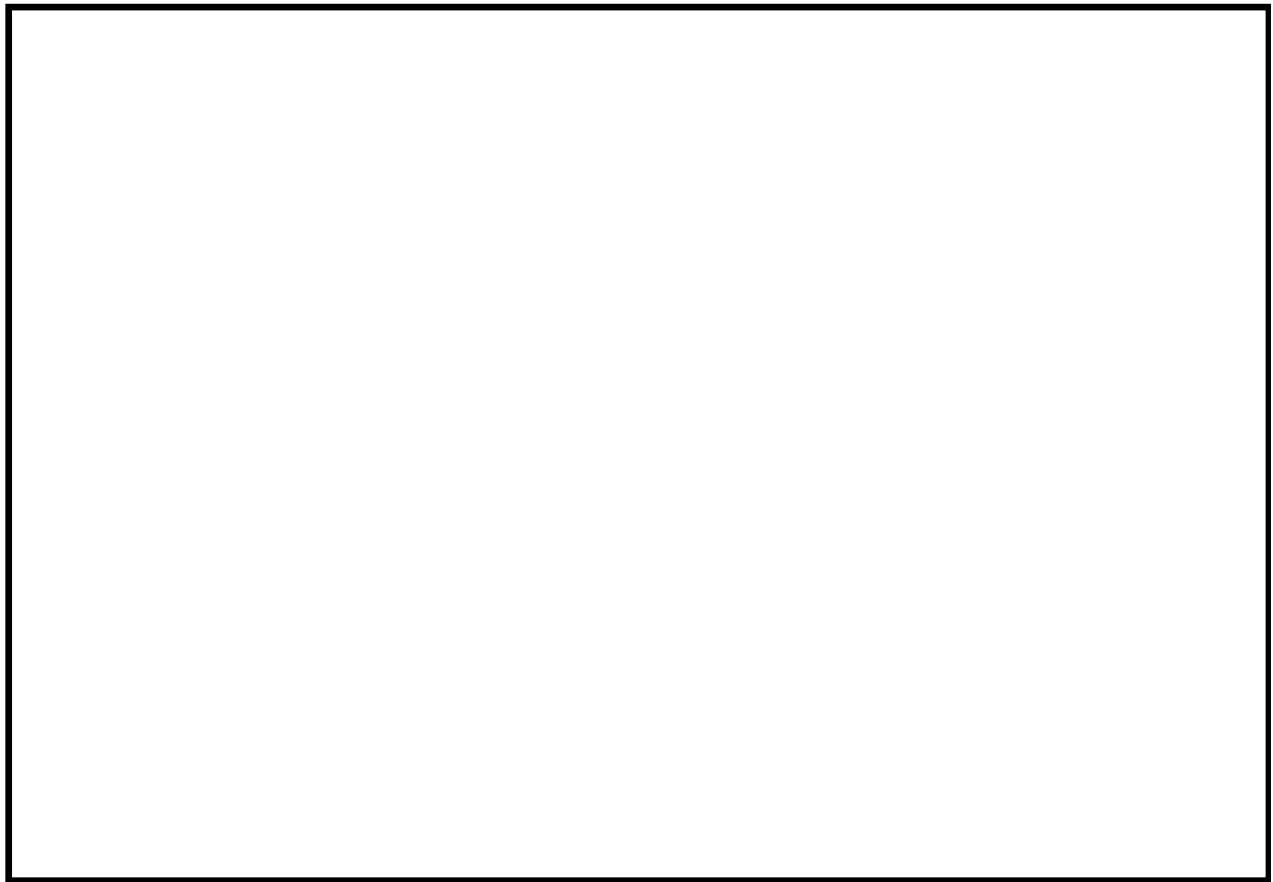
型 式 : 複合引張型ラブチャディスク
個 数 : 1 個
設定圧力 : 100kPa (差圧)
材 質 : ステンレス鋼

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

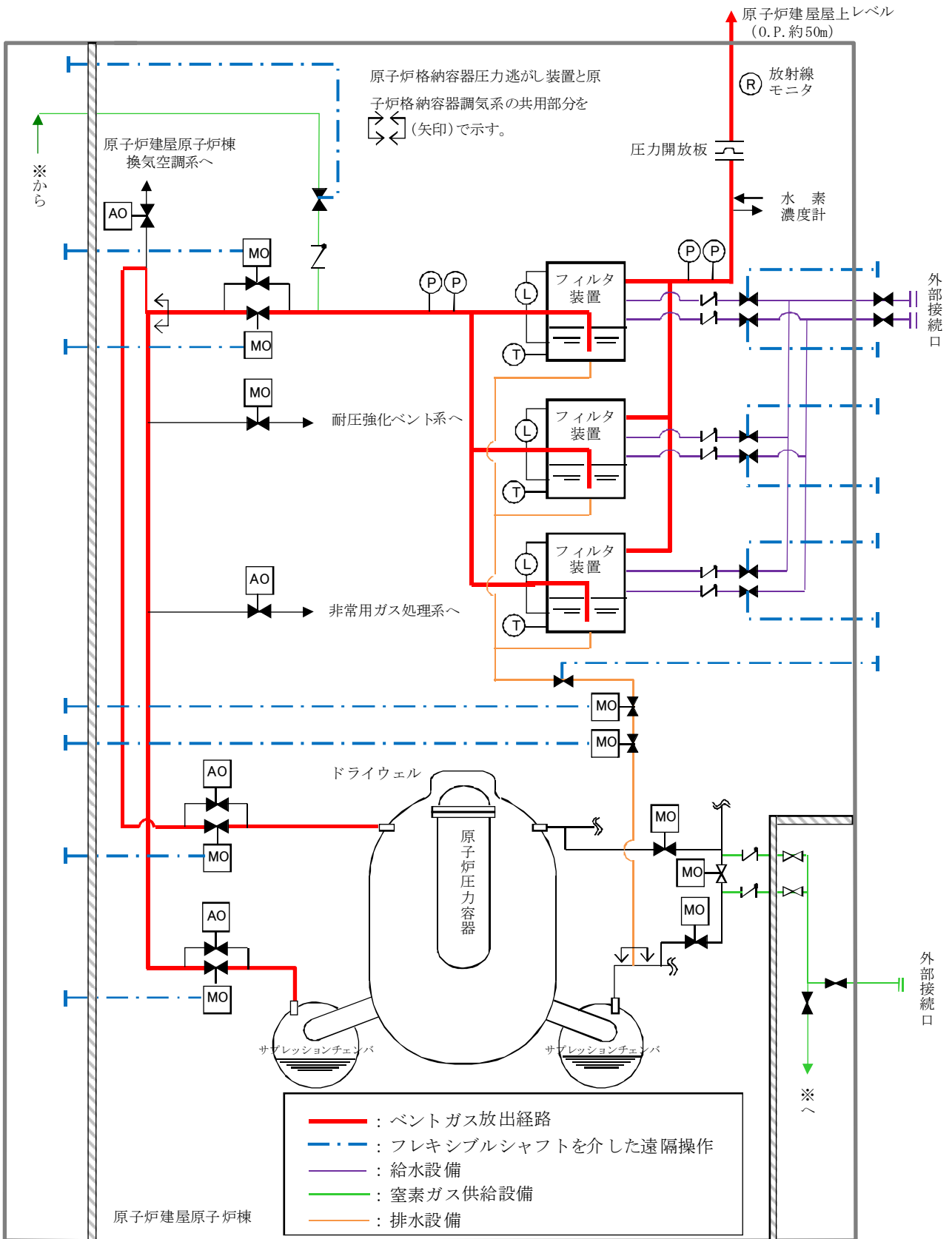


b. 模式図



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。

c. 系統図



原子炉建屋

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="754 1234 1251 1341" type="text"/>
	:	B系 制御建屋 <input data-bbox="754 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="671 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

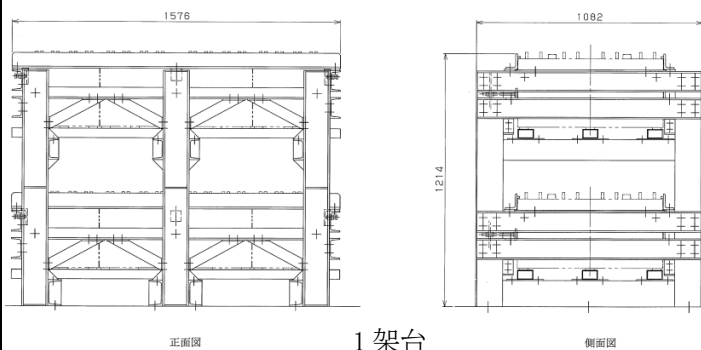


(b) 外形図

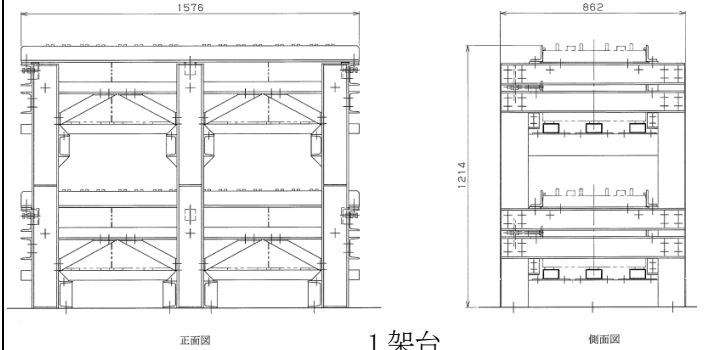
①125V 蓄電池 2A (3000Ah×2 並列)
16 架台 (蓄電池 120 個)

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)



正面図 1 架台
(蓄電池 8 個収納可能)

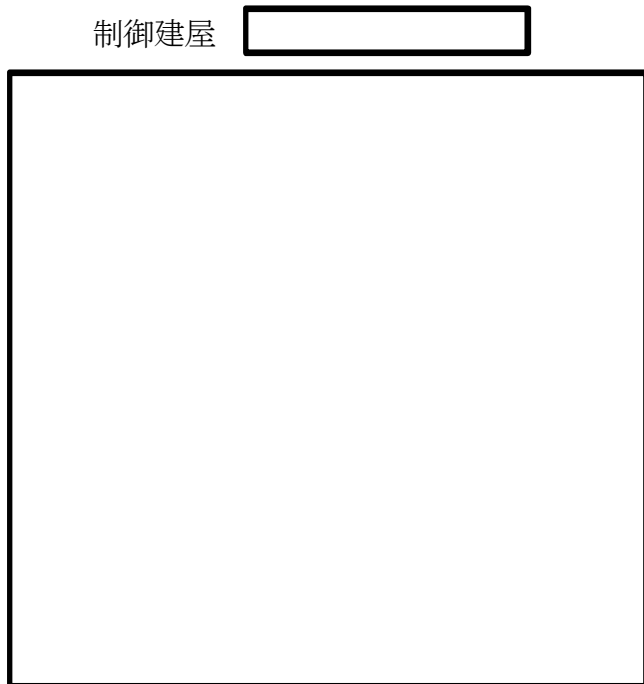


正面図 1 架台
(蓄電池 8 個収納可能)

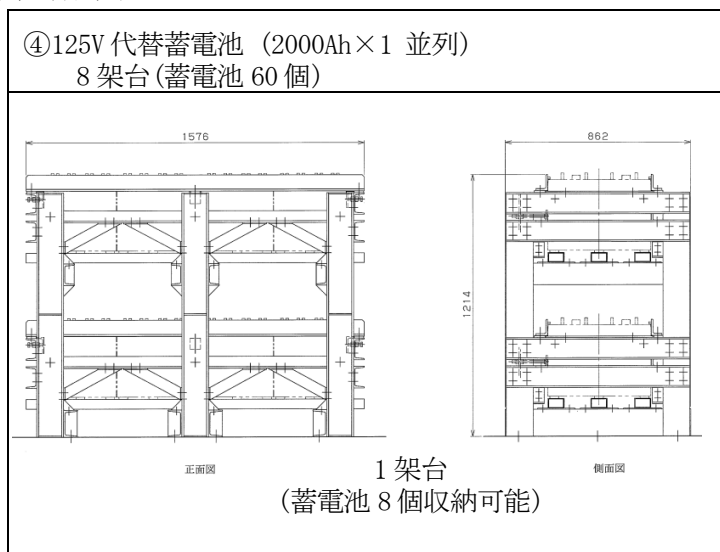
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

1. 9 代替自動減圧機能の概要について

(1) 概要

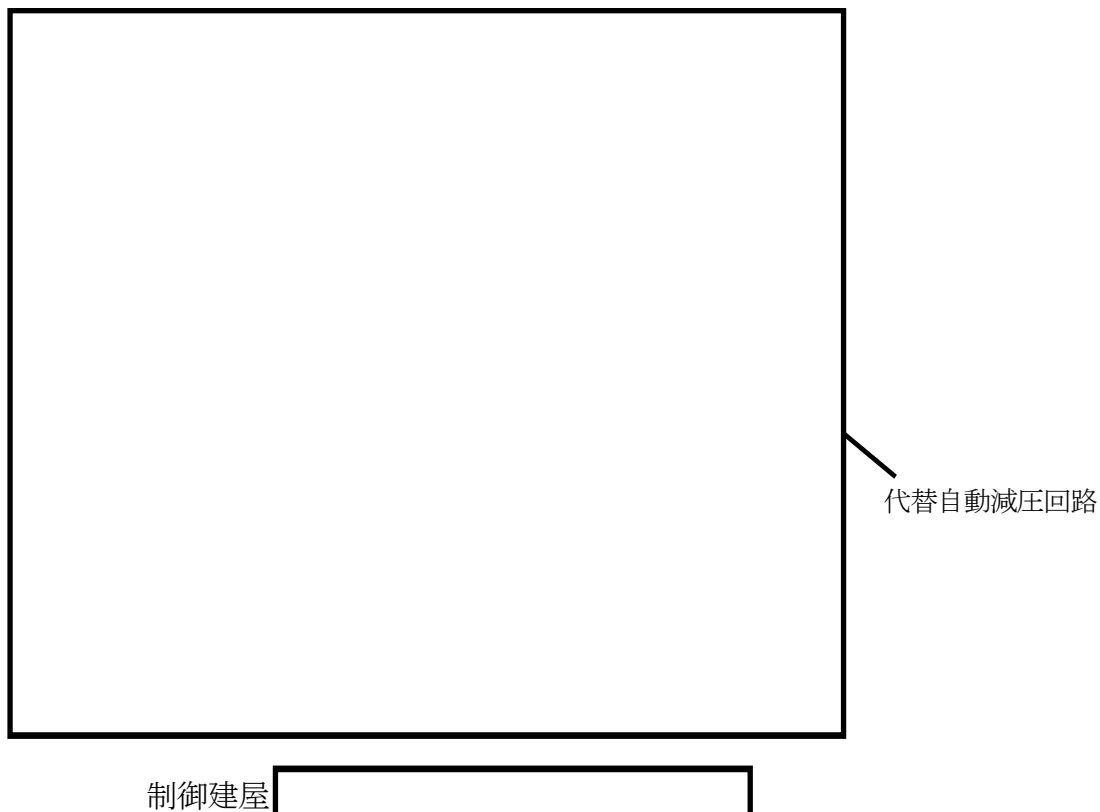
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能による原子炉の減圧が行われない場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧機能を設ける。

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

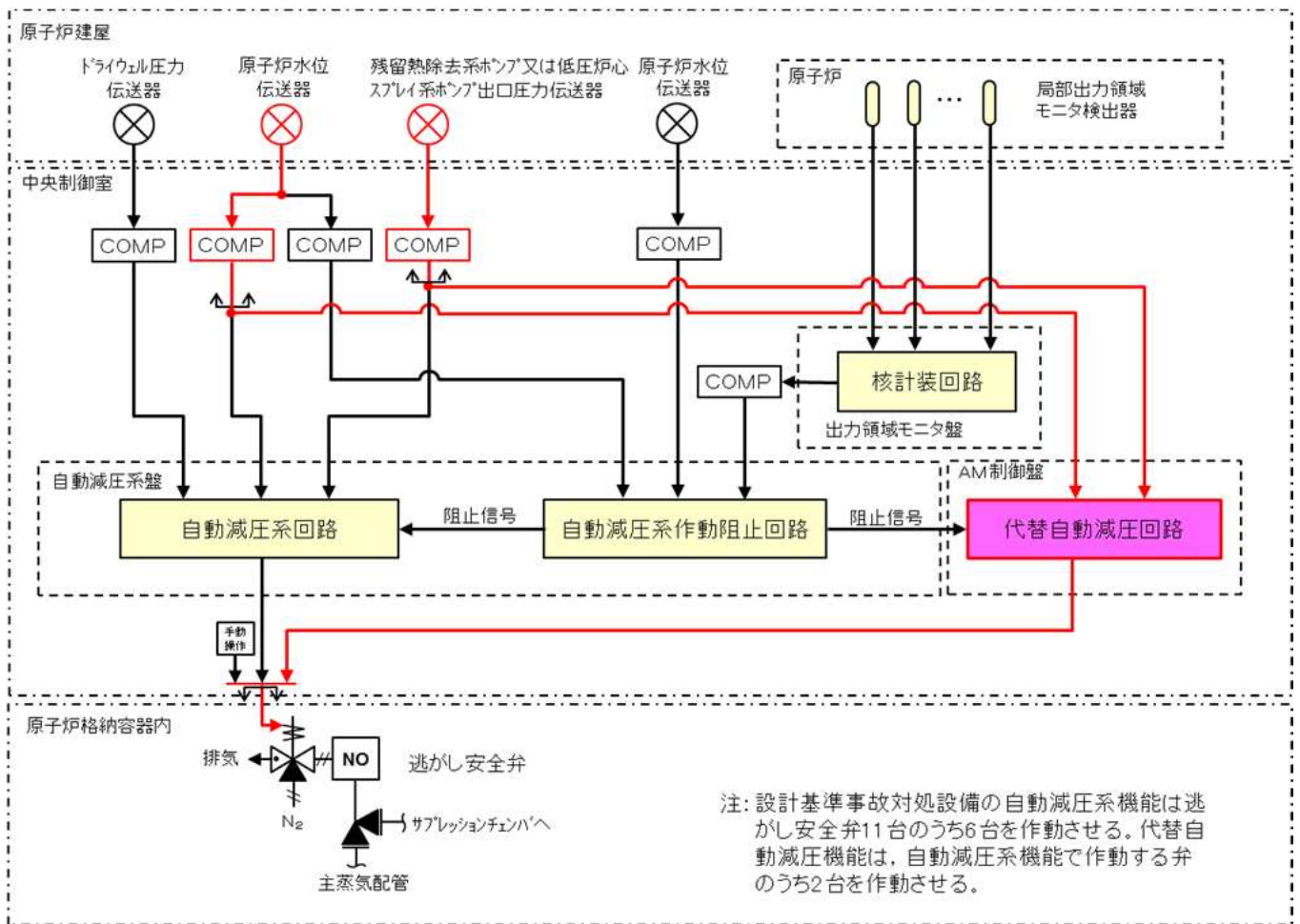
作動に要する信号の種類	: 原子炉水位低
検出器の種類	: 差圧検出器
検出器の個数	: 4
作動に要する信号数	: 2
作動設定値	: レベル1 (原子炉圧力容器零レベルより 947cm 上)
作動信号	: 逃がし安全弁作動
その他	: 低圧注水系ポンプ (残留熱除去系ポンプ) 又は低圧炉心スプレ イ系ポンプ運転中のみ作動信号が発信される

(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

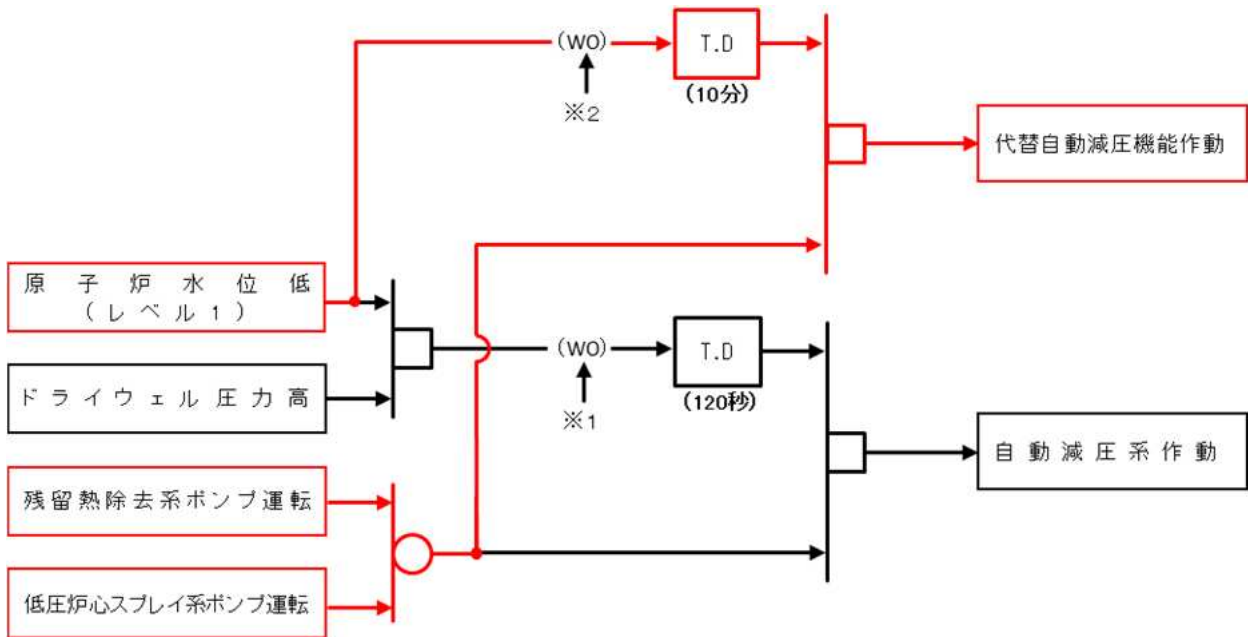


代替自動減圧機能と自動減圧系機能の共用部分を (矢印) で示す。

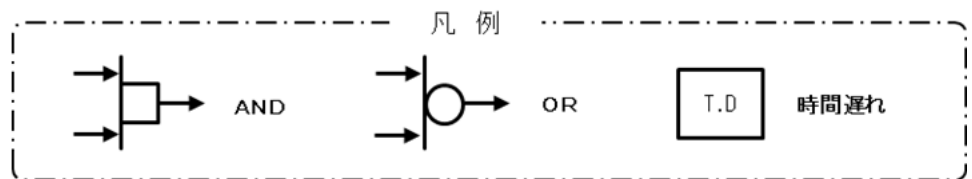
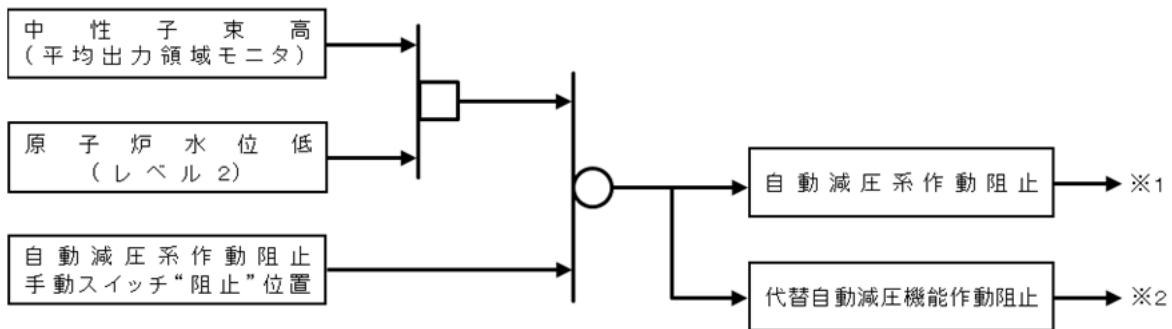


(5) 論理回路

(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。

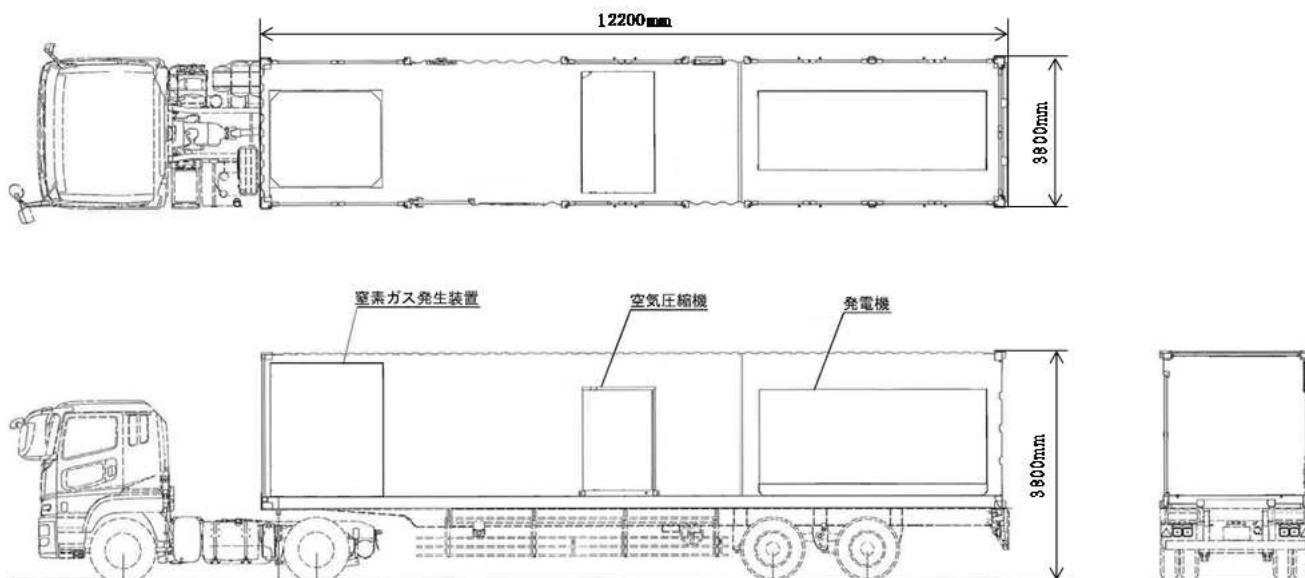
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3)設備概要

a. 配置場所

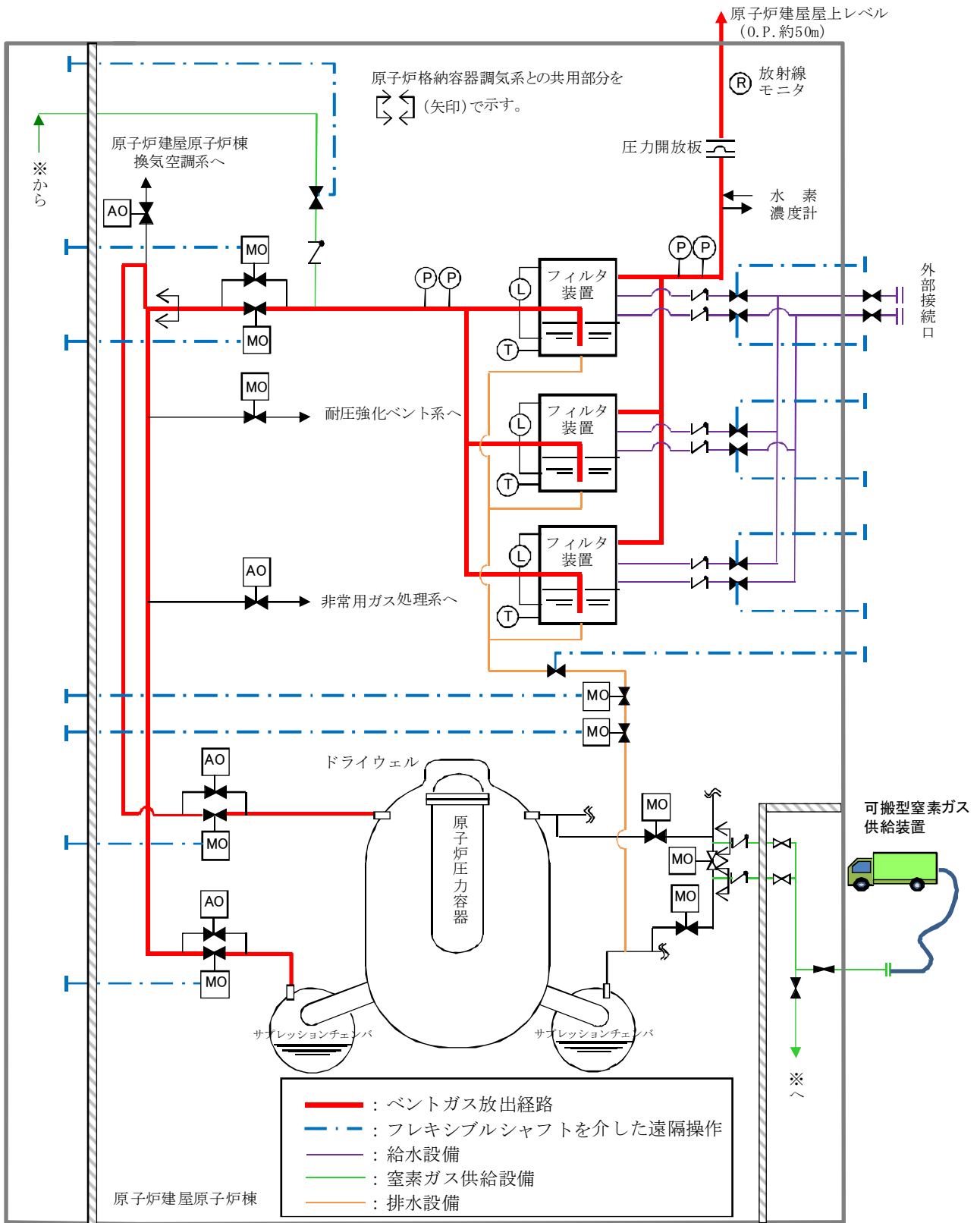
図 3-6 参照。

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)

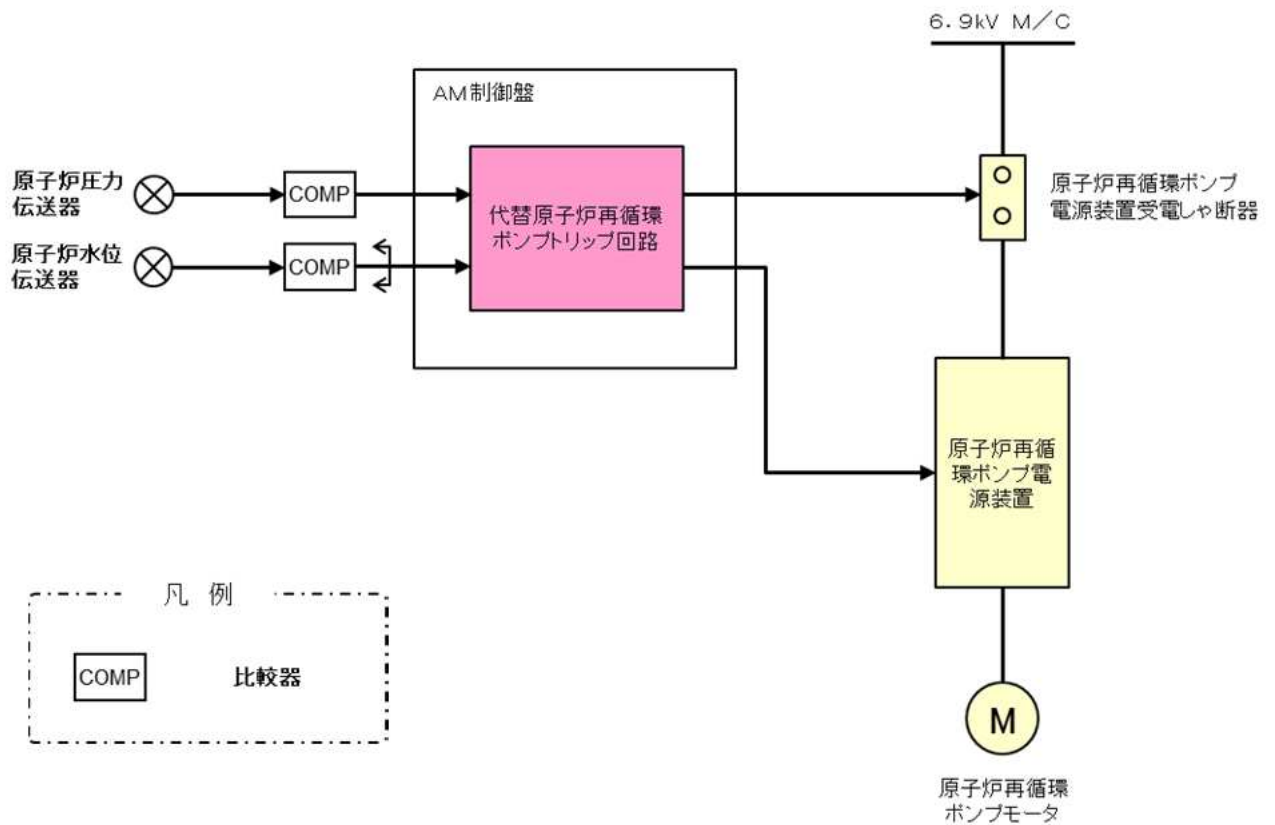
(3) 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路の設置場所



制御建屋

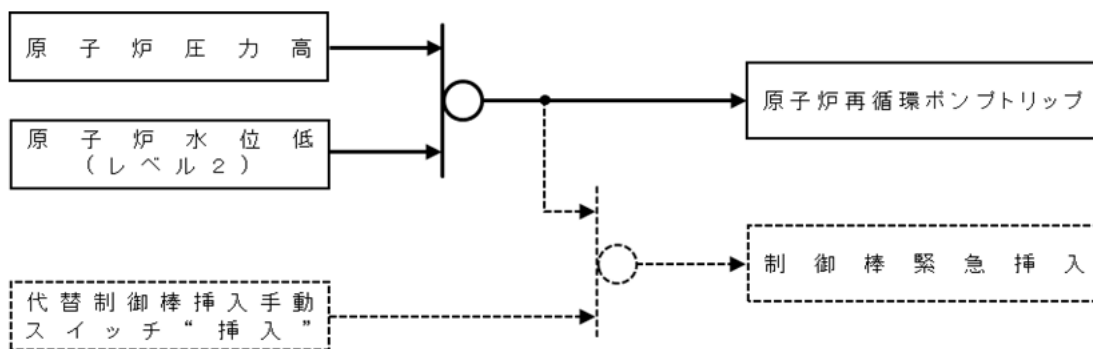
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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)

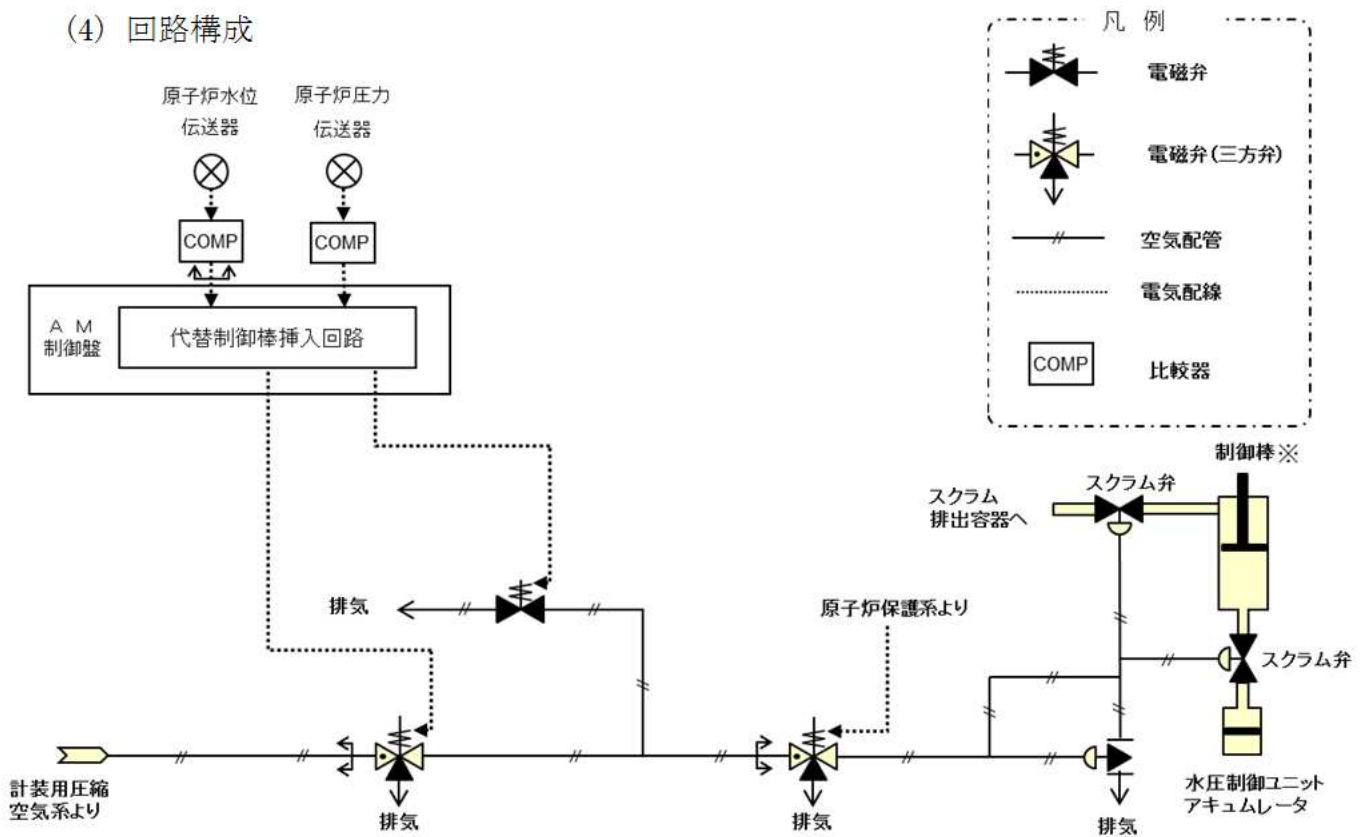
(3) 代替制御棒挿入回路の設置場所



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。

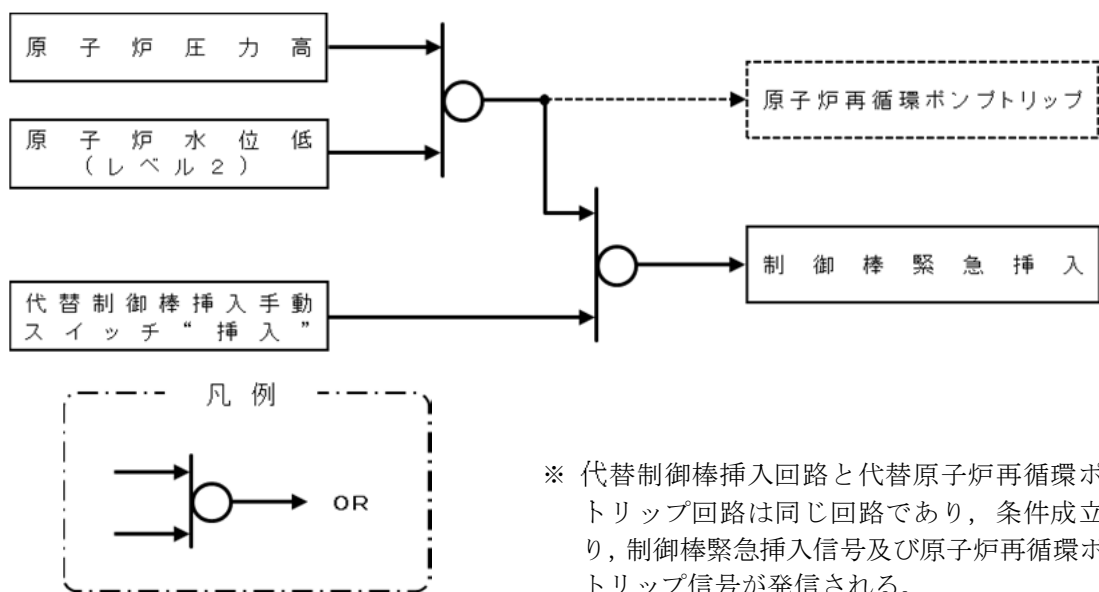
(4) 回路構成



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。

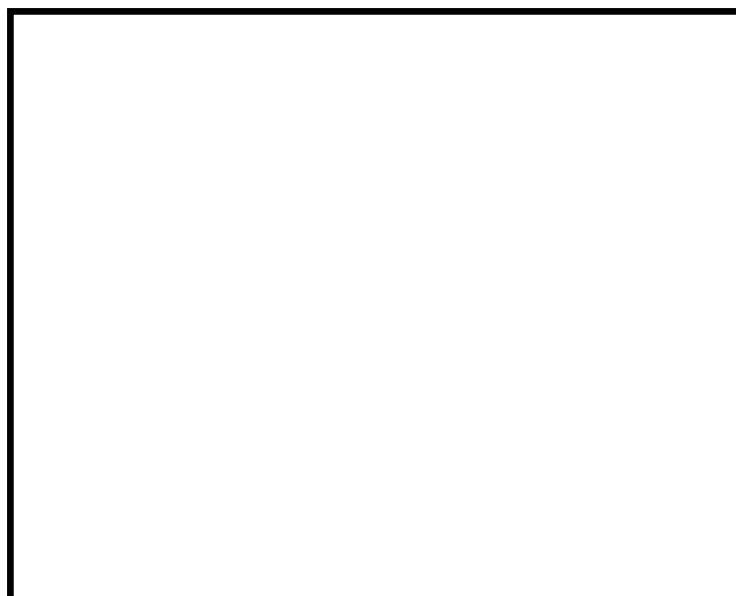
自動減圧系作動阻止機能は、中性子束高及び原子炉水位低の信号により自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止できる機能を有する。

(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。

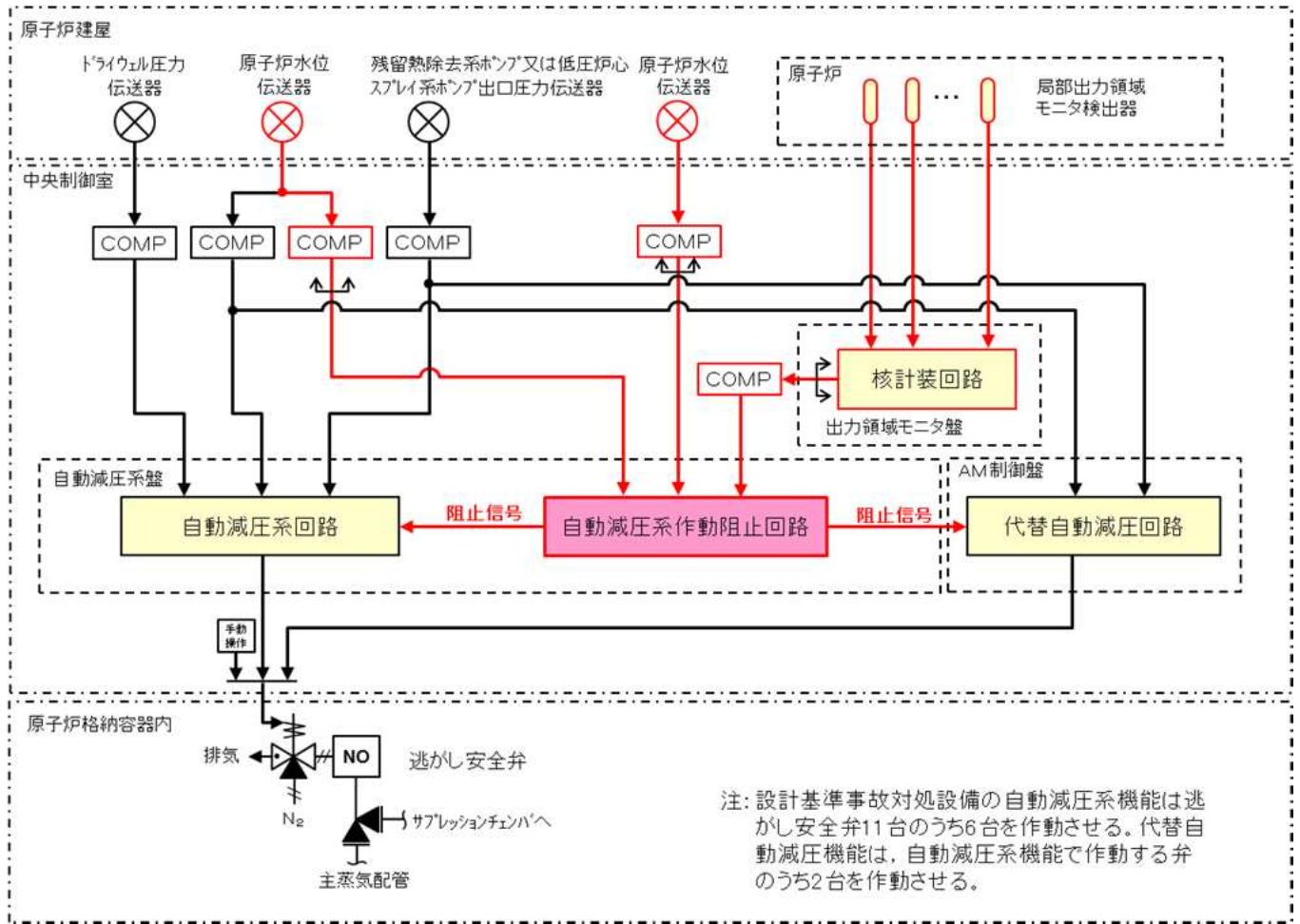
(3) 自動減圧系作動阻止回路の設置場所



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

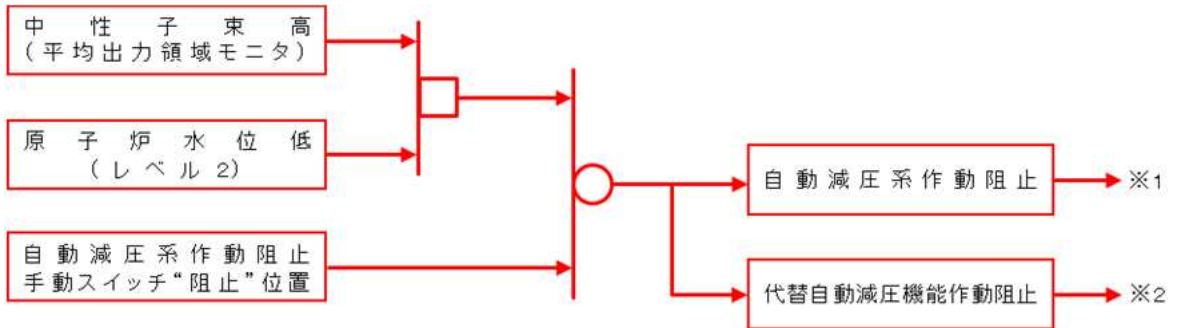


自動減圧系作動阻止機能と他系統との共用部分を (矢印) で示す。

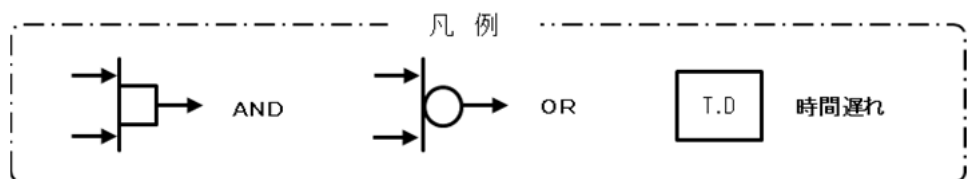
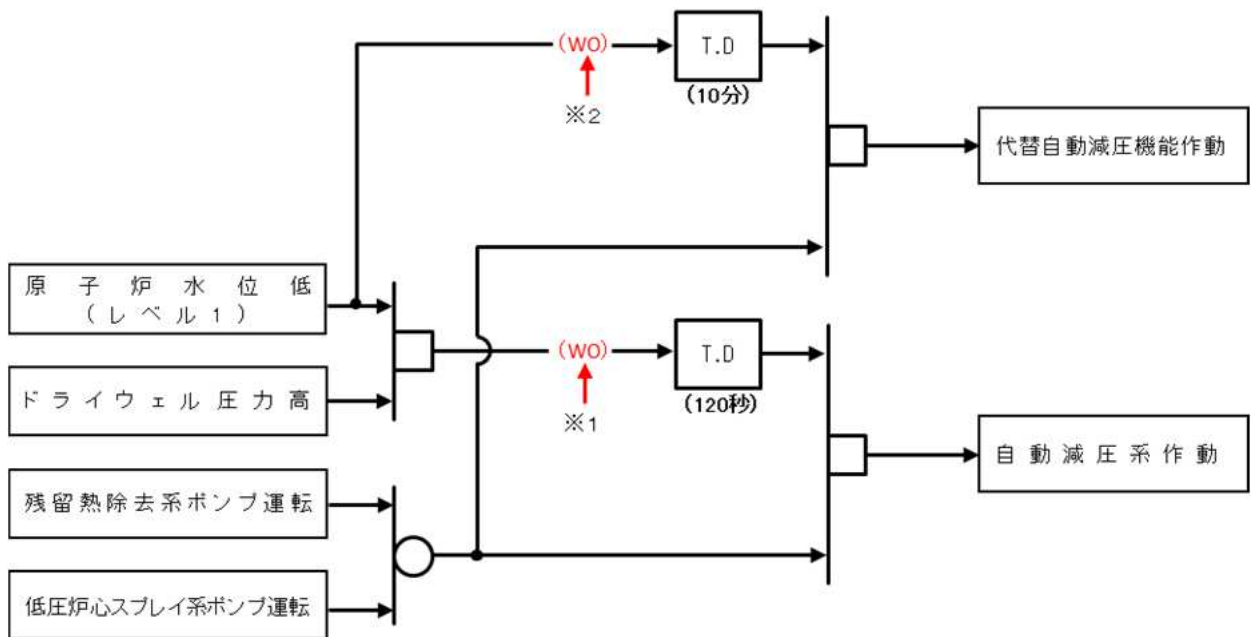


(5) 論理回路

(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

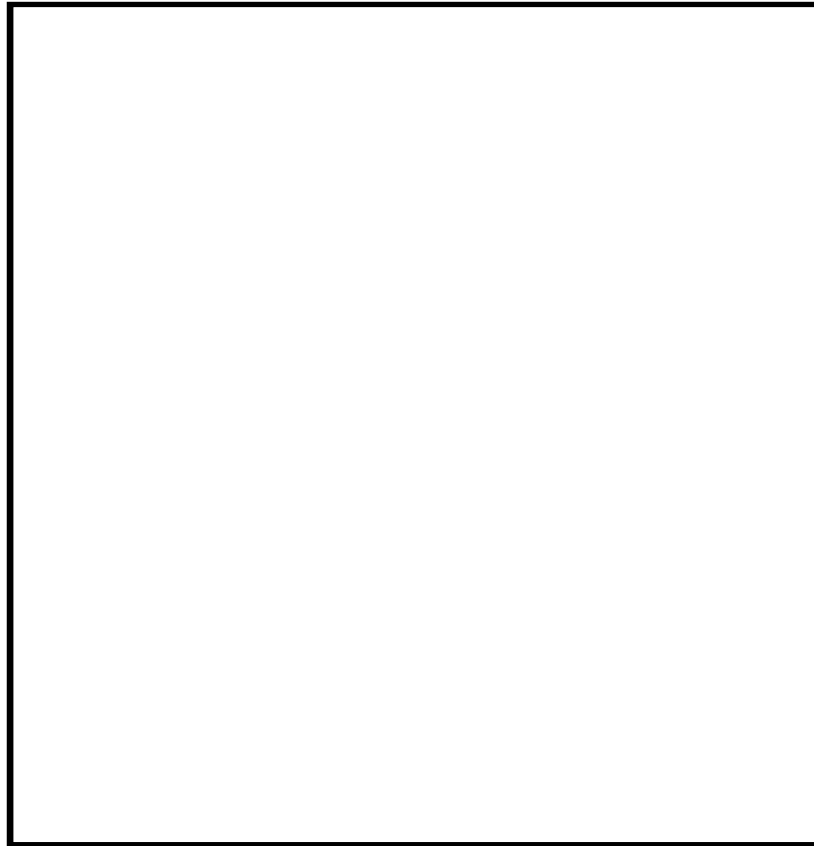
種 類 : 誘導電動機
出 力 : 37 kW/個
個 数 : 2 台 (うち 1 台は予備)
取付箇所 : 原子炉建屋

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

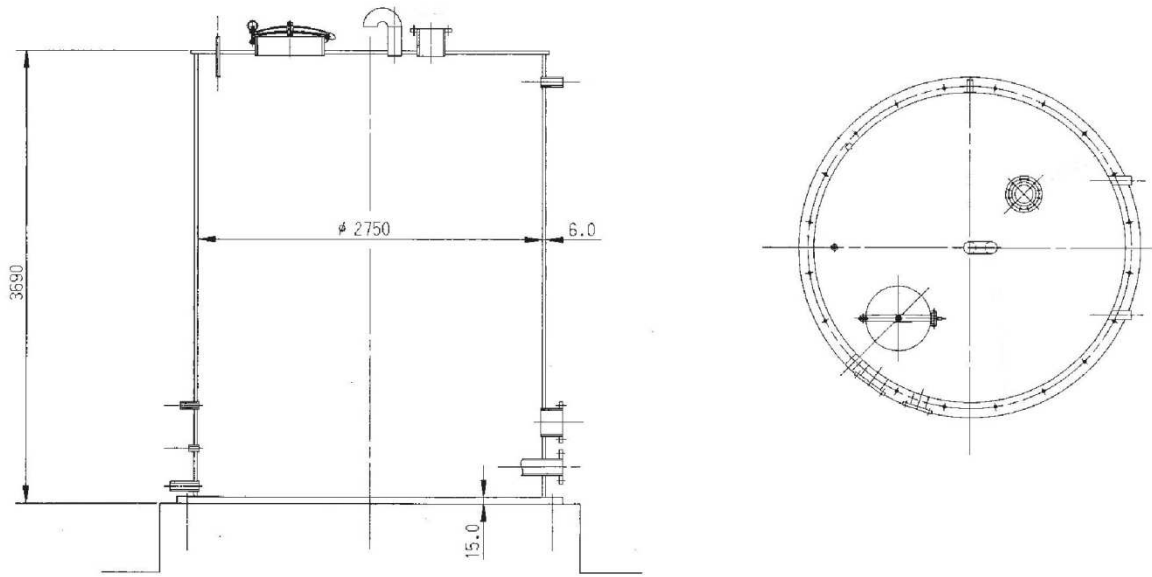


ほう酸水注入系貯蔵タンク

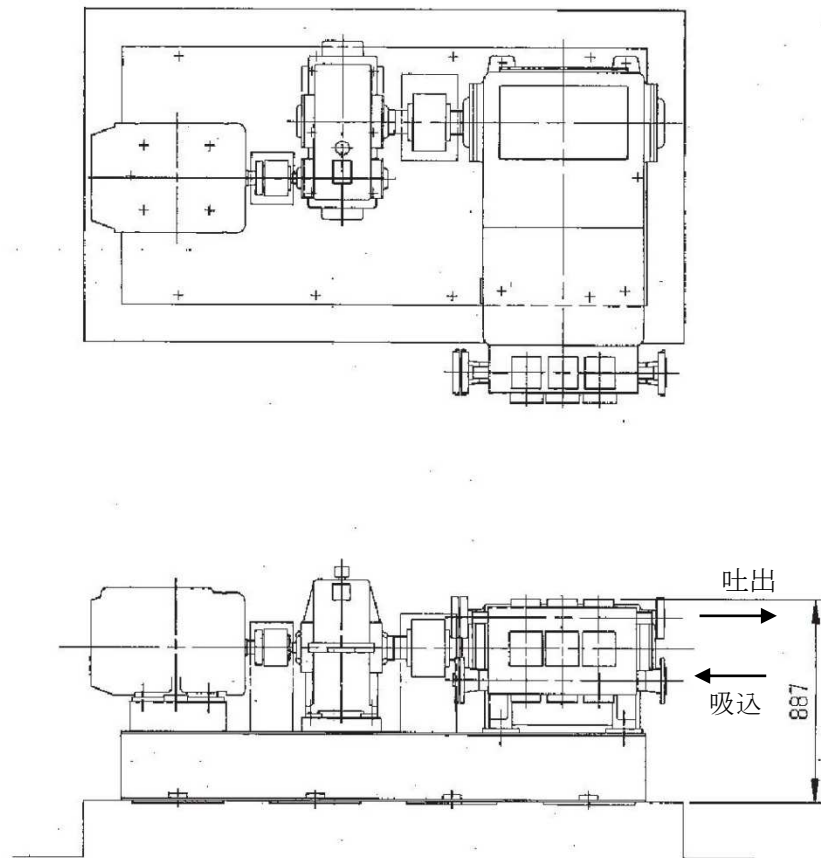
ほう酸水注入系ポンプ

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

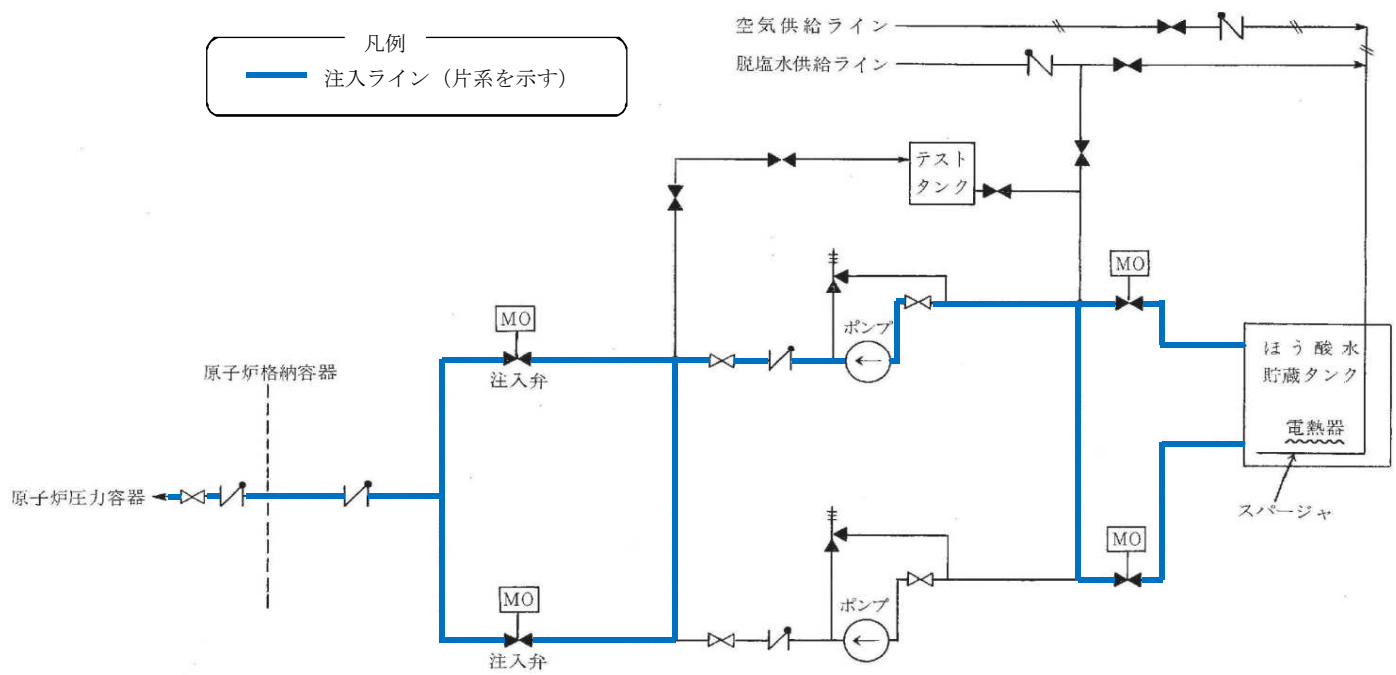


ほう酸水注入系貯蔵タンク外観



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

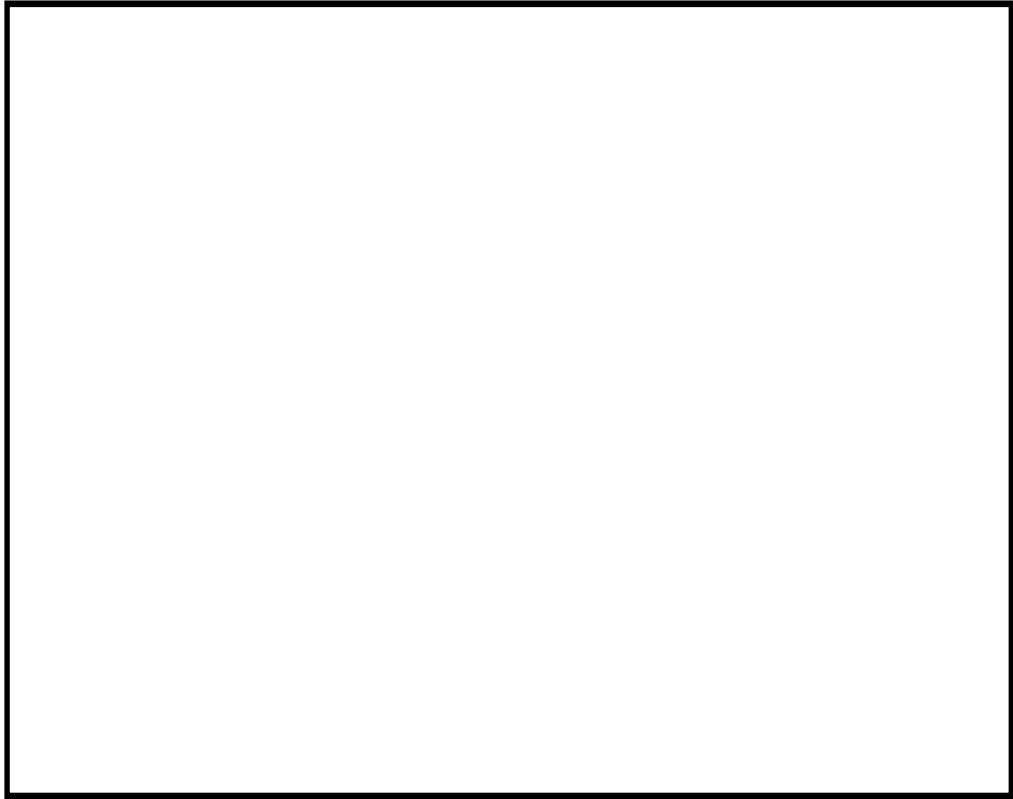
(b) 原動機

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

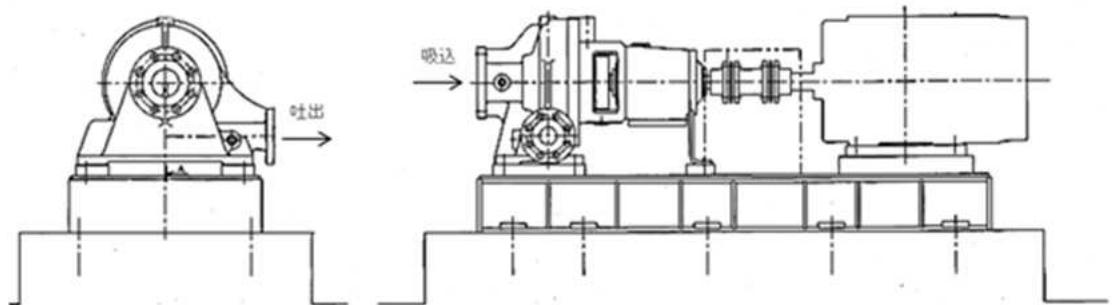
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (3) 設備概要
a. 配置場所

原子炉建屋



- b. 外形図

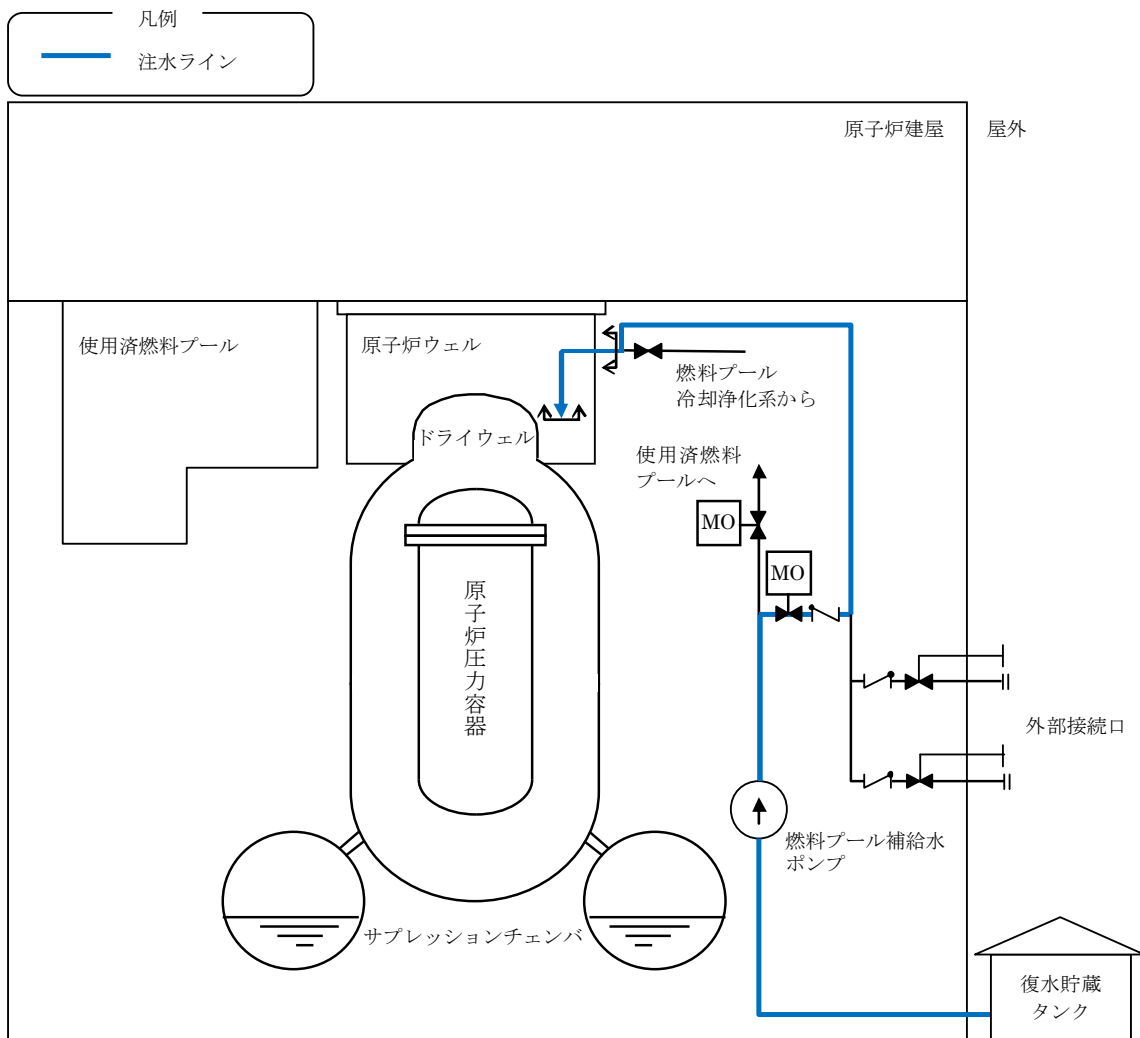



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 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

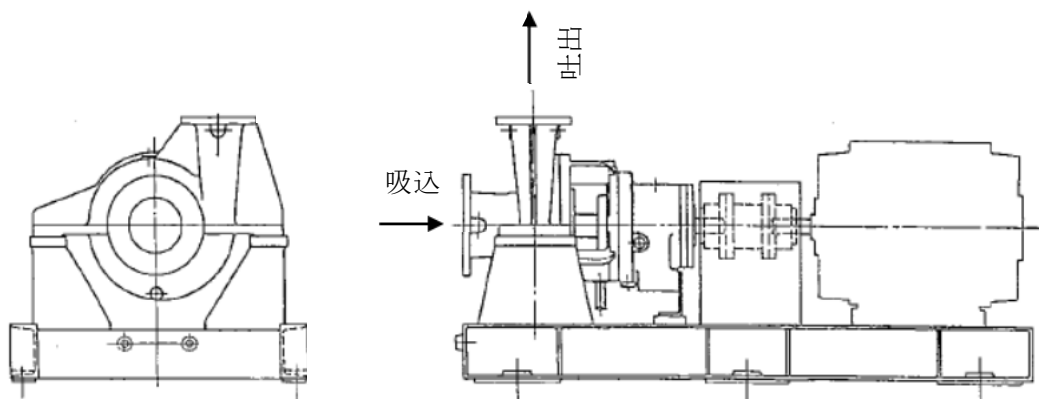
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- (3) 設備概要
a. 配置場所

原子炉建屋



- b. 外形図

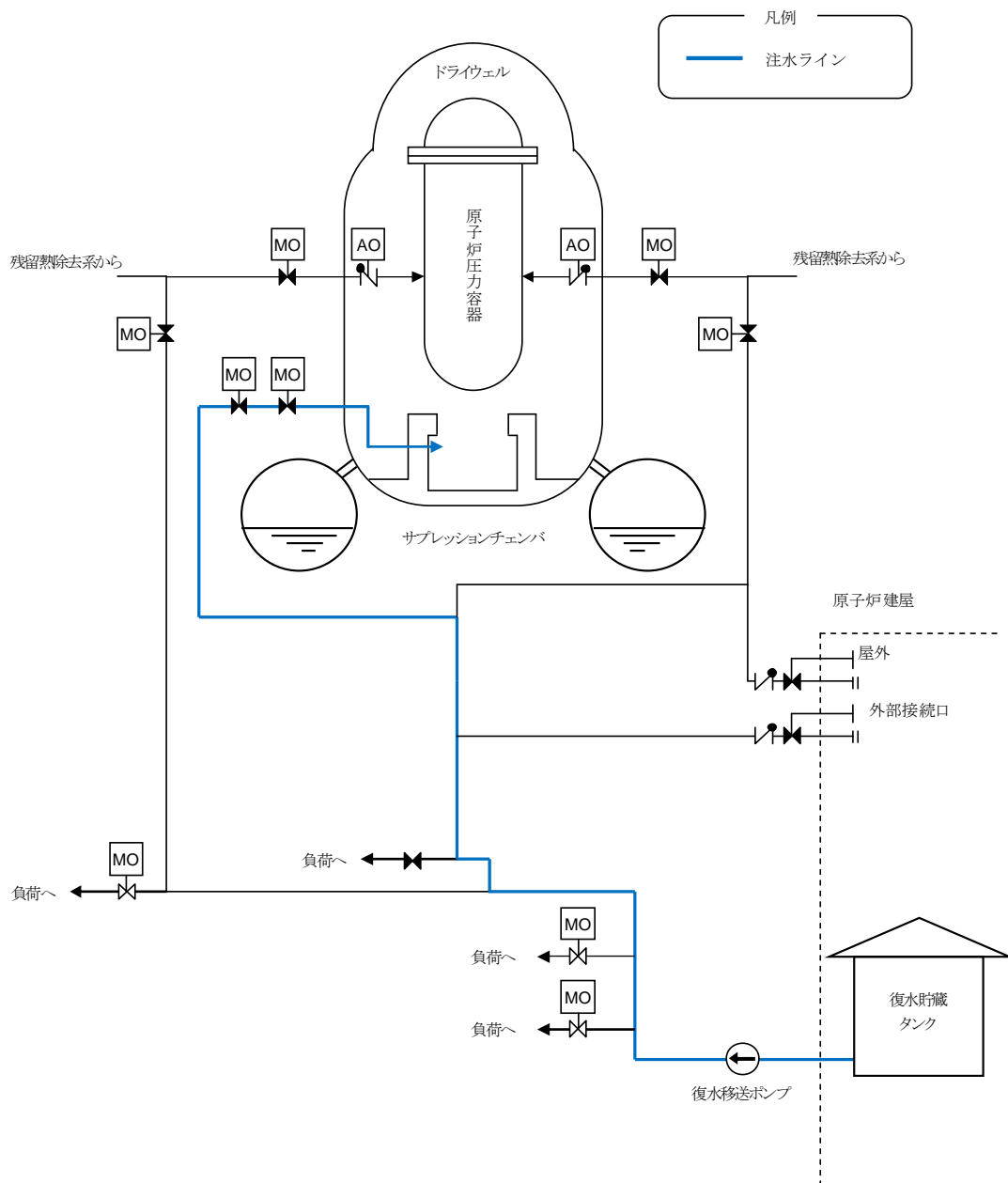


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 外観



d. 系統図



1. 17 中央制御室待避所の概要について

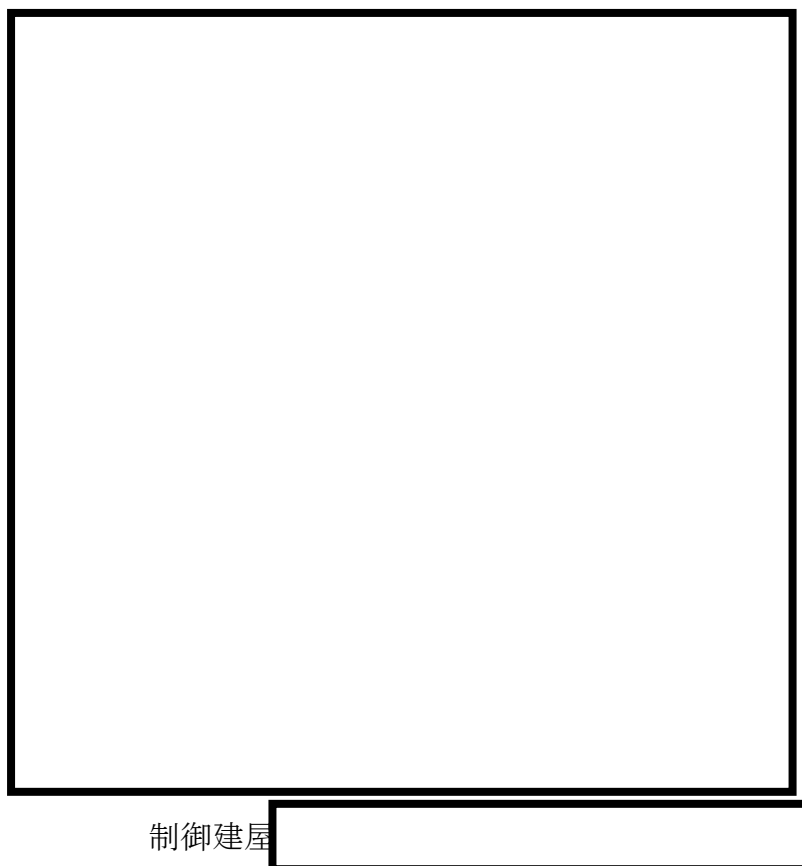
(1) 概要

中央制御室待避所は、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。

中央制御室待避所は、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、中央制御室待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待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) 中央制御室待避所の設置場所



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

待避所内には、運転員が原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後の待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

待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待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待避所内への放射性物質の流入防止のため、待避所内を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

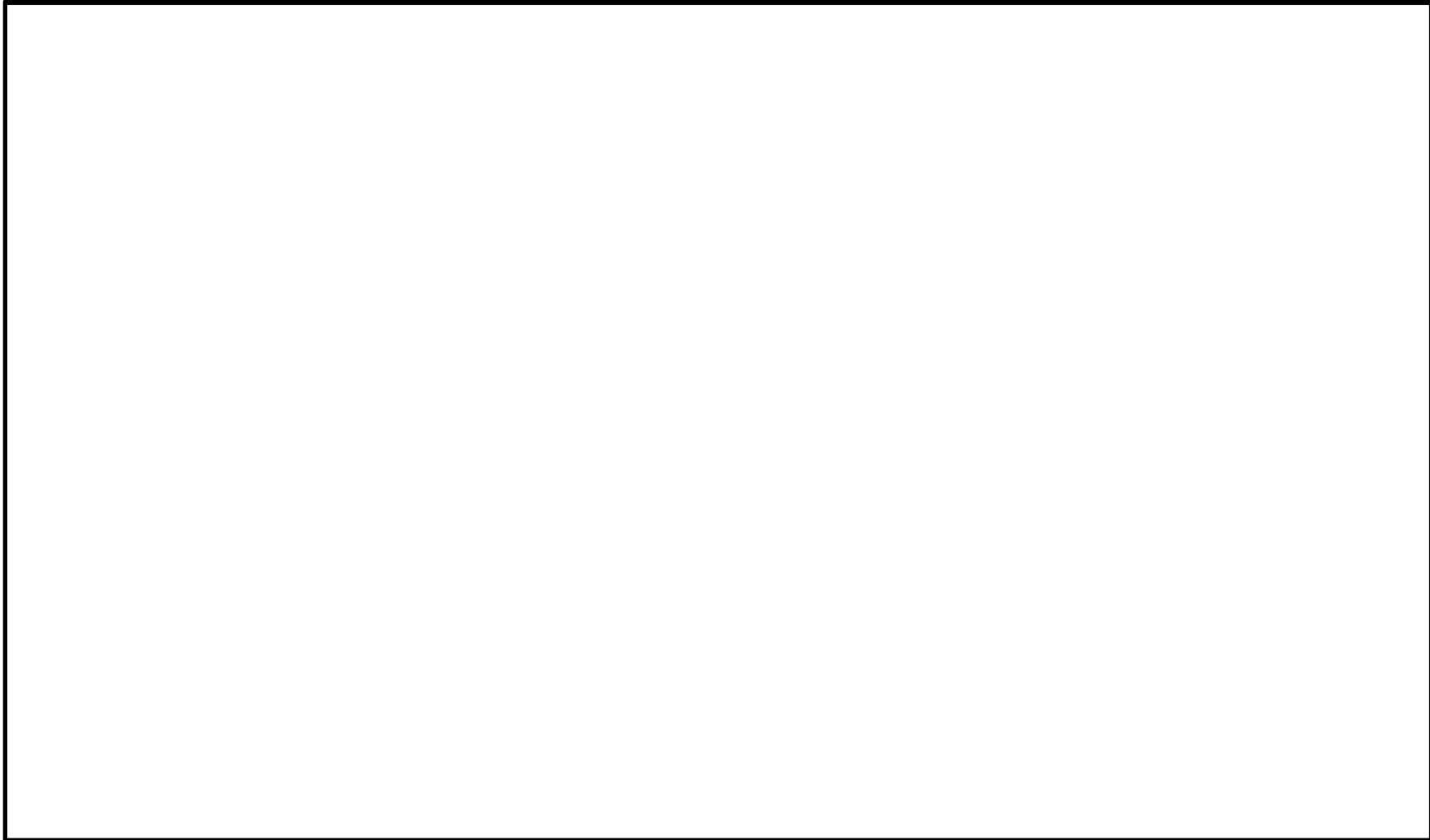


図 2-1 可搬型設備保管場所及び常設設備設置場所

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】

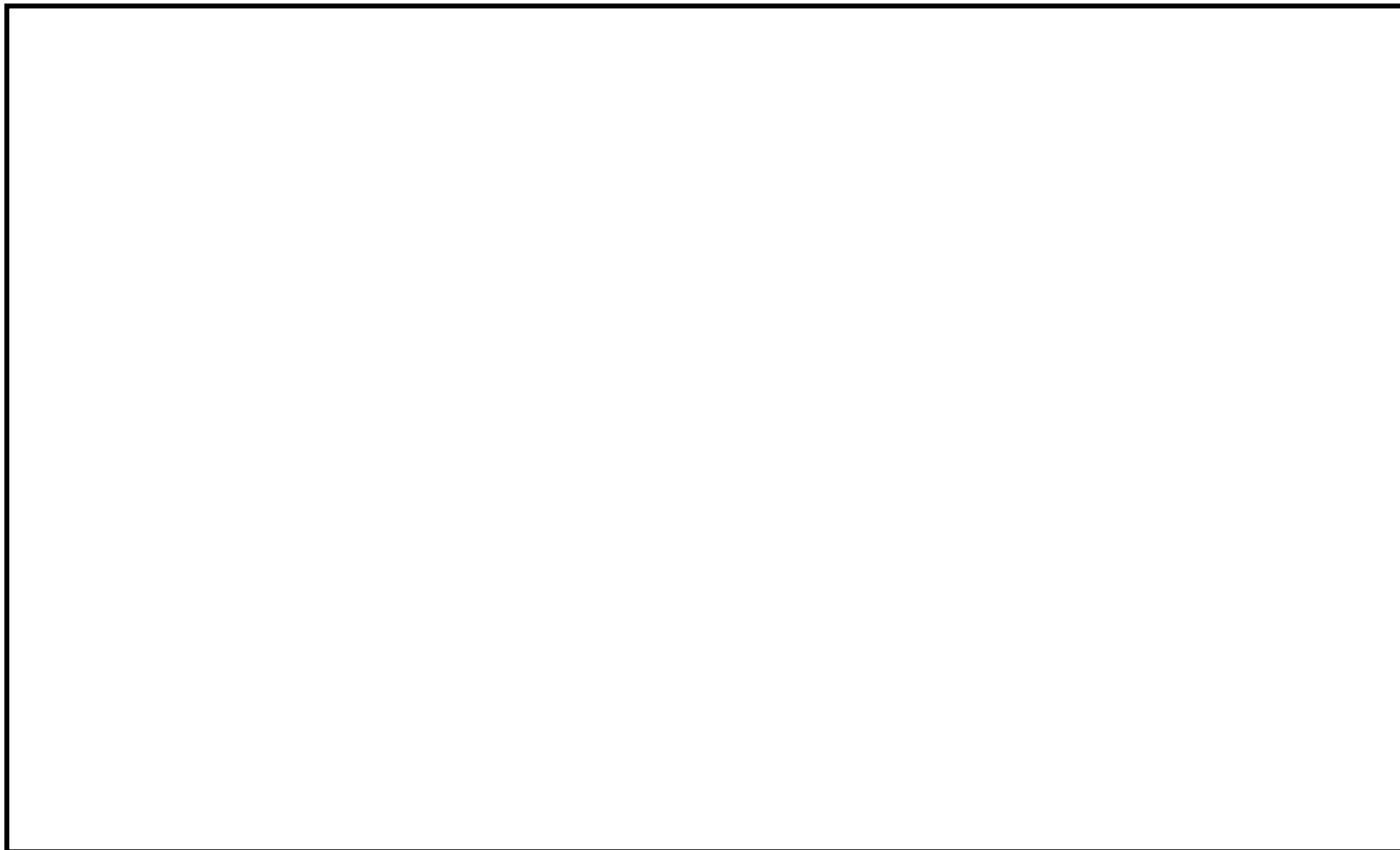


図 3-1 構内における要員宿直箇所及び緊急時対策所等の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

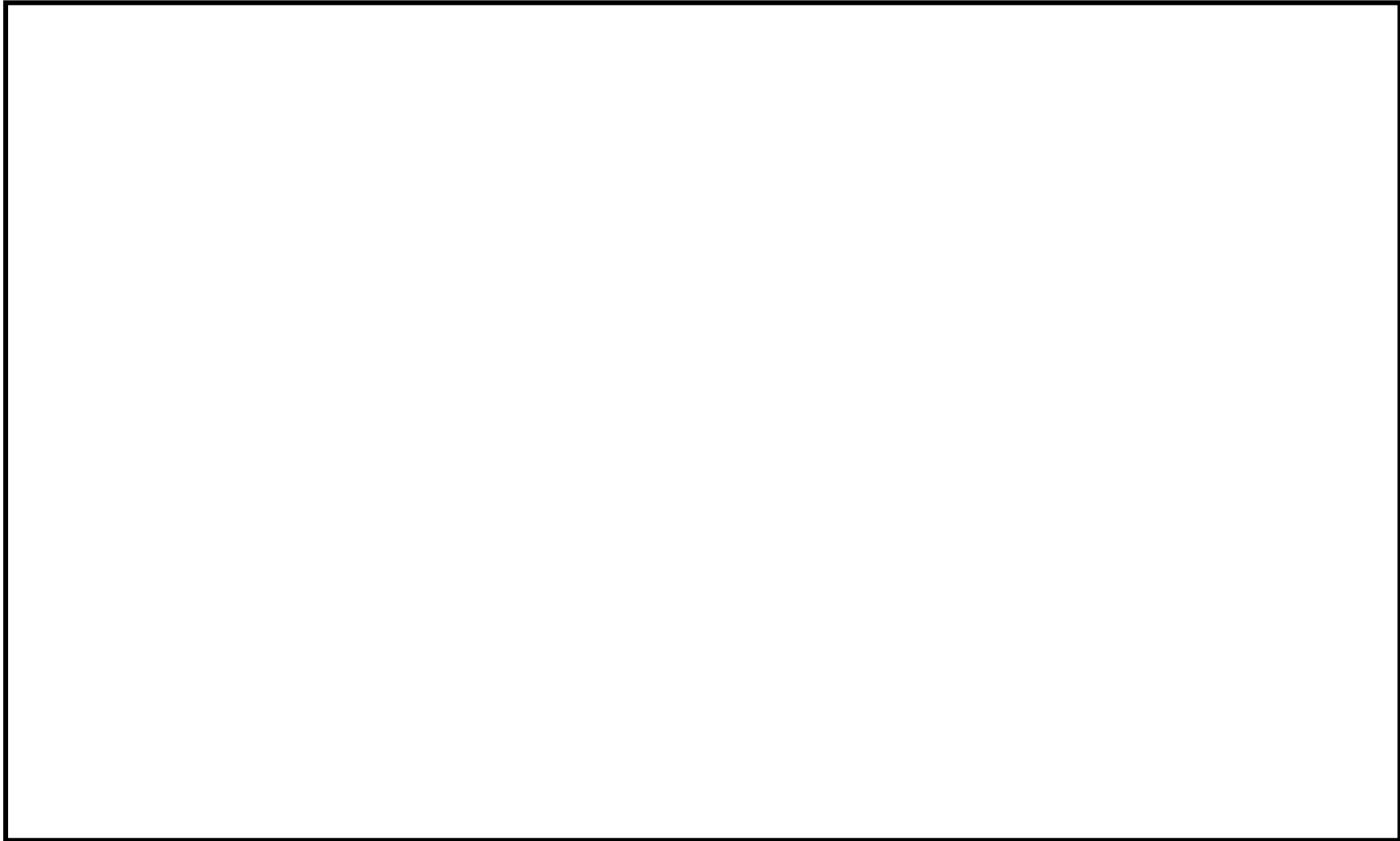


図 3-2 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート1 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

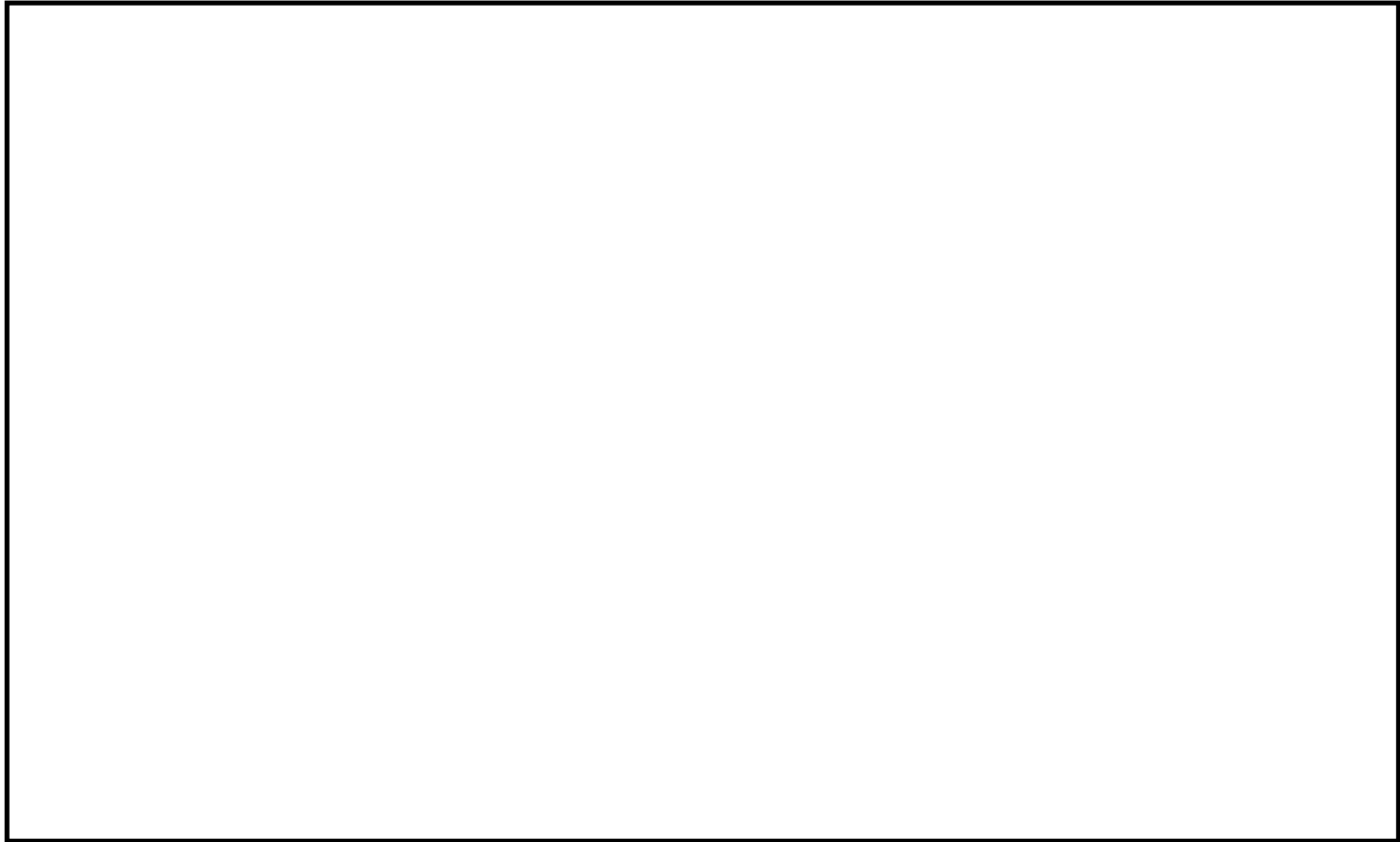


図 3-3 可搬型設備配置図（大容量送水ポンプの設置 【ホース敷設：ルート 2 使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

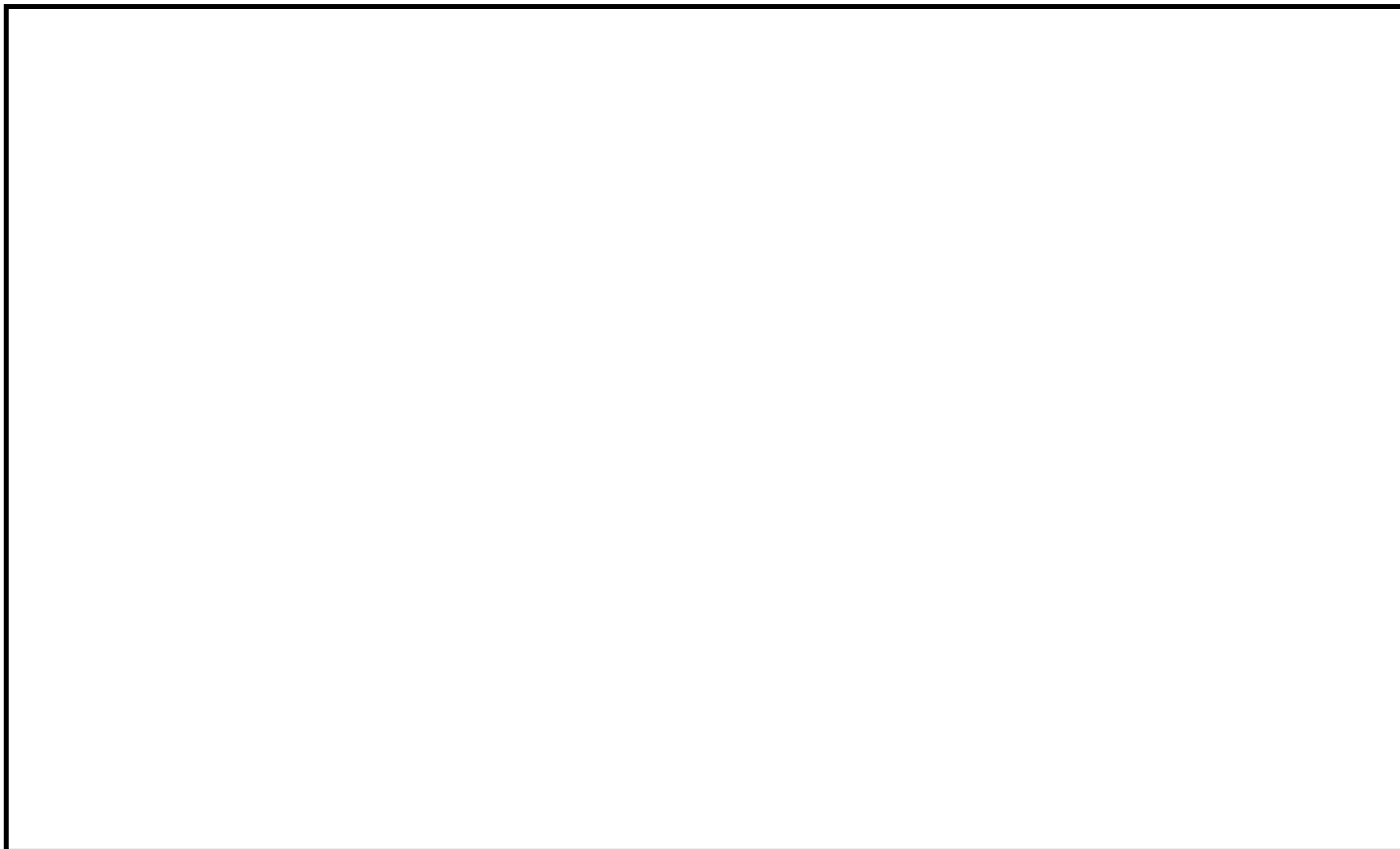


図 3-4 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号海水ポンプスクリーンエリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

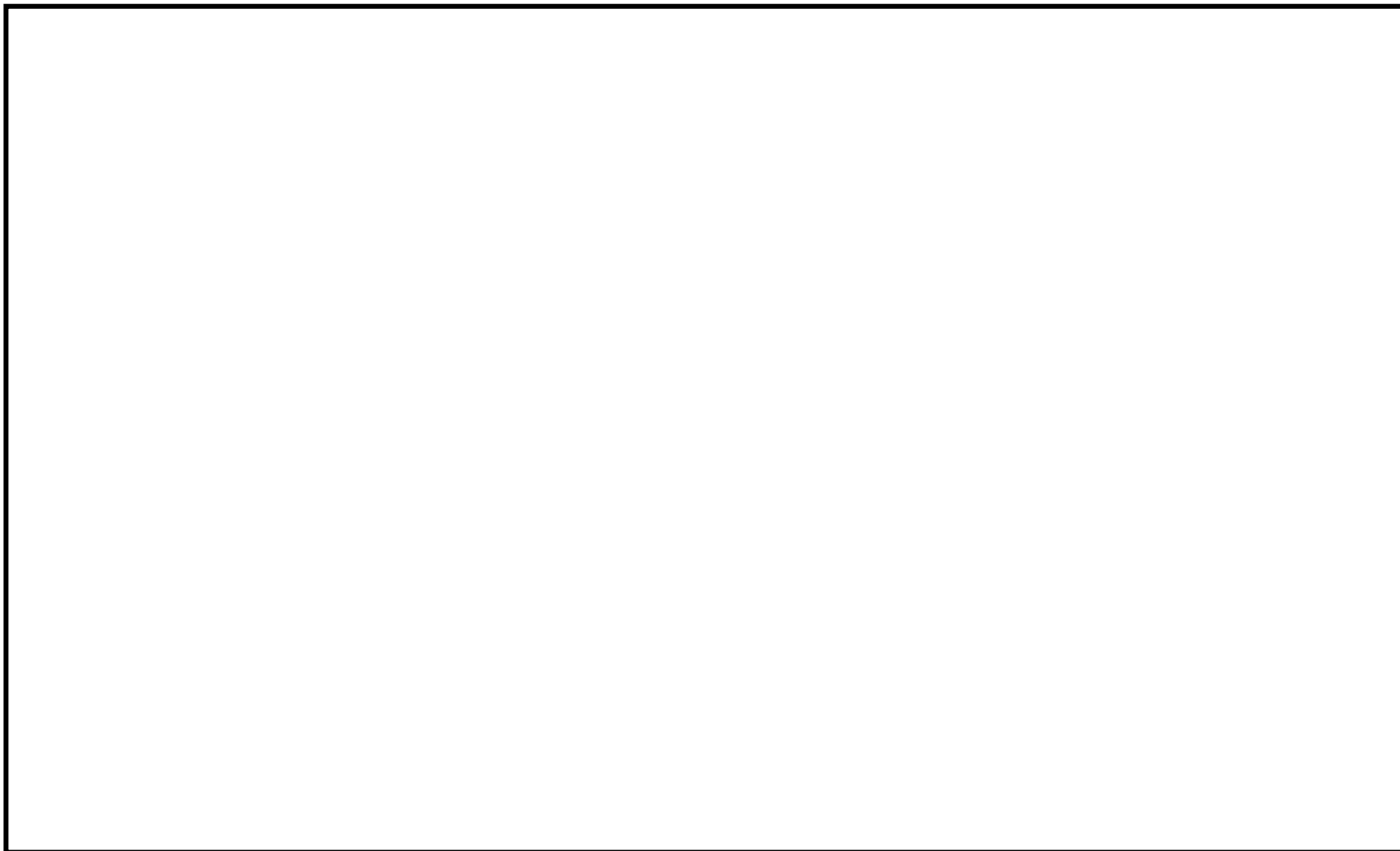


図 3-5 可搬型設備配置図（原子炉補機代替冷却系の設置【取水：2号取水口エリア使用時】）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

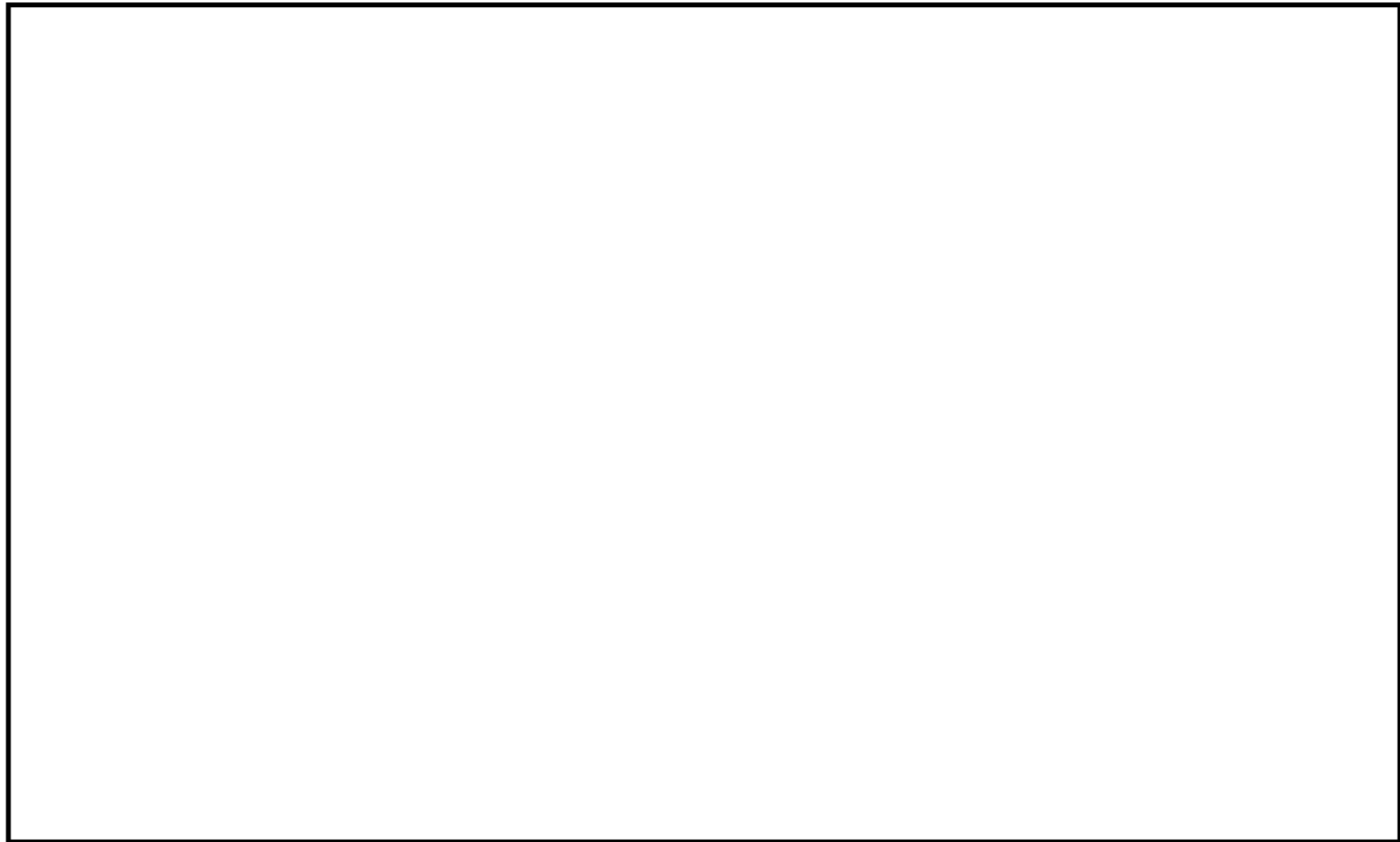


図 3-6 可搬型設備配置図（可搬型窒素ガス供給装置の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

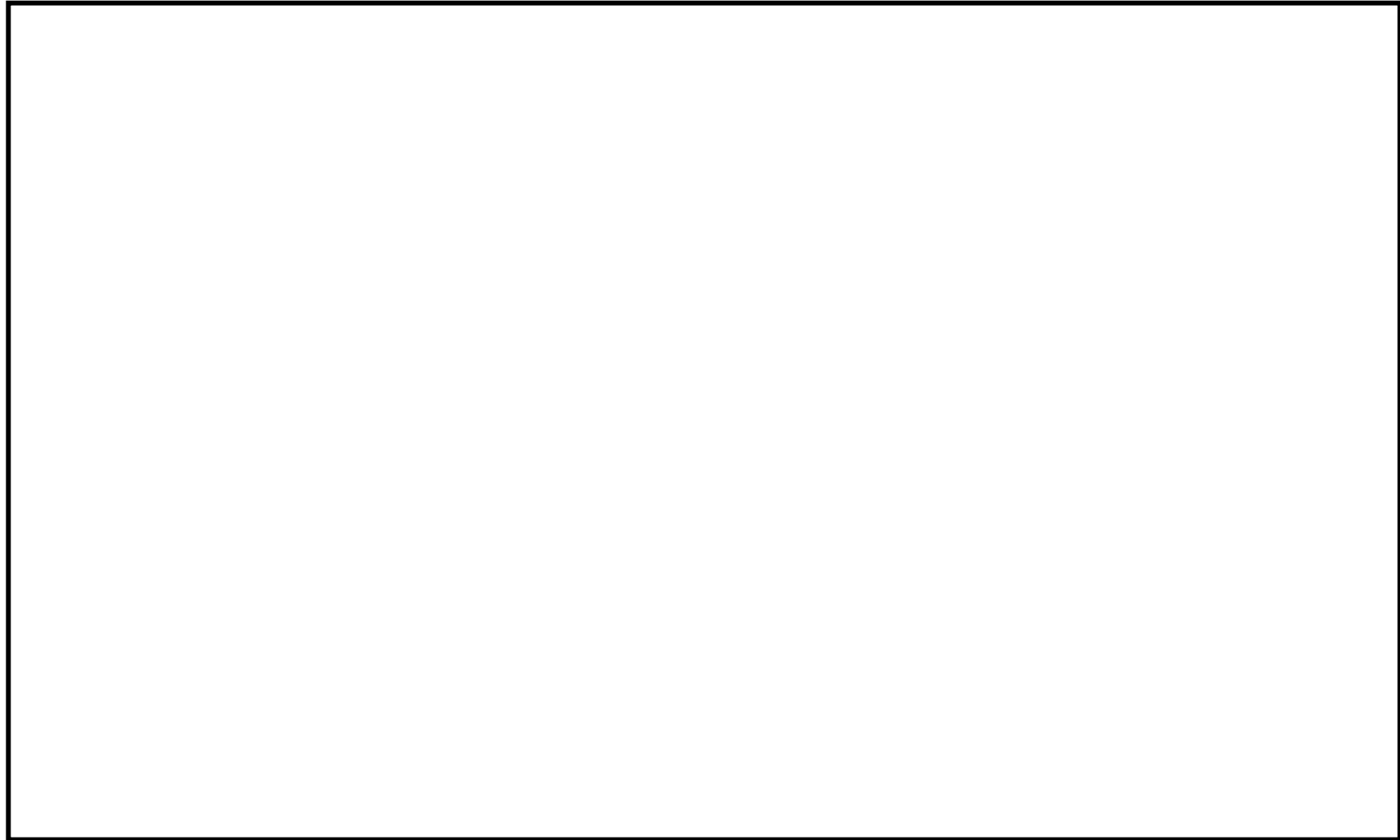


図 3-7 可搬型設備配置図（電源車（緊急時対策所用）の設置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

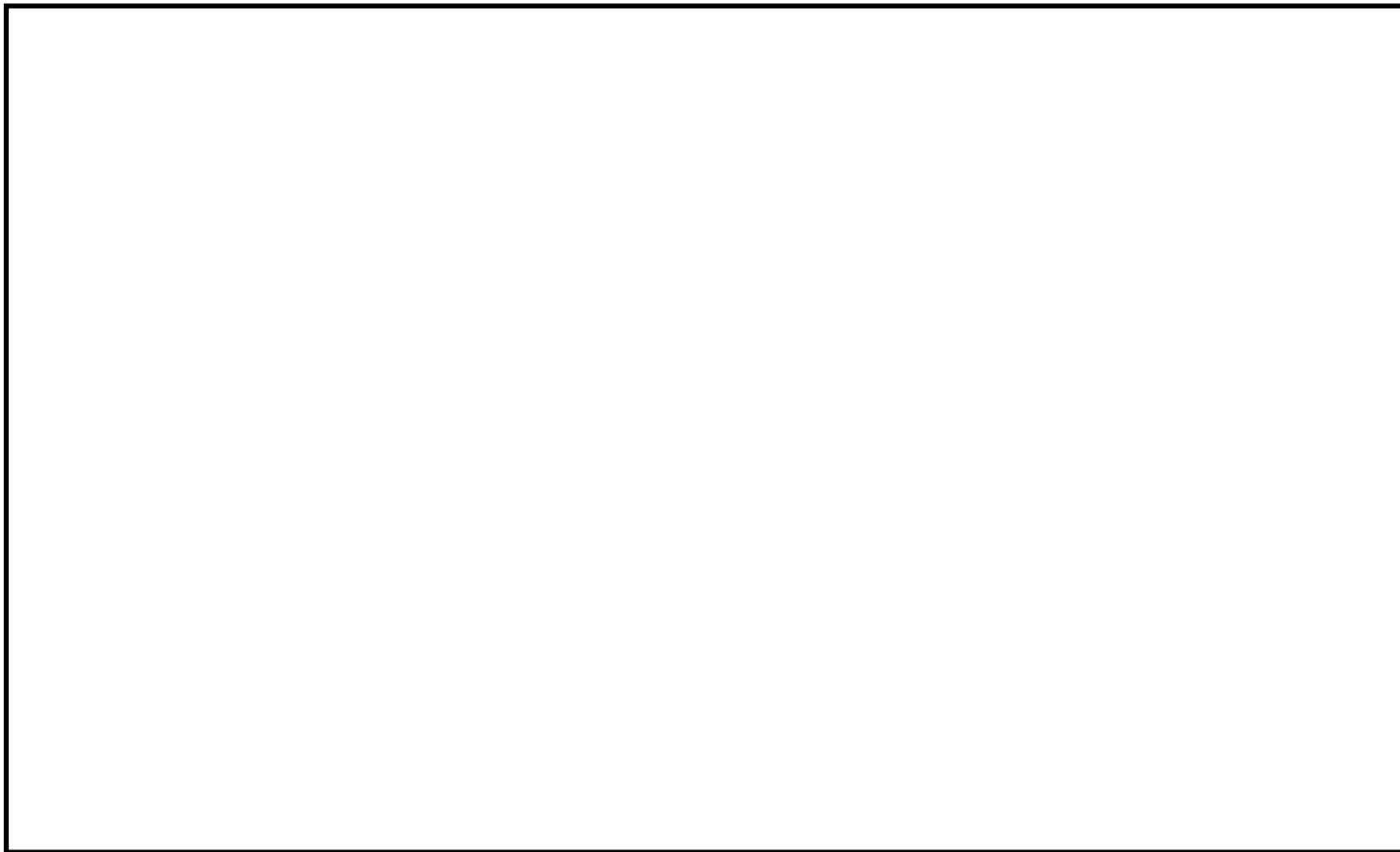


図 3-8 可搬型設備配置図（高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合），LOCA 時注水機能喪失時）
【第 1 優先であるルート 2 を使用してホースを敷設した場合】
（ホース敷設時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 を使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

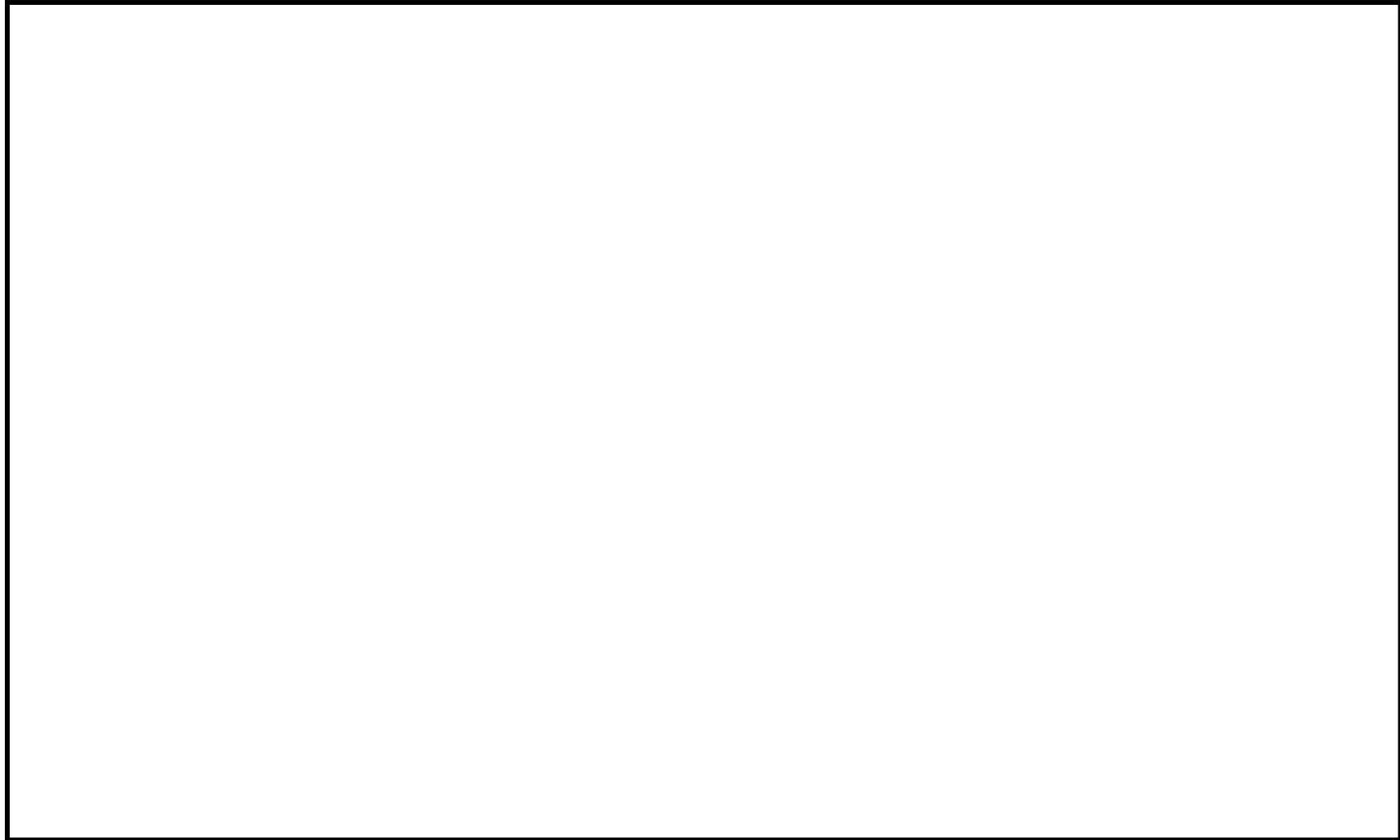


図 3-9 可搬型設備配置図（全交流動力電源喪失，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）時）
【第 1 優先であるルート 2 を使用したホース敷設及び 2 号海水ポンプスクリーンエリアから取水した場合】
（ホース敷設等の時間評価では，作業時間が最大となるルート 1 及び 2 号取水口エリアを使用している。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

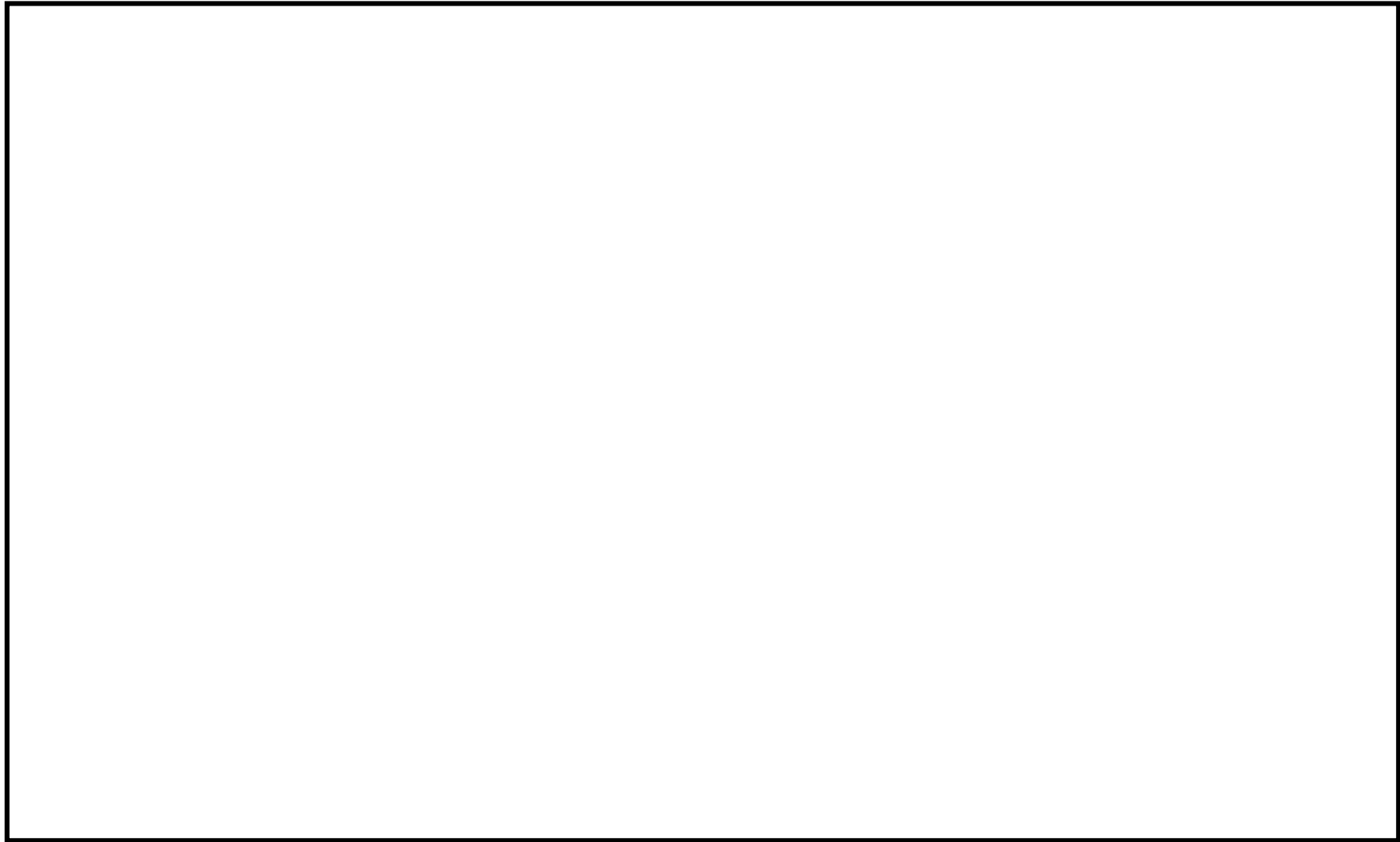


図 3-10 可搬型設備配置図（原子炉停止機能喪失時）

【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。

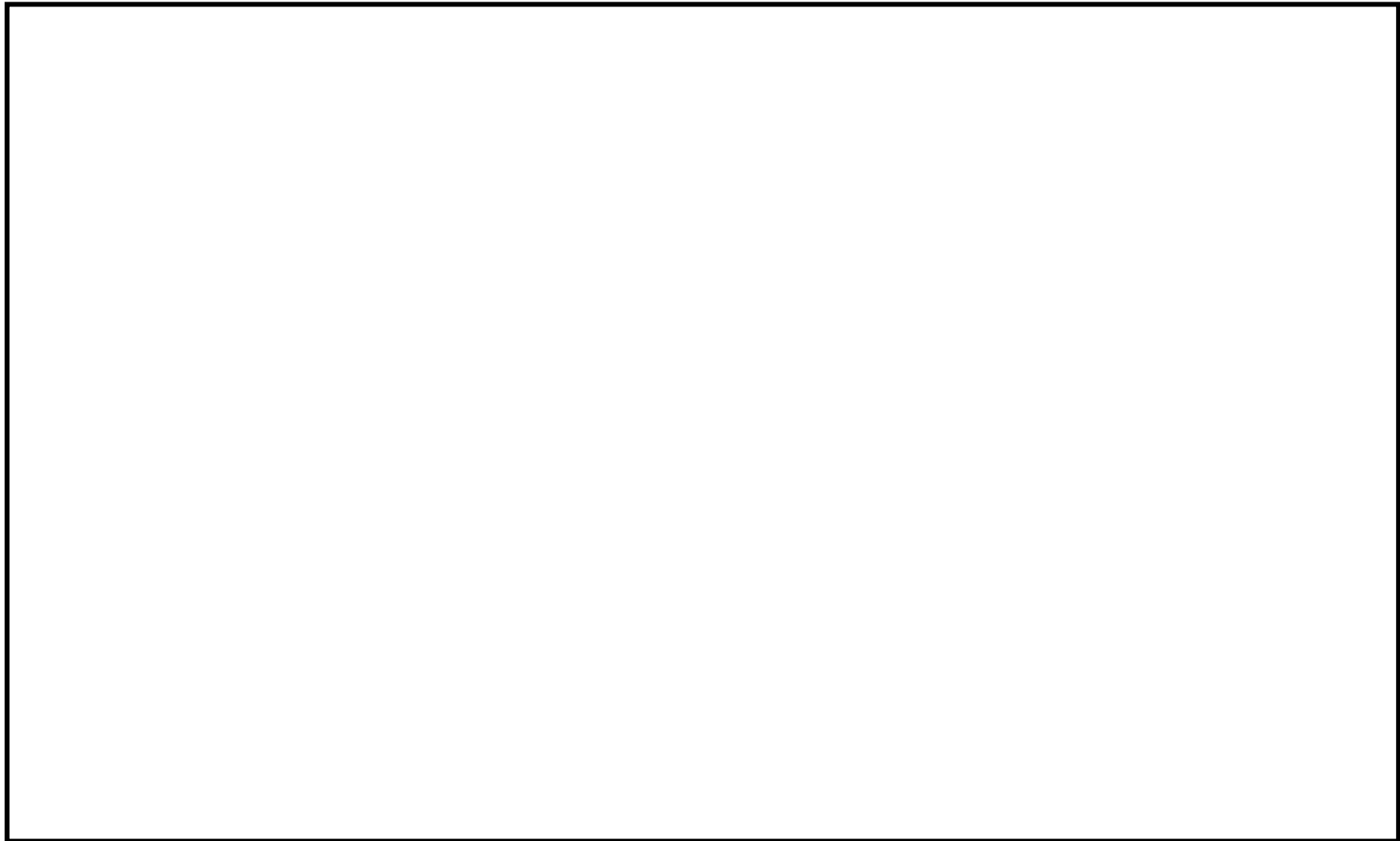


図 3-11 可搬型設備配置図（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時）

【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) 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））
- (9-2) 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））（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。

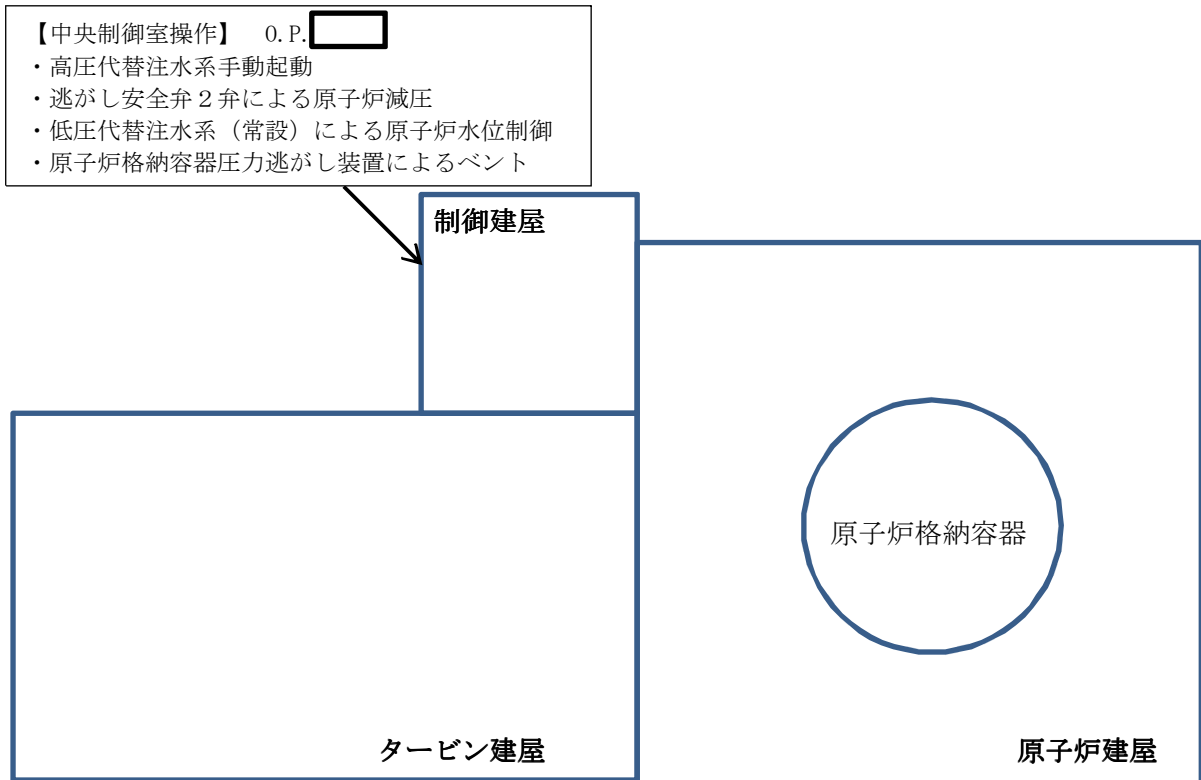


図 4-1 現場操作機器配置図

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。

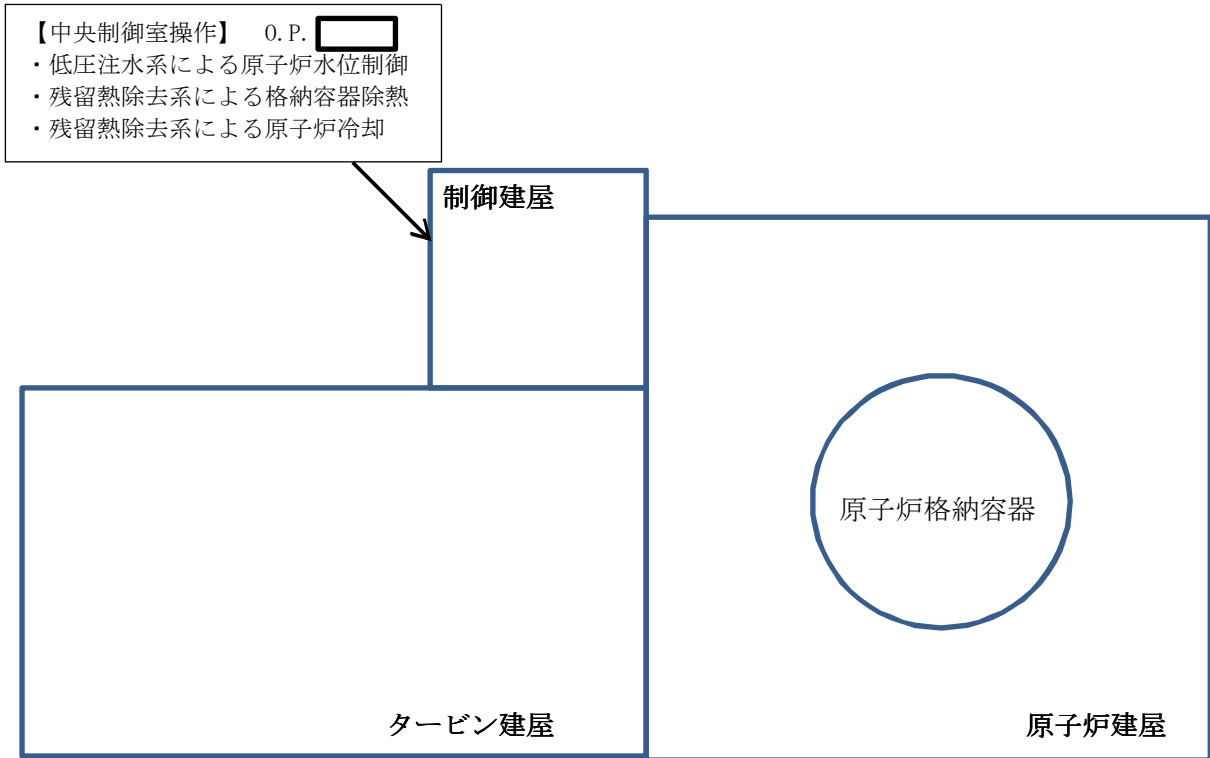


図 4-2 現場操作機器配置図

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。

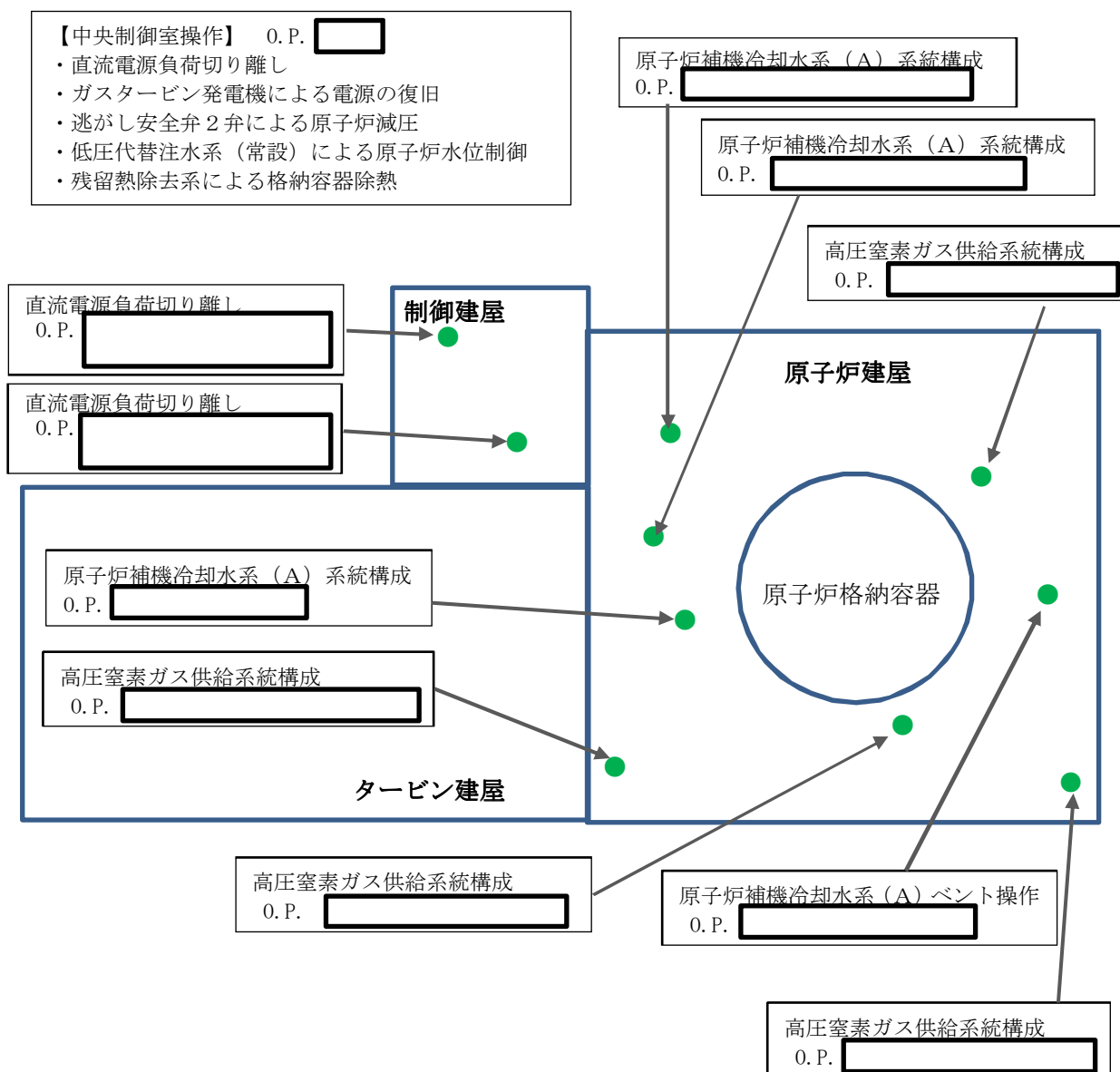


図 4-3 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

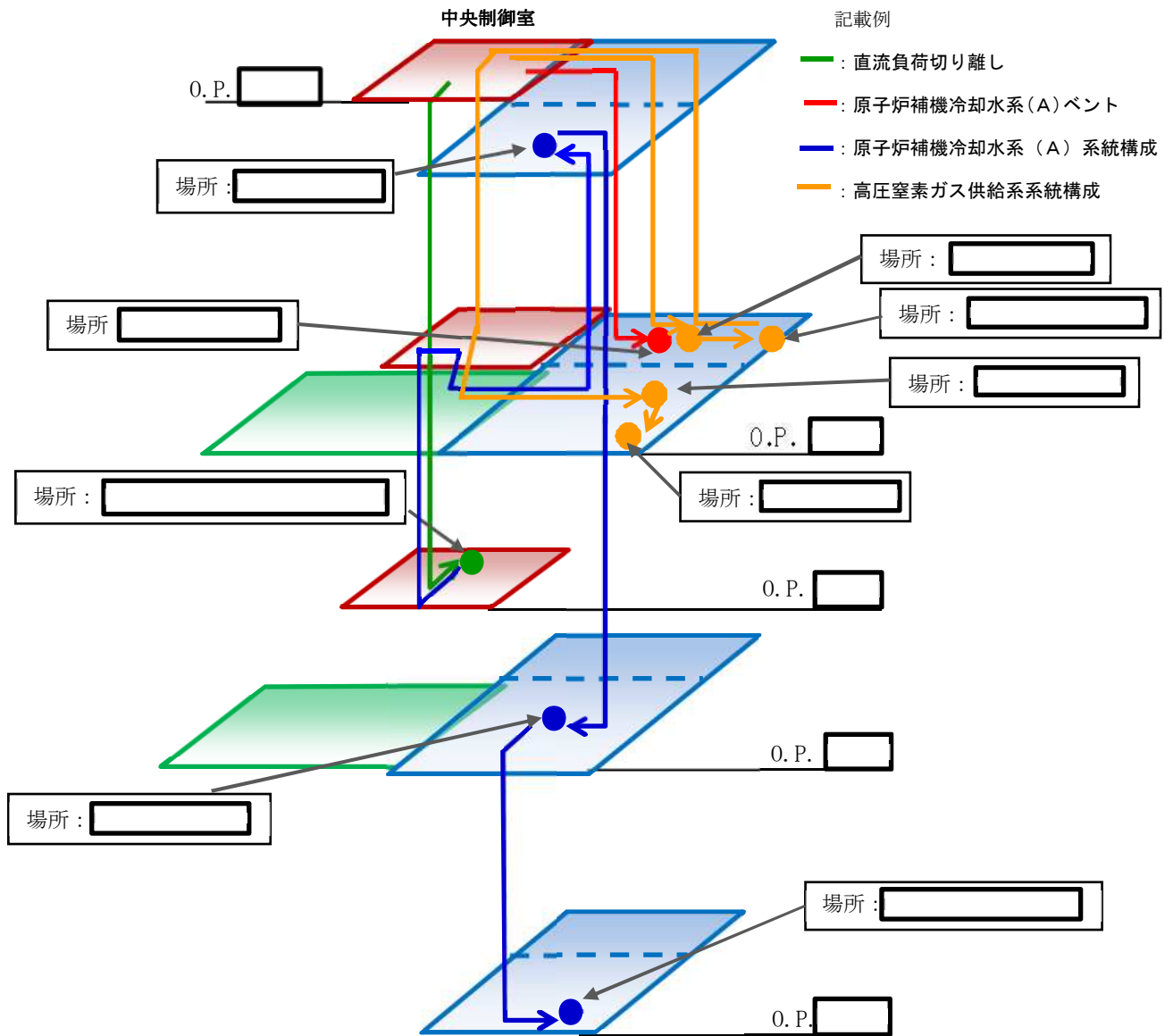


図 4-4 建屋内操作機器の立体配置図

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。

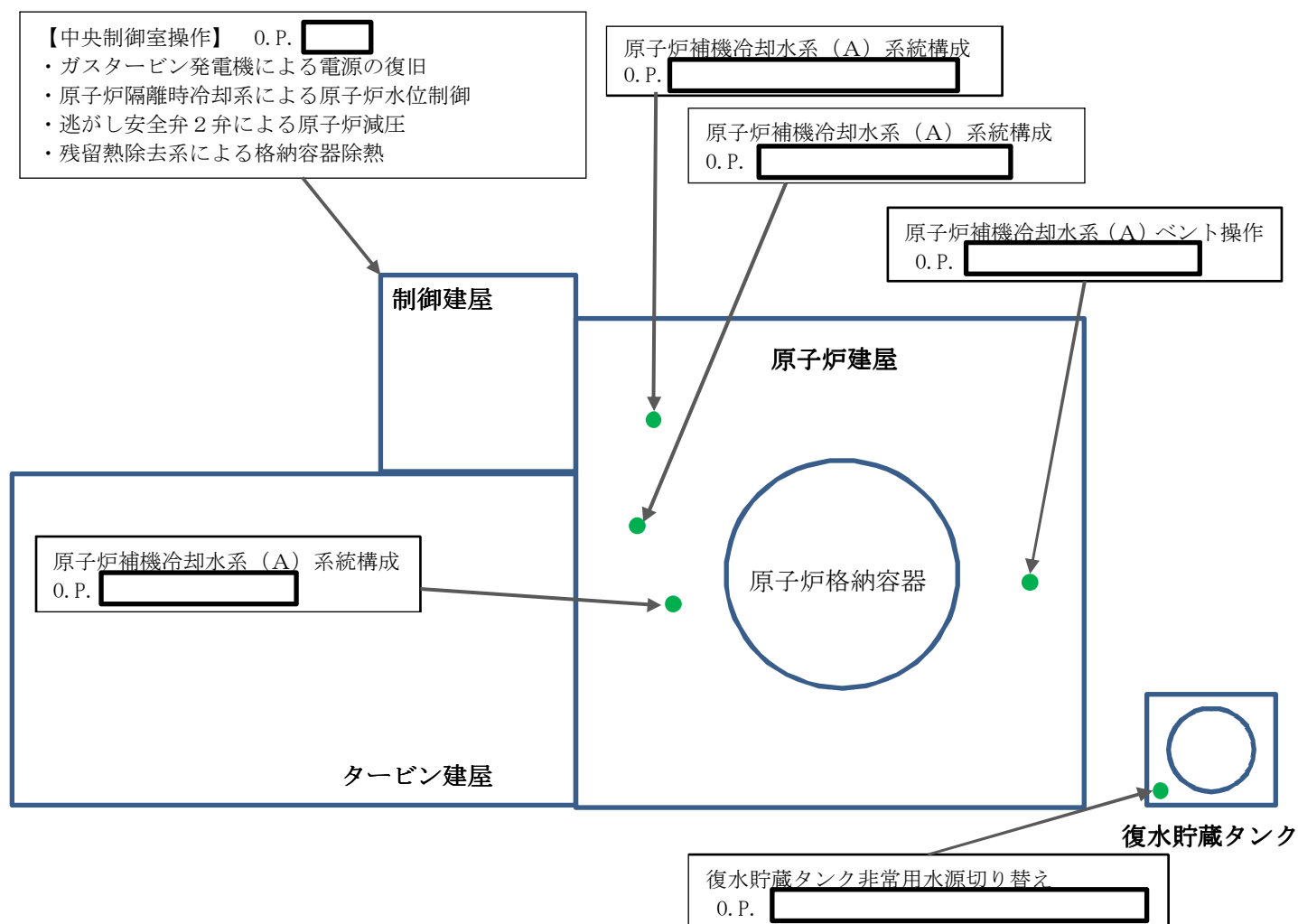


図 4-5 現場操作機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

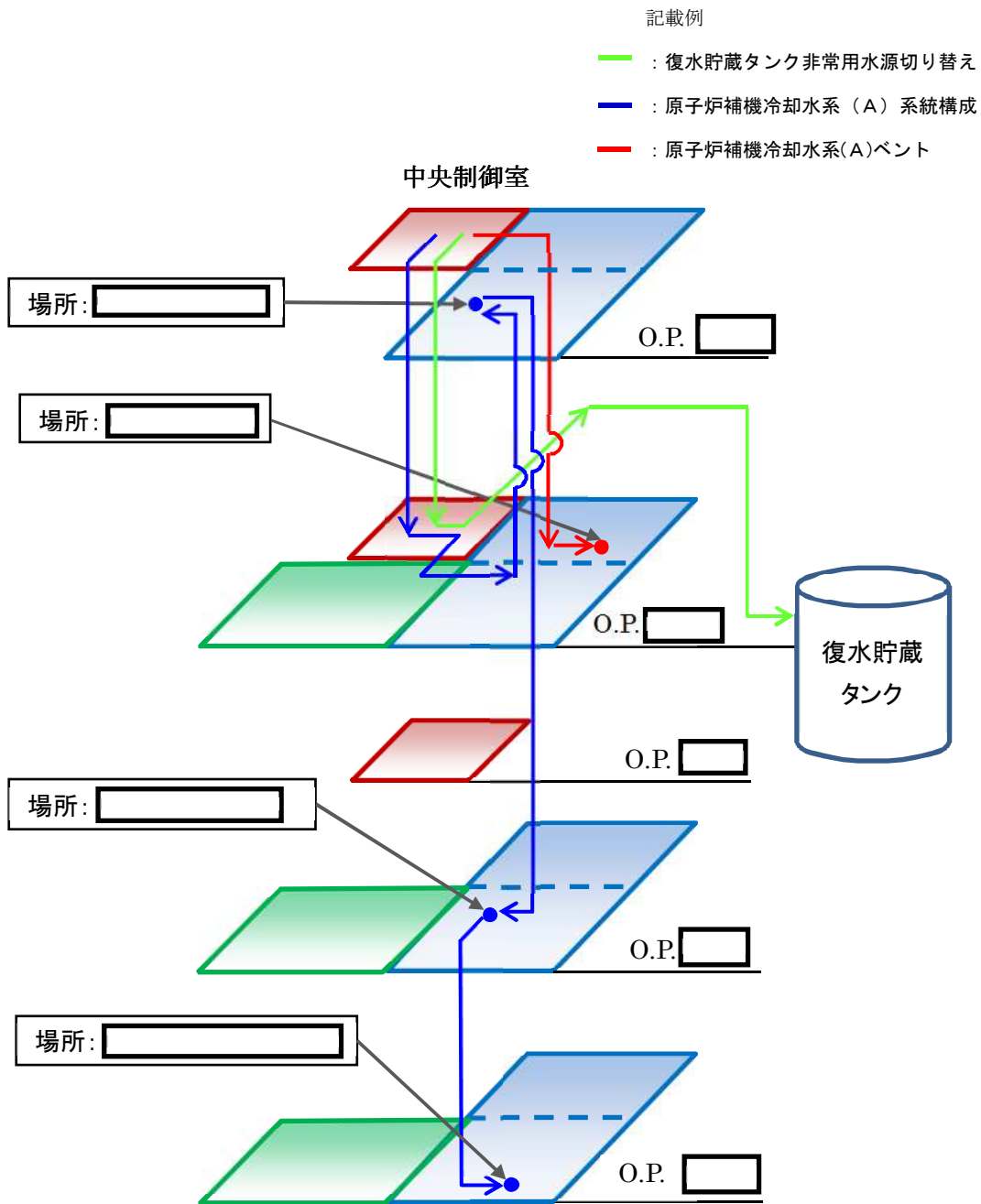


図 4-6 建屋内操作機器の立体配置図

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。

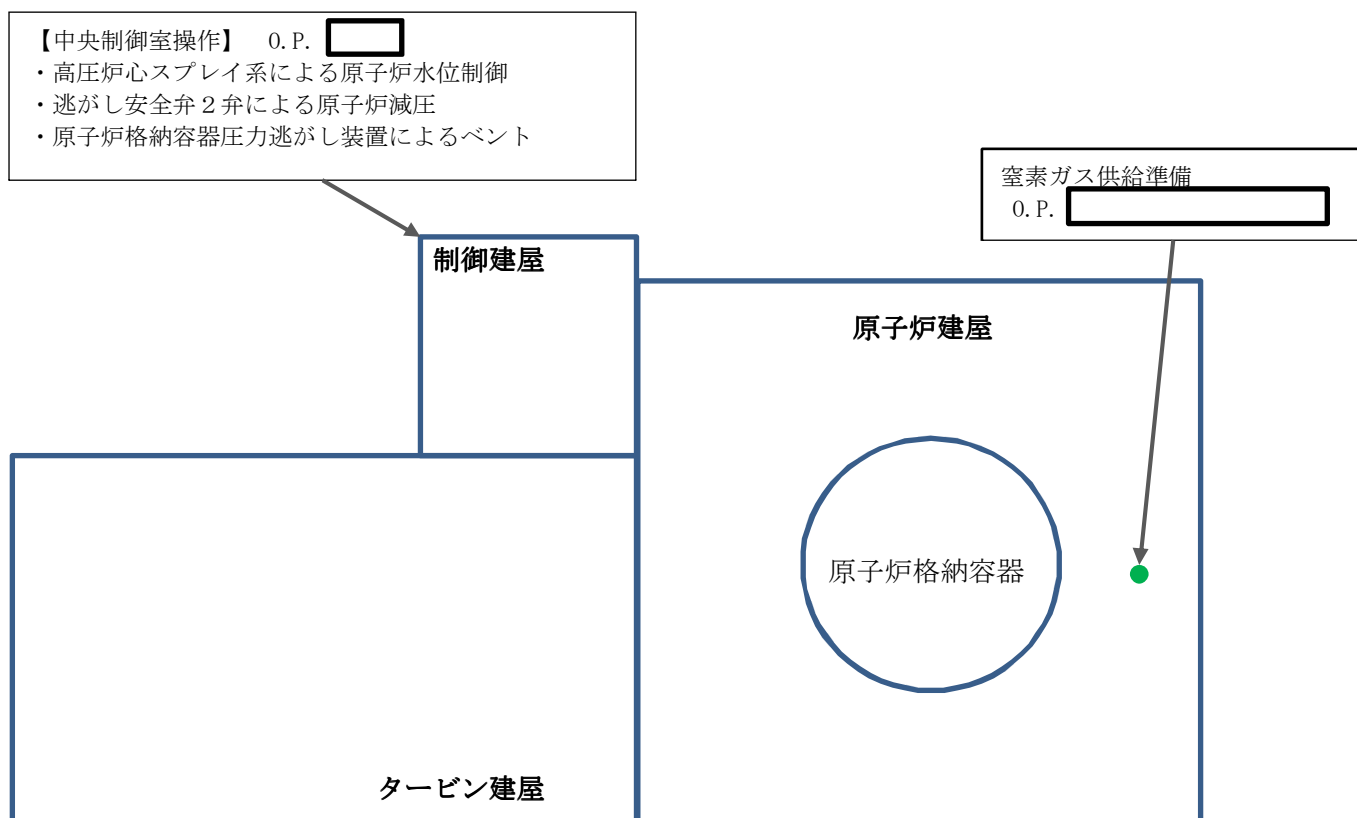


図 4-7 現場操作機器配置図

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

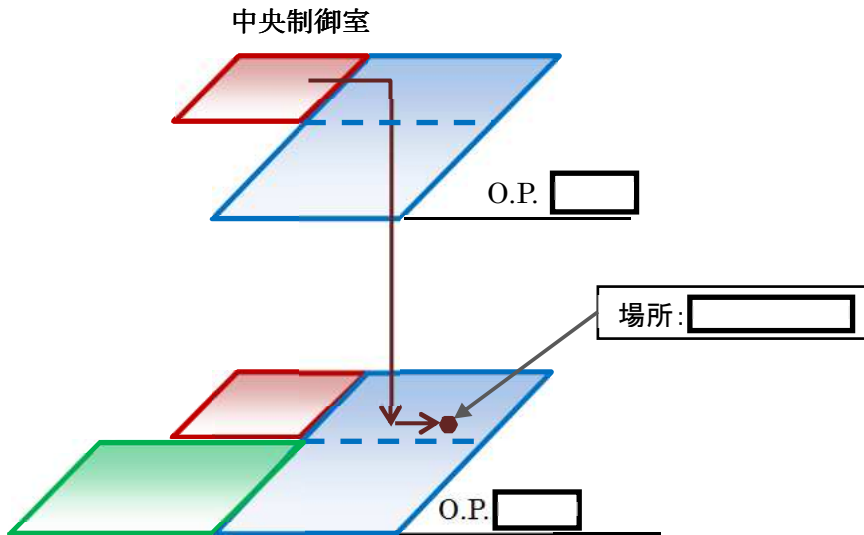


図 4-8 建屋内操作機器の立体配置図

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。

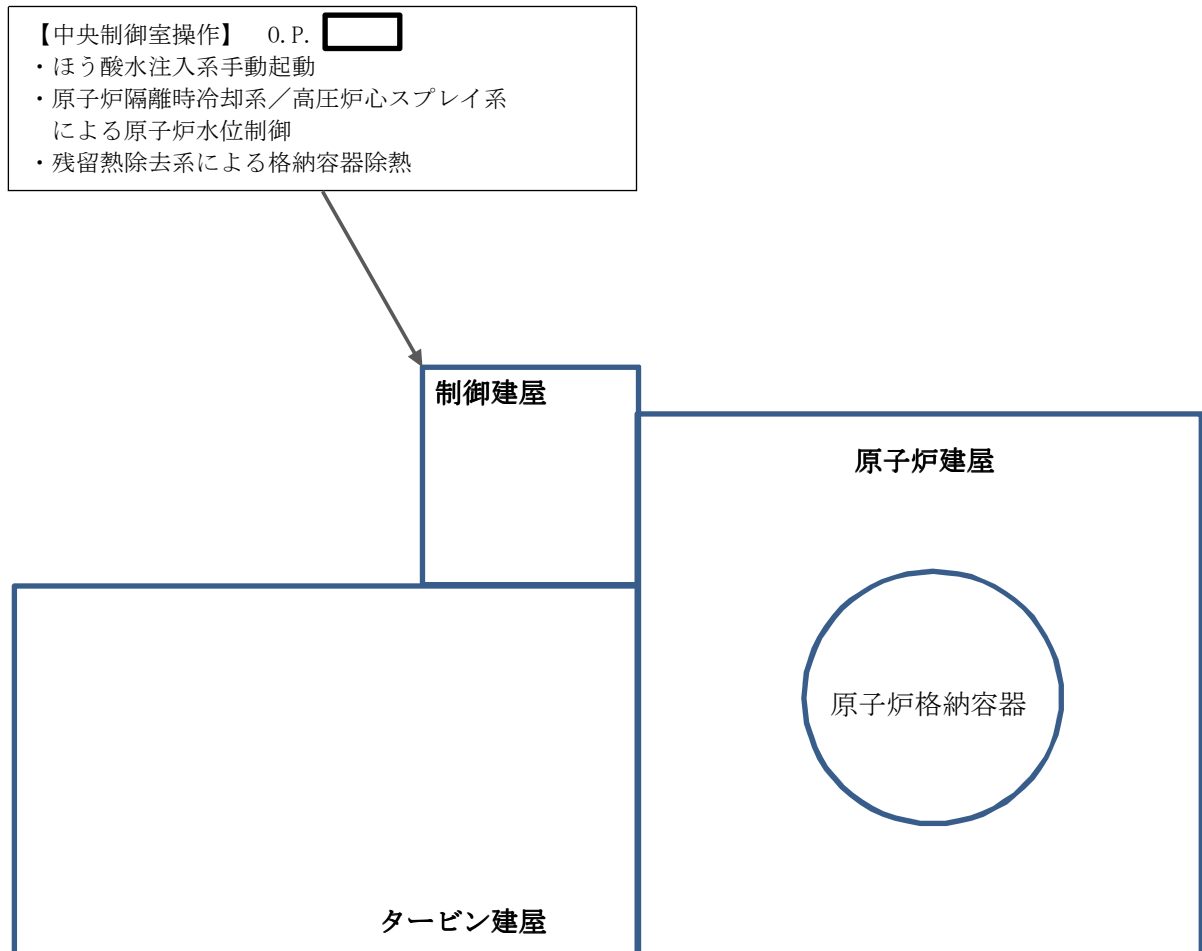


図 4-9 現場操作機器配置図

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。

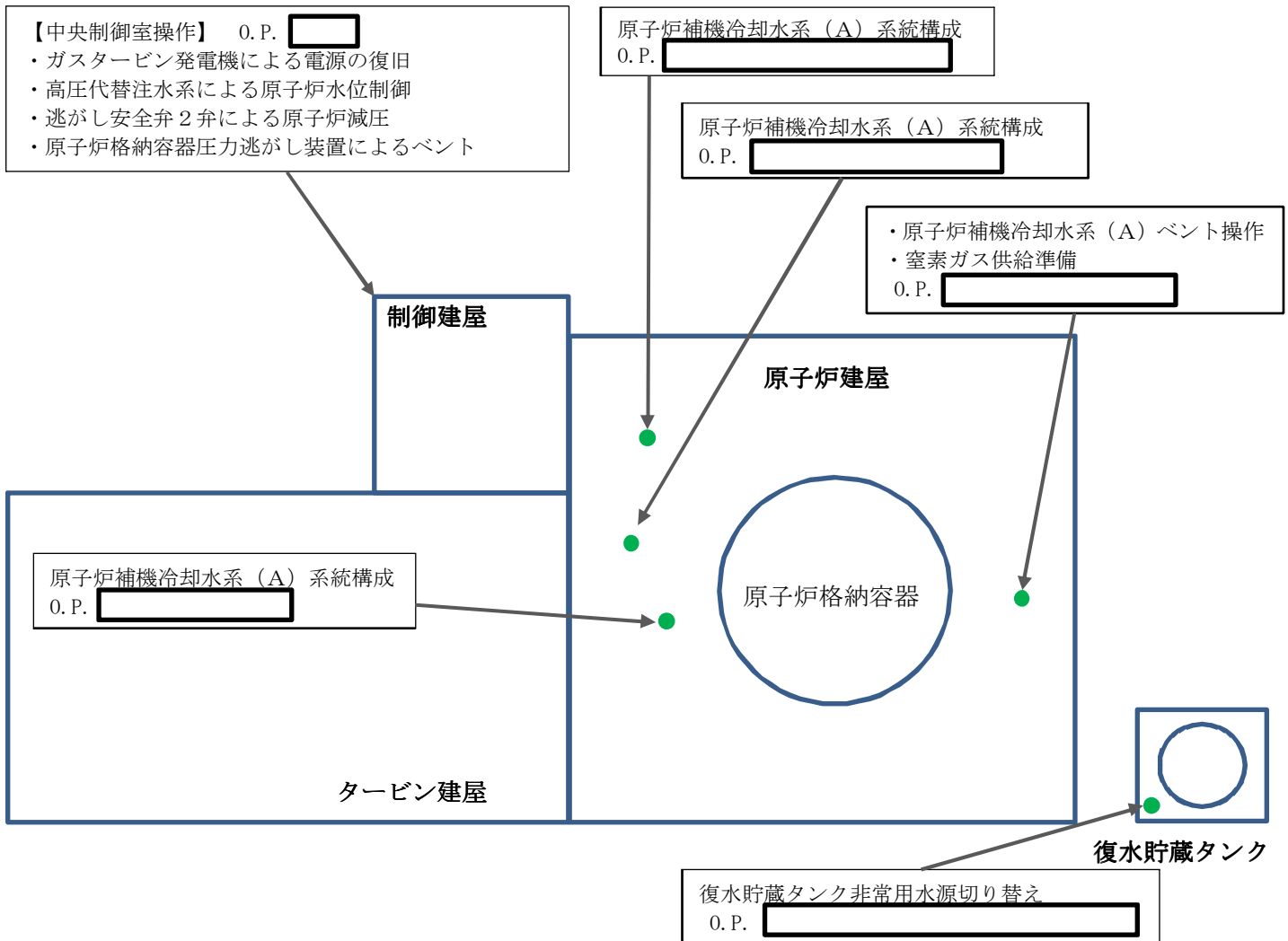


図 4-10 現場操作機器配置図

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

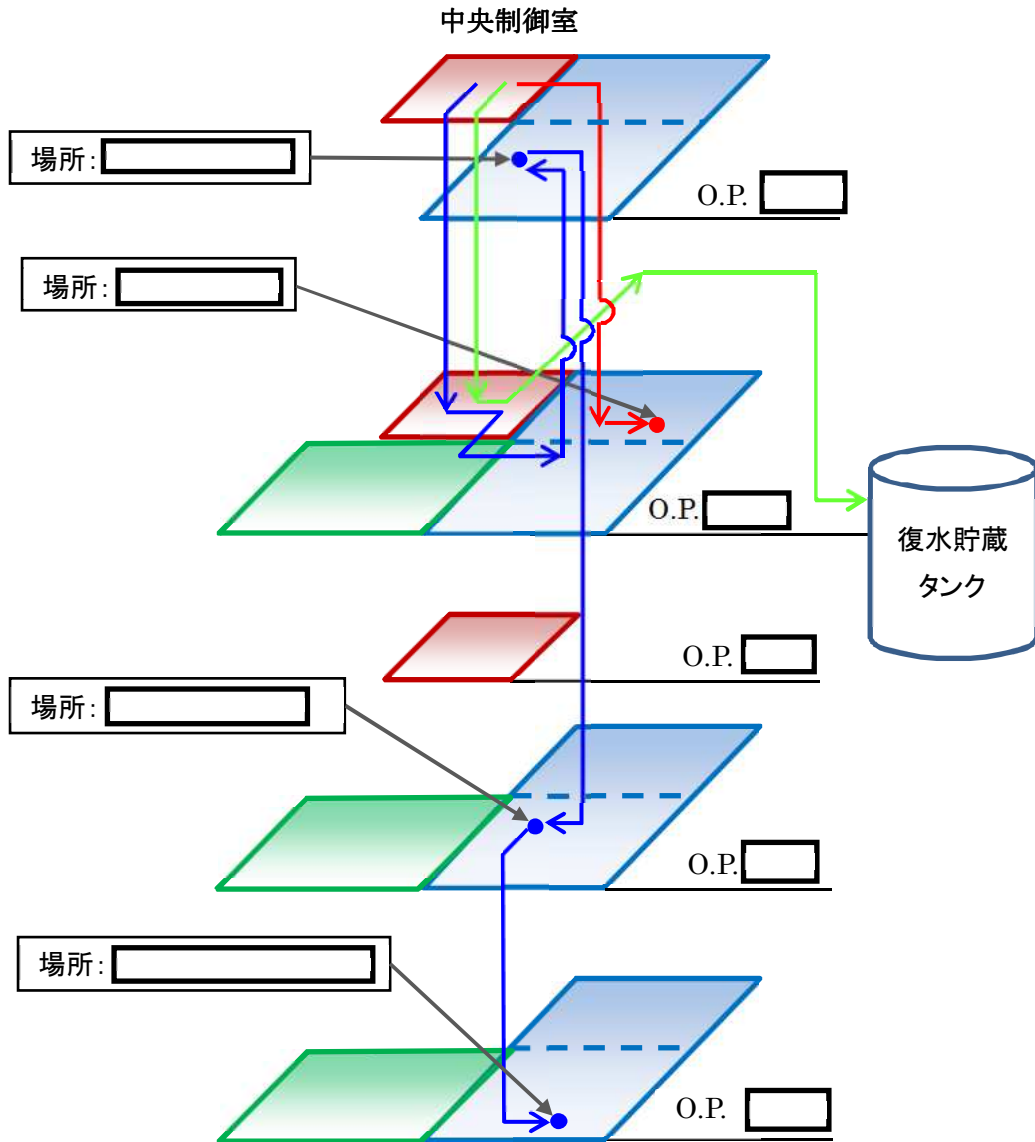


図 4-11 建屋内操作機器の立体配置図

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。

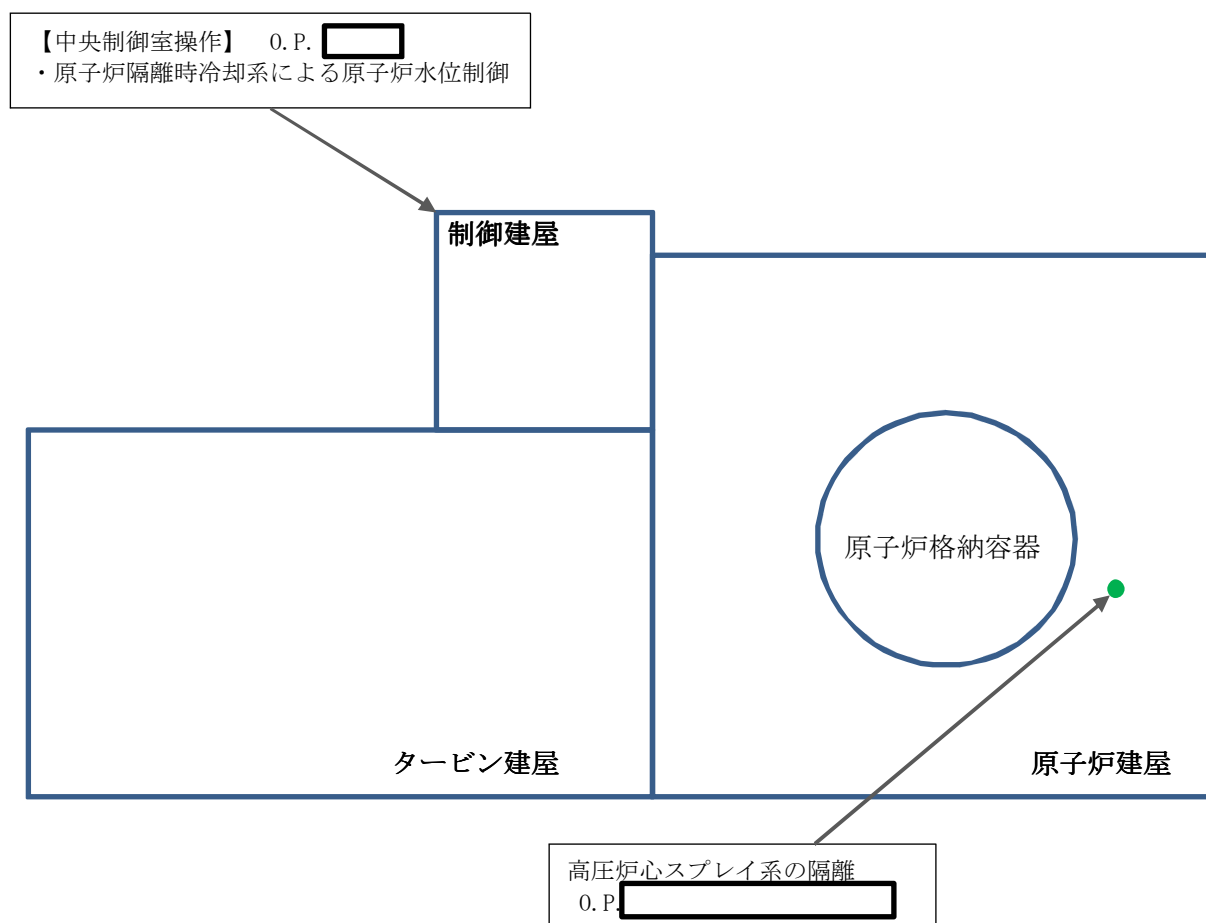


図 4-12 現場操作機器配置図

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

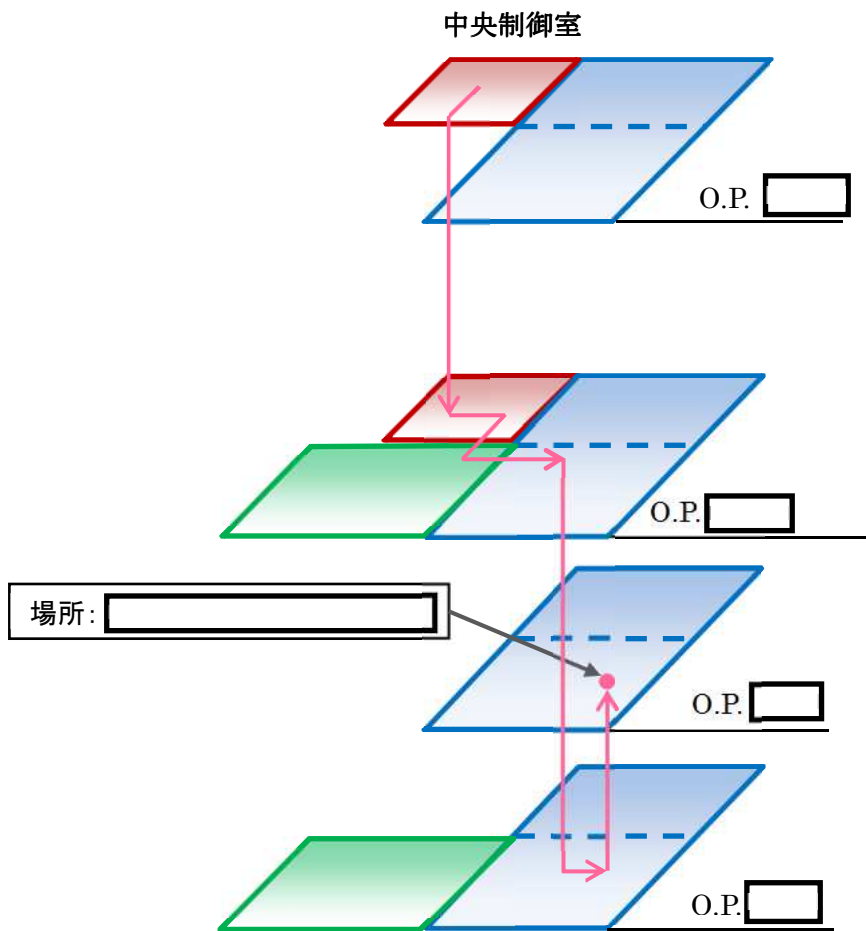


図 4-13 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(9-1) 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））

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。

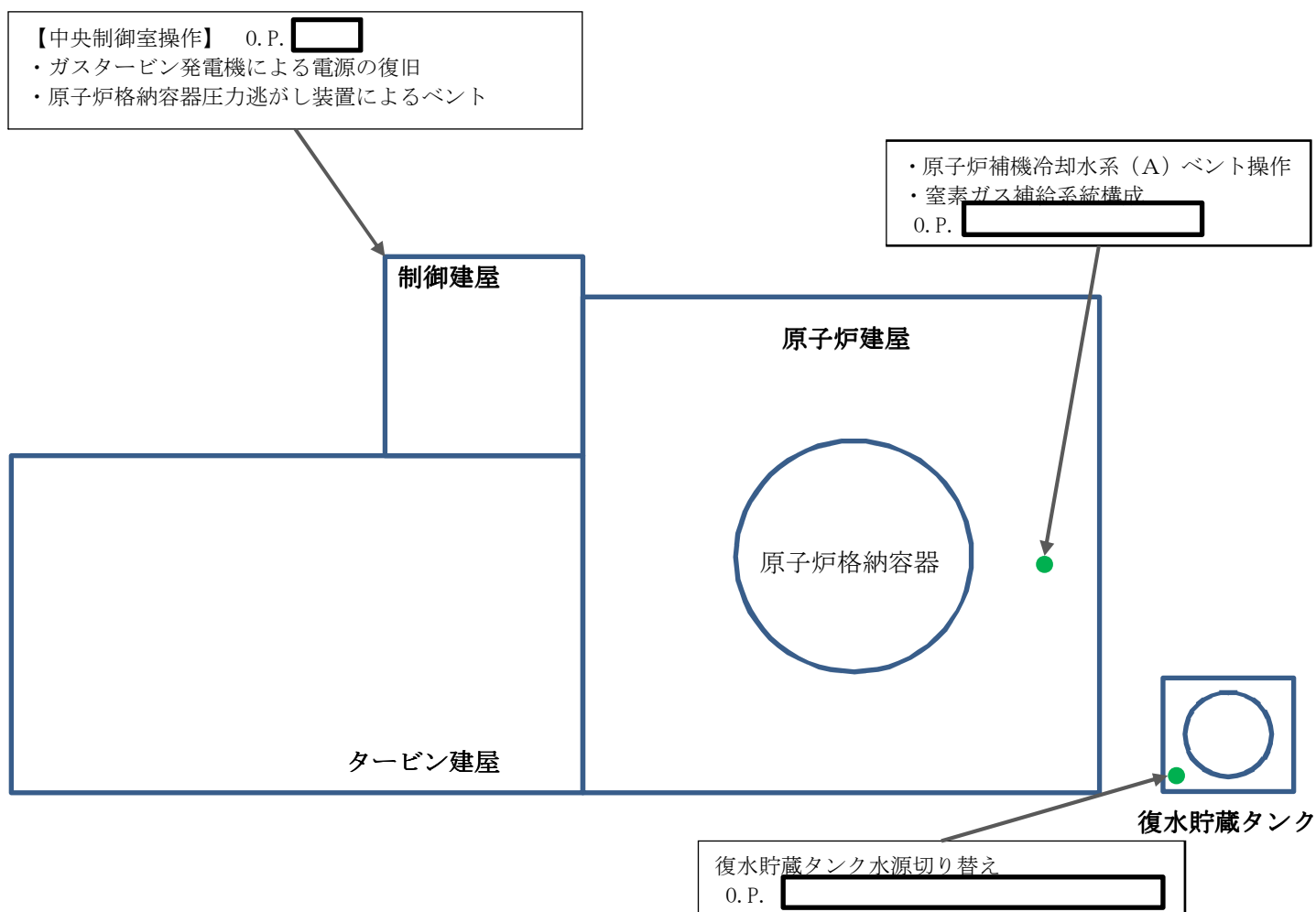


図 4-14 現場操作機器配置図

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

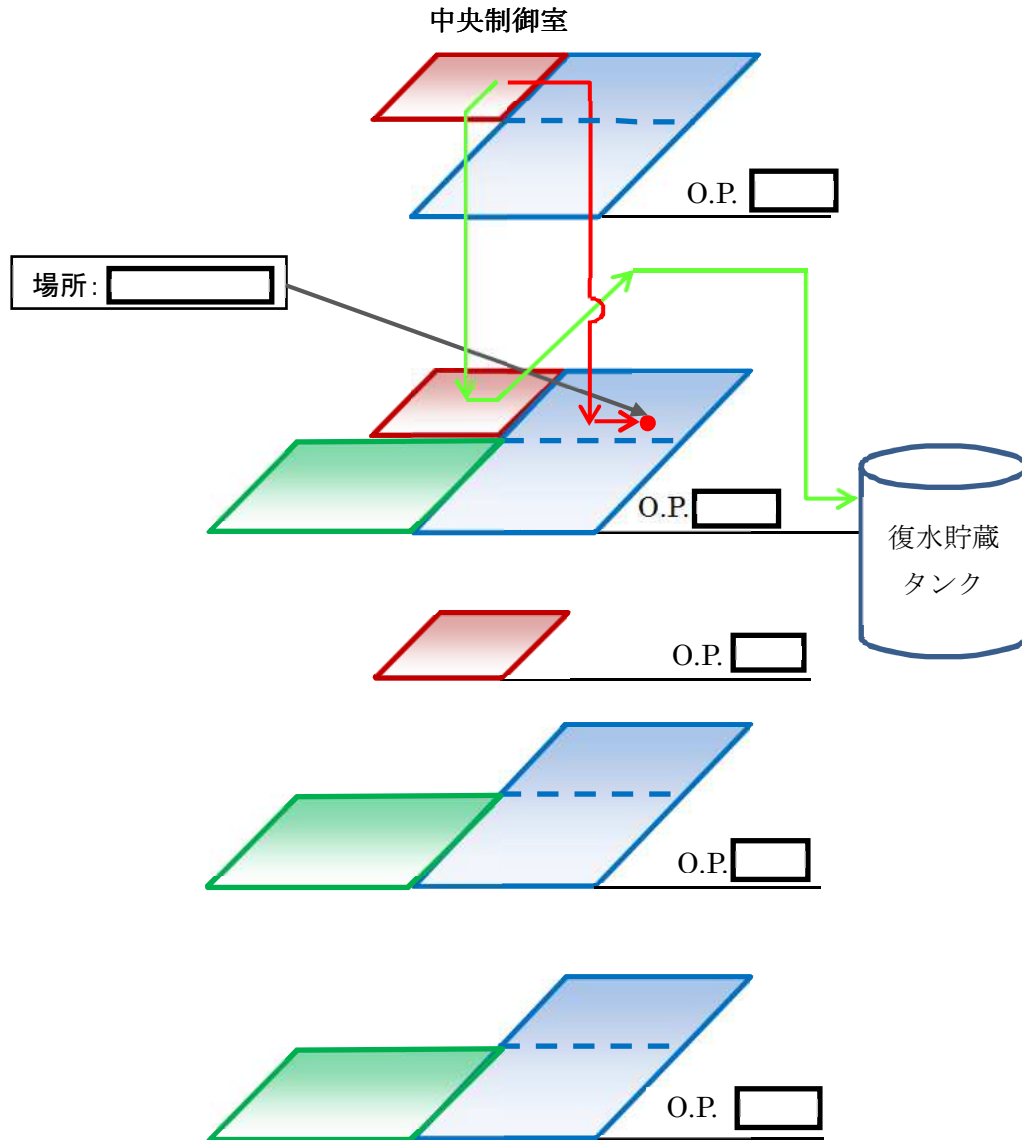


図 4-15 建屋内操作機器の立体配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(9-2) 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))
 (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。

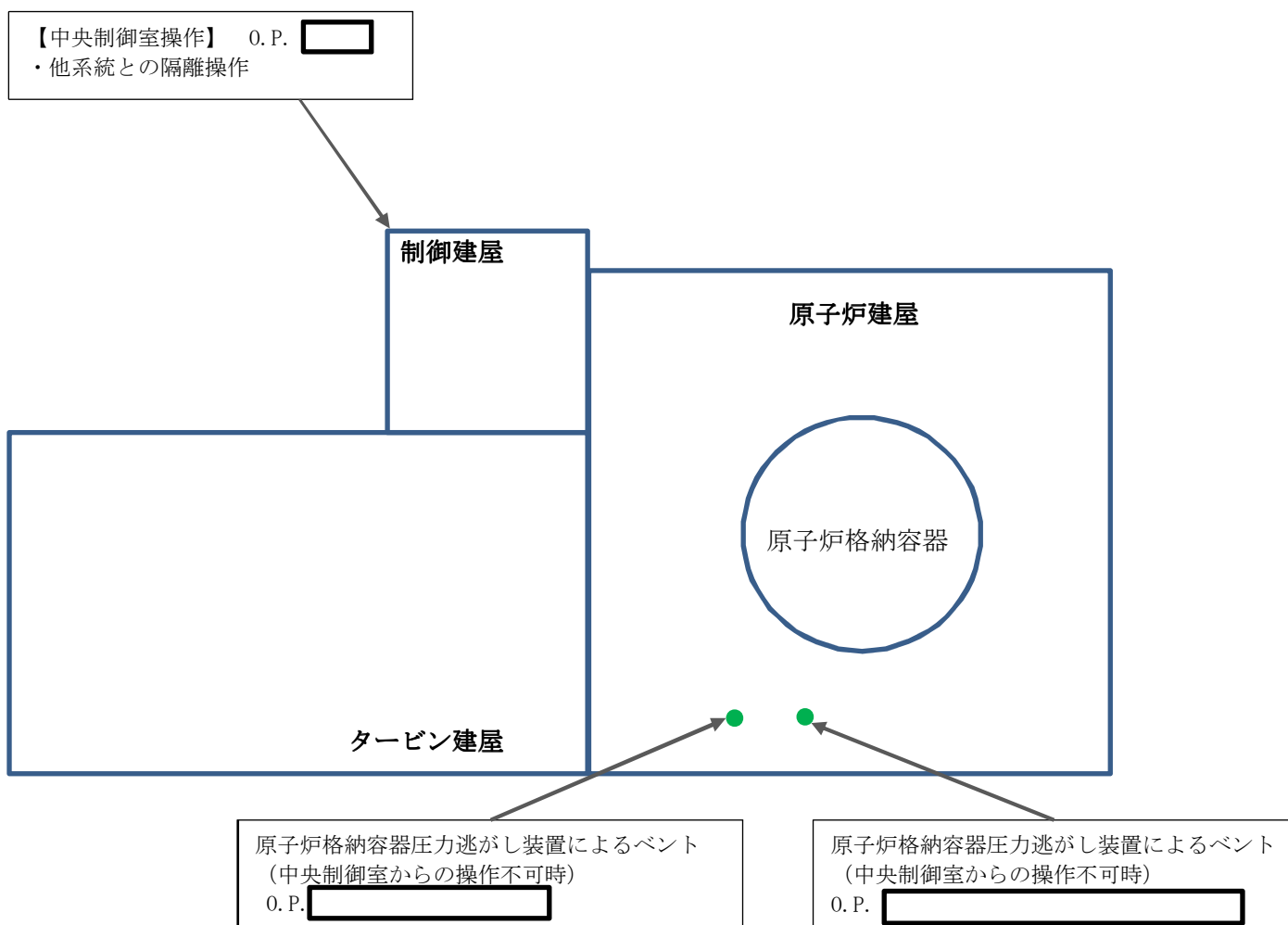


図 4-16 現場操作機器配置図

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

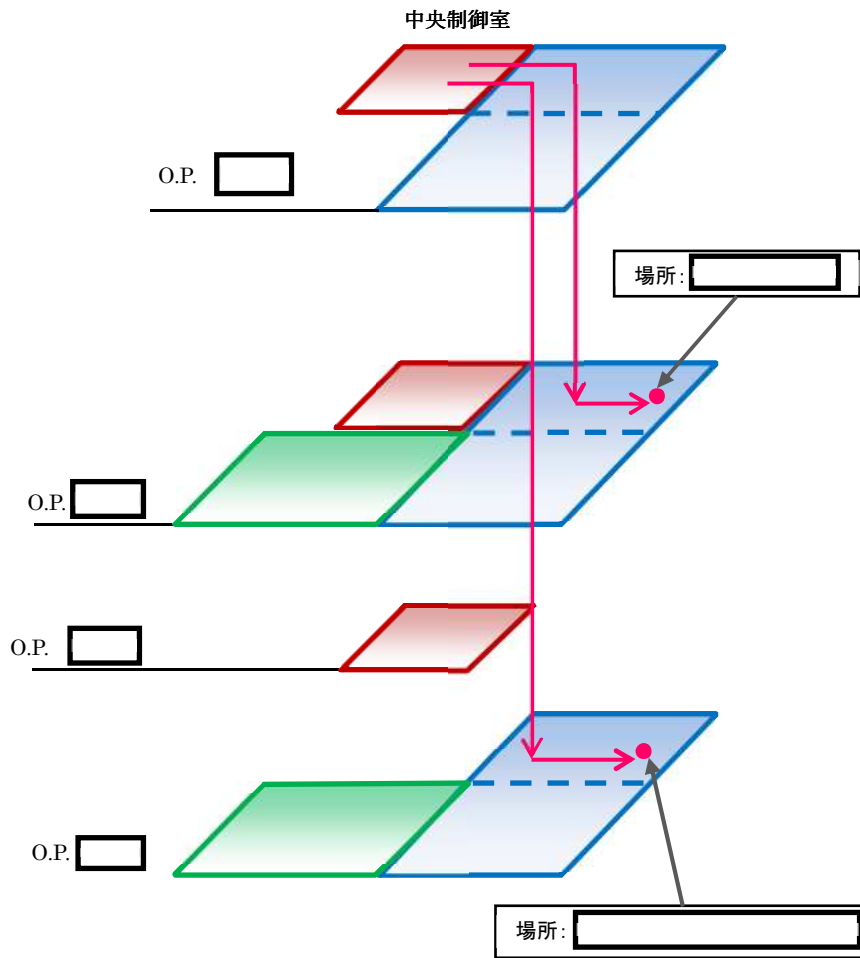


図 4-17 建屋内操作機器の立体配置図

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 格納容器過圧・過温 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 格納容器過圧・過温 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。	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 LOCA 格納容器過圧・過温 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。			

※ 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 格納容器過圧・過温 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 格納容器過圧・過温 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 格納容器過圧・過温 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	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 LOCA 格納容器過圧・過温 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 格納容器過圧・過温 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 格納容器過圧・過温 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、今後検診・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	高圧炉心スプレイ系の隔離	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 携行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	格納容器過圧・過温 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。	—	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。	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。	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)	格納容器過圧・過温 破損	【受電準備】 2時間5分 【受電操作】 1時間25分	【受電準備】 1時間23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。	—	—	—	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。	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。					

※ 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

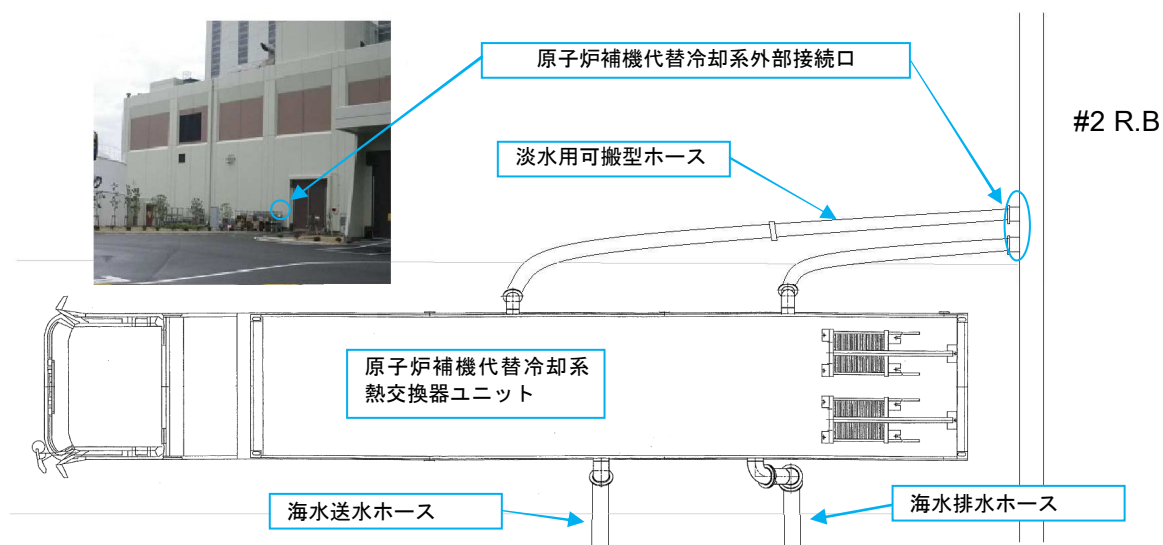
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプ-熱交換器ユニット海水入口側間に海水送水ホース、熱交換器ユニット海水出口側-海水排水先間へ海水排水ホースを設置する。



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

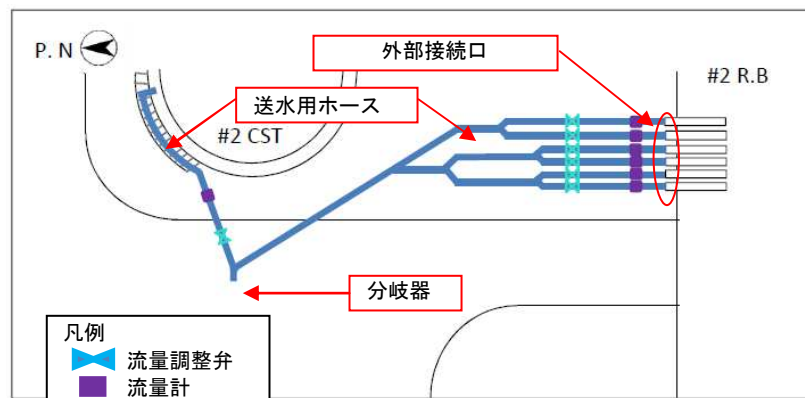
ホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、可搬型大容量送水ポンプー2号機原子炉建屋付近間へ送水用ホースを設置する。



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。

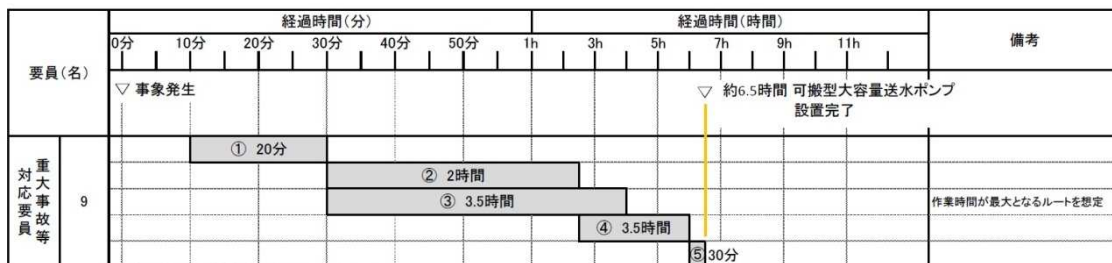
（4）分岐器の設置、外部接続口への送水用ホース敷設

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。

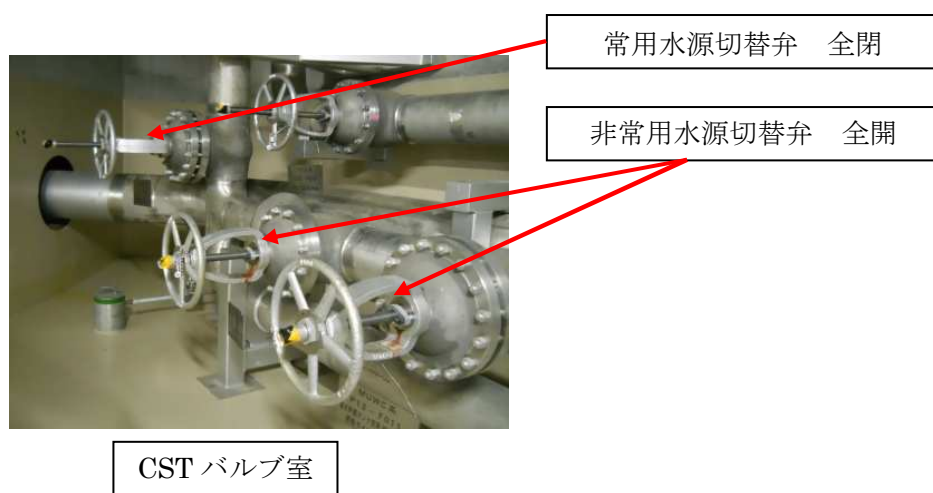
連絡手段 : PHS，ページング設備が使用可能である。また，PHS，ページング設備が使用不能となった場合にはトランシーバーにて通話連絡可能である。



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

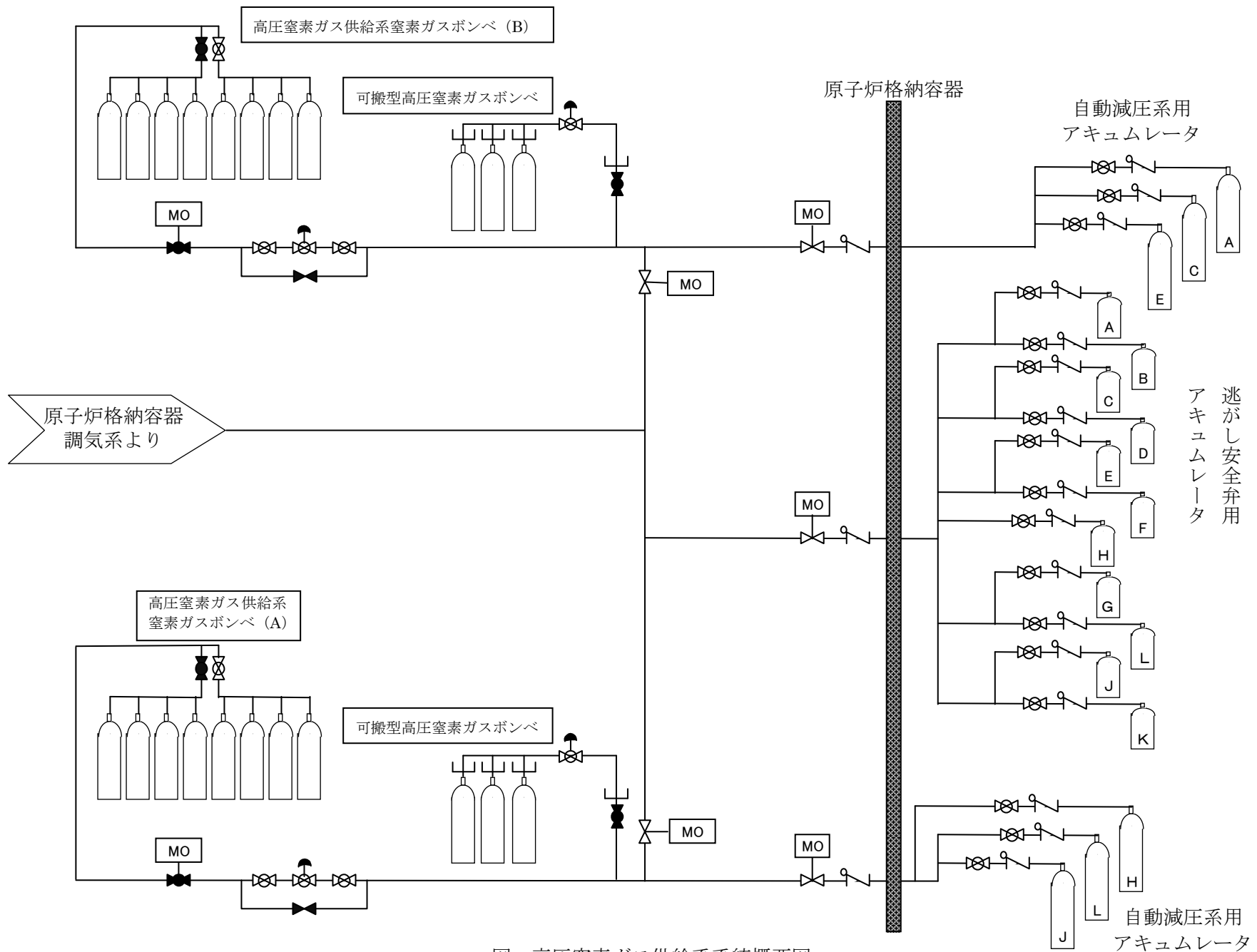


図 高圧窒素ガス供給系系統概要図

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 ^{※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

※1 発電課長 1 名は 1，2 号兼任

※2 20 名中 5 名は協力的社員要員

初期消火対応要員（協力的社員要員）	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。
------	--



[]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			

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

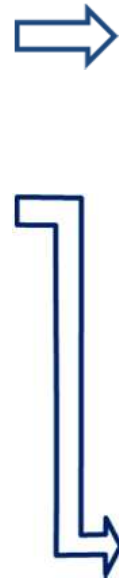
※2 20名中5名は協会社要員

初期消火対応要員（協会社要員）	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			

補足 6-7



○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高圧炉心スプレイ系隔離 ②高圧炉心スプレイ系調査及び隔離	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			

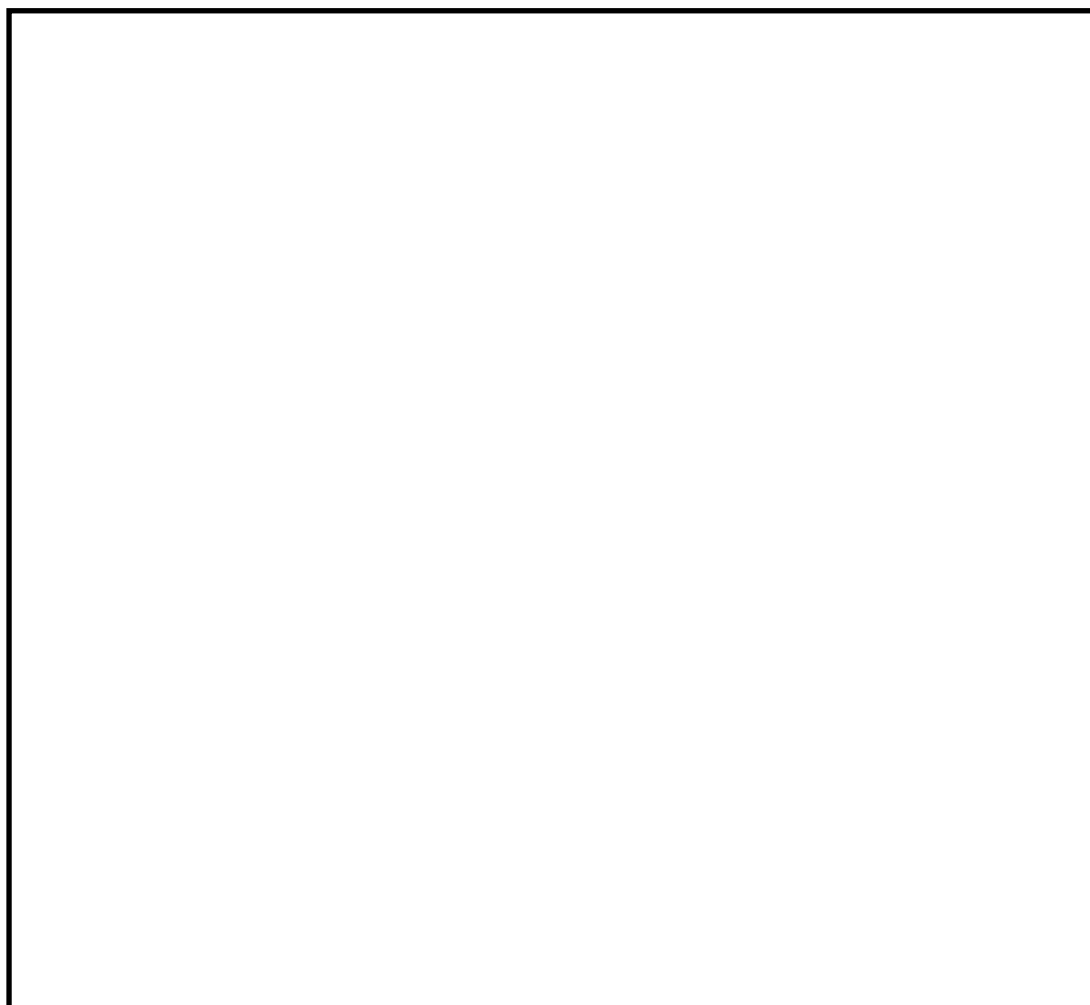
[]は他作業後移動してきた要員			
重大事故等対応要員	作業内容	時間	操作場所
9名 重 A~重 I	【可搬型大容量送水ポンプ準備】 可搬型大容量送水ポンプの移動，接続，起動	≤6時間30分	屋外
6名 [重 A~重 F]	【原子炉補機代替冷却系接続準備】 原子炉補機代替冷却系の移動，接続，起動	≤23時間30分	屋外
3名 重 J~重 L ^{※3}	【原子炉補機代替冷却系電源車接続】 電源車の移動，起動操作	≤23時間30分	屋外
3名 [重 D~重 F]	【最終ヒートシンクの確保】 可搬型窒素ガス供給装置の設置	≤33時間30分	屋外
4名 重 P~重 S	【タンクローリによる給油】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

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

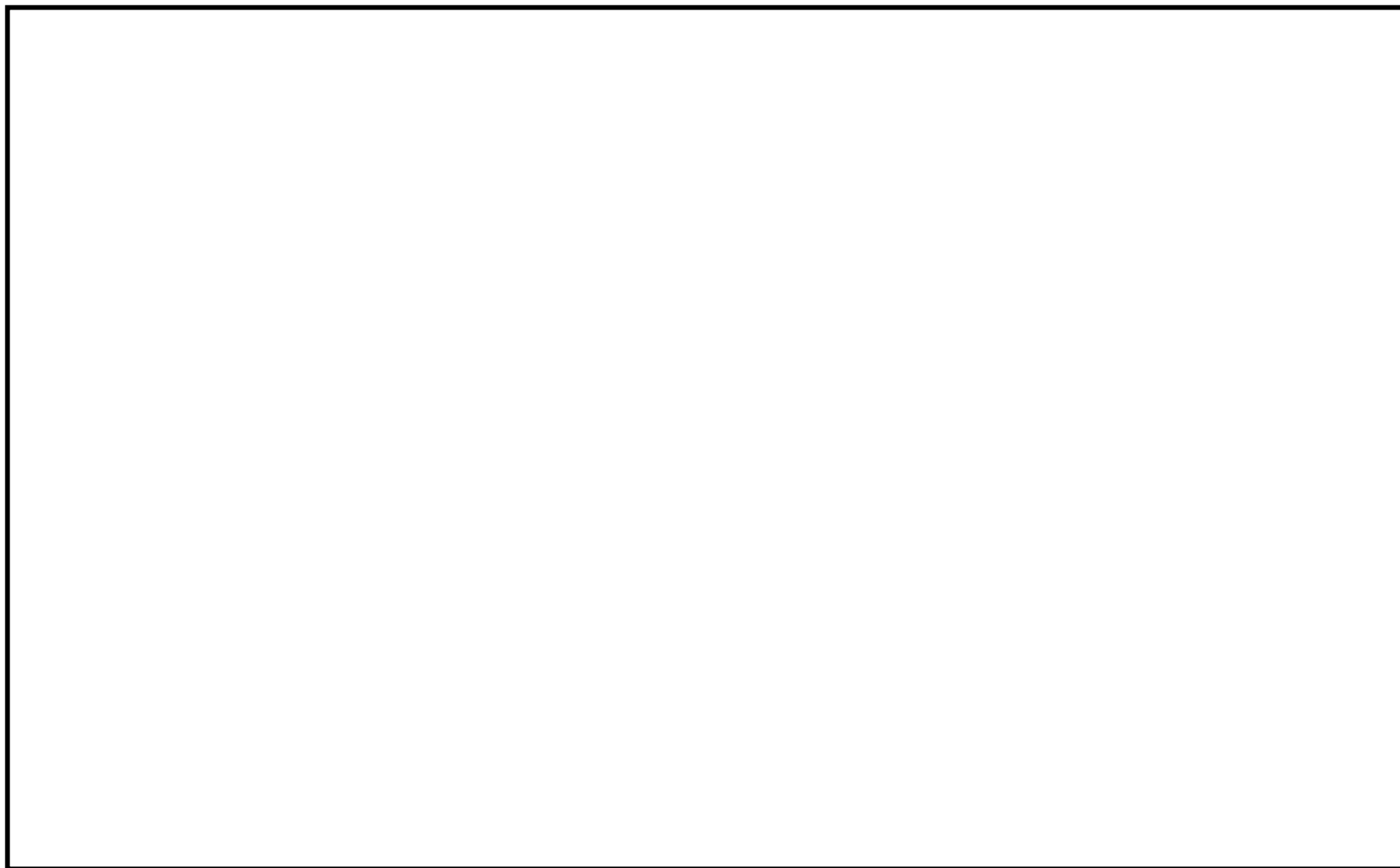


図 9-1 屋外軽油保管場所 全体配置図

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) × 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) (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]

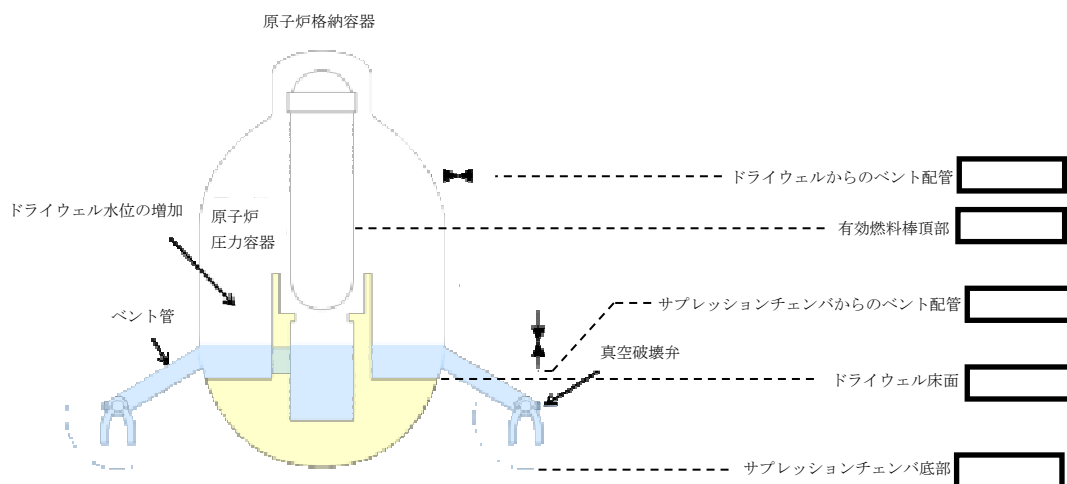


図 10-1 格納容器内の水位の状態 (ベント実施前)

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 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。

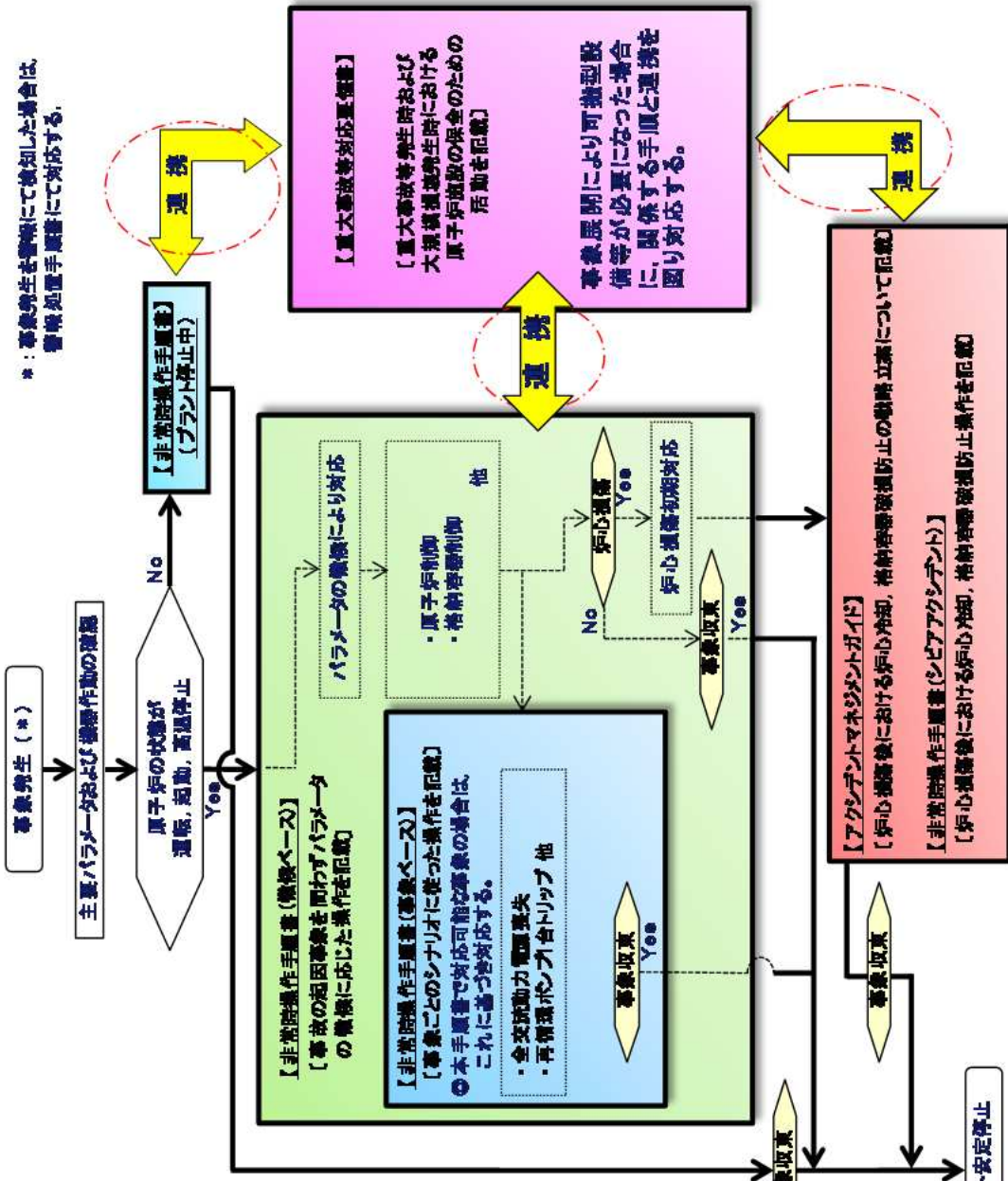
(2) 手順書の構成

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微候動作状況の確認を実施。
⇒ 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、格納罐静電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

高圧・低圧注水機能喪失

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（徴候ベース）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系および高圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発信するが、自動起動に失敗する。その後、高圧代替注水系を手動起動し、高圧代替注水系により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で制御するが、解析ではL2～L8で維持する。

C：S/P温度制御「SP/T」

逃がし安全弁からの蒸気流入のため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の上昇に伴い、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」

低圧注水機能喪失のため、復水移送ポンプ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。

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 13-2 高圧・低圧注水機能喪失

高圧注水・減圧機能喪失

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（徴候ベース）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系および高圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発信するが、自動起動に失敗する。また、高圧代替注水系の手動起動も失敗する。

原子炉水位L1にて低圧炉心スプレイ系および低圧注水系の自動起動を確認する。また、高圧注水系機能喪失に伴い、原子炉水位が低下するため「急速減圧」制御へ移行する。

C：急速減圧「C2」

代替自動減圧機能により逃がし安全弁2弁が開放し、原子炉減圧となる。※1

原子炉減圧後は、低圧炉心スプレイ系および低圧注水系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。

※1 実際の操作ではADS6弁を手動開放するが、解析では代替自動減圧機能により原子炉を減圧する。

D：水位確保「RC/L」

原子炉減圧を確認し、原子炉水位L3～L8を維持する。

E：S/P温度制御「SP/T」

逃がし安全弁からの蒸気流入のため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1系列を低圧注水モードからサブプレッションプール水冷却モードに切り替え、サブプレッションプール水の冷却を実施する。

サブプレッションプール水温度がS/P水熱容量制限値以下であることを確認し「減圧冷却」制御に移行する。

F：減圧冷却「CD」

逃がし安全弁にて原子炉減圧を実施する。

原子炉水位、原子炉圧力を確認後、待機側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで起動する。

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 13-3 高圧注水・減圧機能喪失

全交流動力電源喪失

事故対応操作補足説明

外部電源が喪失し、主蒸気止め弁閉により原子炉はスクラムする。これにより、非常時操作手順書（徴候ベース）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。

ガスタービン発電機からの受電までの間、直流電源確保のため直流電源負荷の切り離しを行う。

24時間後、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」

復水移送ポンプを1台起動後、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。

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 全交流動力電源喪失

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（徴候ベース）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。

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 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失が喪失した場合）

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（徴候ベース）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系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」

逃がし安全弁からの蒸気流入のため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 13-6 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（徴候ベース）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 13-7 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(徴候ベース)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「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 13-8 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 (徴候ベース) 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 13-9 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(徴候ベース)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ブ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0.640MPa[gage]到達により、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）

格納容器スプレイ停止後、格納容器圧力0.854MPa[gage]到達までに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。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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（徴候ベース）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。また、高圧代替注水系の手動起動も失敗し、原子炉への高圧注水系が喪失する。

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：水位確保「RC/L」

ガスタービン発電機による交流電源復旧後、復水補給水系を起動するが原子炉への注水に失敗する。

原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となるため「水位回復」制御および「PCV水素濃度制御」へ移行する。

E：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。

F：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。

G：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。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

原子炉への全注水機能喪失および原子炉水位LO未満により、損傷炉心冷却失敗を確認し、「注水ストラテジ3a」へ移行する。

原子炉水位（有効燃料棒底部+10%燃料有効長）到達を確認し、逃がし安全弁1弁による原子炉の減圧を実施する。

I：注水ストラテジ3a

損傷炉心冷却失敗を確認後、復水移送ポンプにより格納容器下部（ペDESTAL）への初期注水を開始し、その後「注水ストラテジ1」へ移行する。※1

格納容器下部（ペDESTAL）水位3.4m到達後、格納容器下部注水を停止する。

※1 解析上格納容器下部への注水は考慮しない。

J：注水ストラテジ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。

K：注水ストラテジ2

原子炉圧力容器破損確認ガイドに従い、原子炉圧力容器の破損を確認後、「注水ストラテジ3b」へ移行し、原子炉圧力容器破損後の注水（ペDESTALデブリの冷却）を実施する。

L：除熱ストラテジ1

残留熱除去系の機能の復旧状態を確認する。

原子炉压力容器外の
熔融燃料－冷却材相互作用

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（徴候ベース）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。また、高圧代替注水系の手動起動も失敗し、原子炉への高圧注水系が喪失する。

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：水位確保「RC/L」

ガスタービン発電機による交流電源復旧後、復水補給水系を起動するが原子炉への注水に失敗する。

原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となるため「水位回復」制御および「PCV水素濃度制御」へ移行する。

E：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。

F：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。

G：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。

原子炉压力容器外の
溶融燃料－冷却材相互作用

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

原子炉への全注水機能喪失および原子炉水位LO未満により、損傷炉心冷却失敗を確認し、「注水ストラテジ3 a」へ移行する。

原子炉水位（有効燃料棒底部+10%燃料有効長）到達を確認し、逃がし安全弁1弁による原子炉の減圧を実施する。

I：注水ストラテジ3 a

損傷炉心冷却失敗を確認後、復水移送ポンプにより格納容器下部（ペDESTAL）への初期注水を開始し、その後「注水ストラテジ1」へ移行する。

格納容器下部（ペDESTAL）水位3.4m到達後、格納容器下部注水を停止する。

J：注水ストラテジ1

原子炉压力容器破損確認ガイドに従い、原子炉压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。

K：注水ストラテジ2

原子炉压力容器破損確認ガイドに従い、原子炉压力容器の破損を確認後、「注水ストラテジ3 b」へ移行し、原子炉压力容器破損後の注水（ペDESTALデブリの冷却）を実施する。

L：除熱ストラテジ1

残留熱除去系の機能の復旧状態を確認する。

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。

熔融炉心・コンクリート相互作用

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（徴候ベース）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。このため、高圧代替注水系を手動起動するが起動失敗する。

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：水位確保「RC/L」

ガスタービン発電機による交流電源復旧後、復水補給水系を起動するが原子炉への注水に失敗する。

原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となるため「水位回復」制御および「PCV水素濃度制御」へ移行する。

E：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。

F：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。

G：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。

熔融炉心・コンクリート相互作用

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

原子炉への全注水機能喪失および原子炉水位L0未満により、損傷炉心冷却失敗を確認し、「注水ストラテジ3 a」へ移行する。

原子炉水位（有効燃料棒底部+10%燃料有効長）到達を確認し、逃がし安全弁1弁による原子炉の減圧を実施する。

I：注水ストラテジ3 a

損傷炉心冷却失敗を確認後、復水移送ポンプにより格納容器下部（ペDESTAL）への初期注水を開始し、その後「注水ストラテジ1」へ移行する。

格納容器下部（ペDESTAL）水位3.4m到達後、格納容器下部注水を停止する。※1

※1：解析上は格納容器下部注水を2mで停止する。

J：注水ストラテジ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。

K：注水ストラテジ2

原子炉圧力容器破損確認ガイドに従い、原子炉圧力容器の破損を確認後、「注水ストラテジ3 b」へ移行する。

L：除熱ストラテジ1

残留熱除去系の機能の復旧状態を確認する。

M：注水ストラテジ3 b

原子炉圧力容器の破損を確認後、復水移送ポンプにより格納容器下部（ペDESTAL）へ原子炉圧力容器破損後の注水を実施する。

格納容器下部（ペDESTAL）への注水を維持し、「注水ストラテジ4」および「除熱ストラテジ2」を並行して実施する。

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. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) LOCA時注水機能喪失

① 破断位置

本事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系により燃料の許容設計限界を超えることなく原子炉冷却が行える25mm（1インチ）径の配管破断*を考慮し、ECCS性能評価のような大配管を除いた中小配管（計装配管を除く）のうち配管破断面積が近く、水頭圧により流出量が大きくなる原子炉压力容器下部のドレン配管を選定した。

*）添付書類八「1.6 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年7月8日施行）への適合」の内、「（一次冷却材の減少分を補給する設備）第二十条」適合のための設計方針

② 破断面積

破断面積は、原子炉隔離時冷却系と同容量の設計となる高圧代替注水系による原子炉冷却を考慮して25mm（1インチ）径の破断口に相当する6cm²とする。

(2) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

① 破断位置

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の内部リーク等により低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。

図14-1にJEAC4602に記載されている標準BWRの原子炉冷却材圧力バウンダリを示す。原子炉から格納容器外に接続する主な配管は下記のとおりとなる。

- ・ 原子炉隔離時冷却系蒸気配管
- ・ 給水系注入配管
- ・ 高圧炉心スプレイ系注入配管
- ・ 低圧炉心スプレイ/低圧注水系注入配管
- ・ 原子炉冷却材浄化系吸込み配管
- ・ 炉水試料採取系吸込み配管

- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード戻り配管
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管
- ・ 制御棒駆動機構注入配管
- ・ ヘッドスプレイ配管
- ・ 主蒸気配管
- ・ ほう酸水注入配管
- ・ 計装用配管

高圧バウンダリのみで構成されている原子炉隔離時冷却系蒸気配管，原子炉冷却材浄化系吸込み配管，ほう酸水注入配管および主蒸気配管はインターフェイスシステムLOCA（以下，「ISLOCA」という。）の対象としない。発生頻度の観点から，3弁以上の弁で隔離されている給水系配管は評価の対象としない。影響の観点から，配管の口径が小さい炉水試料採取系吸込み配管，制御棒駆動機構注入配管，計装用配管は評価の対象としない。また，ヘッドスプレイ配管は口径が小さく，かつ気相破断であるため原子炉への影響は小さく，評価の対象としない。

以上より，評価対象の配管は次の通り。

- ・ 高圧炉心スプレイ系注入配管
- ・ 低圧炉心スプレイ系/低圧注水系注入配管
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード戻り配管
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管

このうち，ISLOCA評価対象としては，運転中に開閉試験を実施する系統のうち，ISLOCA発生後に高圧注水可能な高圧炉心スプレイ系が使用不能となる方が事象進展として厳しいことから，高圧炉心スプレイ系注入配管とする。

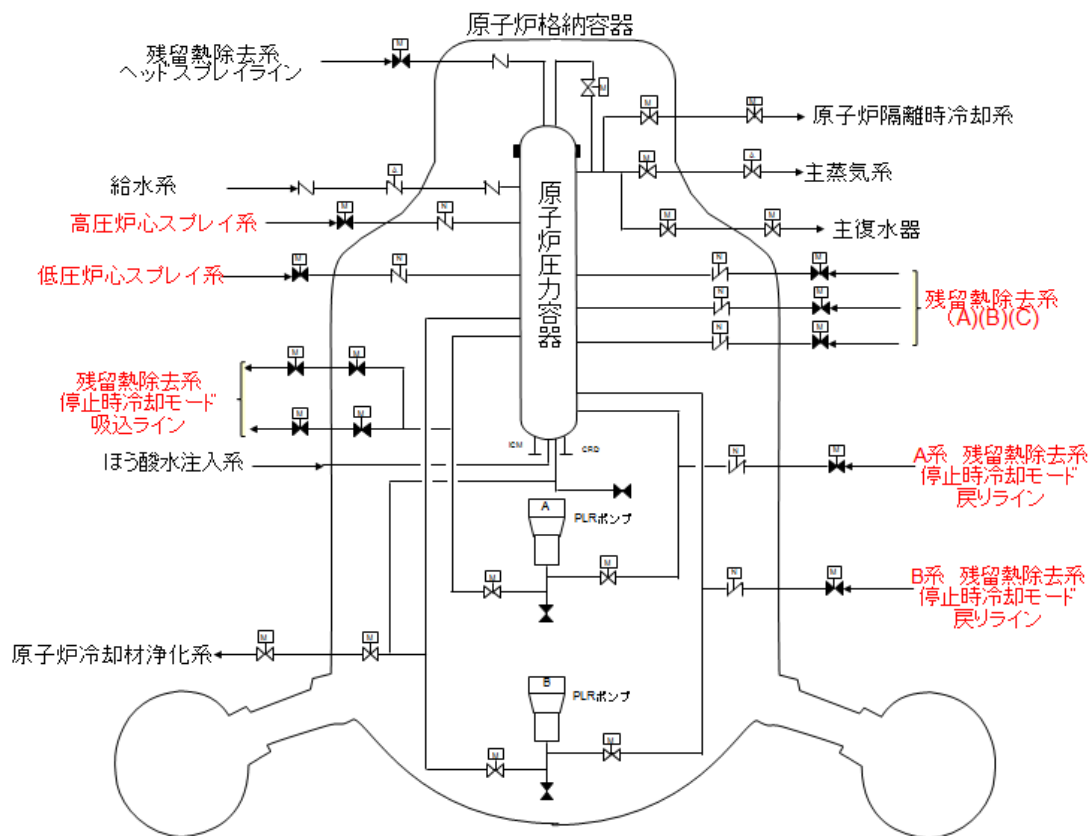


図14-1 原子炉冷却材圧力バウンダリ

② 破断口径

運転中に開閉試験を実施する系統のうちISLOCA発生後に高圧注水可能な高圧炉心スプレイ系が使用不能となる方が事象進展として厳しいことから、高圧炉心スプレイ系を評価対象とし、破断口径としては、逆止弁のリーク(cm²)とする。

③ 評価対象のISLOCA発生確率

PRAでは、主に原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数及びサーベランス時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮し、ISLOCAの発生確率が高いと考えられる低圧炉心スプレイ系注入配管、高圧炉心スプレイ系注入配管、残留熱除去系停止時冷却モード戻り配管、残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管について、各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。

(考え方は、平成26年7月22日 第125回 原子力発電所の新規制基準適合性審査に係る審査会合 資料2-2 別紙1.1.1-9参照)

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。

表14-1の整理のとおり，残留熱除去系停止時冷却モード注入配管および残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管では運転中のサーベランスがないため，サーベランス時のヒューマンエラーによる発生可能性がない。また，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系は低圧設計配管までの弁数が少なく，サーベランス時のヒューマンエラーによる発生可能性が考えられ，それぞれの配管で同程度のISLOCA発生確率となる。なお，ISLOCA発生後に高圧注水可能な高圧炉心スプレイ系が使用不能となる方が事象進展として厳しい。

表14-1 低圧設計配管までの弁数と運転中定例試験の有無

系統	低圧設計配管までの弁数	運転中定例試験の有無
高圧炉心スプレイ系	2	有
原子炉隔離時冷却系※	5	有
低圧炉心スプレイ系	2	有
低圧注水系 (A) (B) (C)	2	有
残留熱除去系停止時冷却モード注入配管	2	無
残留熱除去系停止時冷却モード吸込み配管	2	無

※PRAではISLOCA発生確率が低い箇所としてスクリーンアウトしている。

2. 重大事故

(1) 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 破断位置

破断箇所は、以下の理由から再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断を想定している。(図14-2)

- ・ 炉心燃料位置よりも下方にある最大口径の配管破断を考慮することで、冷却材漏えい量の観点で厳しい事象となる。また早期に原子炉冷却材が系外に放出されるため、原子炉水位低下等の事象進展が早く、主要事象の発生時刻が早まり、厳しい破断想定となる。

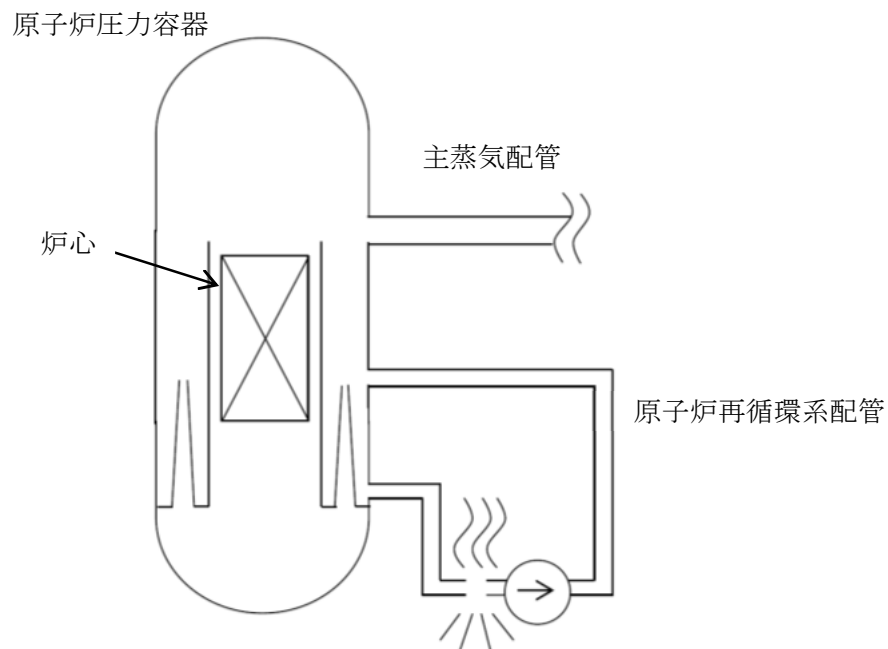


図14-2 再循環ポンプ吸い込み側配管破断の概要

② 破断口径

原子炉からの冷却材漏えい量が多くなり、格納容器へのエネルギー放出量が多くなること、また、炉心の著しい損傷によって発生する水素などの高温のガスが格納容器へ直接放出されるため、格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる、再循環ポンプ吸い込み側配管（500A）の両端破断を想定する。

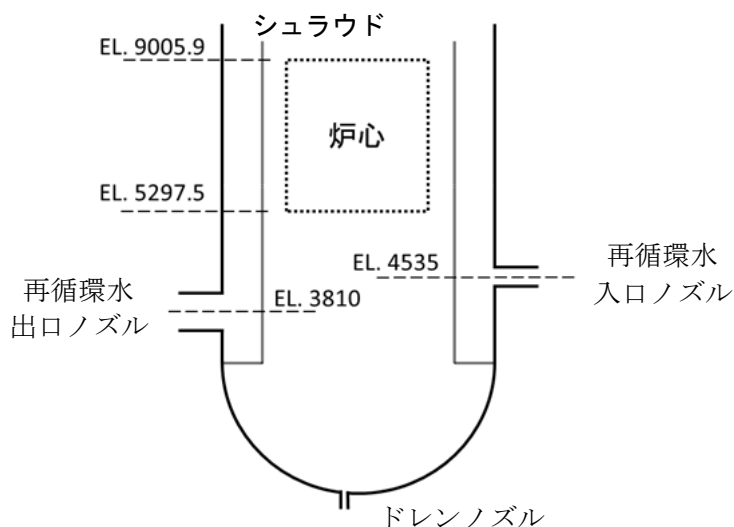


図14-3 原子炉压力容器断面図

破断箇所	破断配管位置 (mm)※1	配管口径	破断面積※2
原子炉再循環配管 (出口ノズル)	EL:3810	500A	約 0.17m ²
原子炉再循環配管 (ジェットポンプノズル部)	EL:4535	250A	約 0.032m ²
主蒸気配管(出口ノズル)	EL:16167	600A	約 0.24m ²
給水配管(給水ノズル)	EL:12281	300A	約 0.029m ²
高压炉心スプレイ系配管 (スプレイノズル)	EL:11811	250A	約 0.025m ²
低压炉心スプレイ系配管 (スプレイノズル)	EL:11811	250A	約 0.025m ²
低压注水系配管	EL:9265	250A	約 0.029m ²
底部ドレン配管	EL:0	50A	約 0.0013m ²

※1 原子炉压力容器と接続する位置の原子炉压力容器底部からの高さ

※2 スパージャ部又はノズル部で臨界流となるため、破断する配管の面積ではなくスパージャ部又はノズル部の面積が破断面積となる

③ 再循環水出口ノズルより下部でのLOCAについて

大破断LOCAの配管破断選定にあたっては、配管の両端破断を想定した上で、破断位置及び破断面積を考慮し、格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断を選定している。

一方、大口径配管ではないが、他にも再循環水出口ノズルより下部に位置する配管があり、これらの配管破断は冷却材漏えいの観点からは厳しくないものの、考慮する必要がある。

例えば、原子炉圧力容器下部のドレン配管（50A配管）の破断を想定した場合、破断箇所から漏えいした冷却材は、格納容器下部へ流入することから、最終的にサプレッションチェンバのプール水位の上昇を早めることになる。

以下に、原子炉圧力容器下部のドレン配管が破断した場合の事象進展及び格納容器への過圧・過温の影響について考察する。

a. 原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断を想定した場合の事象進展

本事象の概要を以下に示す。前提条件として、高圧注水機能喪失、低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を想定する。

- (a) 原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断により原子炉水位が低下するが、高圧注水機能喪失、低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を想定しており、また、高圧代替注水系による注水にも失敗する。
- (b) ガスタービン発電機からの受電により低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備を実施し、事象発生25分後に逃がし安全弁6弁による原子炉減圧を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施するが、注水量が十分でないことから、事象発生約40分後に炉心溶融に至る。その後、原子炉注水により炉心が再冠水した後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水とする。
- (c) 原子炉圧力容器下部のドレン配管が破断していることから、原子炉水位は徐々に低下し、炉心露出によるリロケーションにより、溶融炉心は下部プレナムへ移行する。
- (d) 原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達を確認後、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施する。
- (e) 事象発生約21時間後、原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心は格納容器下部に落下する。

(f) 格納容器の過圧破損防止のため、格納容器圧力が0.640MPa[gage]に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による間欠スプレイを開始するが、外部水源注水量限界(3,800m³)到達により、格納容器スプレイを停止後、格納容器圧力の上昇により限界圧力(2Pd)に到達する前に、サブプレッションチェンバからのベントを実施する。その後は、崩壊熱相当の注水量を継続し、燃料は格納容器下部にて冠水された状態にて冷却が継続する。

b. 評価結果

本事象における格納容器圧力及び温度の推移を、図14-4及び図14-5に示す。また、本事象におけるサブプレッションチェンバからのベントラインを経由した場合の原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント時の大気中へのCs-137の総放出量は、約 9.0×10^{-6} TBqである。

c. 雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価事故シーケンスに対する原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断の事象の包絡性について

図14-4及び図14-5に示すとおり、格納容器圧力及び格納容器温度の上昇は、格納容器下部への熔融炉心落下時の一時的な圧力上昇はあるものの、全般的な格納容器過圧・過温という観点では、大破断LOCAシナリオより緩慢に推移することから、大破断LOCAシナリオの方が、格納容器の過圧・過温という観点で厳しくなる。よって原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断は、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)として想定した大破断LOCAシナリオに包絡される事象となる。

また、本事象におけるサブプレッションチェンバからのベントラインを経由した場合の原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント時の大気中へのCs-137の総放出量は約 9.0×10^{-6} TBqであり、大破断LOCAシナリオのCs-137の総放出量は約 2.6×10^{-5} TBqを下回る。

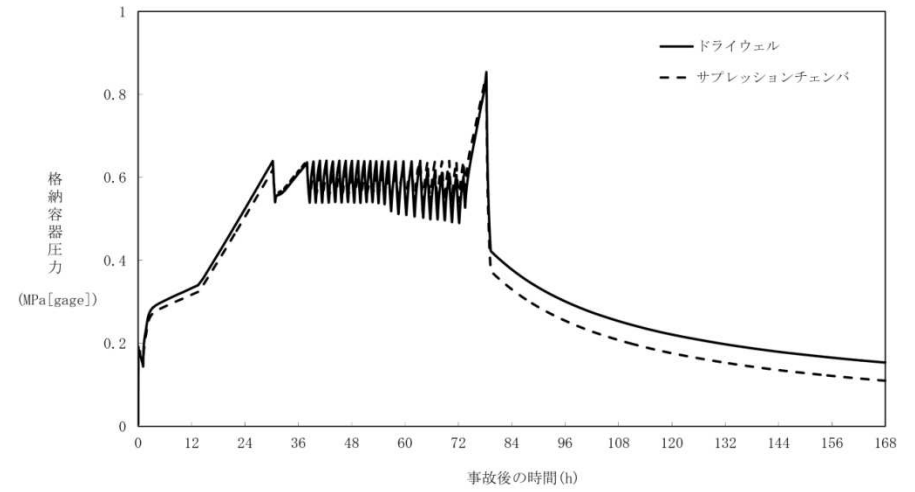
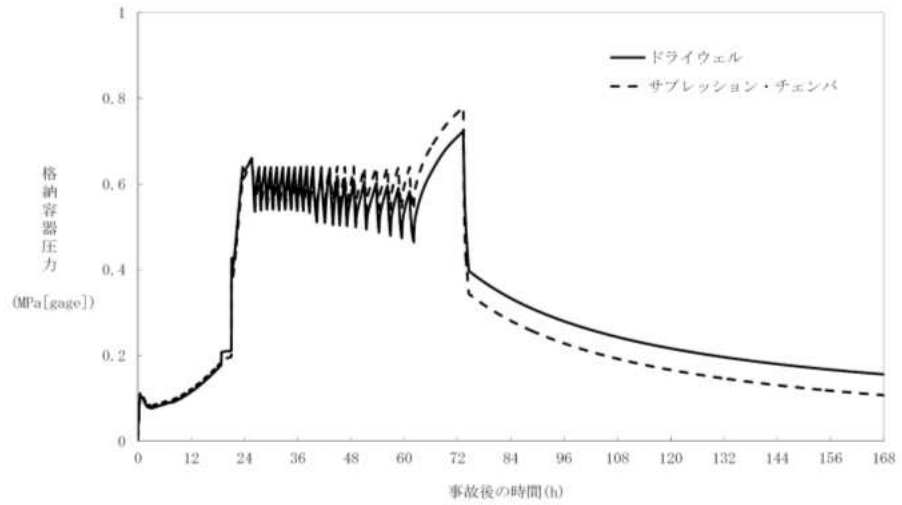


図14-4 格納容器圧力の推移 (左図：原子炉圧力容器下部ドレン配管破断，右図：大破断LOCA)

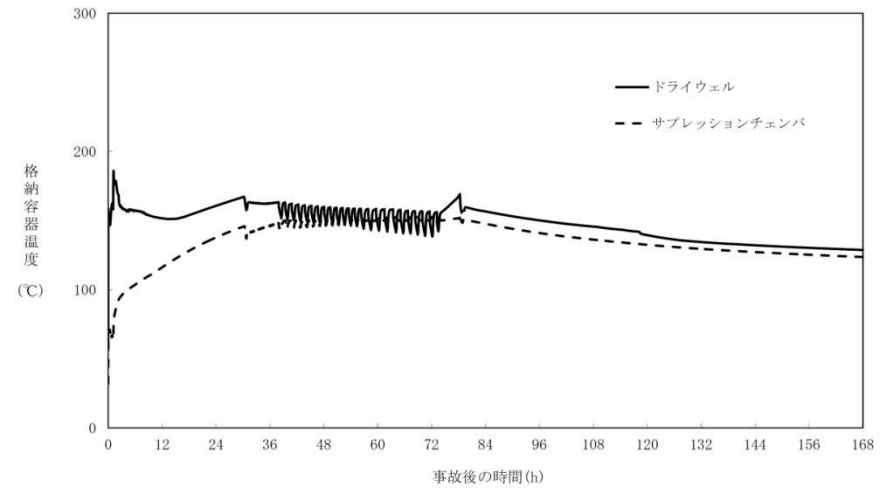
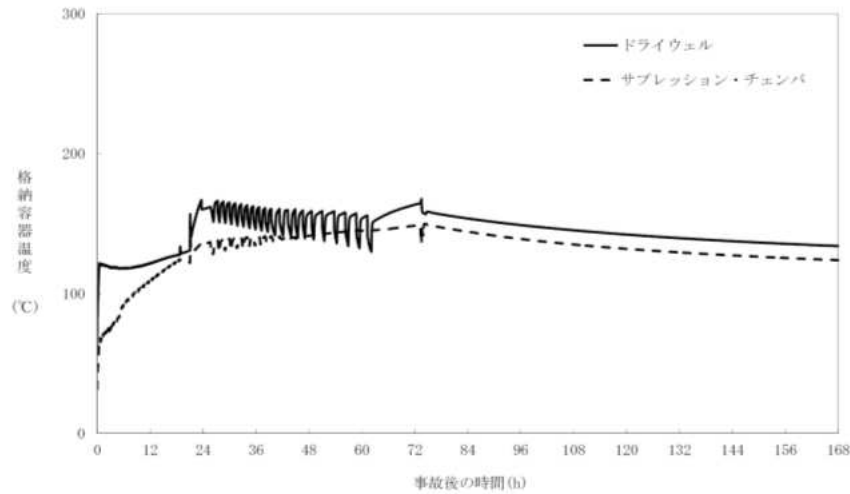


図14-5 格納容器温度の推移 (左図：原子炉圧力容器下部ドレン配管破断，右図：大破断LOCA)

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)

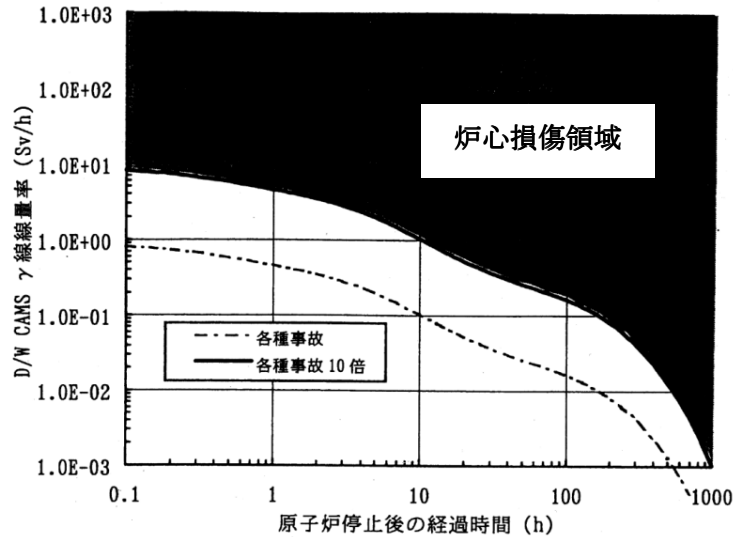


図17-1 ドライウエルにおける γ 線線量率

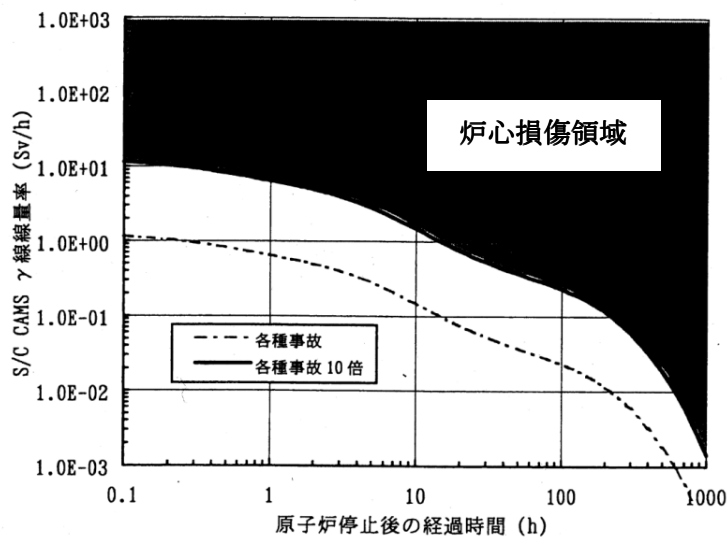


図17-2 サプレッションチェンバにおける γ 線線量率

※ 格納容器雰囲気放射線モニタ線量率10倍について

重大事故に至る各事故シーケンスの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(原子炉冷却材喪失)相当の10倍を設定している。なお、格納容器雰囲気放射線モニタの計測範囲は $10^{-2} \sim 10^5$ (Sv/h)であり、上記のとおり設定した線量率の基準を原子炉停止7日後(168時間後)までの期間を超えて十分に検知することが可能である。

18. 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) 評価概要

ベント操作に係る隔離弁の手動操作時は、ベントによって放出された放射性物質による放射線下の作業となるため、被ばく評価上、厳しい環境での操作が想定される。そのため、成立性を評価するために、ベント操作に係る隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及び原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁）の手動操作場所において、開操作時の被ばく線量を評価する。

なお、本評価は、放射性よう素フィルタ追加設置に伴う設計変更前のフィルタベント除染係数を使用して評価したものであるため、今後の評価において設計値及び評価値を見直す予定である。

(2) 評価経路

原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用する際は、初めに外側に設置している原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁を開操作し、次に内側のサプレッションチェンバベント用出口隔離弁を開操作する手順としている。手動操作により原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁を開操作する際は、二次格納施設内からのガンマ線と原子炉格納容器から空気中に漏えいした放射性物質からの線量の影響を受ける。これに対し、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁の開操作時には、ベントに伴い放出された放射性物質による放射線下の作業となるため、ベント開始前（原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁操作時）の被ばく経路に加え、ベン

トにより大気中に放出された放射性物質と、原子炉格納容器圧力逃がし装置等に付着した放射性物質の線量の影響を受けることになる。評価経路の詳細について表 18-1 に示す。

(3) 評価地点

評価地点は、サプレッションチェンバメント用出口隔離弁及び原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁の手動操作場所（ユニハンドラ操作場所）とした。手動操作場所について図 18-1 及び図 18-2 に示す。

(4) 評価条件

評価条件を表 18-2～表 18-5 に示す。

また、本評価は、放射性よう素フィルタ追加設置に伴う設計変更前のフィルタベント除染係数を使用して評価したものであるため、今後の評価において設計値及び評価値を見直す予定である。

(5) 評価結果

ベント操作に係る隔離弁の手動操作時における外部被ばくの実効線量率を表 18-6 に示す。手動操作時には自給式呼吸器を着用するため、内部被ばくは考慮していない。

ベント開始前の実効線量は、移動時間を含む手動操作時間は約 1.3 時間であることを考慮すると、操作に係る実効線量は約 2.9mSv となる。

ベント中の実効線量は、移動時間を含む手動操作時間は約 2 時間であることを考慮すると、操作に係る実効線量は約 7.4mSv となる。

表 18-1 放射性物質による被ばく評価経路

評価経路	評価内容	ベント前 (原子炉格納容器 圧力逃がし装置 ベントライン 隔離弁操作時)	ベント中 (サプレッション チェンバベント 用出口隔離弁 操作時)
①二次格納施設内からの 直接ガンマ線による被 ばく	二次格納施設内に存在する放 射性物質からの直接ガンマ線 による実効線量	○	○
②大気中へ放出された放 射性物質のガンマ線に よる被ばく	原子炉建屋から大気中に漏え いした放射性物質からのガン マ線による実効線量	○	○
	ベントにより大気中に放出さ れた放射性物質からのガンマ 線による実効線量	—	○
③地表面に沈着した放射 性物質のガンマ線によ る被ばく	原子炉建屋から漏えいし地表 面に沈着した放射性物質から のガンマ線による実効線量	○	○
	ベントにより大気中に放出さ れ地表面に沈着した放射性物 質からのガンマ線による実効 線量	—	○
④操作場所(室内)に取り 込まれた放射性物質に よる被ばく	操作場所に侵入した放射性物 質(原子炉格納容器から漏えい したもの)による実効線量	○	○
	操作場所に侵入した放射性物 質(ベントに伴い環境中に放出 されたもの)による実効線量	—	○
⑤原子炉格納容器圧力逃 がし装置本体及び配管 からの直接ガンマ線に よる被ばく	ベント時に原子炉格納容器圧 力逃がし装置本体及び配管内 を通過する希ガス及び付着す る放射性物質からの直接ガン マ線による実効線量	—	○

表 18-2 放射性物質の大気中への放出量評価条件

項目	評価条件	選 定 理 由
評価事象	大破断 LOCA 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失	格納容器破損モードの中で、事象進展が最も厳しい事故シーケンスを選定
原子炉熱出力	2,436MWt	定格熱出力
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R. G. 1. 195 ^{*1} に基づき設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着速度	9.0×10^{-4} (1/s) (DF200 まで)	CSE 実験 ^{*2} に基づき設定
原子炉格納容器からの漏えい率	2Pd：1.3%/day	AEC ^{*3} モデルに基づき設定
サプレッションチェンバプール水による無機よう素の除染係数	5	S. R. P. 6. 5. 5 ^{*4} に基づき設定
原子炉建屋の漏えい率	0.2 回/day	代表性のある 2012 年の敷地内気象データと設計値から保守的に設定
原子炉格納容器圧力逃がし装置による除染係数	粒子状放射性物質：1000 無機よう素：100 有機よう素：1	設計値 ^{*5}
放射性物質の自然減衰	考慮する	放出までの自然減衰を考慮

- ※1 Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”
- ※2 R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment,” Nucl. Technol. Vol. 10, p499-519(1971)
- ※3 ORNL-NSTC-26, Safety standards, Criteria, And Guides For The Design, Location, Construction, And Operation Of Reactors, 1966, U. S. AEC
- ※4 Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev. 1, 3/2007
- ※5 本設計値は、放射性よう素フィルタ追加設置に伴う設計変更前の数値であり、今後の評価において設計値及び評価値を見直す予定

表 18-3 放射性物質の大気拡散の評価条件

項目	評価条件	選 定 理 由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(以下、「気象指針」という。)に示されたとおり設定
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012.1~2012.12)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上約10m)の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用
放出箇所	原子炉建屋からの漏えい： ブローアウトパネル	放出箇所を考慮し設定
	格納容器ベント： 原子炉格納容器 圧力逃がし装置排気管	
実効放出継続時間	原子炉建屋からの漏えい：72時間	「気象指針」に基づき設定
	格納容器ベント：1時間	
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	「気象指針」に基づき設定
建屋の影響	考慮する	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づき、建屋の影響を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	2号炉原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	ベント操作に係る隔離弁の 手動操作地点	設計に基づき設定 (図18-1, 図18-2参照)
放出箇所から評価点までの距離	原子炉建屋からの漏えい：28m	設計に基づき設定
	格納容器ベント：58m	
着目方位	原子炉建屋からの漏えい：9方位 WNW~NNE~ESE	放出点が巻き込みを考慮する建屋の拡散領域内にあるため、放出点が評価点の風上となる180°を対象とした
	格納容器ベント：9方位 NNW~ENE~SSE	
建屋投影面積	2,050m ²	地上から上方の建屋の投影面積のうち、最小面積を使用
形状係数	1/2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づき設定

表 18-4 呼吸及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由
自給式呼吸器	着用 (内部被ばくを考慮しない)	実運用に合わせて設定
地表への沈着速度	希ガス : 沈着なし 有機よう素 : 0.004 cm/s その他 : 1.2 cm/s	線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(有機よう素:0.001cm/s,その他0.3cm/s)の4倍を設定。有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322 ^{※1} から、その他はNUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※2} を基に設定

※1 NRPB- R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

※2 NUREG/CR-4551 Vol.2"Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

表 18-5 隔離弁の遠隔手動操作場所の被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価点	ベント操作に係る隔離弁の 手動操作地点	設計に基づき設定
空間容積	原子炉格納容器圧力逃がし 装置ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所 : 1,860m ³	設計値
	サブプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所 : 1,540m ³	
遮蔽厚さ	原子炉格納容器圧力逃がし 装置ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所 二次格納施設 : 1200mm 外壁 : 800mm	設計値
	サブプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所 二次格納施設 : 1600mm 外壁 : 1800mm	
大気中からの 空気流入量	0.2回/day	女川原子力発電所における2012年の敷地内気象データにおける累積出現頻度97%の風速から求めた原子炉建屋の漏えい率を基に設定

表 18-6 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁等の

手動操作時における被ばく評価結果

項 目	ベント前の実効線量率 ^{※1, 2} (原子炉格納容器圧力 逃がし装置ベントライン 隔離弁操作時) [mSv/h]	ベント中の実効線量率 ^{※1, 2} (サブプレッションチェンバベ ント用出口隔離弁操作時) [mSv/h]
① 二次格納施設内からの 直接ガンマ線による被ばく	2.1×10^{-1}	5.1×10^{-2}
② 大気中へ放出された放射性 物質のガンマ線による被ば く	5.7×10^{-5}	2.8×10^{-5}
③ 地表面に沈着した放射性物 質のガンマ線による被ばく	4.8×10^{-4}	1.4×10^{-3}
④ 操作場所（室内）に取り込 まれた放射性物質による被 ばく	2.0	3.7
⑤ 原子炉格納容器圧力逃がし 装置本体及び配管からの直 接ガンマ線による被ばく	—	6.5×10^{-5}
合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 2.2	約 3.7

- ※1 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁等の手動操作時は、自給式呼吸器を着用するため、内部被ばくは考慮していない。
- ※2 本実効線量率は、放射性よう素フィルタ追加設置に伴う設計変更前の数値であり、今後の評価において設計値及び評価値を見直す予定

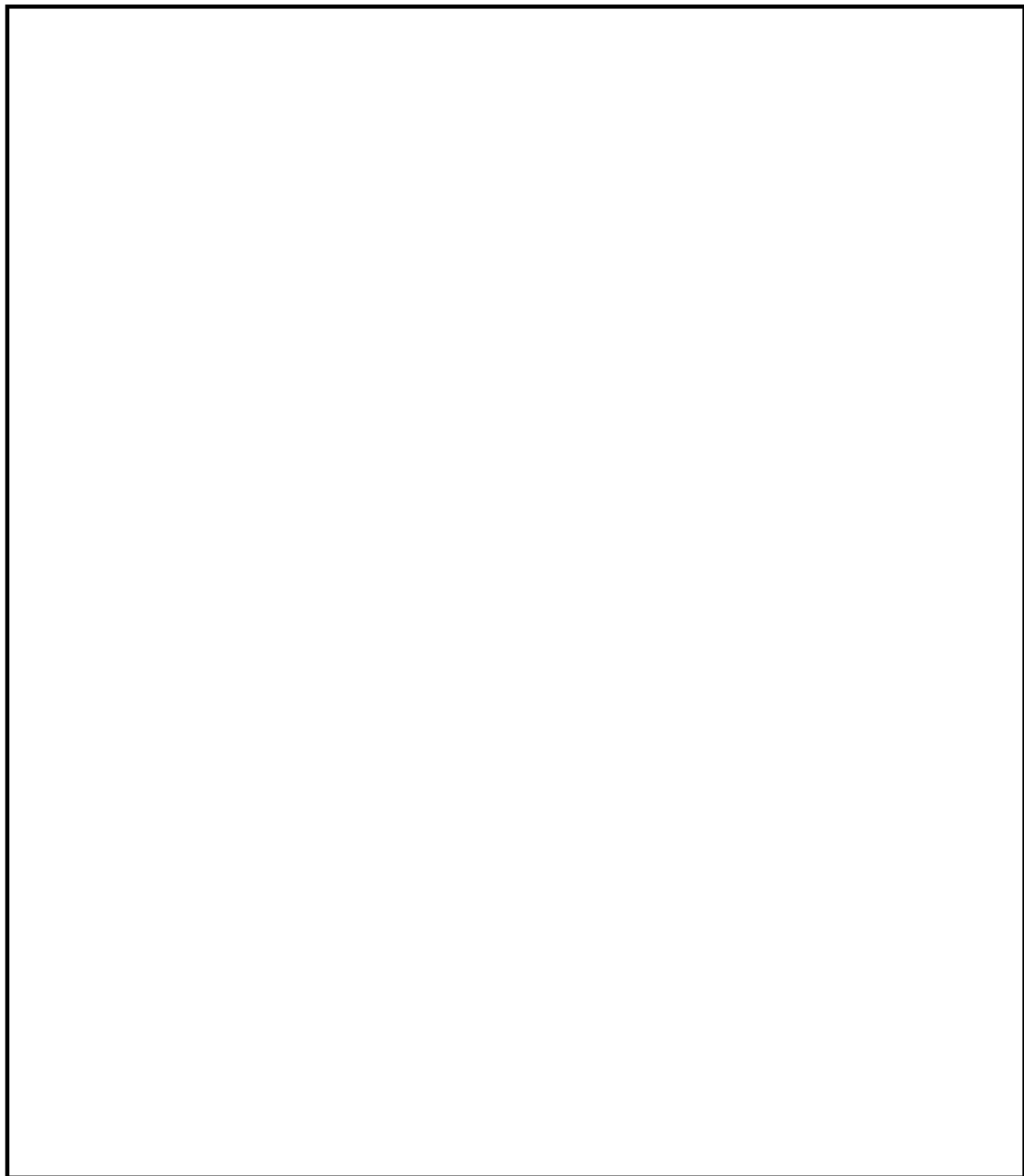


図 18-1 サプレッションチェンバメント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

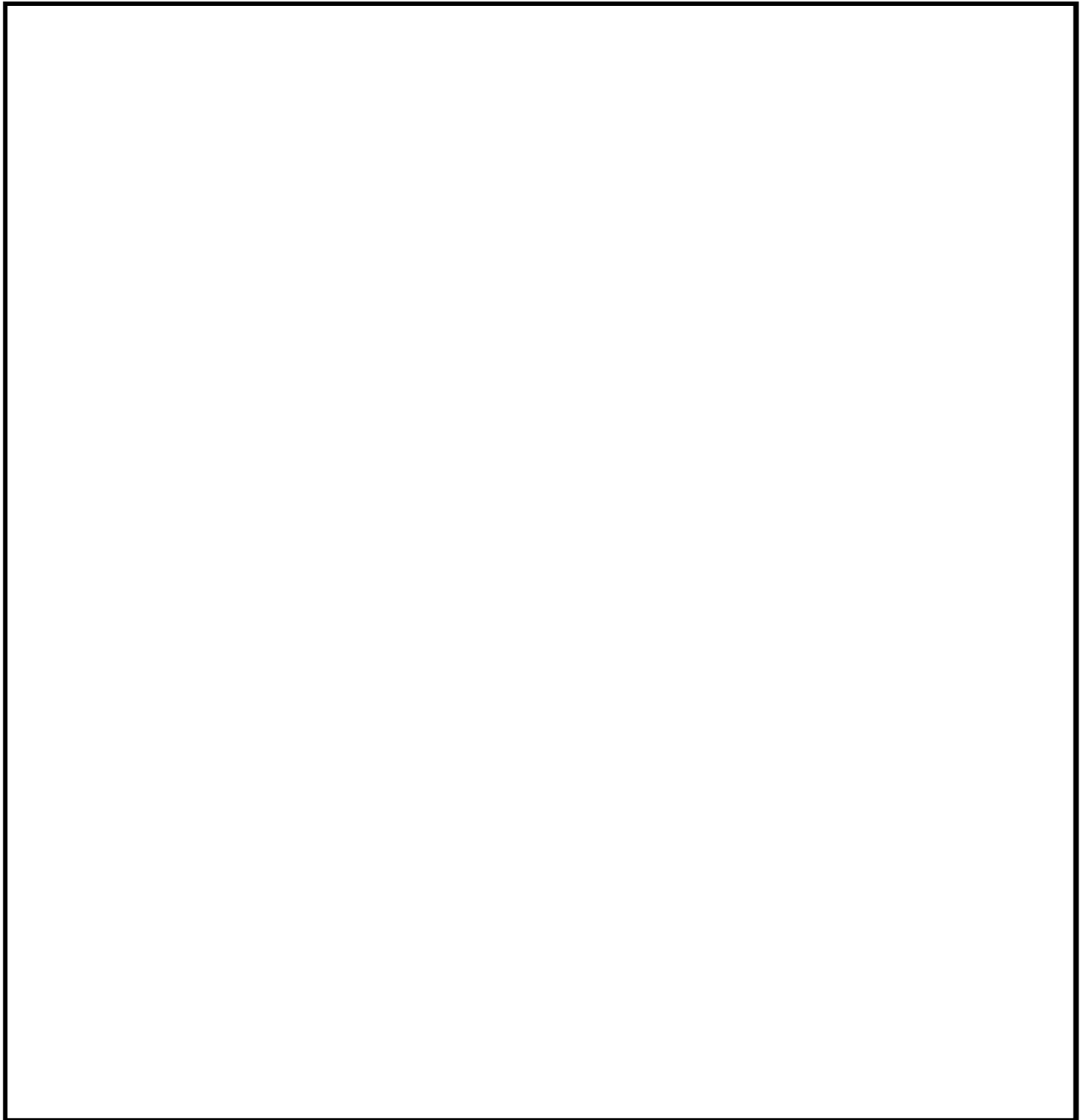


図 18-2 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

19. 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

目次（補足 19-）

1	概要	1
1.1	はじめに	1
1.2	限界温度，限界圧力の設定	1
1.3	機能維持の確認	1
(1)	評価対象	1
(2)	機能喪失要因	4
(3)	評価方法	6
(4)	評価結果の概要	11
(5)	結論	28
2	評価	32
2.1	原子炉格納容器本体	32
(1)	評価部位	32
(2)	評価方針	33
(3)	評価	34
(4)	評価結果	37
2.2	ドライウェル主フランジ	61
(1)	評価部位	61
(2)	評価方針	62
(3)	評価	62
(4)	評価結果	65
2.3	機器搬出入用ハッチ	73
(1)	評価部位	73
(2)	評価方針	74
(3)	評価	74
(4)	評価結果	79
2.4	所員用エアロック	90

(1) 評価部位	90
(2) 評価方針	91
(3) 評価	91
(4) 評価結果	96
2.5 逃がし安全弁搬出入口	99
(1) 評価部位	99
(2) 評価方針	100
(3) 評価	100
(4) 評価結果	103
2.6 配管貫通部	113
2.6.1 貫通配管	115
(1) 評価部位	115
(2) 評価方針	115
(3) 評価	116
(4) 評価結果	125
2.6.2 スリーブ	130
(1) 評価部位	130
(2) 評価方針	131
(3) 評価	131
(4) 評価結果	134
2.6.3 端板	144
(1) 評価部位	144
(2) 評価方針	145
(3) 評価	145
(4) 評価結果	146
2.6.4 フランジ部	149
(1) 評価部位	149

(2) 評価方針	150
(3) 評価	151
(4) 評価結果	155
2.6.5 閉止板	157
(1) 評価部位	157
(2) 評価方針	158
(3) 評価	158
(4) 評価結果	159
2.6.6 伸縮継手	164
(1) 評価部位	164
(2) 評価方針	165
(3) 評価	165
(4) 評価結果	167
2.6.7 短管	169
(1) 評価部位	169
(2) 評価方針	170
(3) 評価	170
(4) 評価結果	171
2.7 電気配線貫通部	173
(1) 評価部位	173
(2) 評価方針	174
(3) 評価	176
(4) 評価結果	182
2.8 原子炉格納容器隔離弁	183
2.8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁	184
(1) 評価部位	184
(2) 評価方針	184

(3) 評価	185
(4) 評価結果	186
2.8.2 移動式炉心内計装系電磁弁	187
(1) 評価部位	187
(2) 評価方針	187
(3) 評価	188
(4) 評価結果	189
2.8.3 移動式炉心内計装系ボール弁	190
(1) 評価部位	190
(2) 評価方針	190
(3) 評価	191
(4) 評価結果	192

1 概要

1.1 はじめに

女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (854kPa[gage], Pd : 最高使用圧力 427kPa[gage]) としている。以下にその根拠と妥当性を示す。

1.2 限界温度、限界圧力の設定

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力については、重大事故時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できる温度、圧力とする。

重大事故時の原子炉格納容器の閉じ込め機能については、過去に電力会社等による共同研究にて解析、試験等を実施しており、これをもとに有効性評価の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を 200℃、2Pd と設定している。(女川原子力発電所 2 号炉 原子炉格納容器最高使用温度：171℃ (ドライウエル) , 104℃ (サブプレッションチェンバ), 最高使用圧力：427kPa[gage])

1.3 機能維持の確認

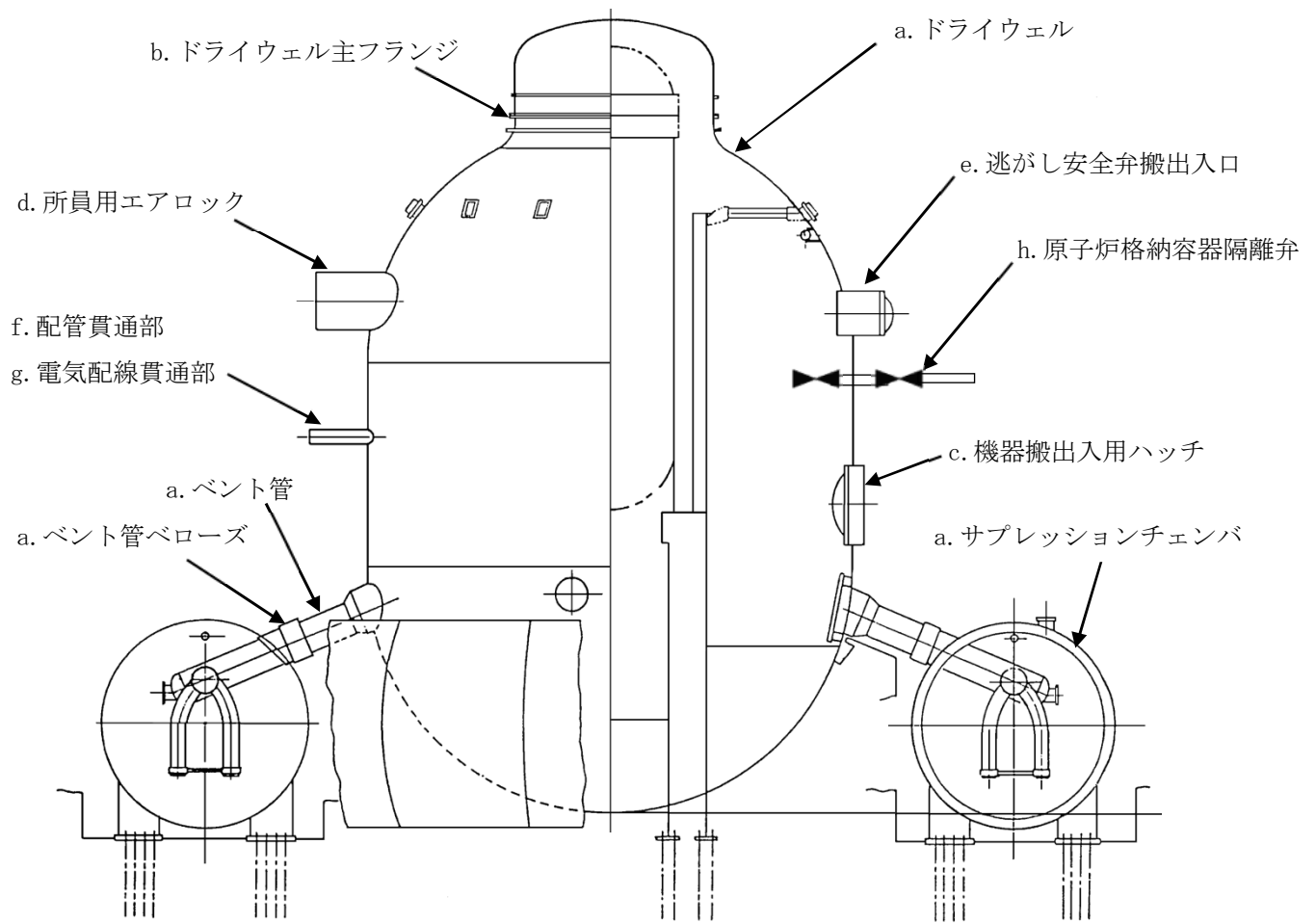
(1) 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

また、福島第一原子力発電所事故において原子炉格納容器からの漏えいの要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから、原子炉格納容器本体に加えて、200℃、2Pd の環境下で構造上漏えいの可能性がある開口部及び貫通部の構成品、並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴い漏えいの可能性があるシール部を評価対象とする。

原子炉格納容器の評価対象を第 1.3-1 図に示す。



a. 原子炉格納容器本体

(ドライウェル, サプレッションチェンバ, ベント管 (ベント管ベローズ
含む))

b. ドライウェル主フランジ

c. 機器搬出入用ハッチ

d. 所員用エアロック

e. 逃がし安全弁搬出入口

f. 配管貫通部

g. 電気配線貫通部

h. 原子炉格納容器隔離弁

第 1.3-1 図 原子炉格納容器の評価対象

なお、原子炉格納容器に設置しているハッチ類（機器搬出入用ハッチ，所員用エアロック，逃がし安全弁搬出入口等）は，原子炉格納容器の外側に開く外開き形式，原子炉格納容器内外に扉のあるエアロック形式，原子炉格納容器の内側に開く内開き形式の 3 形式あるが，外開き形式については逃がし安全弁搬出入口のみ，エアロック形式については所員用エアロックのみであるため，これらについて評価を行う。また，内開き形式については，機器搬出入用ハッチ及び制御棒駆動機構搬出入口があるが，開口面積が大きく原子炉格納容器内部の圧力の影響をより強く受ける機器搬出入用ハッチについて評価を行う。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）については，貫通部の構成部品毎に評価を行う。

(2) 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下、「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

評価対象における機能喪失要因を第 1.3-1 表に示す。

第 1.3-1 表 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	—
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—
b. ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	—
	シール部（扉以外）	—	シール能力低下
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	—

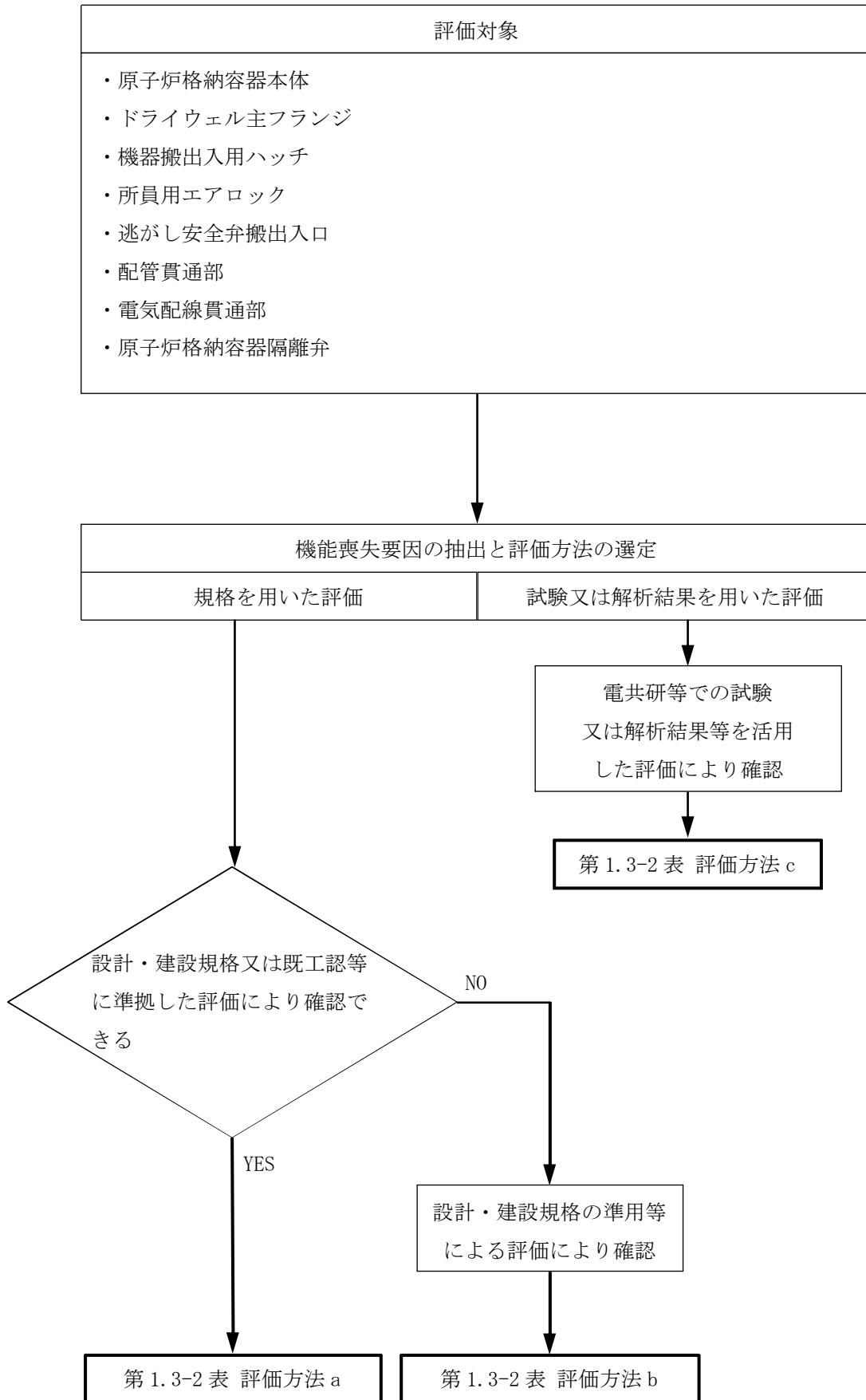
評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊, 座屈	—
	端板	延性破壊	—
	ボルト締付平板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
	短管	延性破壊	—
g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	変形, シール能力低下
h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	シール能力低下

(3) 評価方法

評価対象について、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での構造健全性、シール機能維持を確認する。

- a. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下、「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書（以下、「既工認」という。）等に準拠した評価
- b. 設計・建設規格の準用等による評価
- c. 電力会社等による共同研究（以下、「電共研」という。）等での試験又は解析結果等を活用した評価

評価対象の評価方法を第 1.3-2 図に、評価対象の評価内容を第 1.3-2 表に示す。



第 1.3-2 図 評価対象の評価方法

第 1.3-2 表 評価対象の評価内容

評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2
原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊 (構造・形状不連続部)	c	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (一般部)	b	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (ドライウェル基部)	b	既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を評価	200℃、2Pd における発生応力が許容応力以下であること
	ベント管 ベローズ	疲労破壊	a	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	疲労累積係数が 1 以下であること
ドライウェル主フランジ		延性破壊 (フランジ及び締付ボルト)	c	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		開口、シール能力低下	c	代表プラントの主フランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における開口量が許容開口量以下であること
機器搬出入用ハッチ		延性破壊 (円筒胴取付部)	c	代表プラントのペネトレーション構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (円筒胴)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		座屈 (鏡板)	b	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	200℃における許容圧力 (座屈圧力) が 2Pd 以上であること
		変形、シール能力低下	c	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における変形量が許容変形量以下であること
所員用エアロック		延性破壊 (扉及び隔壁)	b	既工認の評価値を用いて、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (円筒胴)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		変形、シール能力低下 (扉のシール部)	b	機械工学便覧のはりたわみ計算式による変形量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における変形量が許容変形量以下であること
		シール能力低下 (扉以外のシール部)	c	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であること

評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2
逃がし安全弁搬出入口	延性破壊 (円筒胴及び鏡板)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (フランジ及びヒンジボルト)	c	代表ブランドのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	開口, シール能力低下	c	代表ブランドのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃, 2Pd における開口量が許容開口量以下であること
配管貫通部	延性破壊 (貫通配管, 貫通部)	b	代表配管について, 設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し, 200℃, 2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は, 設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し, 疲労累積係数を評価	一次+二次応力が許容応力以下であること 許容応力を超過する場合は, 疲労累積係数が 1 以下であること
	延性破壊 (スリーブ)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	座屈 (スリーブ)	b	設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (端板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (ボルト締付平板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (フランジ)	b	JIS B 8265-2003 を適用し, 2Pd におけるフランジの発生応力を評価	発生応力が許容応力以下であること
	延性破壊 (締付ボルト)	b	JIS B 8265-2003 を適用し, 200℃, 2Pd におけるボルトの所要総断面積を評価	所要総断面積がボルト総断面積以下であること
	開口, シール能力低下 (フランジ部)	c	一般式によるフランジ開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃, 2Pd における開口量が許容開口量以下であること
	延性破壊 (閉止板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	疲労破壊 (伸縮継手)	a	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 疲労累積係数を評価	疲労累積係数が 1 以下であること
	延性破壊 (短管)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
電気配線貫通部	延性破壊 (スリーブ)	b	「配管貫通部 (スリーブ)」に合わせて評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (アダプタ)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (ヘッド)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	変形, シール能力低下 (モジュール)	c	原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験結果を用いて, シール性が確保されることを評価	200℃, 2Pd においてシール機能を維持すること

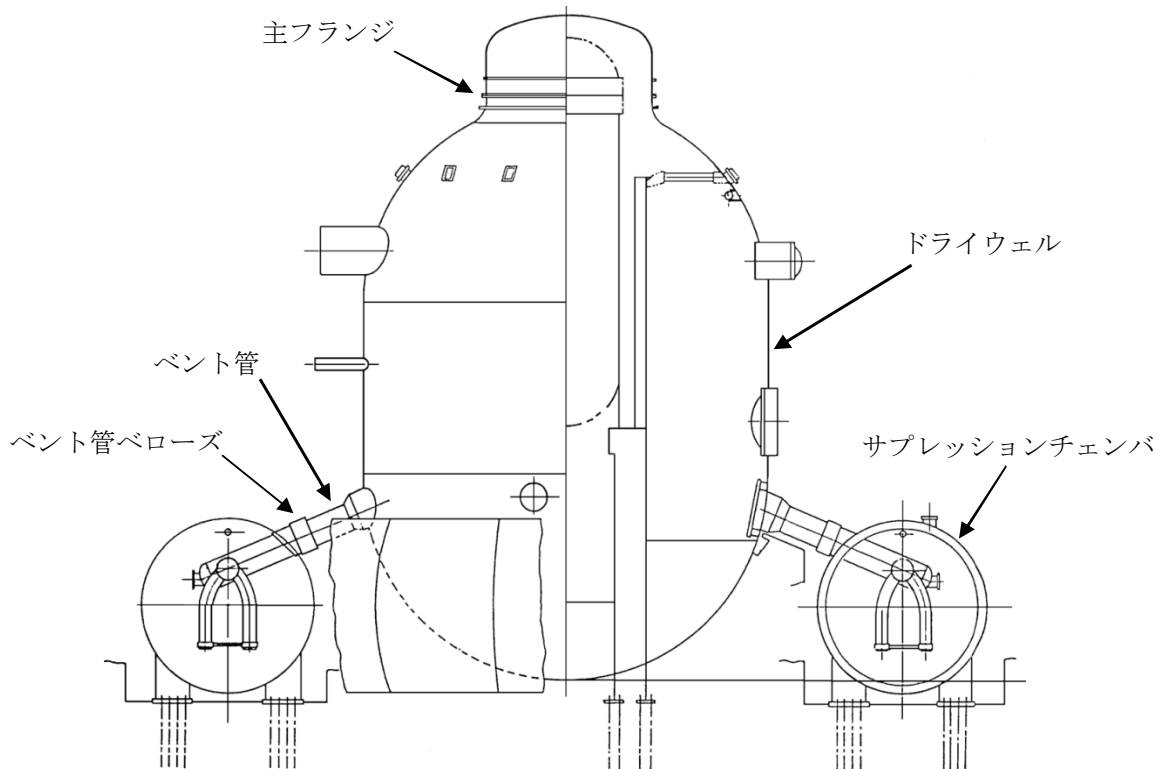
評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系バタフライ弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd 以上であること
		シール能力低下	c	改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であること
	移動式炉心内計装系電磁弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd 以上であること
		シール能力低下	c	改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であること
	移動式炉心内計装系ボール弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd 以上であること
		シール能力低下	c	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であること

- * 1 a : 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価
b : 設計・建設規格の準用等による評価
c : 電共研等での試験又は解析結果等を活用した評価
- * 2 許容圧力 : 設備の機能が維持される最大の負荷圧力

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球円筒形ドライウエル、円環形サブプレッションチェンバとこれに連結するベント管及びベント管ベローズからなる。原子炉格納容器本体構造図を第1.3-3図に示す。



第1.3-3図 原子炉格納容器本体構造図

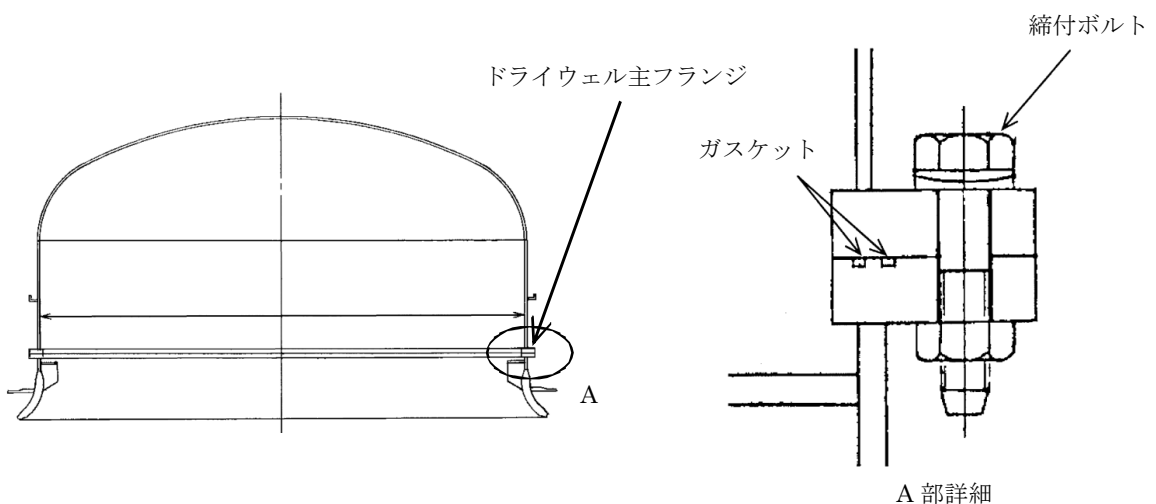
200℃、2Pdにおける原子炉格納容器本体の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形やドライウエル基部を固定端とする熱変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ベローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え200℃、2Pdにより累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材及びドライウエル基部の延性破壊、ベント管ベローズの疲労破壊について評価し、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- 200℃における原子炉格納容器本体の許容圧力は、電共研での解析結果に基づく評価から約4.4Pd以上、設計・建設規格に基づく評価から約2.6Pd以上である。
- ドライウェル基部の一次+二次応力は MPaであり、許容応力（501MPa）以下である。
- ベント管ベローズの疲労累積係数は であり、許容値（疲労累積係数1）以下である。

b. ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジは、上鏡部のフランジと原子炉格納容器本体部のフランジを締付ボルトで固定しており、フランジ間をガスケットにてシールしている。ドライウェル主フランジ概略図を第1.3-4図に示す。



第1.3-4図 ドライウェル主フランジ概略図

シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

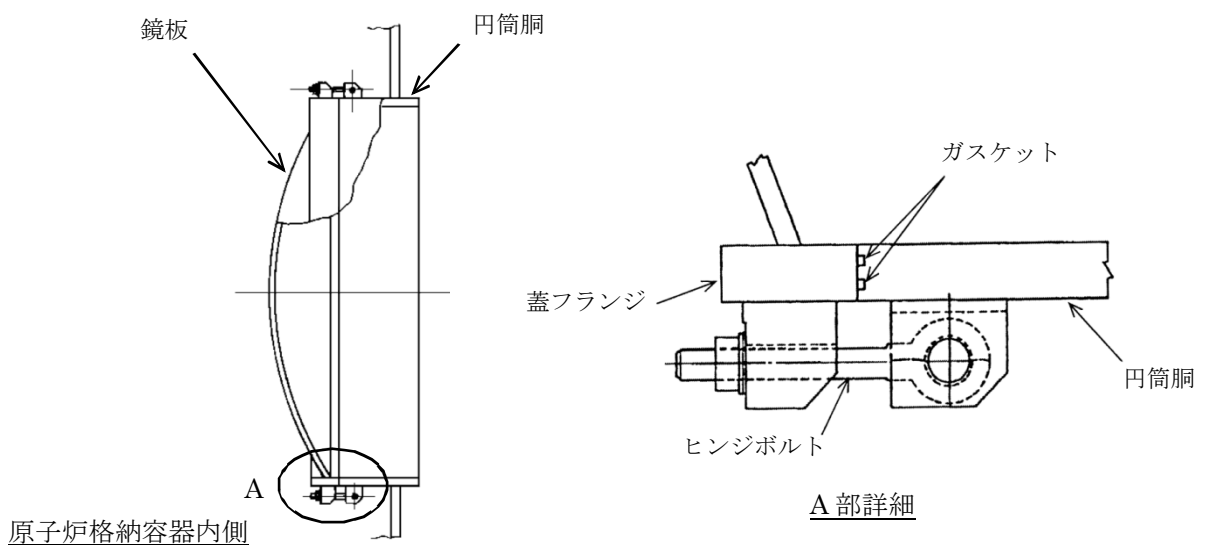
このため、ドライウェル主フランジについて、フランジ及び締付ボルトの延性破壊、また、シール能力低下による漏えいを評価し、女川原子力発電所2号炉

のドライウェル主フランジが、200°C、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200°Cにおける主フランジの許容圧力は、約3.9Pd以上である。
- ・200°C、2Pdにおけるフランジの開口量は約□mmであり、改良EPDM材のガスケットの許容開口量（□mm）以下である。

c. 機器搬出入用ハッチ

機器搬出入用ハッチは、鏡板、蓋フランジ、フランジ付の円筒胴、ヒンジボルトからなり、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の円筒胴を溶接固定し、円筒胴のフランジと蓋フランジの間にガスケットを挟み込み、ヒンジボルトで締め付けシールする構造である。機器搬出入用ハッチ概略図を第1.3-5図に示す。



第1.3-5図 機器搬出入用ハッチ概略図

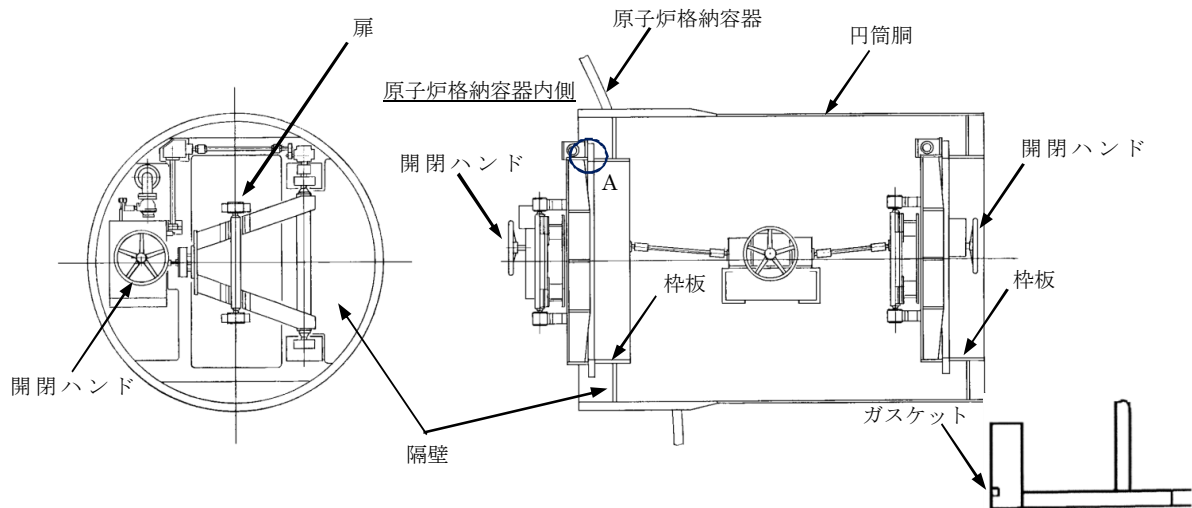
200°C、2Pdにおける機器搬出入用ハッチの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、板厚に対し球殻の半径が大きい鏡板の座屈、また、フランジ部の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいが想定される。

このため、機器搬出入用ハッチについて、円筒胴取付部及び円筒胴の延性破壊、鏡板の座屈、フランジ部の変形に伴うガスケットのシール能力低下による漏えいを評価し、女川原子力発電所2号炉の機器搬出入用ハッチが、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200℃における円筒胴取付部の許容圧力は、約4.1Pd以上である。
- ・200℃における円筒胴の許容圧力は約7.6Pdであり、鏡板の許容圧力（座屈圧力）は約 Pdである。
- ・200℃、2Pdにおけるフランジ部の径方向変位差は、 mmであり、許容変形量 mm以下である。
- ・200℃、2Pdにおけるフランジ部の軸方向開口量は、 mmであり、改良EPDM材のガスケットの許容変形量（復元量）約 mm以下である。

d. 所員用エアロック

所員用エアロックは、扉、隔壁、円筒胴、開閉ハンドルからなる。原子炉格納容器の貫通部に円筒胴を溶接固定し、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた隔壁を溶接している。この開口部に枠板を溶接し、枠板の前面を扉で塞ぎ、枠板と扉間にガスケットを挟み込みシールする構造である。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。所員用エアロック概略図を第1.3-6図に示す。



第1.3-6図 所員用エアロック概略図

A部詳細

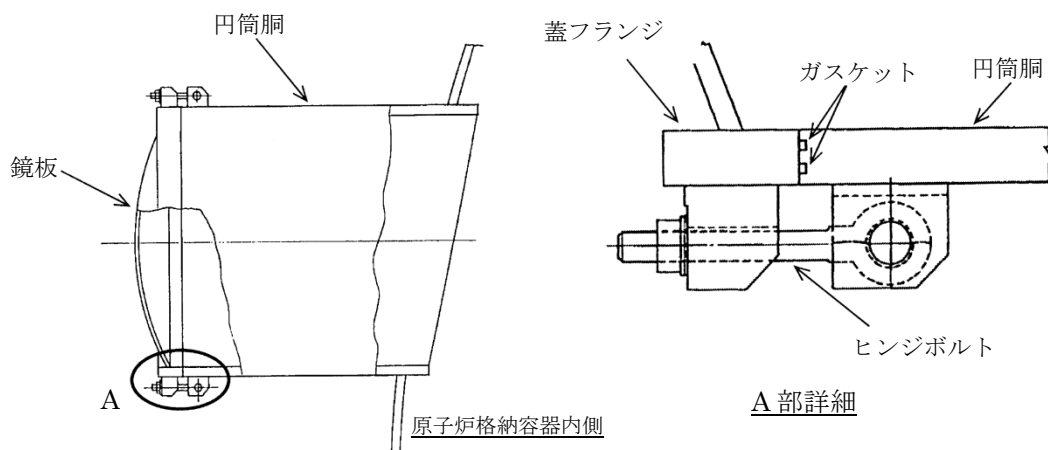
200°C、2Pdにおける所員用エアロックの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、また、扉の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいが想定される。

このため、所員用エアロックについて、扉及び隔壁並びに円筒胴の延性破壊、扉の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいを評価し、女川原子力発電所2号炉の所員用エアロックが、200°C、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- 200°Cにおける扉及び隔壁の許容圧力は約□Pd以上であり、円筒胴の許容圧力は約8.0Pd以上である。
- 200°C、2Pdにおける扉の変形量は□mmであり、改良EPDM材のガスケットの許容変形量（□mm）以下である。
- 貫通部シール材（改良EPDM材、PEEK材）は、試験、材料仕様から200°C、2Pdへの耐性を有する。

e. 逃がし安全弁搬出入口

逃がし安全弁搬出入口は、鏡板、蓋フランジ、円筒胴、ヒンジボルトからなり、蓋フランジと円筒胴の間にガスケットを挟み込み、ヒンジボルトで締め付けシールする構造である。逃がし安全弁搬出入口概略図を第1.3-7図に示す。



第1.3-7図 逃がし安全弁搬出入口概略図

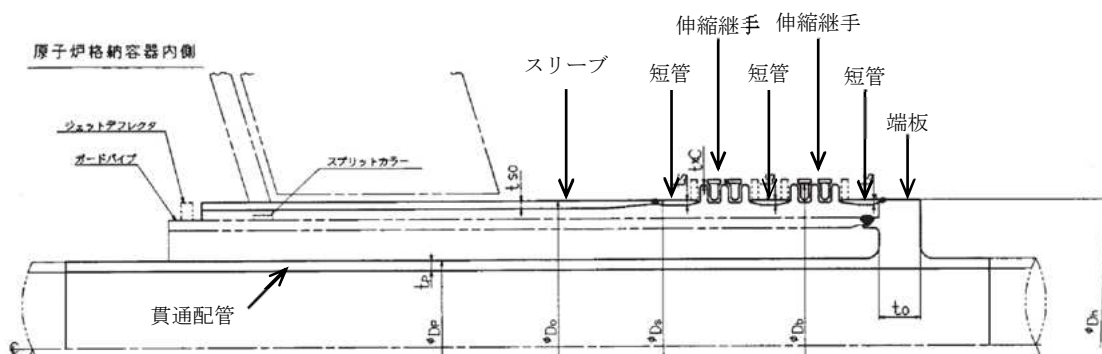
シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展によるヒンジボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

このため、逃がし安全弁搬出入口について、円筒胴、鏡板、フランジ及びヒンジボルトの延性破壊、また、シール部のフランジ開口及びシール能力低下による漏えいを評価し、女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口が、200℃、2Pd において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・ 200℃における鏡板及び円筒胴の許容圧力は、約19.6Pd（鏡板）、約50.2Pd（円筒胴）である。
- ・ 200℃におけるフランジ及びヒンジボルトの許容圧力は、約4.1Pdである。
- ・ 200℃、2Pdにおけるフランジの開口量は□mmであり、改良EPDM材のガスケットの許容開口量（□mm）以下である。

f. 貫通配管

貫通配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。貫通配管概略図を第1.3-8図に示す。



第1.3-8図 貫通配管概略図

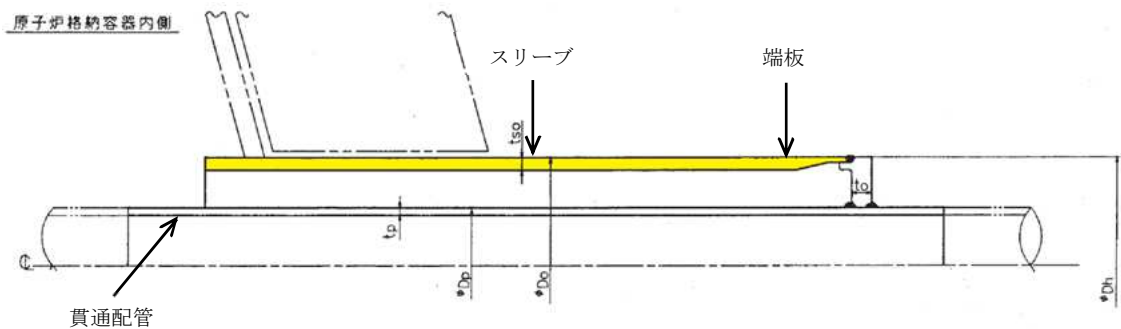
200℃、2Pにおける貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。

このため、貫通配管においては曲げ荷重に伴う延性破壊を評価する。貫通配管に作用する荷重により発生する応力は、二次応力に区分されることから、一次+二次応力について許容値を満足することを評価し、女川原子力発電所2号炉の貫通配管が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・貫通配管は、一次+二次応力の許容値を超過するが、疲労累積係数は0.0036であり、許容値（疲労累積係数1）以下である。
- ・貫通部の管台に生じる応力（一次+二次応力）は最大311MPaであり、許容応力（501MPa）以下である。

g. スリーブ

スリーブは、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。スリーブ概略図を第1.3-9図に示す。



第1.3-9図 スリーブ概略図

200℃、2Pdにおけるスリーブの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、外面に圧力を受けるスリーブについては座屈が想定される。

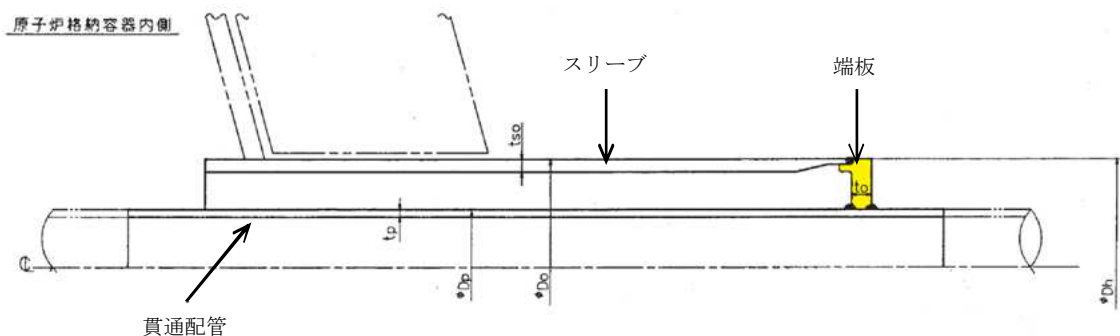
このため、内面に圧力を受けるスリーブについては延性破壊、外面に圧力を

受けるスリーブについては座屈を評価し、女川原子力発電所2号炉のスリーブが、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200℃における内面に圧力を受けるスリーブの許容圧力は、約37.1Pd以上である。
- ・200℃における外面に圧力を受けるスリーブの許容圧力は、約20.6Pd以上である。

h. 端板

端板は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。端板概略図を第1.3-10図に示す。



第1.3-10図 端板概略図

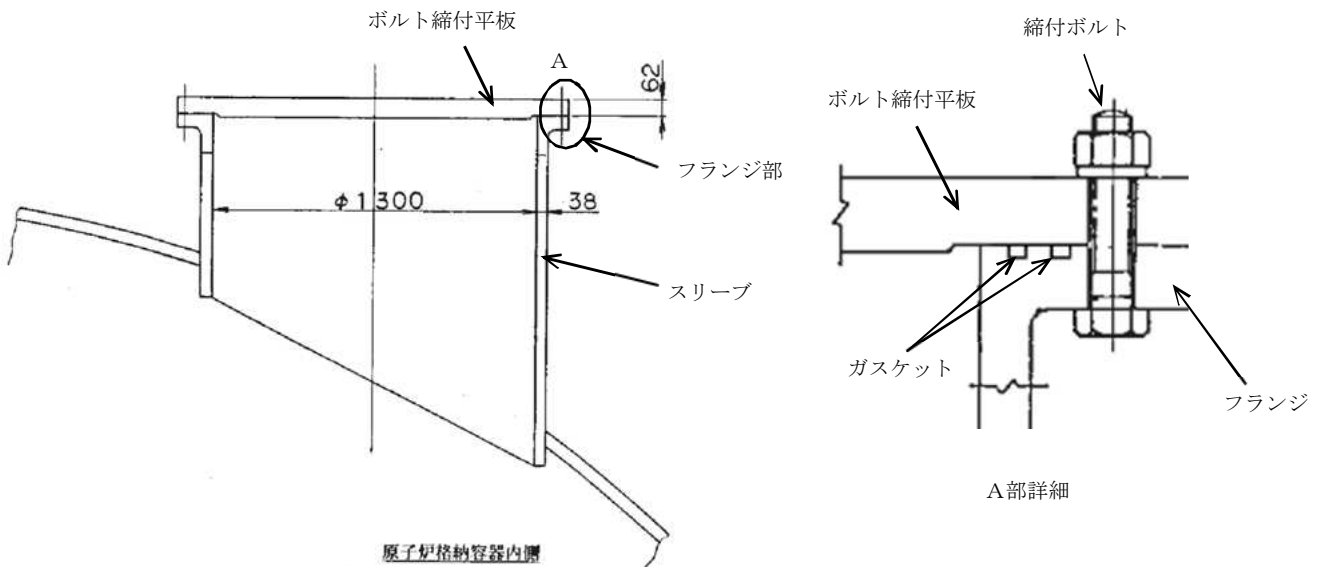
200℃、2Pdにおける端板の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、端板については、耐圧部材の延性破壊を評価し、女川原子力発電所2号炉の端板が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200℃における端板の許容圧力は、約11.4Pd以上である。

i. フランジ部

フランジ部（フランジ，ボルト締付平板及び締付ボルト）は，原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締付ボルトで固定している。フランジとボルト締付平板間は，シール溝が内外二重に配置されており，それぞれにガスケットを挟み込みシールしている。フランジ部概略図を第1.3-11図に示す。



第 1.3-11 図 フランジ部概略図

シール部は，内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい，フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また，シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し，シール能力が低下することが想定される。

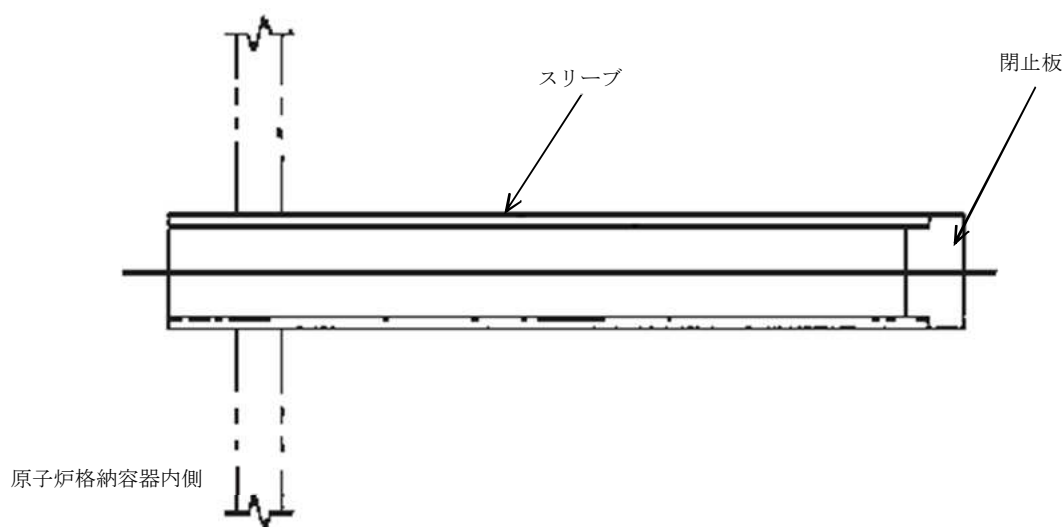
このため，フランジ部について，フランジ及び締付ボルトの延性破壊，また，シール能力低下による漏えいを評価し，女川原子力発電所2号炉のフランジ部が，200℃，2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200℃におけるボルト締付平板の許容圧力は，約 Pd 以上である。

- ・フランジの発生応力は、最大□MPaであり、許容応力（292MPa）以下である。
- ・締付ボルトの所要断面積は、実際の総断面積以下である。
- ・2Pdにおけるフランジ部の開口量は約□mmであり、改良EPDM材のガスケットの許容開口量（□mm）以下である。

j. 閉止板

閉止板は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。閉止板概略図を第1.3-12図に示す。



第1.3-12図 閉止板概略図

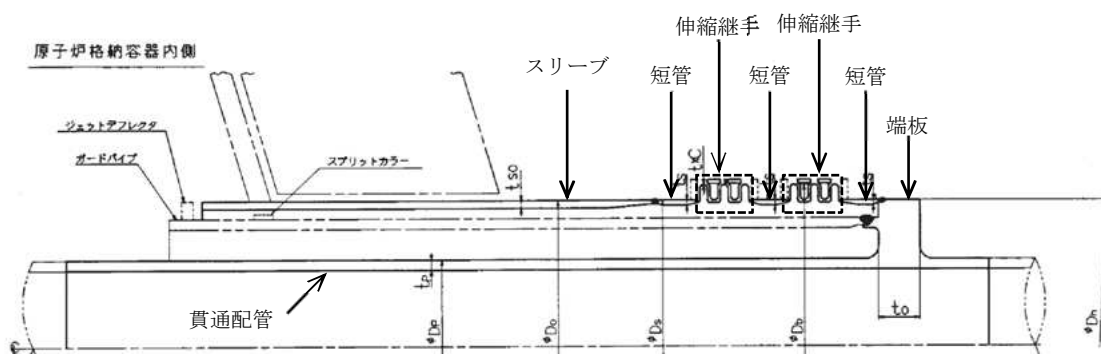
200℃、2Pdにおける閉止板の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、閉止板については、耐圧部材の延性破壊を評価し、女川原子力発電所2号炉の閉止板が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・200℃における閉止板の許容圧力は、約10.8Pd以上である。

k. 伸縮継手

伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。伸縮継手概略図を第1.3-13図に示す。



第1.3-13図 伸縮継手概略図

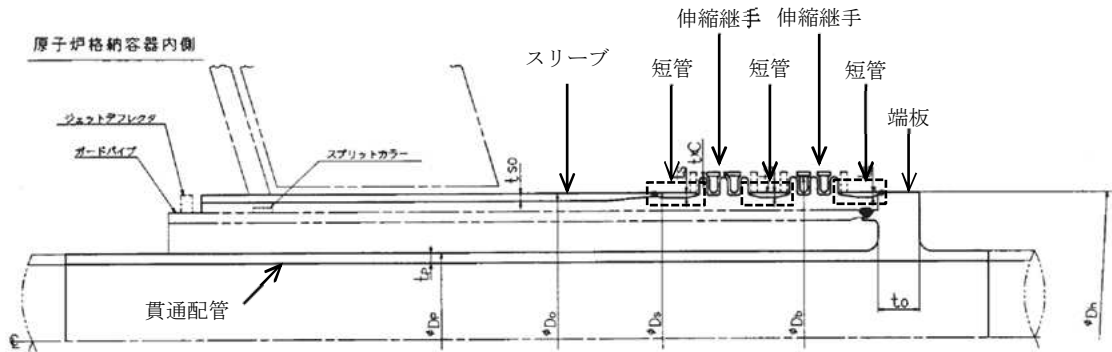
200°C、2Pdにおける伸縮継手の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、通常運転時の繰返し荷重に加えて重大事故時の繰返し荷重が作用することに伴う耐圧部材の疲労破壊が想定される。

このため、伸縮継手について、既工認と同様の評価式を用いて重大事故時の伸縮継手の疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認することで、疲労破壊を評価し、女川原子力発電所2号炉の伸縮継手が、200°C、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

- ・伸縮継手の疲労累積係数は0.1067であり、許容値（疲労累積係数1）以下である。

1. 短管

短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。短管概略図を第1.3-14図に示す。



第1.3-14図 短管概略図

200℃、2Pdにおける短管の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、短管については、耐圧部材の延性破壊を評価し、女川原子力発電所2号炉の短管が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

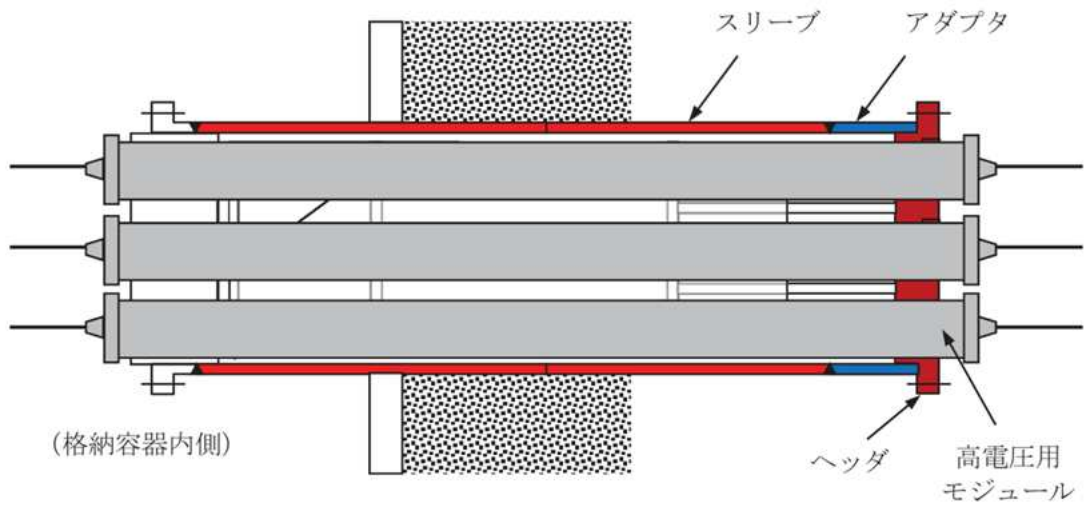
- ・200℃における短管の許容圧力は、約25.0Pd以上である。

m. 電気配線貫通部

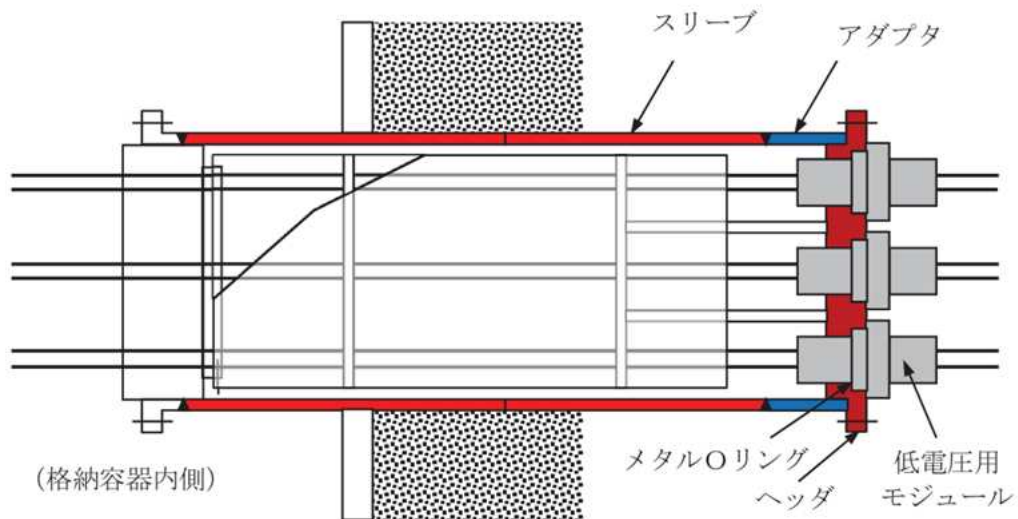
電気配線貫通部には高電圧用と低電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに高電圧用又は低電圧用のモジュールが設置されている。

電気配線貫通部(高電圧)は、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッド間を溶接した金属シールと、モジュール内部のブッシング（エチレンプロピレンゴム）により気密性を維持する構造となっている。

また、電気配線貫通部(低電圧)の気密性は、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッド間の溶接、ヘッド～モジュール間のメタルOリングによる金属シールと、モジュール内部のエポキシ樹脂により気密性を維持する構造となっている。電気配線貫通部（高電圧）概略図を第1.3-15図に、電気配線貫通部（低電圧）概略図を第1.3-16図に示す。



第 1.3-15 図 電気配線貫通部（高電圧）概略図



第 1.3-16 図 電気配線貫通部（低電圧）概略図

200℃、2Pdにおける電気配線貫通部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、アダプタ及びヘッドの高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、モジュールの気密性低下が想定される。

このため、電気配線貫通部のアダプタ及びヘッドについては、耐圧部材の延性破壊、モジュールについては、気密性が確保されることを確認し、女川原子力発電所2号炉の電気配線貫通部が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。なお、電気配線貫通部におけるスリーブの健全性評価は、配管貫通部（スリーブ）にて評価している。

- ・200℃における電気配線貫通部(高電圧)の許容圧力は、アダプタで約30.4Pd、ヘッダで約33.7Pdである。
- ・200℃における電気配線貫通部(低電圧)の許容圧力は、アダプタで約37.0Pd、ヘッダで約69.0Pdである。
- ・既往の電共研、NUPECの試験結果から、200℃、2Pdにおいてもモジュールの気密性は確保される。

n. 原子炉格納容器隔離弁

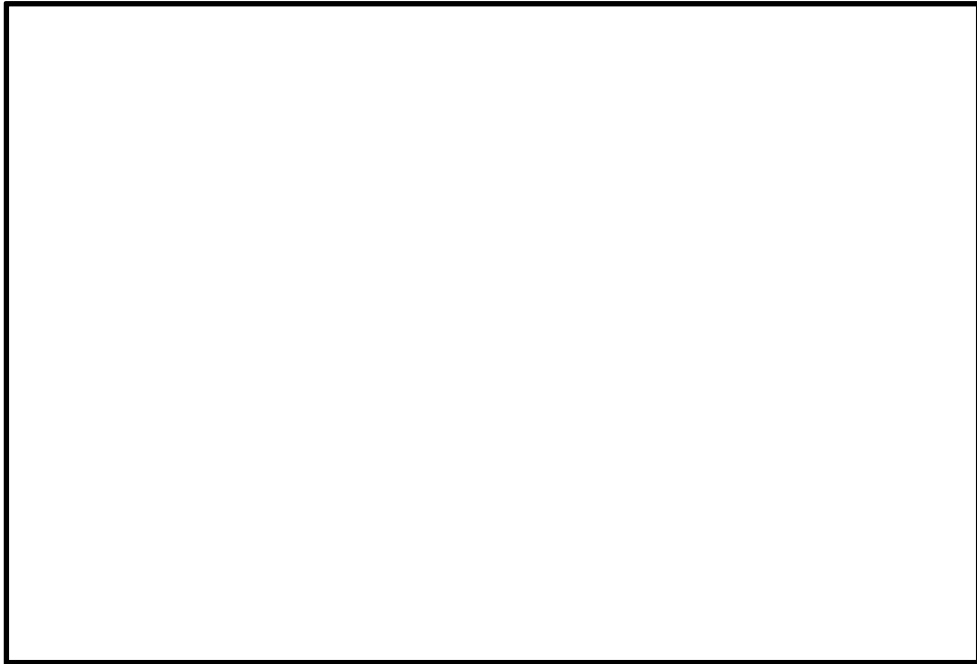
原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁、移動式炉心内計装系ボール弁は、非金属材料シール材を使用しており、200℃、2Pdの環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。また、弁の耐圧部材については、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁、移動式炉心内計装系ボール弁について、シール能力及び延性破壊を評価し、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器隔離弁が、200℃、2Pdにおいて放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。なお、その他の原子炉格納容器隔離弁については、レーティング設計に基づき弁の選定をしていること、シール部には金属製又は黒鉛製等の耐熱性に優れたものを使用しているため、200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。

(a) 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の概略図を、第1.3-17図に示す。



第1.3-17図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁概略図

隔離機能については、原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部及び弁ふたシール部にEPDM材を使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部及び弁ふたシール部については、200℃、2Pdの環境下における健全性を有している金属製シート又は黒鉛材への変更、若しくはより耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしているため、シール機能が確保されることを確認した。

また、耐圧機能については、弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環境下における耐圧機能を確認し、耐圧機能が維持されることを確認した。

- ・金属製シートはメタルタッチ構造であり、また黒鉛材は十分な耐熱性を有しているのため、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。
- ・改良EPDM材を用いた圧縮永久ひずみ試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。

- ・原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり, 200°Cにおける許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから, 200°C, 2Pdの環境下においても, 耐圧機能が維持される。

(b) 移動式炉心内計装系電磁弁

移動式炉心内計装系電磁弁の概略図を, 第1.3-18図に示す。



第1.3-18図 移動式炉心内計装系電磁弁

隔離機能については, 移動式炉心内計装系電磁弁は, 弁体シート部及び弁ふたシール部にEPDM材を使用しており, シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

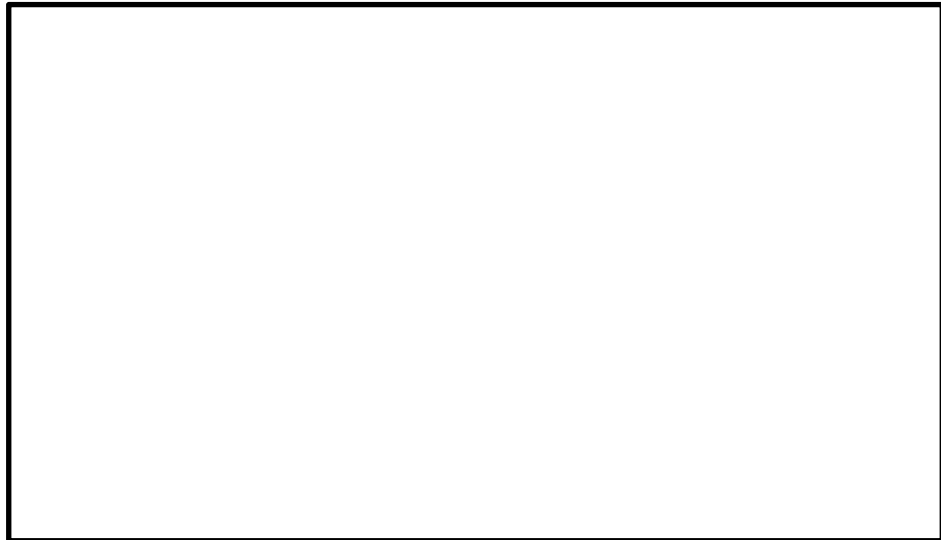
このため, 弁体シート部及び弁ふたシール部については, 200°C, 2Pdの環境下における健全性を有している金属製シートへの変更, 若しくはより耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしているため, シール機能が確保されることを確認した。

また, 耐圧機能については, 弁の圧力クラスを確認し, 200°C, 2Pdの環境下における耐圧機能を確認し, 耐圧機能が維持されることを確認した。

- ・金属製シートは、メタルタッチ構造のため、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。
- ・改良EPDM材を用いた圧縮永久ひずみ試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。
- ・移動式炉心内計装系電磁弁の圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.46MPa(約3.4Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持される。

(c) 移動式炉心内計装系ボール弁

移動式炉心内計装系ボール弁の概略図を、第1.3-19図に示す。



第1.3-19図 移動式炉心内計装系ボール弁

隔離機能については、移動式炉心内計装系ボール弁は、弁座シート部にフッ素樹脂、弁ふたシール部にシリコンゴムを使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部及び弁ふたシール部については、より耐性の高いPEEK材又は改良EPDM材への変更を実施することとしているため、シール機能が確保されることを確認した。

また、耐圧機能については、弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環

境下における耐圧機能を確認し、耐圧機能が維持されることを確認した。

- PEEK材の一般的な材料特性より、PEEK材は200℃以上の耐高温性があり、シール機能を確保可能である。
- 改良EPDM材を用いた圧縮永久ひずみ試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。
- 移動式炉心内計装系ボール弁の圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.32MPa(約3.0Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持される。

(5) 結論

女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体、ドライウェル主フランジ、原子炉格納容器の開口部（機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、ドライウェル主フランジ、原子炉格納容器の開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部の機能維持を確認した。

以上から、女川原子力発電所2号炉では、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力として200℃、2Pdを設定している。

評価結果のまとめを第1.3-3表に示す。

第1.3-3表 評価結果のまとめ

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.4Pd ~ 6.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	一般部	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	ドライウェル基部	既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価	□ MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	ベント管ペローズ	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	□ (疲労累積係数)	1以下
ドライウェル主フランジ	フランジ及び締付ボルト	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約3.9Pd ~ 4.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	代表プラントの主フランジ構造の開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約□ mm (開口量)	許容開口量 (□ mm) 以下
機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	代表プラントのペネトレーション構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd ~ 4.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約7.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	約□ Pd (許容圧力 (座屈圧力))	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価	□ mm (変形量 (変位差))	許容変形量 (□ mm) 以下
		実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (変形量 (開口量))	許容変形量 (□ mm) 以下

補足 19-29

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
所員用エアロック	扉及び隔壁	既工認の評価値を用いて、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約□Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約8.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	扉のシール部	機械工学便覧のはりたわみ計算式による変形量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□mm (開口量)	許容開口量 (□mm) 以下
	扉以外のシール部	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐力あり (改良EPDM材) ・250℃ (PEEK材)	200℃以上
逃がし安全弁搬出入口	円筒胴及び鏡板	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約19.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ及びヒンジボルト	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd程度 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□mm (開口量)	許容開口量 (□mm) 以下
配管貫通部	貫通配管	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	0.0036 (疲労累積係数)	1以下
	貫通部	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	311MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	スリーブ	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約37.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
		設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約20.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	端板	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約11.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
配管貫通部（フランジ部）	ボルト締付平板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約□Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ	JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生応力を評価	□MPa	292MPa以下
	締付ボルト	JIS B 8265-2003を適用し、200℃、2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価	□mm ² (所要総断面積)	総断面積 (□mm ²) 以下
	シール部	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約□mm (開口量)	許容開口量 (□mm) 以下
配管貫通部（閉止板）	閉止板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約10.8Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
配管貫通部（伸縮継手）	伸縮継手	設計・建設規格(PVE-3810)に準拠し、疲労累積係数を評価	0.1067 (疲労累積係数)	1以下
配管貫通部（短管）	短管	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約25.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価	—	—
	アダプタ	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約30.4Pd ・低電圧：約37.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	ヘッダ	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約33.7Pd ・低電圧：約69.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	モジュール	電共研、NUPECの格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	漏えいなし	気密性を維持すること
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	約3.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール材	PEEK材の材料特性及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐性あり(改良EPDM材) ・250℃(PEEK材)	200℃以上

2 評価

2.1 原子炉格納容器本体

(1) 評価部位

原子炉格納容器は、鋼製の上下部半球円筒形のドライウエル、円環形のサブレーションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズからなる。

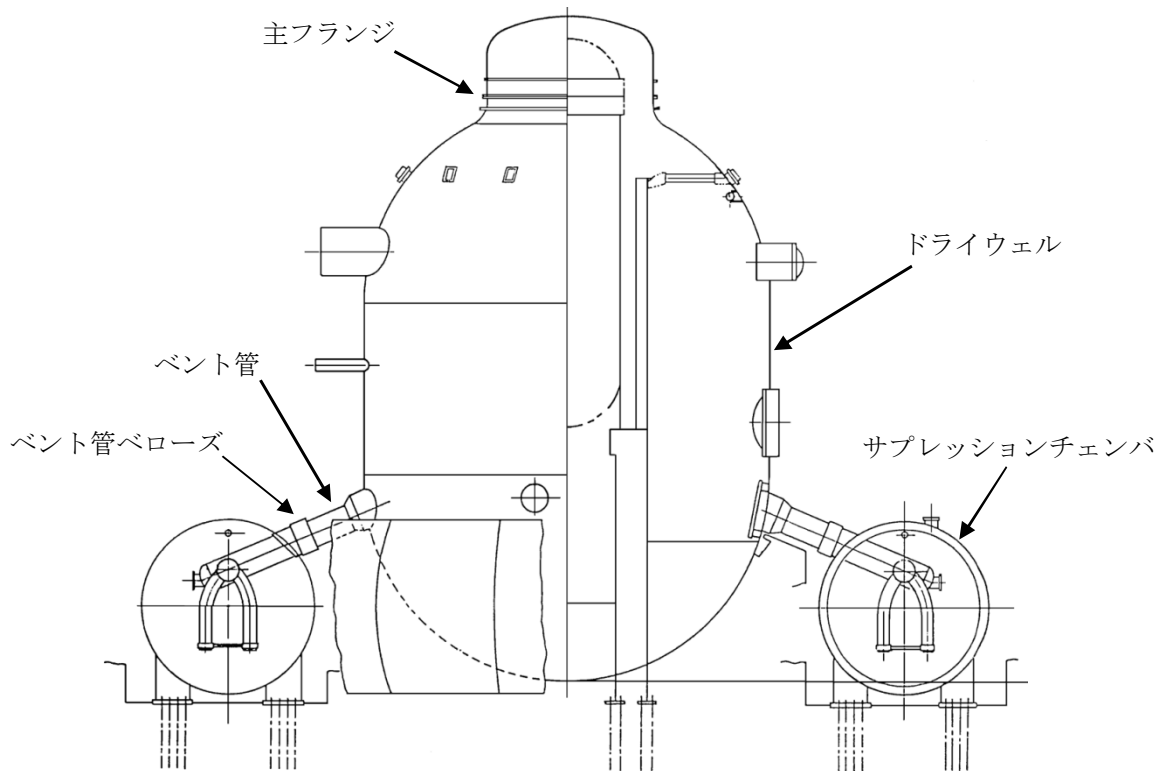
原子炉格納容器本体の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、評価条件 200℃、2Pd においては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、圧縮力が生じないことから、脆性破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pd における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形やドライウエル基部*を固定端とする熱変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ベローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え 200℃、2Pd により累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材及びドライウエル基部の延性破壊、ベント管ベローズの疲労破壊について評価する。

原子炉格納容器の構造を第 2.1-1 図に示す。

*：女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器は鋼製自立型であり、周囲を囲むコンクリート製の遮へい壁との間に適切なギャップを設けている。このため、重大事故時に変形を拘束されることにより発生する応力は、常時コンクリート部に拘束されているドライウエル基部が高くなると考えられる。



第 2.1-1 図 原子炉格納容器の構造

(2) 評価方針

電共研において実施した Mark-I 改良型の原子炉格納容器全体構造解析結果を用いて、200℃において耐圧部材の機能が維持できる負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

また、設計・建設規格を準用し既工認と同様の評価式を用いて、200℃における許容圧力を算出し 2Pd 以上であること、ベント管ベローズについて通常運転時、試験状態及び 200℃、2Pd における疲労累積係数の合計が 1 以下であることを確認する。（添付 2.1-1）

ドライウェル基部について既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。

原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法を第 2.1-1 表に示す。

第 2.1-1 表 原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
胴部等	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> 電共研（代表プラントの原子炉格納容器全体構造解析）の結果を用いて、許容圧力を評価 設計・建設規格（PVE-3230 他）を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
ベント管ベローズ	疲労破壊	<ul style="list-style-type: none"> 設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、疲労累積係数を評価
ドライウェル基部	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> 既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を評価

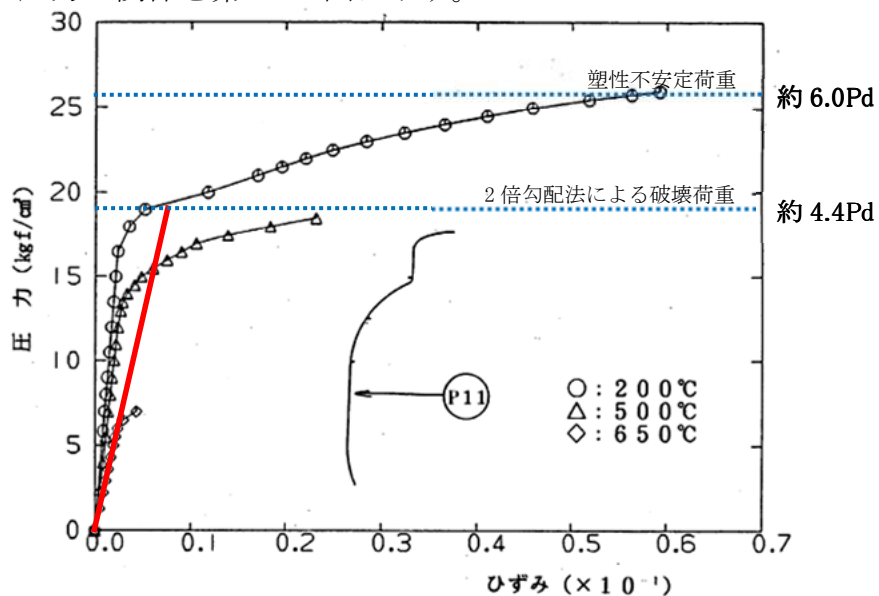
(3) 評価

a. 電共研での解析結果に基づく評価

電共研によるMark- I 改良型原子炉格納容器代表プラントの全体構造解析結果から、応力値が最大となる評価点P11（円筒部中心部）の200℃における許容圧力は、約4.4Pd（約19kgf/cm²）～約6.0Pd（約26kgf/cm²）と得られている。（添付2.1-2）

なお、電共研の解析結果は、寸法（内径、板厚等）の影響を評価することにより、女川原子力発電所2号炉へ適用可能である。（添付2.1-3）

ひずみと圧力の関係を第2.1-2図に示す。



第2.1-2図 ひずみと圧力の関係

b. 設計・建設規格に基づく評価

(a) 胴部等及びベント管ベローズ

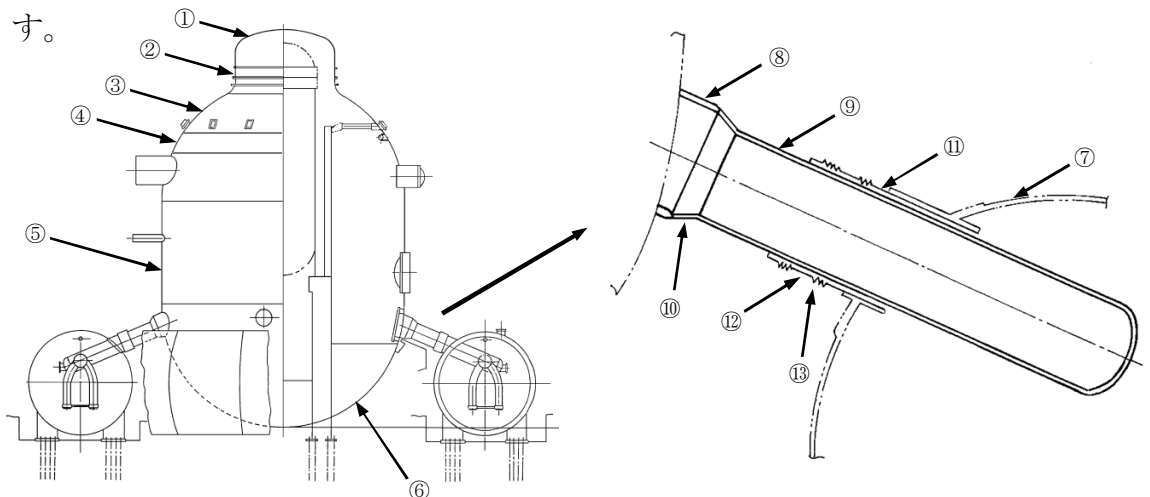
原子炉格納容器本体の胴部等の耐圧部材に対し，設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項，e 項，h 項，PVE-3321，PVE-3323 (1) 項を準用し 200℃ における許容圧力を算出し，算出した許容圧力が $2Pd$ 以上であることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ (S_u) の $2/3$ とする。この許容値の考え方は，設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

また，ベント管ベローズについては，設計・建設規格の PVE-3810 に準拠し，通常運転時及び試験状態における疲労累積係数（設計繰返し回数と許容繰返し回数の比）に，200℃， $2Pd$ における疲労累積係数を加えた疲労累積係数の合計が 1 以下であることを確認する。

評価の結果，原子炉格納容器本体の胴部等の許容圧力は，最も裕度が低い部位で約 $2.6Pd$ であり，また，ベント管ベローズの疲労累積係数は 4.132×10^{-5} である。（添付 2.1-4）

評価対象部位を第 2.1-3 図に，評価結果を第 2.1-2 表及び第 2.1-3 表に示す。



第 2.1-3 図 評価対象部位

第 2.1-2 表 評価結果（胴部等）

評価部位	材料	最高使用 圧力 (MPa)	200℃における 許容圧力 (MPa)	最高使用圧力に対する 許容圧力の比 (Pd)
①上鏡	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.225	2.86
②上部円筒部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.458	
③球形部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.675	
④球形部	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	2.164	
⑤下部円筒部	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	1.144	
⑥下鏡	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	1.528	
⑦サプレッションチェンバ円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.133	
⑧ベント管円筒部（厚さ <input type="text"/> mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	13.641	31.94
⑨ベント管円筒部（厚さ <input type="text"/> mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	2.446	
⑩ベント管円すい部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	3.567	8.35
⑪ベント管伸縮継手円筒部（厚さ <input type="text"/> mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	4.331	10.14
⑫ベント管伸縮継手円筒部（厚さ <input type="text"/> mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	2.793	6.54

第 2.1-3 表 評価結果（ベント管ベローズ）

評価部位	運転状態 I 及び II の 疲労累積係数	試験状態の 疲労累積係数	200℃, 2Pd の 疲労累積係数	疲労累積係数の 合計
⑬ベント管ベローズ				

(b) ドライウェル基部

ドライウェル基部は、コンクリート部で変形が拘束されることにより応力が発生する。既工認で評価した応力を用いて 200℃, 2Pd における発生応力を算出し、算出した発生応力が許容応力以下であることを確認する。許容応力は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラ

ス MC 容器) の許容応力を使用する。

評価の結果, ドライウェル基部に発生する応力は, 許容応力以下である。

(添付 2. 1-5)

評価結果を第 2. 1-4 表に示す。

第 2. 1-4 表 評価結果 (ドライウェル基部)

応力評価点	一次+二次応力 (MPa)	
	応力振幅	許容応力
P11	<input type="text"/>	501

(4) 評価結果

原子炉格納容器本体の 200℃における許容圧力は, 電共研での解析結果に基づく評価において約 4. 4Pd 以上, 設計・建設規格に基づく評価において約 2. 6Pd 以上である。また, 200℃, 2Pd を考慮したベント管ベローズの疲労累積係数の合計は 1 以下であり, 200℃, 2Pd においてドライウェル基部に発生する応力は許容応力以下である。

女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体は, 200℃, 2Pd において耐圧部材の機能は維持され, 放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

原子炉格納容器本体の評価部位

原子炉格納容器本体について、既工認で評価している部位のうち、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材を評価部位として選定した。構造、形状不連続部や局所的な部位については、電共研の全体モデル解析結果を用い、また、一般部については、既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用い、原子炉格納容器バウンダリ全体の評価を行った。

原子炉格納容器本体の評価対象一覧を第 2.1-1-1 表、評価対象部位を第 2.1-1-1 図に示す。

第 2.1-1-1 表 原子炉格納容器本体の評価部位一覧

部位	分類	既工認評価	材料	設計・建設規格に基づく評価*	電共研に基づく評価	備考
上鏡	鏡板	基本板厚計算	SGV49 (SGV480 相当)	①	全体構造解析対象	
上部円筒部	円筒胴	基本板厚計算	SGV49 (SGV480 相当)	②	全体構造解析対象	
球形部	球形胴	基本板厚計算	SGV49 (SGV480 相当)	③	全体構造解析対象	
		基本板厚計算	SPV50 (SPV500 相当)	④	全体構造解析対象	
下部円筒部	円筒胴	基本板厚計算	SPV50 (SPV490 相当)	⑤	全体構造解析対象	
下鏡	鏡板	基本板厚計算	SPV50 (SPV490 相当)	⑥	全体構造解析対象	

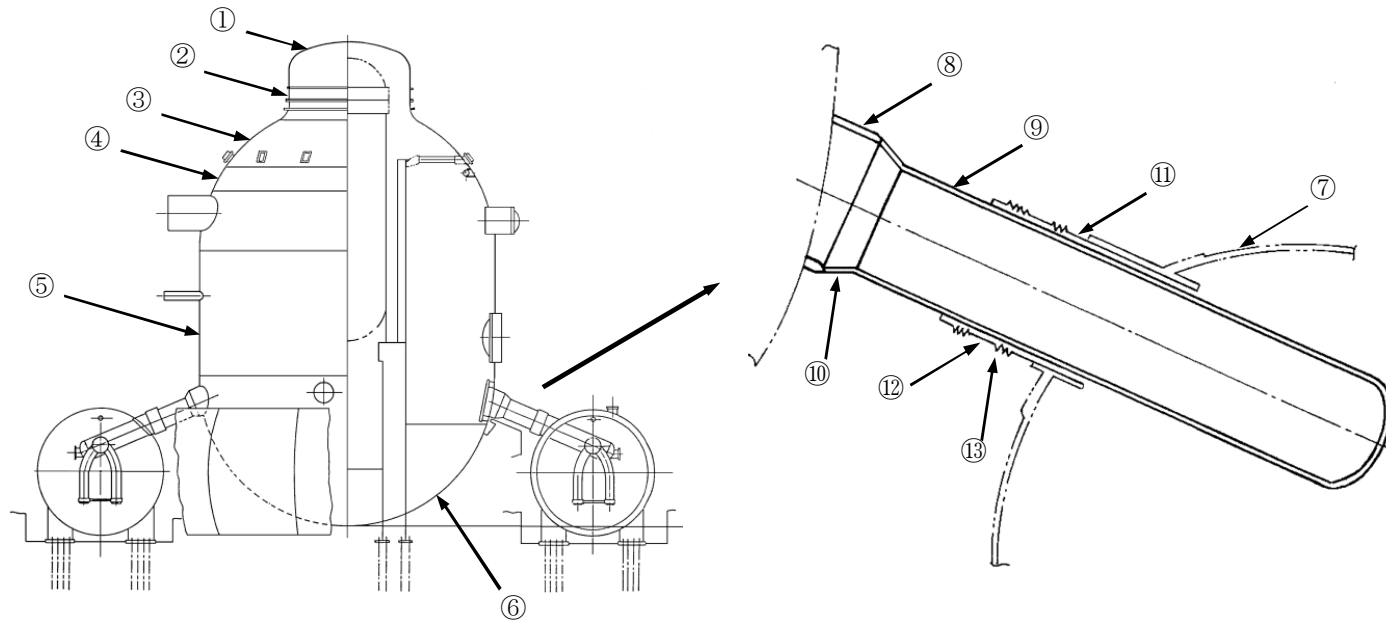
* ○囲み数字：評価を実施した部位（評価対象部位）、○：他の評価結果に包絡する部位

部位	分類	既工認評価	材料	設計・建設規格に基づく評価*	電共研に基づく評価	備考
サプレッションチェンバ	円筒胴	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	⑦	—	
	全般	強度計算	SGV49 (SGV480相当)	○	—	円筒胴の基本板厚計算で耐圧部材の許容圧力を評価
ベントヘッド	円筒胴	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	原子炉格納容器バウンダリではないため評価不要
	全般	強度計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	
ダウンカマ	ダウンカマ	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	原子炉格納容器バウンダリではないため評価不要
	全般	強度計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	
ベント管	円筒部 (厚さ 50mm)	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	⑧	—	
	円筒部 (厚さ 7mm)	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	⑨	—	
	円筒部 (厚さ 12mm)	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	原子炉格納容器バウンダリではないため評価不要
	円すい部	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	⑩	—	
	鏡板	基本板厚計算	SGV49 (SGV480相当)	—	—	原子炉格納容器バウンダリではないため評価不要

* ○囲み数字：評価を実施した部位（評価対象部位），○：他の評価結果に包絡する部位

部位	分類	既工認評価	材料	設計・建設規格に基づく評価*	電共研に基づく評価	備考
ベント管伸縮継手	円筒部 (厚 14mm)	基本板厚計算	SGV49 (SGV480 相当)	⑪	—	
	円筒部 (厚さ 9mm)	基本板敦計算	SGV49 (SGV480 相当)	⑫	—	
	伸縮継手	疲労計算	SUS316L	⑬	—	

* ○囲み数字：評価を実施した部位（評価対象部位），○：他の評価結果に包絡する部位



第 2.1-1-1 図 評価対象部位

代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の全体構造解析

1. 解析の概要

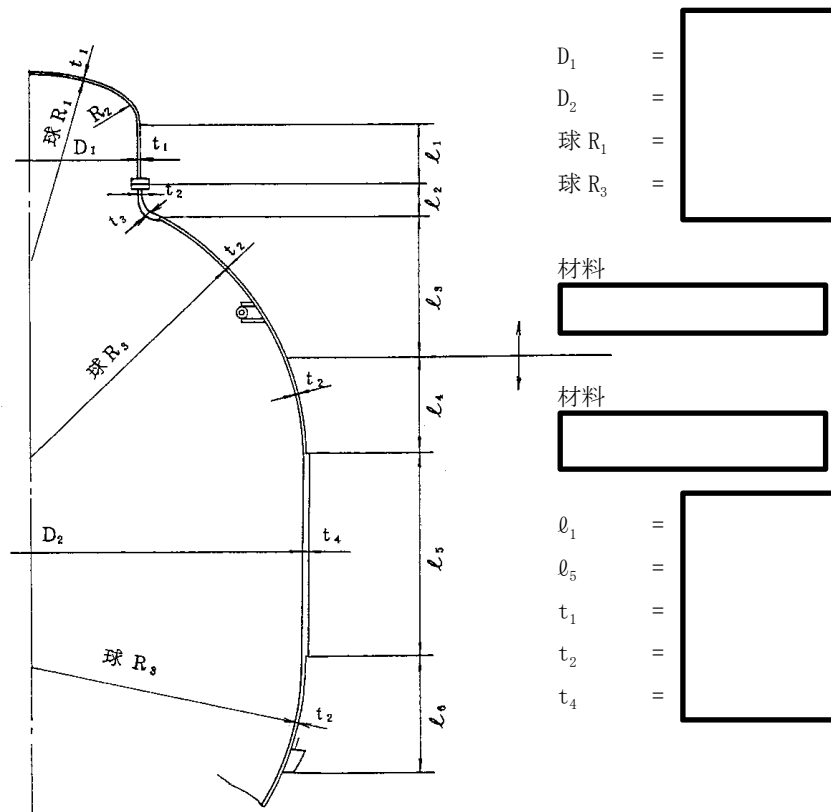
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の全体構造の耐性評価を実施している。

電共研では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、原子炉格納容器本体の許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) 原子炉格納容器の形状、主要寸法

電共研で評価した代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の形状及び主要寸法を第 2.1-2-1 図に示す。

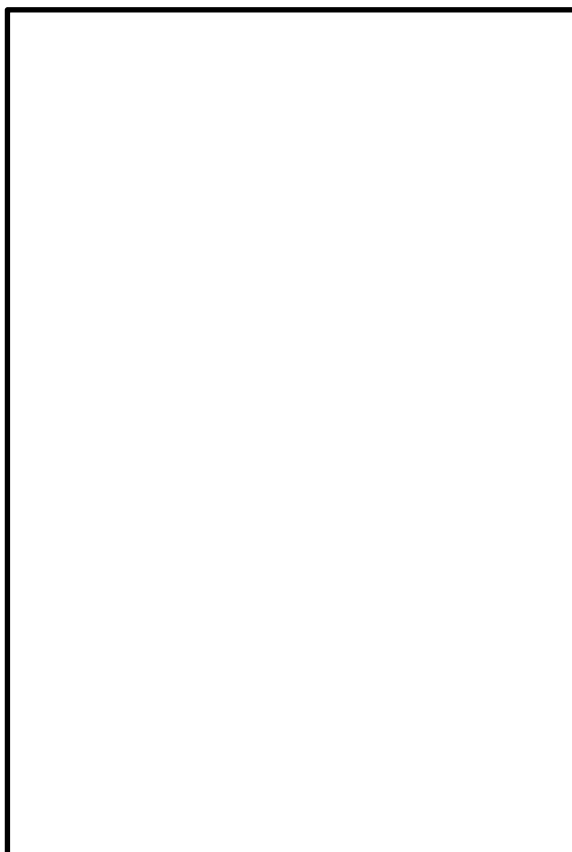


第 2.1-2-1 図 代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の形状及び主要寸法

(2) 解析モデル

原子炉格納容器全体構造解析では、原子炉格納容器のシェル形状、板厚、主フランジ板厚及び補強リングの剛性を考慮してモデル化し、境界条件として、原子炉格納容器下部で固定としている。

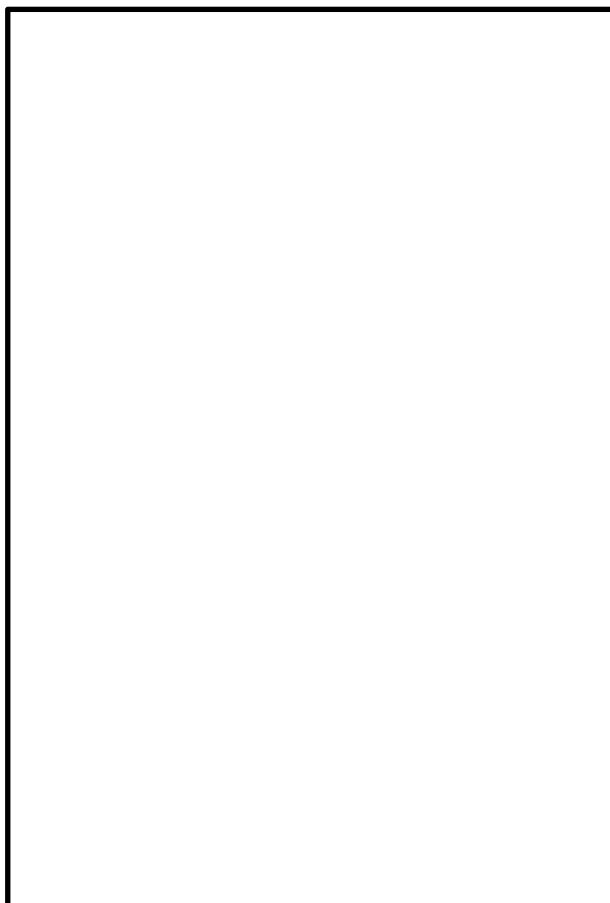
原子炉格納容器の解析モデルを第 2.1-2-2 図に示す。



第 2.1-2-2 図 原子炉格納容器全体の解析モデル

(3) 応力評価点

原子炉格納容器の応力評価点を第 2.1-2-3 図及び第 2.1-2-1 表に示す。



第 2.1-2-3 図 原子炉格納容器の応力評価点

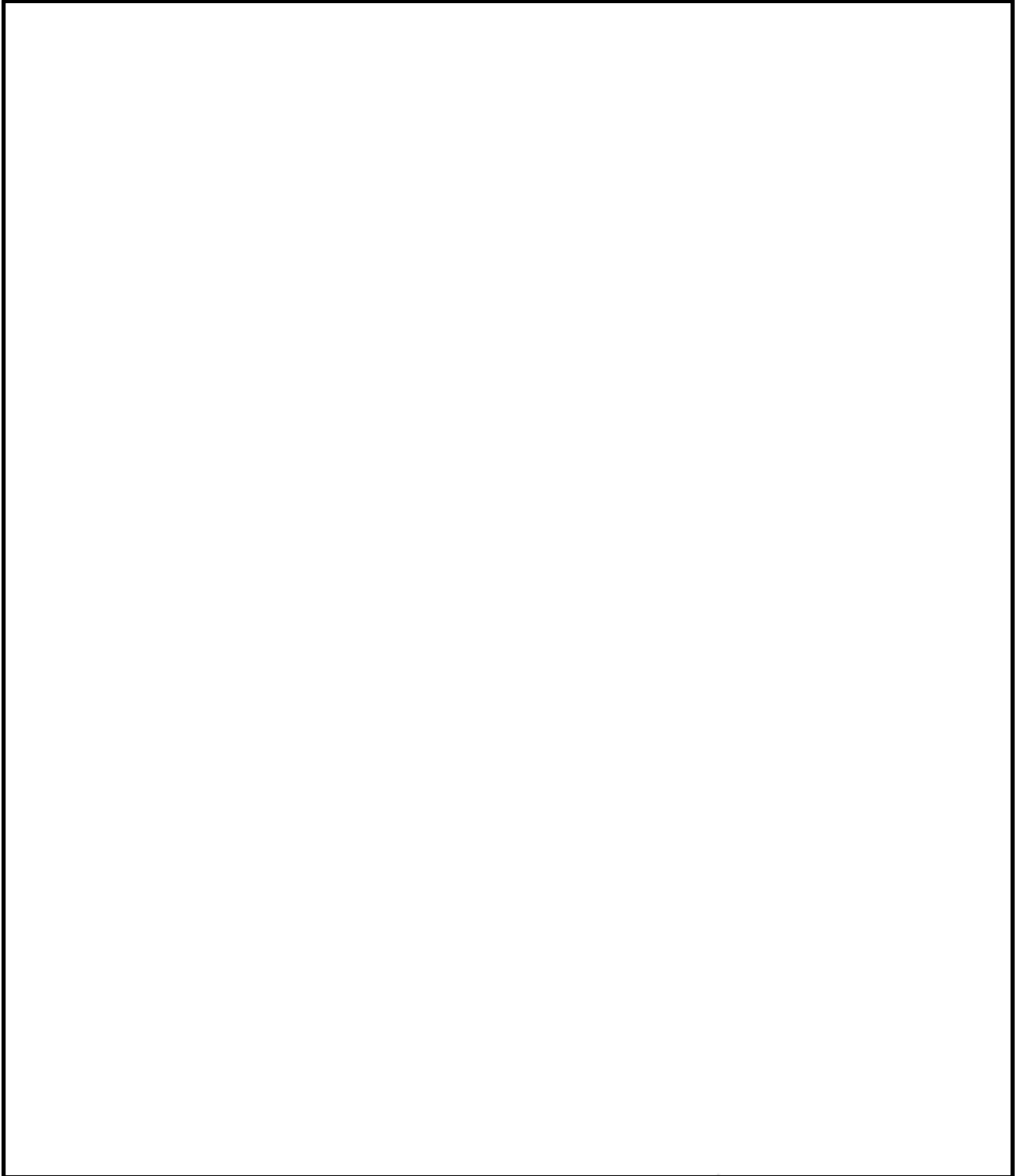
第 2.1-2-1 表 原子炉格納容器の応力評価点

番号	応力評価点
P 1	上鏡球形部
P 2	上鏡球形部と上鏡ナックル部の接合部
P 3	円筒部と上フランジの接合部
P 4	下フランジと円筒部の接合部
P 5	円筒部とナックル部の接合部
P 6	ナックル部と上部球形部の接合部
P 7	上部スプレイ管取付部
P 8	球殻材料変化部
P 9	下部スプレイ管取付部
P10	上部球殻部と円筒部の接合部
P11	円筒部中心部
P12	円筒部と下鏡の接合部
P13	サンドクッション部

3. 解析結果

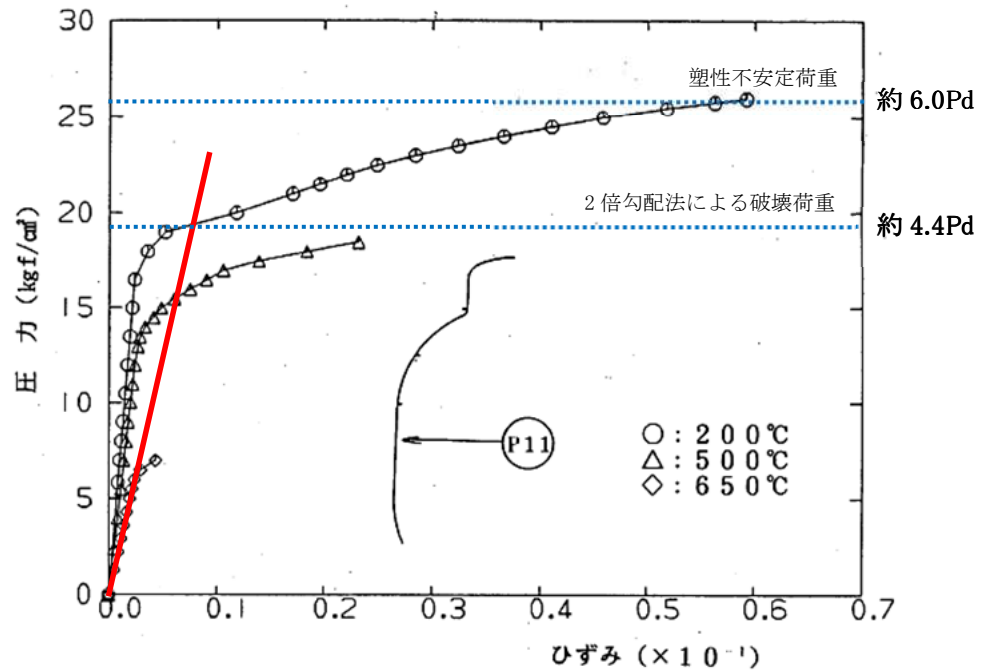
原子炉格納容器全体構造の解析結果（200℃）を第 2.1-2-2 表に示す。

第 2.1-2-2 表 原子炉格納容器全体構造の解析結果（200℃）



注) 1.記号 σ_t : 周方向膜応力 σ_a : 軸方向膜応力
2.引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

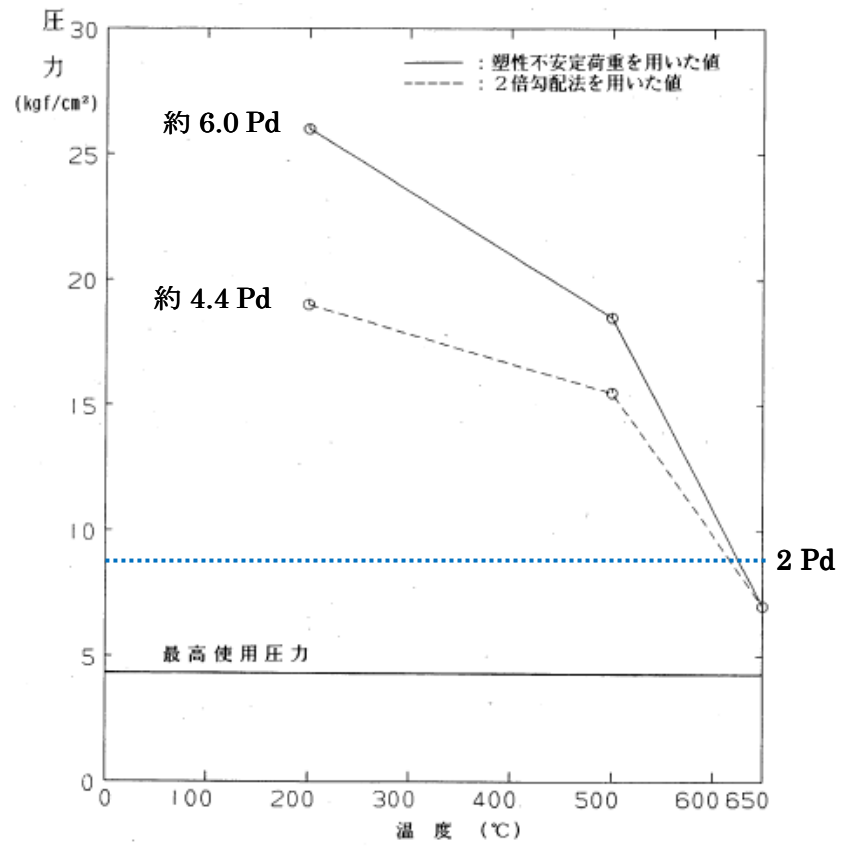
この解析結果において、2Pd 以上の圧力において応力値が最大となる評価点 P11 のひずみと圧力の関係を第 2.1-2-4 図に示す。



第2.1-2-4図 ひずみと圧力の関係

200°Cにおけるひずみと圧力のグラフから、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重(塑性不安定荷重)として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.4Pd (約 19kgf/cm²) ～約 6.0Pd (約 26kgf/cm²) との結果が得られている。

原子炉格納容器の温度と許容圧力の関係を第 2.1-2-5 図に示す。



第 2.1-2-5 図 温度と許容圧力の関係

代表プラントの解析結果の適用性

原子炉格納容器本体の発生応力は、圧力と径に比例し、板厚に反比例の関係 ($\sigma = P \times R / t$, σ : 発生応力, P : 圧力, R : 径, t : 板厚) にある。

電共研による代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の径と板厚の比 (R / t) を比較した結果、女川原子力発電所 2 号炉の R / t は、代表プラントの約 0.95 倍 (約 347/約 364) ～約 1.01 倍 (約 317/約 314) である。

原子炉格納容器本体主要寸法比較を第 2.1-3-1 表に、原子炉格納容器胴の形状及び主要寸法 (Mark-I 改良型) を第 2.1-3-1 図に示す。

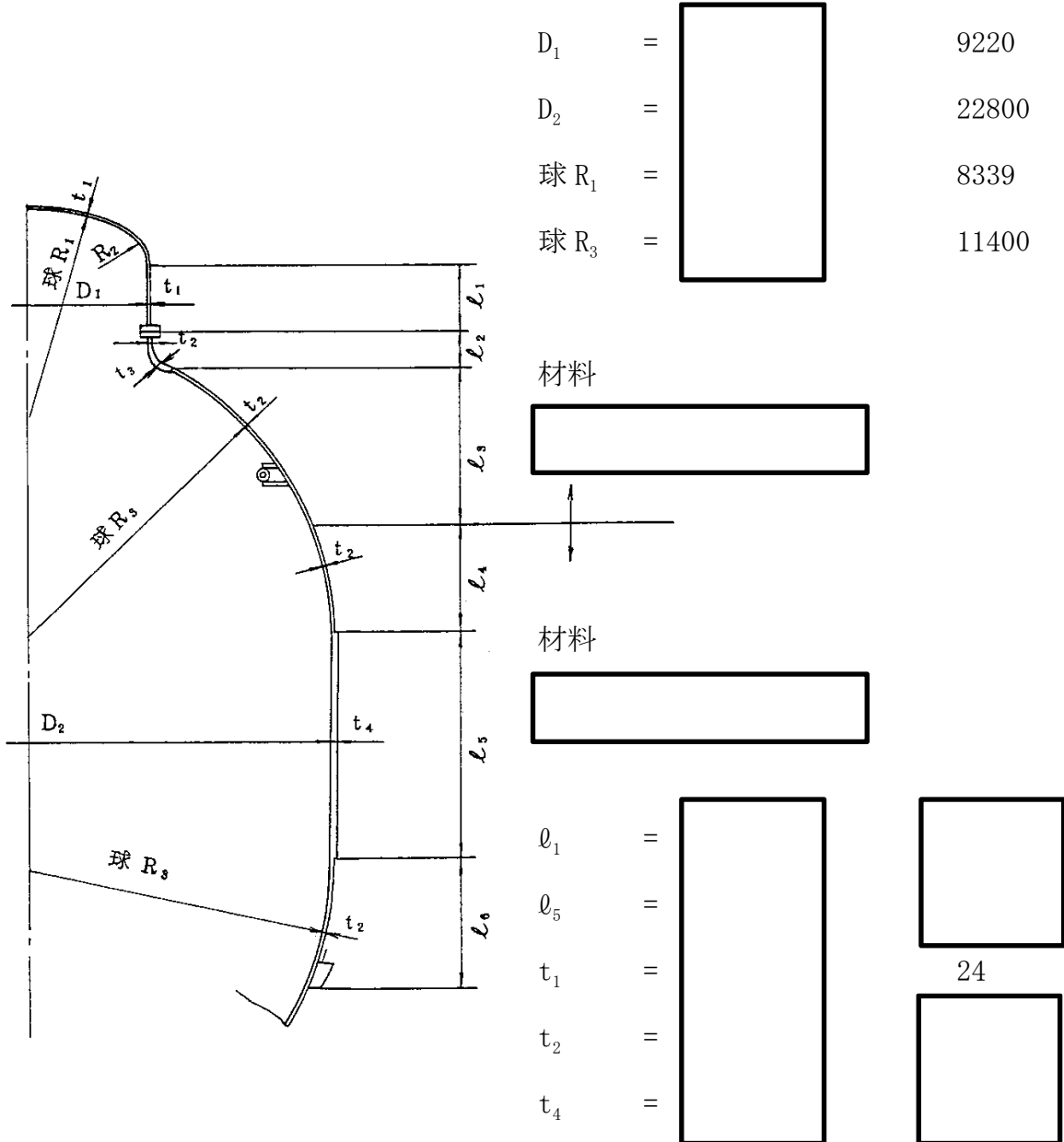
R / t の比がほぼ同等であること、また、主要部材の材料が同じであることから、電共研による代表プラントの解析結果を女川原子力発電所 2 号炉の評価に適用可能と考えられる。

第 2.1-3-1 表 原子炉格納容器本体主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
最高使用圧力 (kPa)				427
上鏡	材料	-		SGV49 (SGV480 相当)
	板厚 (mm)	t_1		24
	内半径 (mm)	球 R_1		8,339
	径 / 板厚	球 R_1 / t_1		約 347
上部円筒部	材料	-		SGV49 (SGV480 相当)
	板厚 (mm)	t_1		24
	内径 (mm)	D_1		9,220
	径 / 板厚	$D_1 / 2 / t_1$		約 192
球形部	材料	-		SGV49 (SGV480 相当) 及び SPV50 (SPV490)
	板厚 (mm)	t_2		
	内半径 (mm)	球 R_3		11,400
	径 / 板厚	球 R_3 / t_2		
下部円筒部	材料	-		SPV50 (SPV490)
	板厚 (mm)	t_4		
	内径 (mm)	D_2		22,800
	径 / 板厚	$D_2 / 2 / t_4$		
下鏡	材料	-		SPV50
	板厚 (mm)	t_2		
	内半径 (mm)	球 R_3		11,400
	径 / 板厚	球 R_3 / t_2		

代表プラント

女川原子力発電所 2 号炉



第 2.1-3-1 図 原子炉格納容器胴の形状及び主要寸法 (Mark-I 改良型)

設計・建設規格に基づく評価

原子炉格納容器本体の必要板厚は、設計・建設規格 PVE-3230 (2) a 項, e 項, h 項, PVE-3321 及び PVE-3323 (1) 項の評価式により求めることができる。

これらの設計・建設規格の評価式に、女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体の板厚, 内径等の寸法と許容引張応力として 200°Cでの 2/3Su を与え, 許容圧力を算出する。

また、ベント管ベローズの疲労評価については、設計・建設規格の PVE-3810 に準拠して求めることができる。

① 上鏡 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3321 を準用

$$P_a = 2 S \eta t / (RW + 0.2t)$$

S (=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは、200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
R	鏡板の内半径 (mm)	8339
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ t _{so} (mm)	24
W	さら形鏡板の形状による係数 (-)	1.32
P _a	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.225
P _d	最高使用圧力 (MPa)	0.427
P _a / P _d	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	2.86

② 上部円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	9220
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

③ 球形部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	22800
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

④ 球形部 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	363
Di	胴の内径 (mm)	22800
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

⑤ 下部円筒部 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	363
Di	胴の内径 (mm)	22800
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

⑥ 下鏡 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3323 (1) を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (R + 0.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	363
R	鏡板の内半径 (mm)	11400
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

⑦ サプレッションチェンバ円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	9400
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

⑧ ベント管円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	13.641
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	31.94

⑨ ベント管円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	1600
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	<input type="text"/>
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

⑩ ベント管円すい部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)h 項を準用

$$Pa = (2 S \eta t \times \cos \theta) / (Di + 1.2t \times \cos \theta)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
θ	円すいの頂角の 1/2 (°)	<input type="text"/>
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.567
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	8.35

⑪ ベント管伸縮継手円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.331
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.14

⑫ ベント管伸縮継手円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$P_a = 2 S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200°Cにおける設計引張強さ (MPa) ここでは, 200°Cでの 2/3Su を用いて算出する	281
D _i	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ t _{so} (mm)	<input type="text"/>
P _a	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.793
P _d	最高使用圧力 (MPa)	0.427
P _a / P _d	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	6.54

⑬ ベント管伸縮継手： SUS316L

PVE-3810 に準拠

$$N = (11031 / \sigma)^{3.5}$$

$$\sigma = 1.5 Et \delta / (n\sqrt{(bh^3)}) + Ph^2 / 2t^2 C \quad \text{【運転状態 I 及び II】}$$

$$\sigma = 1.5 Et \delta / (n\sqrt{(bh^3)}) + Ph / tC \quad \text{【試験状態及び重大事故時】}$$

t	継手部の板の厚さ (mm)	2
n	継手部の波数の 2 倍 (-)	
b	継手部の波のピッチの 1/2 倍 (mm)	
h	継手部の波の高さ (mm)	
C	継手部の層数 (-)	

項目		運転状態 I 及び II	試験状態	200°C, 2Pd
P	圧力 (MPa)	0.0137	0.481	0.854
T	温度 (°C)	57	10	200
E	縦弾性係数 (MPa)	192440	195000	183000
δ	全伸縮量 (mm)	6.168	8.714	75.769
σ	伸縮継手の応力 (MPa)	57	86	587
N	許容繰返し回数	1.008×10^8	2.390×10^7	2.877×10^4
Nr	繰返し回数			
Nr/N	疲労累積係数			
$\Sigma Nr/N$	疲労累積係数の合計			

ドライウェル基部の応力評価

1. 評価の概要

ドライウェル基部は、コンクリート部により変形が拘束されることにより応力が発生する。既工認で評価した応力を用いて 200℃、2Pd における発生応力を算出し、算出した発生応力が許容応力以下であることを確認する。

2. 評価条件

(1) 評価条件

温度 : 200℃

圧力 : 2Pd (0.854MPa)

材料 : SPV50 (SPV490 相当)

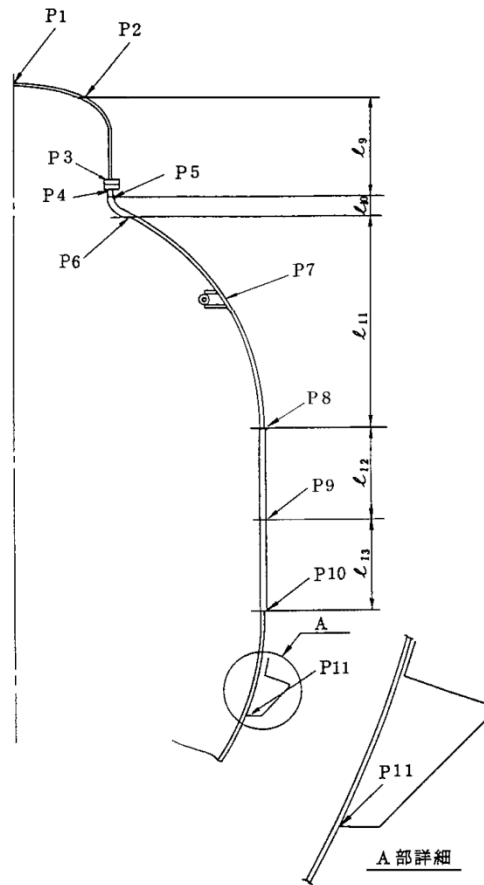
(2) 荷重の組合せ及び許容応力

ドライウェル基部に生じる応力は、既工認の応力を用い算出する。この応力の算出において、既工認での評価条件と 200℃、2Pd の差異を考慮し、最高使用圧力により生じる応力については 2 倍し、また、熱荷重による応力は 4.05 倍*する。なお、鉛直荷重については、既工認と差異がないため 1 倍とする。

許容応力は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の許容応力を使用する。

応力評価点を第 2.1-5-1 図に、各荷重によりドライウェル基部に生じる応力を第 2.1-5-1 表に示す。

* : 既工認の熱荷重は、基準温度 10℃から通常運転時温度 57℃までの 47℃分の熱荷重であるため、今回の評価温度 200℃と基準温度 10℃までの 190℃分との比例倍とし 4.05 (190/47) を用いる。



第 2.1.5-1 図 応力評価点

第 2.1.5-1 表 各荷重によりドライウェル基部に生じる応力 (200°C, 2Pd)

荷重名称	分類	一次+二次応力 (MPa)	
		内面	外面
最高使用圧力 (内圧)	σ_t		
	σ_ℓ		
	$\tau_{t\ell}$		
鉛直荷重 (通常運転時)	σ_t		
	σ_ℓ		
	$\tau_{t\ell}$		
熱荷重 (通常運転時)	σ_t		
	σ_ℓ		
	$\tau_{t\ell}$		

3. 応力評価結果

評価の結果、ドライウェル基部に発生する応力は、許容応力以下である。

評価結果を第 2.1.5-2 表に示す。

第 2.1.5-2 表 評価結果

応力評価点	一次+二次応力 (MPa)	
	応力振幅	許容応力
P11	<input type="text"/>	501

2.2 ドライウェル主フランジ

(1) 評価部位

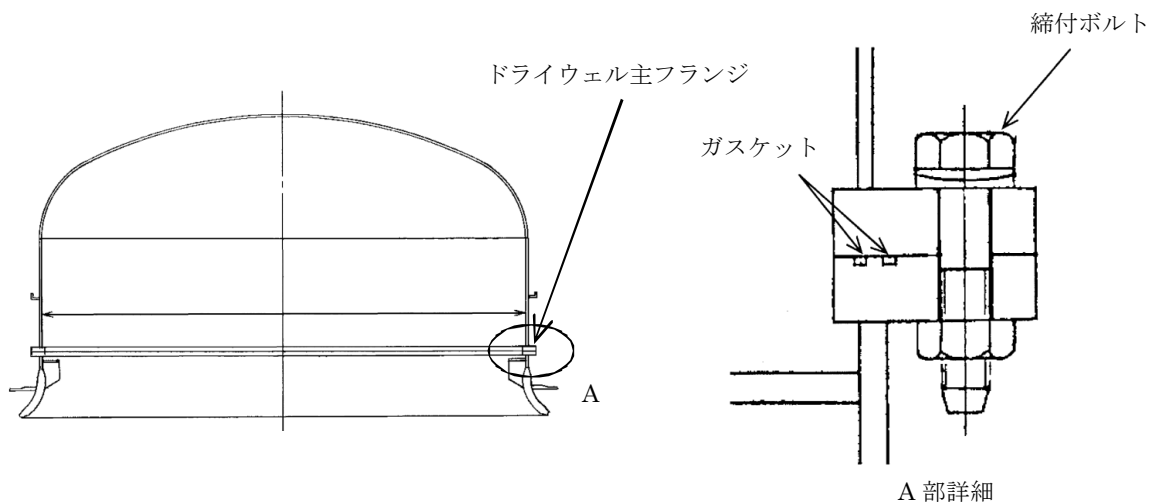
ドライウェル主フランジは、上鏡部のフランジと原子炉格納容器本体部のフランジを締付ボルトにより固定している。フランジ間には、シール溝が二重に配置されており、それぞれにガスケットを挟み込みシールしている。

ドライウェル主フランジの機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられるが、評価条件 200℃、2Pd においては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

このため、ドライウェル主フランジについて、フランジ及び締付ボルトの延性破壊、また、シール能力低下による漏えいを評価する。

第 2.2-1 図に、ドライウェル主フランジの構造を示す。



第 2.2-1 図 ドライウェル主フランジの構造

(2) 評価方針

フランジ及び締付ボルトについて、電共研の解析結果を用いて、200℃における締付ボルトの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd以上であることを確認する。

また、シール部について、電共研の試験結果を用いて主フランジの開口量を評価し、許容開口量以下であることを確認する。

ドライウェル主フランジの評価対象と評価方法を第 2.2-1 表に示す。

第 2.2-1 表 ドライウェル主フランジの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
フランジ及び締付ボルト	延性破壊	・電共研（代表プラントの主フランジ構造）の解析結果を用いて、許容圧力を評価
シール部 (フランジ, ガasket)	開口, シール 能力低下	・電共研（代表プラントの主フランジ構造）の解析結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能を評価

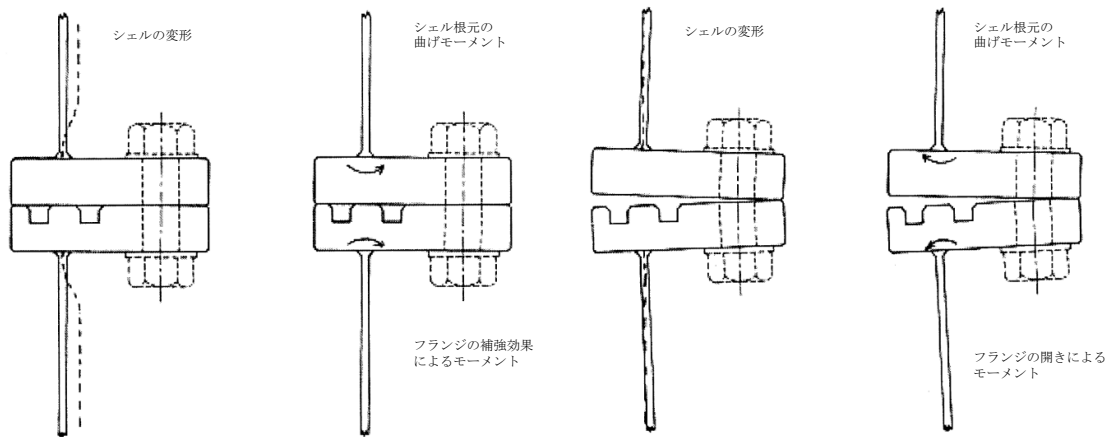
(3) 評価

a. 電共研の解析結果に基づくフランジ及び締付ボルトの評価

ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器上鏡部に加わる内圧によりフランジ部に軸方向の力が加わり、これに対して締付ボルトによりフランジ外周部が支点となり、てこのようにフランジの開放を抑え込む。

内圧が高くなり締付ボルトに加わる力が大きくなると、締付ボルトが変形し、フランジ開口が大きくなる。

ドライウェル主フランジの開口メカニズムを第 2.2-2 図に示す。

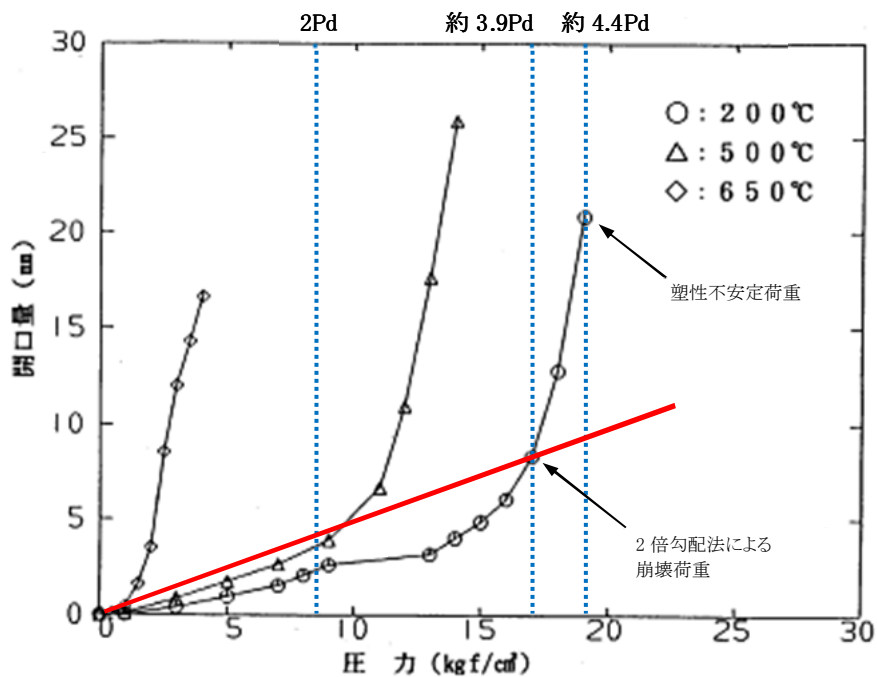


第 2.2-2 図 ドライウェル主フランジの開口メカニズム

電共研において、代表プラントのドライウェル主フランジについて解析を行い耐性評価している。その結果、フランジ部の評価においては、締付ボルトに生じる応力が大きく締付ボルトの破損が支配的であり、200℃における許容圧力は、約 3.9Pd (約 17kgf/cm²) ~ 約 4.4Pd (約 19kgf/cm²) と得られている。(添付 2.2-1)

なお、電共研の解析結果は、寸法（フランジ厚さ、締付ボルト径等）の影響を評価することにより、女川原子力発電所 2 号炉へ適用可能である。(添付 2.2-2)

圧力と開口量の関係（許容圧力）を第 2.2-3 図に示す。



第 2.2-3 図 圧力と開口量の関係（許容圧力）

b. シール部の漏えい評価

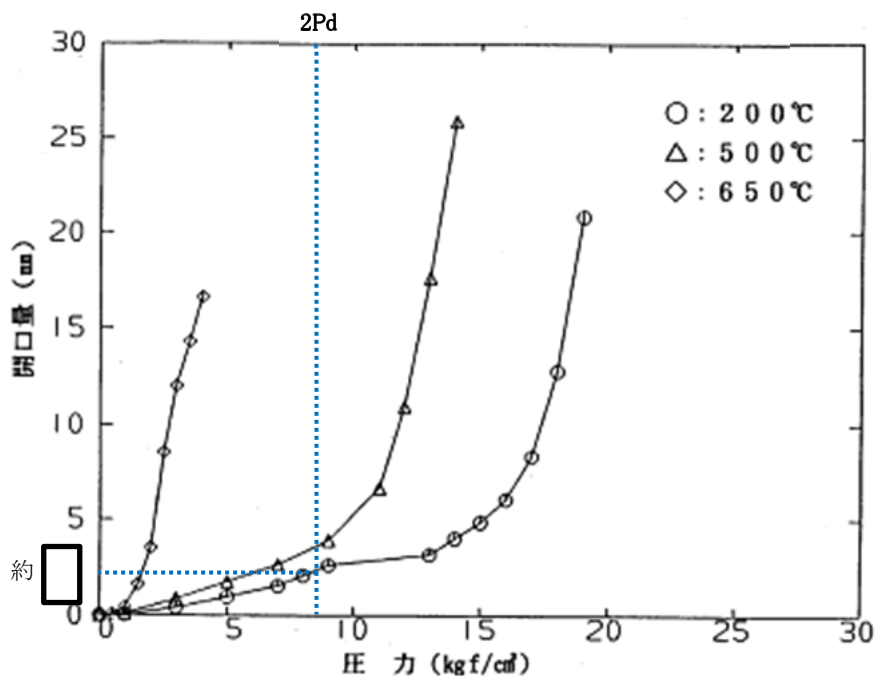
シール部は、内圧の上昇に伴う開口量の増加により、外部への漏えい経路を形成するが、フランジ部の開口に対し、シール材が追従し漏えいを防止する。

電共研における圧力と開口量の関係を用い、2Pd におけるドライウェル主フランジの開口量が、許容開口量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。

(a) 主フランジの開口量

電共研における解析結果から、200℃、2Pd における主フランジの開口量は、約 mm である。

圧力と開口量の関係（開口量）を第 2.2-4 図に示す。



第 2.2-4 図 圧力と開口量の関係（開口量）

(b) 許容開口量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-2 表 圧縮永久ひずみ試験結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*: 材料を圧縮し、完全に回復した状態を 0%。

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良 EPDM 材のガスケットを 200°C の飽和蒸気雰囲気に 168 時間晒した後の許容開口量（復元量）は、 mm（定格締付け量 mm × (100% - %)）である。（添付 2.2-3）

(c) 漏えい評価

200°C, 2Pd における主フランジの開口量は約 mm であり, 168 時間 200°C 飽和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容開口量（復元量） mm 以下であることから, シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

(4) 評価結果

ドライウェル主フランジの 200°C における許容圧力は約 3.9Pd 以上である。また, 200°C, 2Pd における主フランジの開口量は許容開口量（復元量）以下である。

女川原子力発電所 2 号炉のドライウェル主フランジは, 200°C, 2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され, 放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

電共研におけるドライウェル主フランジの解析

1. 解析の概要

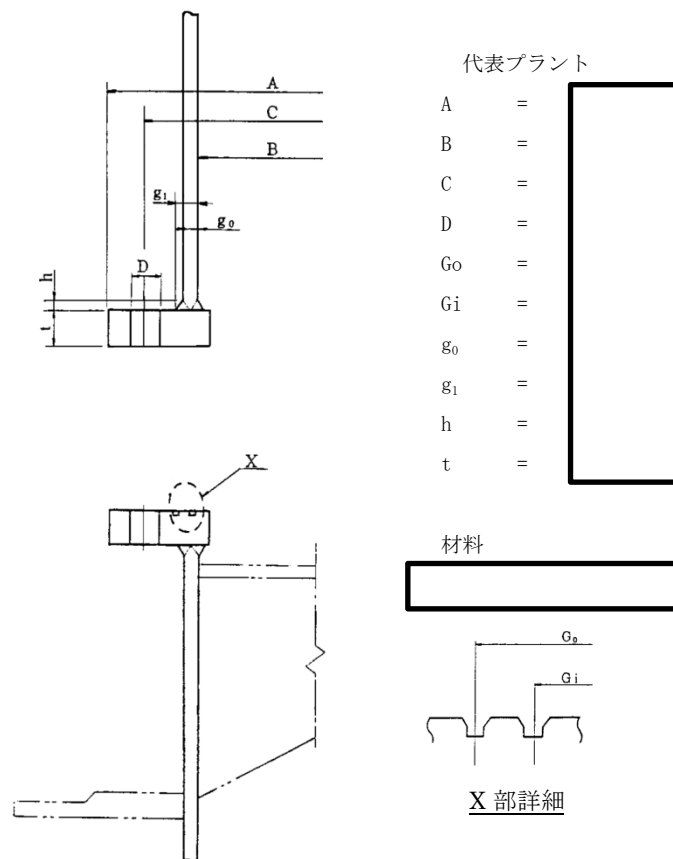
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントのドライウェル主フランジの耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、ドライウェル主フランジの許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) ドライウェル主フランジの形状，主要寸法

電共研で評価した代表プラントのドライウェル主フランジの形状及び主要寸法を第 2.2-1-1 図に示す。

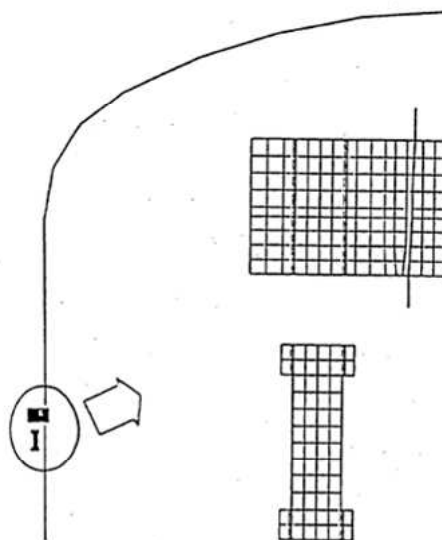


第 2.2-1-1 図 ドライウェル主フランジの形状及び主要寸法

(2) 解析モデル

ドライウェル主フランジの解析モデルは、原子炉格納容器のシェル形状、フランジを軸対称モデルにて、また、締付ボルトは、剛性等価な軸対称構造にてモデル化している。なお、フランジのシール材の材料物性はモデル化していない。

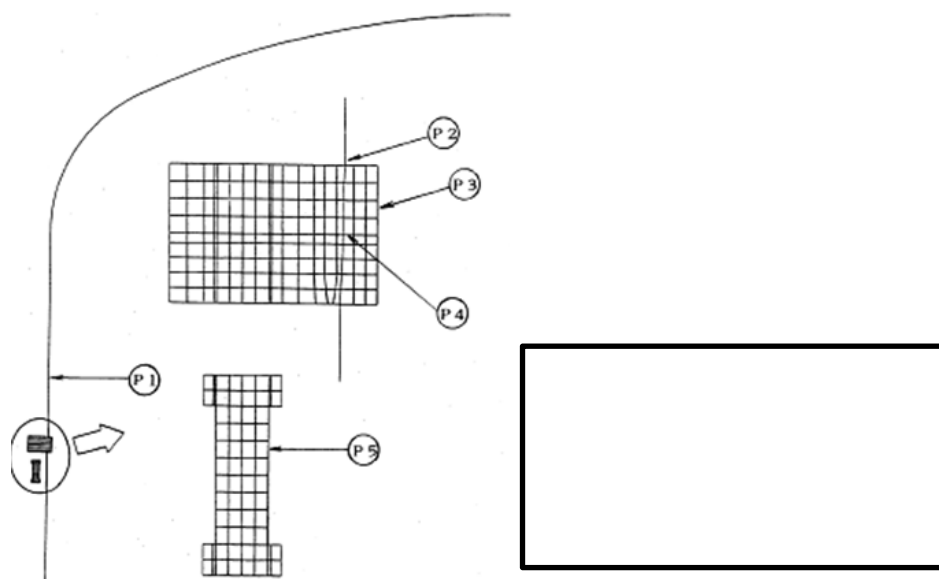
ドライウェル主フランジの解析モデルを第 2.2-1-2 図に示す。



第 2.2-1-2 図 ドライウェル主フランジの解析モデル

(3) 応力評価点

ドライウェル主フランジの応力評価点を第 2.2-1-3 図に示す。

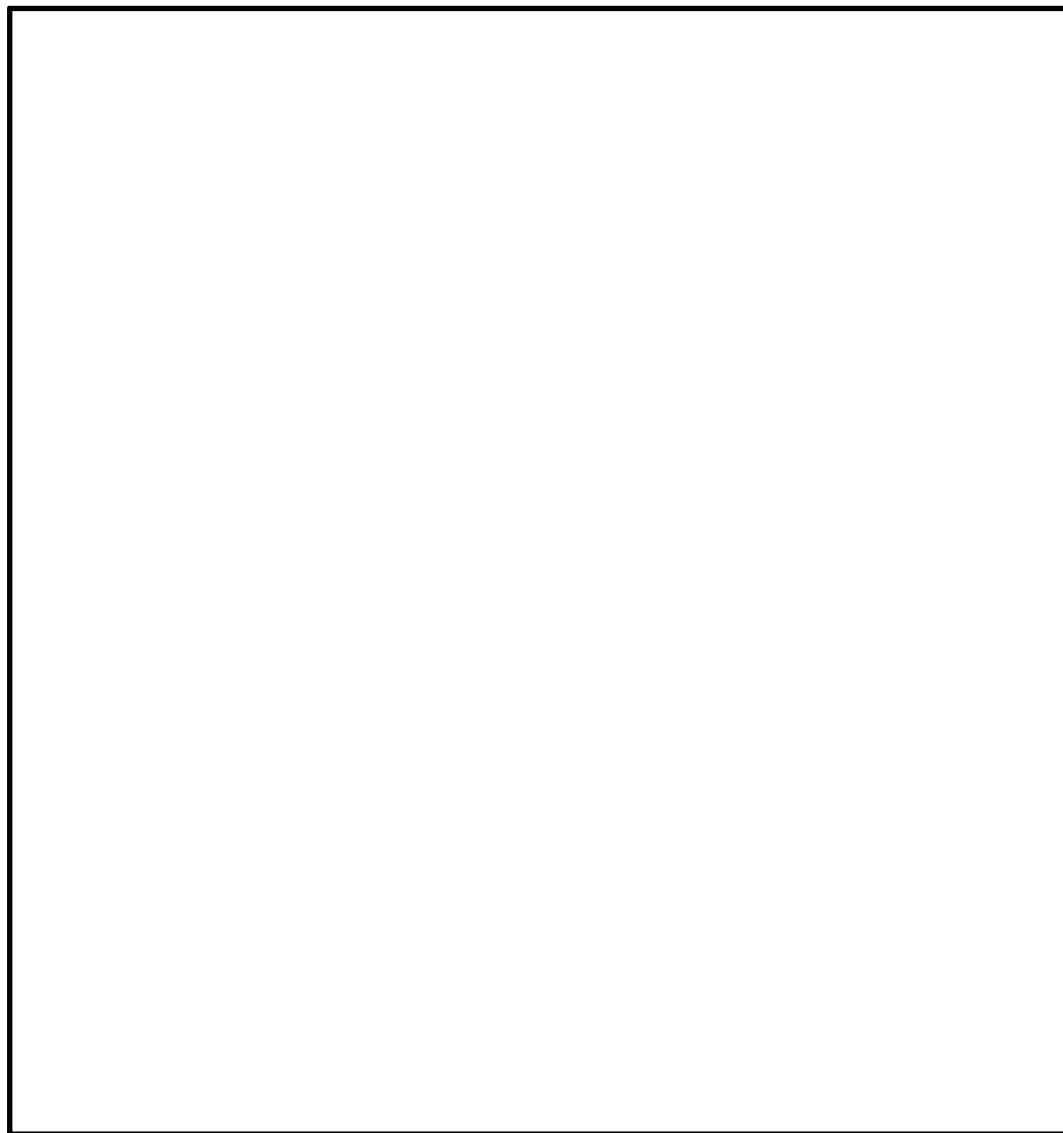


第 2.2-1-3 図 応力評価点

3. 解析結果

ドライウェル主フランジの解析結果（200℃）を第 2.2-1-1 表に示す。

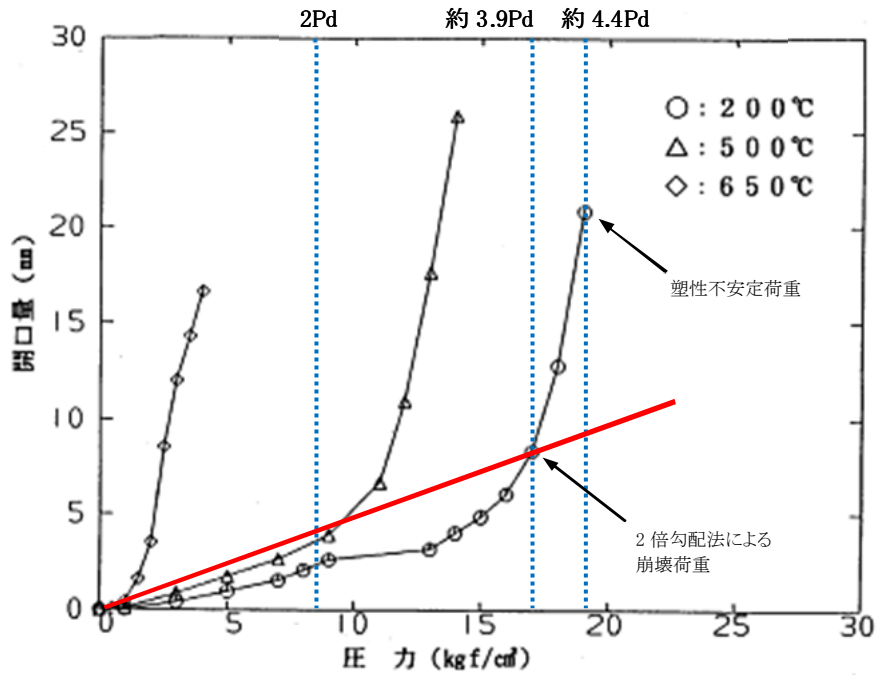
第 2.2-1-1 表 ドライウェル主フランジの解析結果（200℃）



注) 1.記号 σ_t : 周方向膜応力 σ_r : 軸方向膜応力
2.引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

この解析結果から、評価点 P5（ボルト）の応力値が最大であり、ドライウェル主フランジ部の許容圧力の評価において、締付ボルトの評価が支配的になると考えられる。

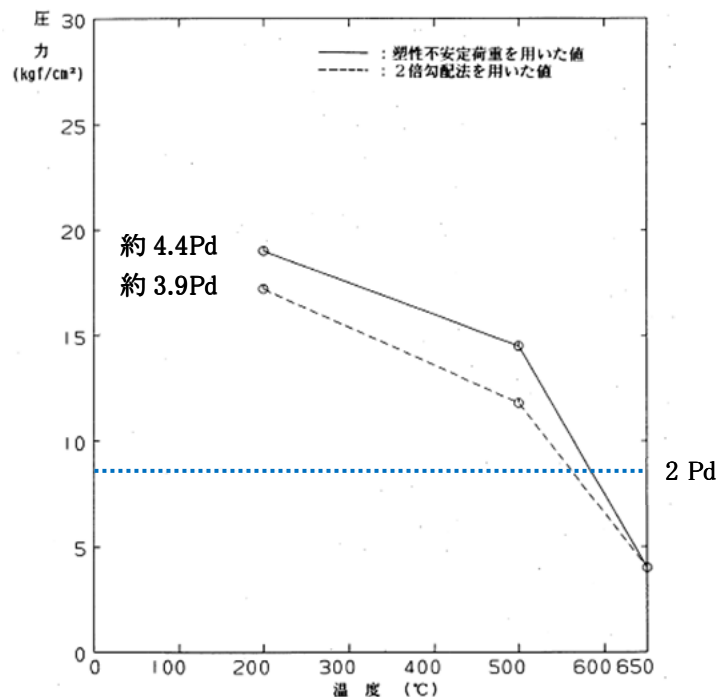
圧力と開口量の関係を示す第 2.2-1-4 図を示す。



第 2.2-1-4 図 圧力と開口量の関係

200°Cにおける圧力と開口量のグラフから、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失う時の荷重（塑性不安定荷重）として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 3.9Pd（約 17kgf/cm²）～約 4.4Pd（約 19kgf/cm²）との結果が得られている。

ドライウェル主フランジの温度と許容圧力の関係を第 2.2-1-5 図に示す。



第 2.2-1-5 図 温度と許容圧力の関係

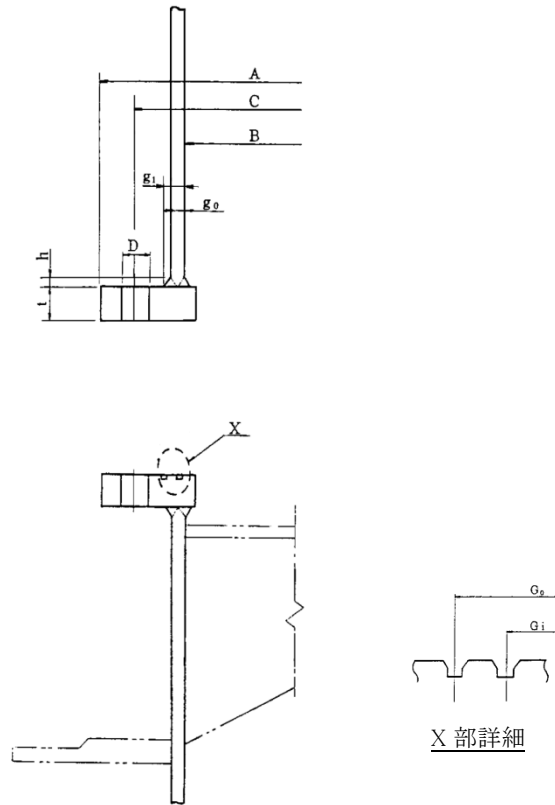
代表プラントの解析結果の適用性

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉のドライウェル主フランジは、主要部材の材料は同じであるが寸法が異なる。

ドライウェル主フランジの形状を第 2.2-2-1 図に、ドライウェル主フランジの主要寸法比較を第 2.2-2-1 表に示す。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉を比較すると、代表プラントはフランジ及びガスケットに関する径が女川原子力発電所 2 号炉より大きく、ドライウェル上鏡に作用する内圧による荷重が大きくなると考えられる。また、代表プラントのボルト径、ハブの先端厚さ、フランジ背面のハブの厚さ及びフランジ厚さが、女川原子力発電所 2 号炉と比べ小さく、代表プラントの発生応力や開口量は大きくなると考えられる。

以上から、代表プラントの解析結果を用いた女川原子力発電所 2 号炉の評価は、保守的な評価と考えられる。



第 2.2-2-1 図 ドライウェル主フランジの形状

第 2.2-2-1 表 ドライウェル主フランジの主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
最高使用圧力 (kPa)				427
耐圧部材料				SGV49 (SGV480 相当)
フランジ部外径	A	mm		
フランジ部内径	B	mm		9,220
ボルトピッチ円直径	C	mm		
ボルト穴直径	D	mm		
外側ガスケット直径	Go	mm		
内側ガスケット直径	Gi	mm		
ハブの先端厚さ	g ₀	mm		
フランジ背面のハブの厚さ	g ₁	mm		
ハブの長さ	h	mm		
ハブの厚さ	t	mm		
ボルト呼び径	Db	-		
ボルト本数	-	本		

2.3 機器搬出入用ハッチ

(1) 評価部位

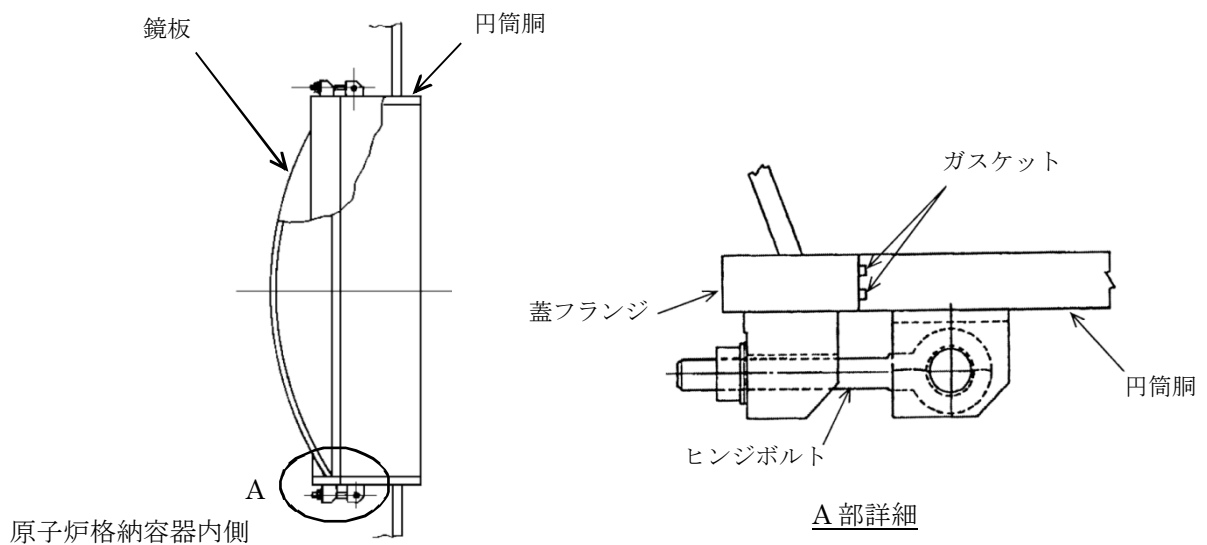
機器搬出入用ハッチは、鏡板、蓋フランジ、フランジ付の円筒胴、ヒンジボルトからなり、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の円筒胴を溶接固定し、円筒胴のフランジと蓋フランジの間にガスケットを挟み込み、ヒンジボルトで締め付けシールする構造である。

機器搬出入用ハッチの機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、評価条件 200℃、2Pd においては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pd における機器搬出入用ハッチの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、板厚に対し球殻の半径が大きい鏡板の座屈、また、フランジ部の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいが想定される。

このため、機器搬出入用ハッチについて、円筒胴取付部及び円筒胴の延性破壊、鏡板の座屈、フランジ部の変形に伴うガスケットのシール能力低下による漏えいを評価する。

機器搬出入用ハッチの構造を第 2.3-1 図に示す。



第 2.3-1 図 機器搬出入用ハッチの構造

(2) 評価方針

電共研の解析結果，設計・建設規格を準用した評価及び一般的な蓋（球殻）の座屈評価式を用いて，200℃における胴板，鏡板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し，2Pd 以上であることを確認する。

また，シール部について，有限要素法によりフランジ部の変形量を評価し，許容変形量以下であることを確認する。

機器搬出入用ハッチの評価対象と評価方法を第 2.3-1 表に示す。

第 2.3-1 表 機器搬出入用ハッチの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
円筒胴取付部	延性破壊	・電共研（代表プラントのペネトレーション構造）の解析結果を用いて，許容圧力を評価
円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し，200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
鏡板	座屈	・機械工学便覧の座屈評価式を準用し，許容圧力（座屈圧力）を評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	変形，シール 能力低下	・実機モデルの有限要素法によるフランジ部の変形評価結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ，シール機能を評価

(3) 評価

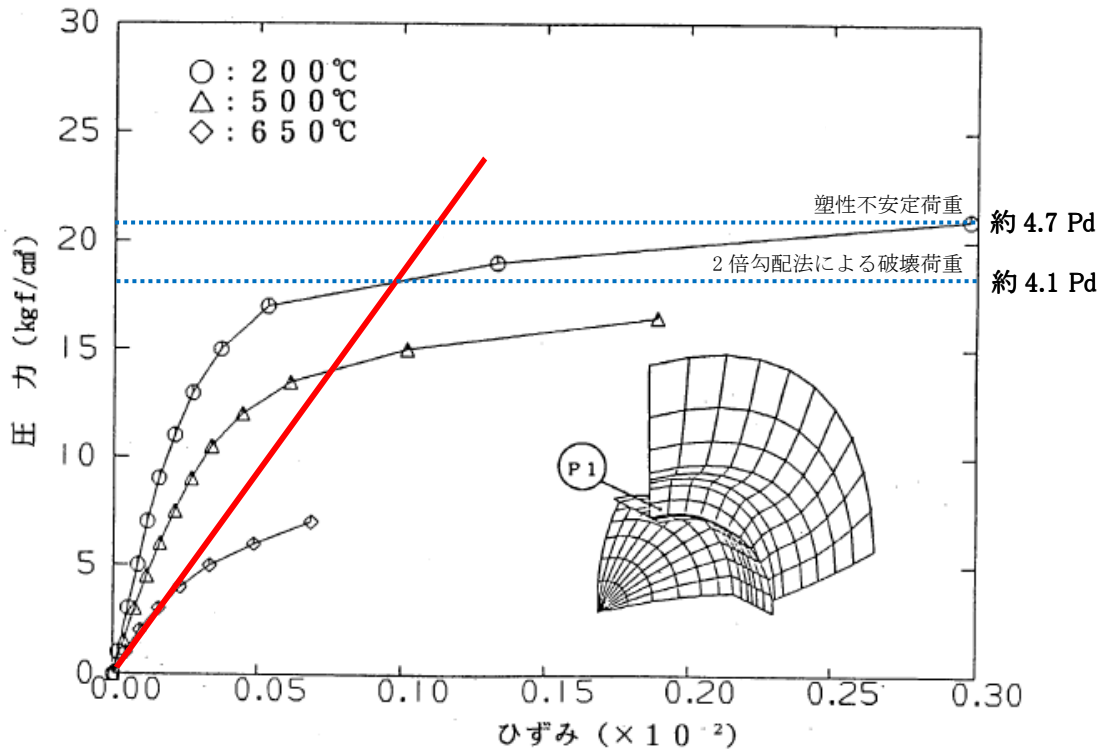
a. 電共研の解析結果に基づく円筒胴取付部の評価

電共研において，代表プラントの原子炉格納容器本体を，機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化し解析を行い耐性評価している。その結果，200℃における許容圧力は，約 4.1Pd（約 18kg/cm²）～約 4.7Pd（約 20.5kg/cm²）と得られている。（添付 2.3-1）

なお，電共研の解析結果は，機器搬出入用ハッチ円筒胴取付部の構造（補強等）を評価することにより，女川原子力発電所 2 号炉へ適用可能である。（添付

2.3-2)

ひずみと圧力の関係を第 2.3-2 図に示す。



第 2.3-2 図 ひずみと圧力の関係

b. 設計・建設規格に基づく円筒胴の評価

機器搬出入用ハッチ円筒胴に対し、設計・建設規格の PVE-3230 (2) c 項を準用し 200°Cにおける許容圧力を算出し、算出した許容圧力が 2Pd 以上であることを確認する。

評価の結果、機器搬出入用ハッチ円筒胴の許容圧力は、約 7.6Pd である。

機器搬出入用ハッチ円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) c 項を準用

$$P_a = 4Bt / 3D_o$$

Do	胴の外径 (mm)	3,820
B	付録材料図表 Part7 図1・図3により求めた値	117
t	呼び厚さ t _{so} (mm)	80
P _a	200℃における許容圧力 (MPa)	3.267
P _d	最高使用圧力 (MPa)	0.427
P _a / P _d	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	7.65

c. 機械工学便覧に基づく鏡板の座屈の評価

鏡板には、蓋を閉じる方向に原子炉格納容器の圧力が作用することから、外圧を受ける球殻の座屈応力の算出式を用いて座屈圧力（許容圧力）を算出し、算出した許容圧力が 2P_d 以上であることを確認する。

評価の結果、鏡板の許容圧力は、約 Pd である。

鏡板 : SGV49 (SGV480 相当)

蓋（球殻）の座屈圧力（許容圧力）P_{cr} を算出（機械工学便覧）

$$P_{cr} = 16.70 \cdot E \cdot (t/2a)^{2.5}$$

a	蓋板の内半径 (mm)	<input type="text"/>
t	鏡板の板厚 (mm)	30
E	200℃における縦弾性係数 (MPa)	191,000
P _{cr}	200℃における座屈圧力（許容圧力） (MPa)	<input type="text"/>
P _d	最高使用圧力 (MPa)	0.427
P _{cr} / P _d	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	<input type="text"/>

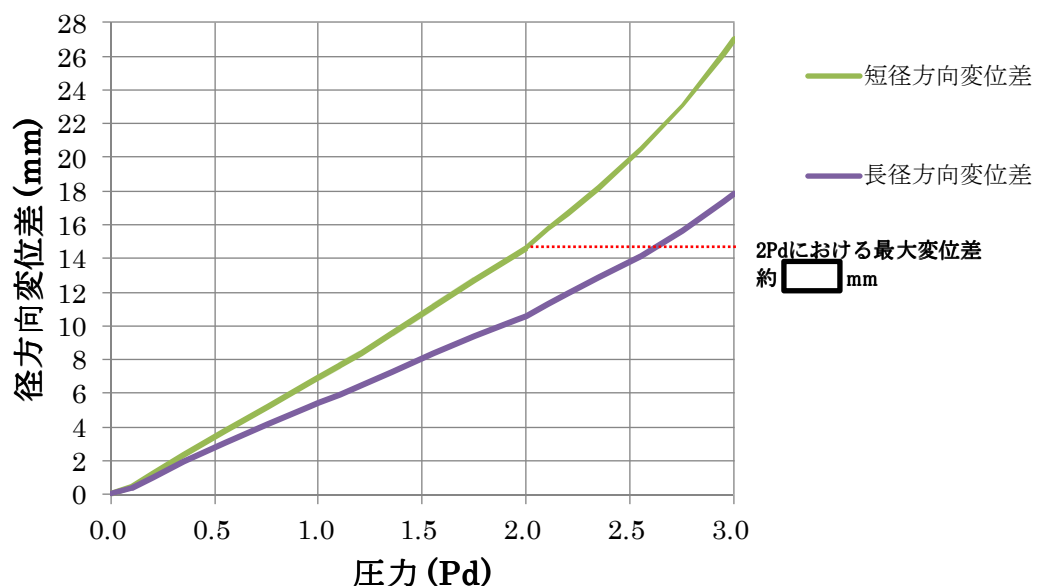
d. シール部の漏えい評価

機器搬出入用ハッチ及びドライウェルをモデル化し、3次元有限要素法解析によりフランジ部の径方向、軸方向の変形量を算出し、算出した変形量が許容変形量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。

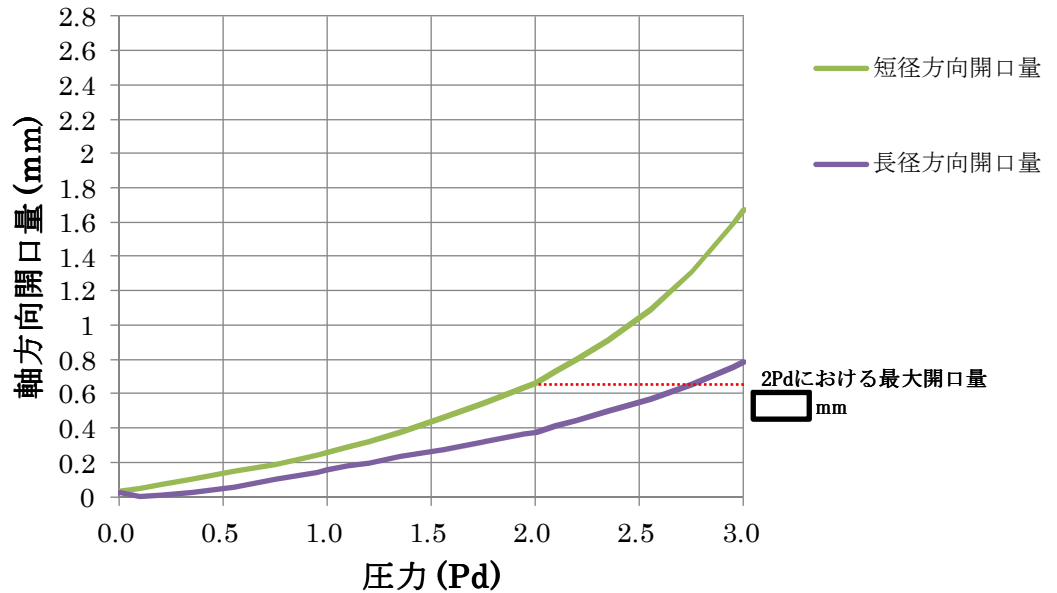
(a) フランジ部の変形量

3次元有限要素法による解析結果から、200℃、2Pd における主フランジの変形量は、径方向で最大 mm（変位差）であり、軸方向で最大 mm（開口量）である。（添付 2.3-3）

圧力と径方向変形量（変位差）の関係を第 2.3-3 図に、圧力と軸方向変形量（開口量）の関係を第 2.3-4 図に示す。



第 2.3-3 図 圧力と径方向変形量（変位差）の関係



第 2.3-4 図 圧力と軸方向変形量（開口量）の関係

(b) フランジ部の許容変形量

フランジ部は、原子炉格納容器の圧力により鏡板を機器搬出入用ハッチ円筒胴に押付ける構造であり、原子炉格納容器の圧力上昇により開口する荷重は作用しないが、機器搬出入用ハッチ円筒胴が原子炉格納容器本体の変形に追従し楕円に変形し、フランジ部にズレ（径方向変位差及び軸方向開口量）が生じシール能力が低下することが想定される。（添付2.3-3）

以下に、径方向変位差及び軸方向開口量に対する許容変形量を示す。

i. 径方向変位差に対する許容変形量

今回の評価では、鏡板フランジ外面が、内外のガスケットの中心に至る際の変位差を許容変形量とする。短径方向の変形に対しては、内側ガスケット中心と鏡板フランジ外面までの長さ mm，長径方向の変形に対しては、外側ガスケット中心と鏡板フランジ外面までの長さ mm以下とする。

ii. 軸方向開口量に対する許容変形量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 2.3-2 表に示す。

第 2.3-2 表 圧縮永久ひずみ試験結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し、完全に回復した状態を 0%。

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良 EPDM 材のガスケットを 200°C の飽和蒸気雰囲気に 168 時間晒した後の許容変形量（復元量）は、 mm（定格締付け量 mm × (100% - %)）である。

(c) 漏えい評価

200°C、2Pd におけるフランジ部の径方向変位差は、最大で mm であり、許容変形量 mm 以下である。また、軸方向開口量は、最大で mm であり、168 時間 200°C 飽和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容変形量（復元量）約 mm 以下であることから、シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

(4) 評価結果

機器搬出入用ハッチの 200°C における円筒胴取付部の許容圧力は約 4.1Pd 以上、円筒胴の許容圧力は約 7.6Pd、鏡板の許容圧力（座屈圧力）は Pd である。また、200°C、2Pd におけるフランジ部の変形量は許容変形量以下である。

女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチは、200°C、2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

電共研における機器搬出入用ハッチ取付部の解析

1. 解析の概要

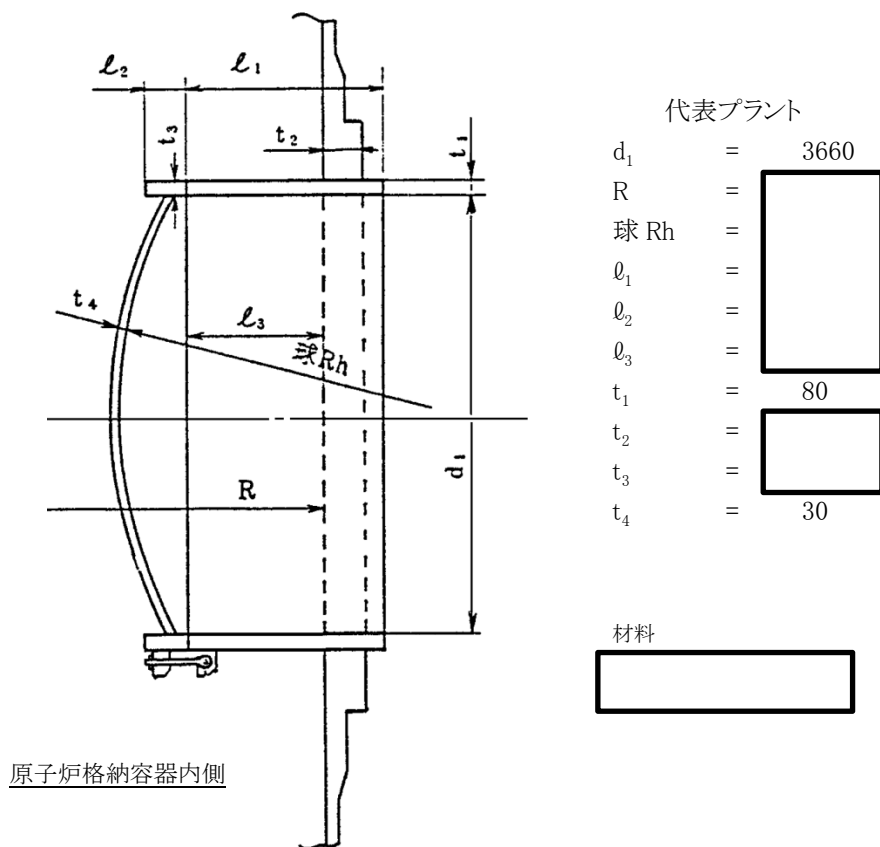
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントの機器搬出入用ハッチ取付部の耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、機器搬出入用ハッチ取付部の許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) 機器搬出入用ハッチの形状、主要寸法

電共研で評価した代表プラントの機器搬出入用ハッチの形状及び主要寸法を第 2.3-1-1 図に示す。

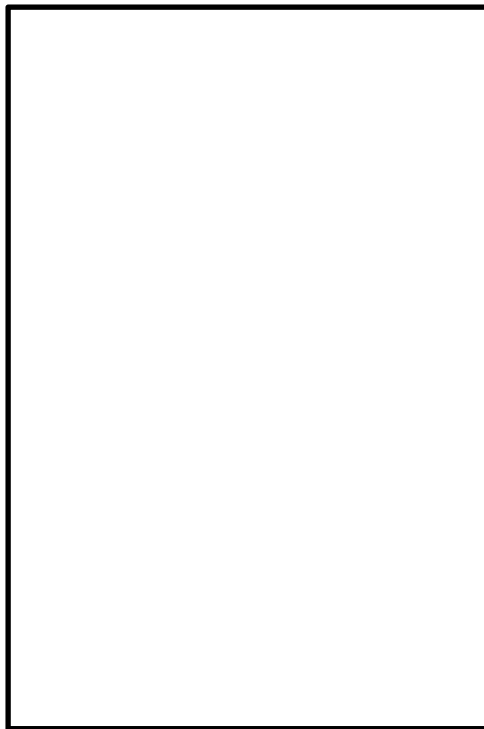


第 2.3-1-1 図 機器搬出入用ハッチの形状及び主要寸法

(2) 解析モデル

代表プラントの原子炉格納容器本体を，機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化している。なお，フランジシール面については，シール材の材料物性はモデル化していない。

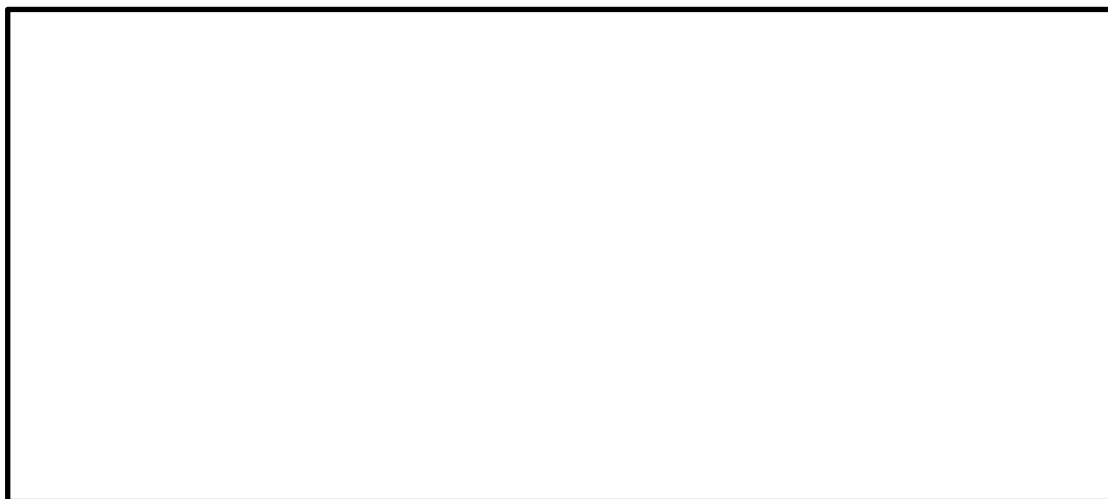
機器搬出入用ハッチ取付部の解析モデルを第 2.3-1-2 図に示す。



第 2.3-1-2 図 機器搬出入用ハッチ取付部の解析モデル

(3) 応力評価点

機器搬出入用ハッチ取付部の応力評価点を第 2.3-1-3 図に示す。

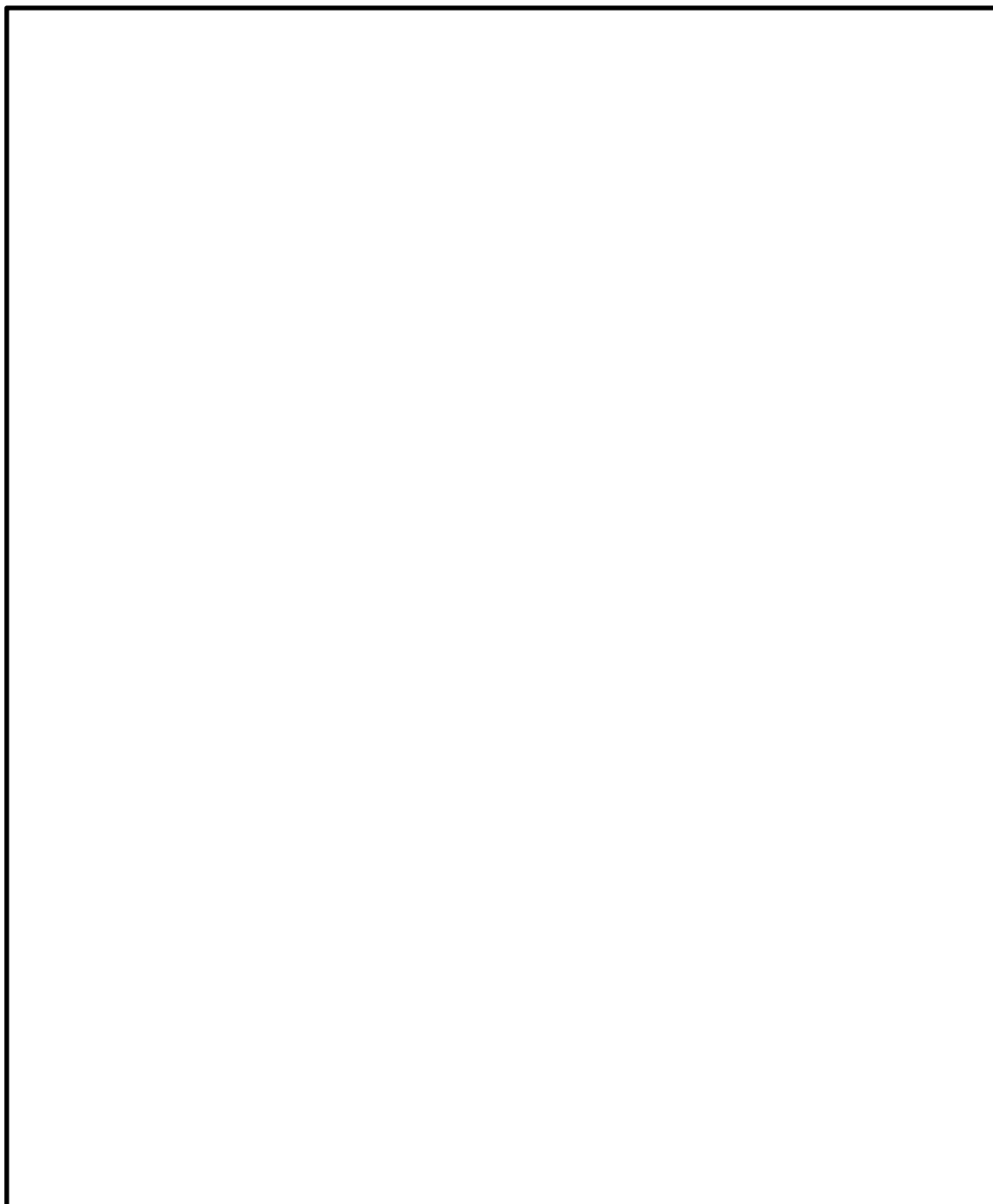


第 2.3-1-3 図 機器搬出入用ハッチ取付部の応力評価点

3. 解析結果

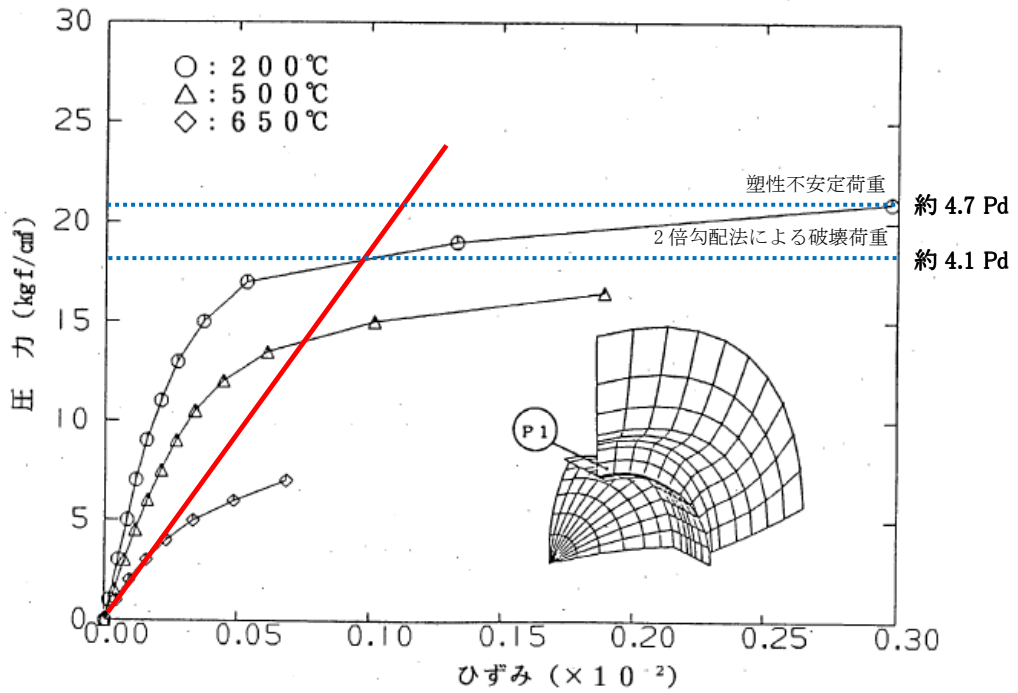
機器搬出入用ハッチ取付部の解析結果（200℃）を第 2.3-1-2 表に示す。

第 2.3-1-2 表 機器搬出入用ハッチ取付部の解析結果（200℃）



注) 1.記号 σ_t : 周方向膜応力 σ_a : 軸方向膜応力
2.引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

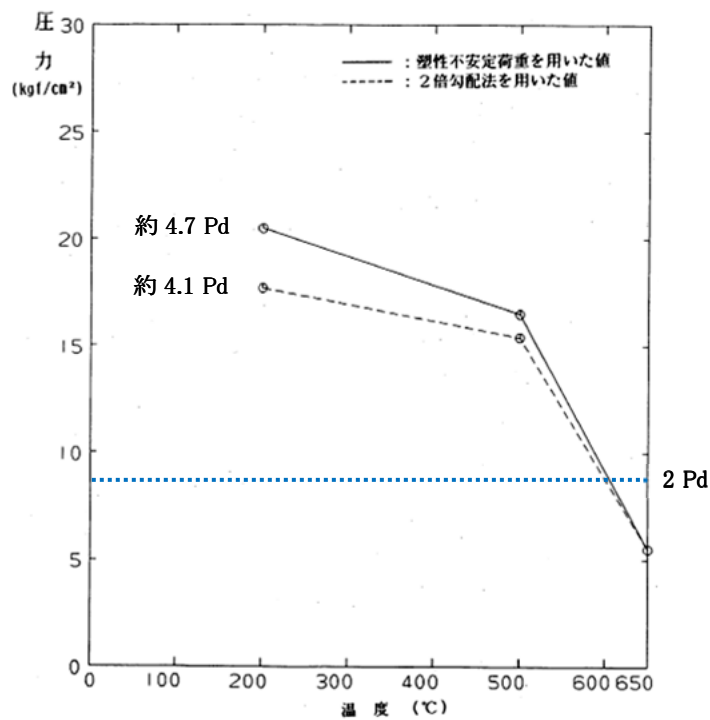
この解析結果において、応力値が最大となる評価点 P1（ハッチ取付部シェル）のひずみと圧力の関係を第 2.3-1-4 図に示す。



第 2.3-1-4 図 ひずみと圧力の関係

200°Cにおけるひずみと圧力のグラフから、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重(塑性不安定荷重)として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.1Pd (約 18kgf/cm²) ~ 約 4.7Pd (約 20.5kgf/cm²) との結果が得られている。

機器搬出入用ハッチ取付部の温度と許容圧力の関係を第 2.3-1-5 図に示す。



第 2.3-1-5 図 温度と許容圧力の関係

代表プラントの解析結果の適用性

女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチの主要部材材料は、代表プラントと同じであり、また、主要寸法は、代表プラントの主要寸法とほぼ同様である。

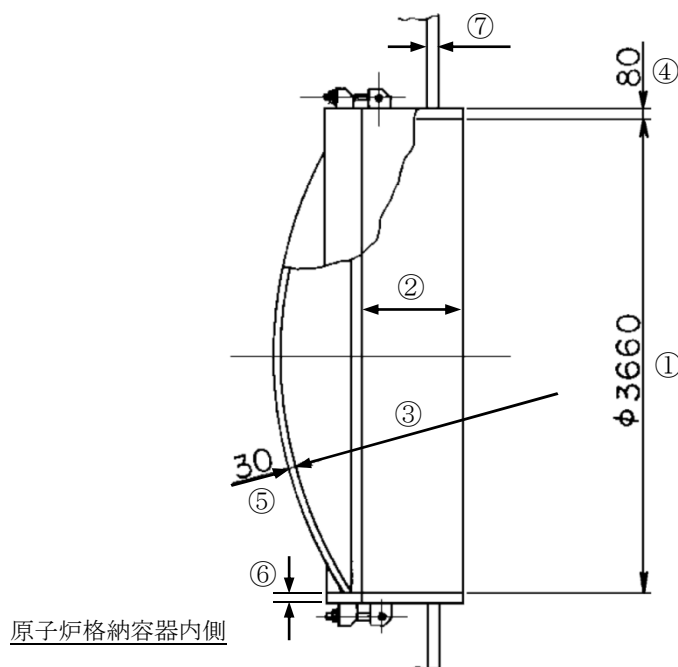
機器搬出入用ハッチの形状を第 2.3-2-1 図に、代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチの主要寸法比較を第 2.3-2-1 表に示す。

機器搬入用ハッチ円筒胴取付部は大開口であり、その周辺に応力集中が生じるため開口部の補強を行っている。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の補強を比較すると、女川原子力発電所 2 号炉は、代表プラントに対し同等以上の補強を行っている。

以上から、代表プラントの解析結果を用いた女川原子力発電所 2 号炉の評価は、保守的な評価と考えられる。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の機器搬入用ハッチ円筒胴取付部の補強の比較を第 2.3-2-2 表に示す。



第 2.3-2-1 図 機器搬出入用ハッチの形状（女川原子力発電所 2 号炉）

第 2.3-2-1 表 機器搬出入用ハッチの主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
最高使用圧力 (kPa)			427	427
耐圧部材料				
円筒胴内径	①	mm	3,660	3,660
円筒胴長	②	mm		
蓋鏡内半径	③	mm		
円筒胴板厚	④	mm	80	80
鏡板板厚	⑤	mm	30	30
鏡板フランジ板厚	⑥	mm		
補強板板厚	⑦	mm		

第 2.3-2-2 表 機器搬入用ハッチ円筒胴取付部の補強の比較

項目		代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
補強に必要な面積	mm ²		
補強に有効な面積	mm ²		
補強に必要な面積 / 補強に有効な面積	-		

フランジ部の変形による漏えいの解析

1. 解析の概要

機器搬出入用ハッチ及びドライウェルをモデル化し、3次元有限要素法解析によりフランジ部の径方向、軸方向の変形量を算出する。

2. 解析条件

(1) 解析モデル

原子炉格納容器胴部の変形に伴う機器搬出入用ハッチの変形挙動を確認するため、原子炉格納容器本体と機器搬出入用ハッチをモデル化する。

機器搬出入用ハッチの解析モデルを第 2.3-3-1 図に示す。



第 2.3-3-1 図 機器搬出入用ハッチの解析モデル

(2) 荷重条件

3Pd まで内圧を加える。

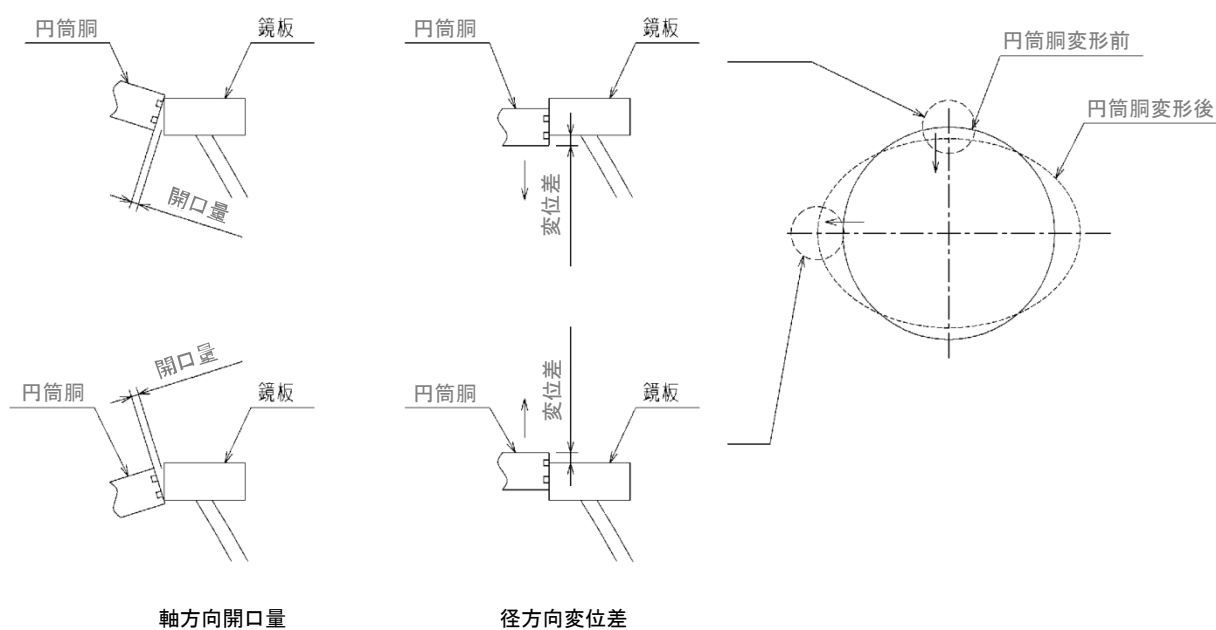
3. 解析結果

(1) フランジ部の変形挙動

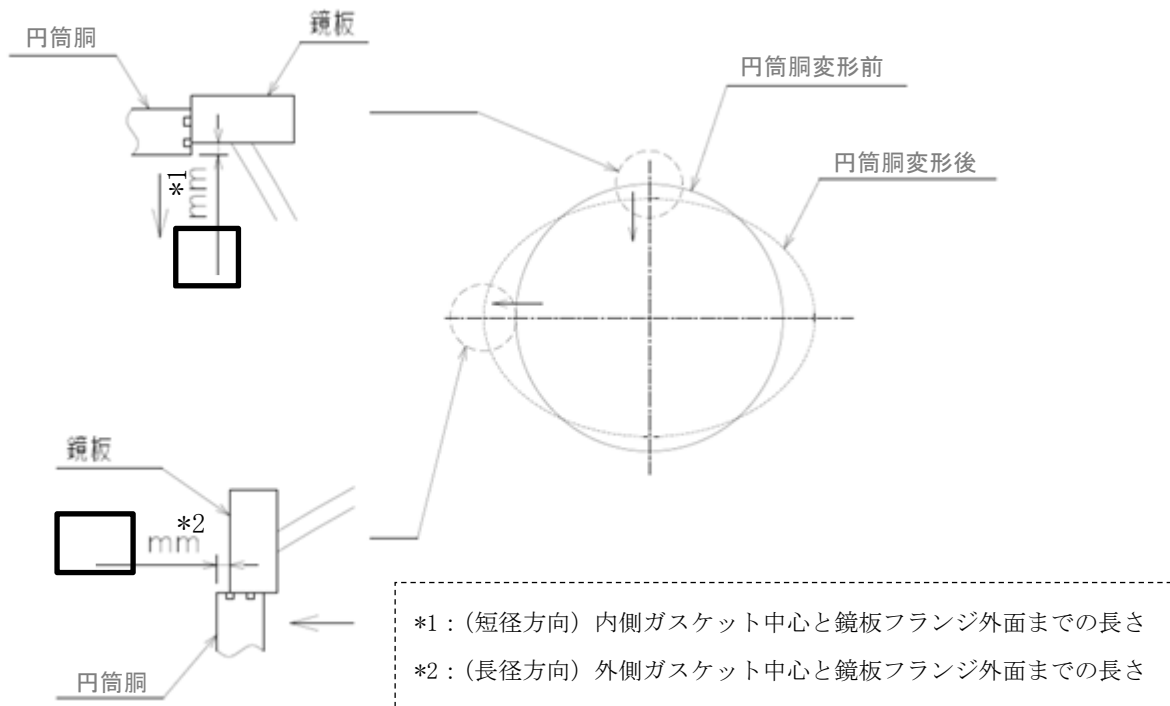
機器搬出入用ハッチは、機器搬出入用ハッチ円筒胴が原子炉格納容器本体の変形に追従し楕円に変形する。この変形によりフランジ部にズレ（径方向変位差及び軸方向開口量）が生じる。

径方向変位差については、変位差によりフランジ面がガスケットから外れた場合に、また、軸方向開口量については、フランジ面がガスケットから離れた場合に機能を喪失する。

径方向変位差及び軸方向開口量の概念図を第 2.3-3-2 図に、今回の評価における径方向変位差に対する許容変形量を第 2.3-3-3 図に示す。



第 2.3-3-2 図 径方向変位差及び軸方向開口量の概念図

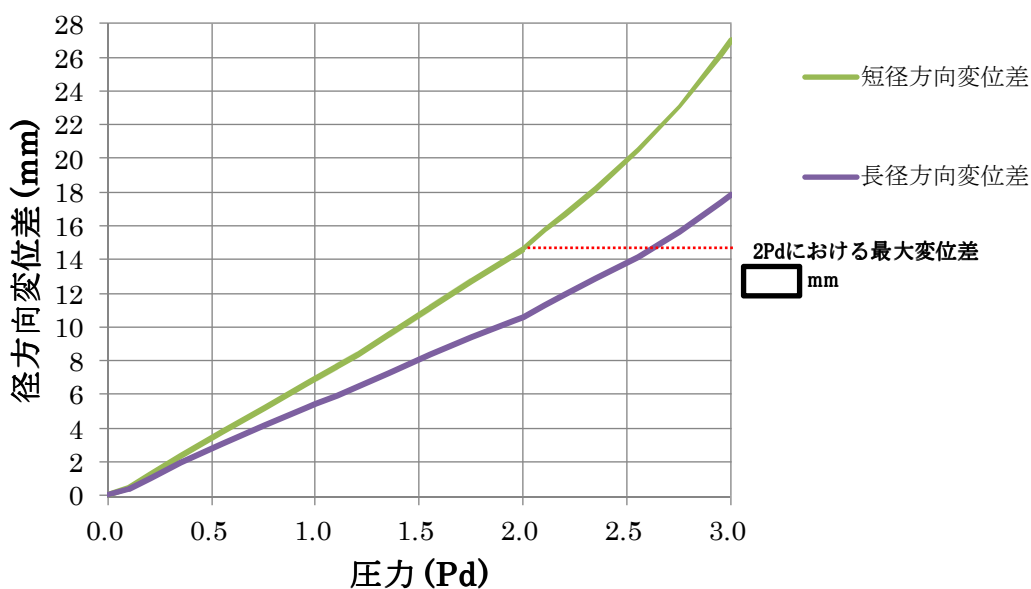


第 2.3-3-3 図 径方向変位差に対する許容変形量の考え方

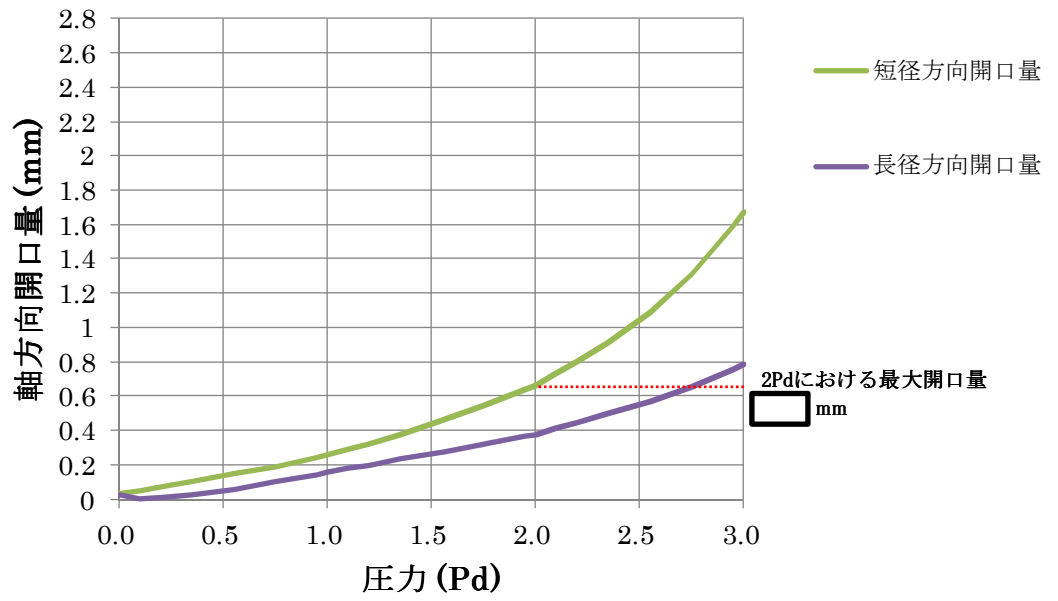
(2) 解析結果

200°C, 2Pd におけるフランジの変形量は、径方向で最大 mm (変位差) であり、軸方向で最大 mm (開口量) である。

圧力と径方向変形量 (変位差) の関係を第 2.3-3-4 図に、圧力と軸方向変形量 (開口量) の関係を第 2.3-3-5 図に示す。



第 2.3-3-4 図 圧力と径方向変形量 (変位差) の関係



第 2.3-3-5 図 圧力と軸方向変形量（開口量）の関係

2.4 所員用エアロック

(1) 評価部位

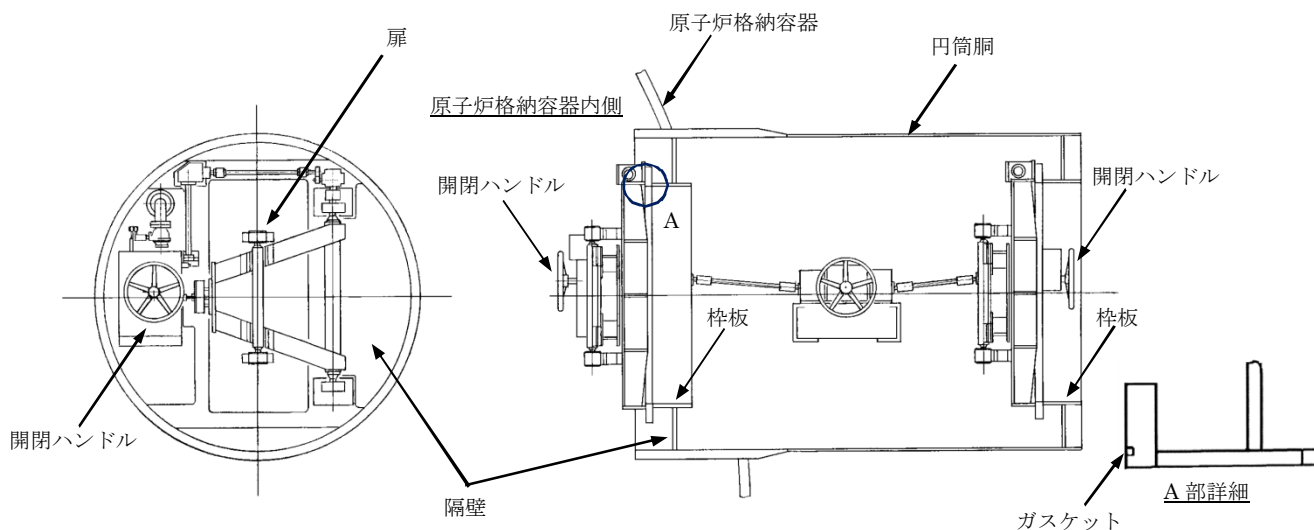
所員用エアロックは、扉、隔壁、円筒胴、開閉ハンドルからなる。原子炉格納容器の貫通部に円筒胴を溶接固定し、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた隔壁を溶接している。この開口部に枠板を溶接し、枠板の前面を扉で塞ぎ、枠板と扉間にガスケットを挟み込みシールする構造である。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、評価条件 200℃, 2Pd においては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃, 2Pd における所員用エアロックの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、また、扉の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいが想定される。

このため、所員用エアロックについて、扉及び隔壁並びに円筒胴の延性破壊、扉の変形及びガスケットのシール能力低下による漏えいを評価する。

所員用エアロックの構造を第 2.4-1 図に示す。



第 2.4-1 図 所員用エアロックの構造

(2) 評価方針

扉及び隔壁並びに円筒胴について、設計・建設規格を準用した評価式により、200℃における隔壁の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

また、シール部については、電共研の試験結果、機械工学便覧の変位量評価式を用いて、200℃、2Pd における扉の変形量を算出し、許容変形量以下であることを確認する。

所員用エアロックの評価対象と評価方法を第 2.4-1 表に示す。

第 2.4-1 表 所員用エアロックの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
扉及び隔壁	延性破壊	・既工認の評価値を用いて、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
扉シール部 (扉、ガスケット)	変形、シール 能力低下	・機械工学便覧のはりたわみ計算式による変形量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能の評価
隔壁貫通シール部 (圧力平衡弁、扉開閉ハンドルメカニカルシール)	シール 能力低下	・PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価

(3) 評価

a. 設計・建設規格に基づく扉及び隔壁の評価

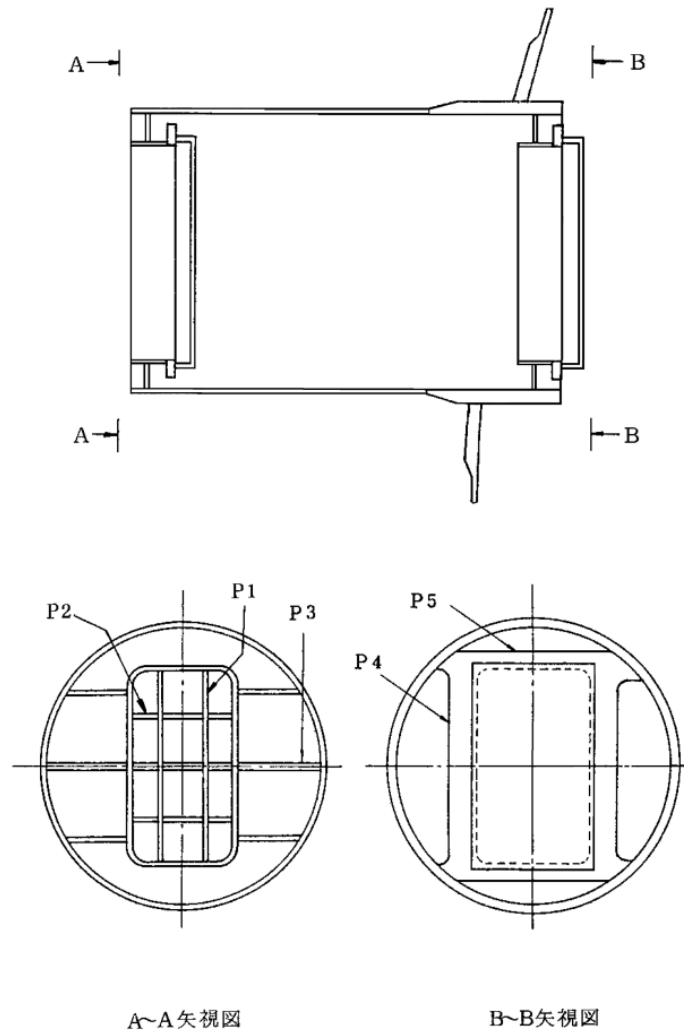
扉及び隔壁の発生応力は圧力に比例することから、既工認の応力強さから許容値（ σ_a ）の応力が発生する時の圧力を算出し、扉及び隔壁の許容圧力として評価する。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の変形に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため一次応力を評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (Su) の 2/3 とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器(クラス MC 容器)の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

また、設計・建設規格の表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α を考慮して許容値を設定する。

評価の結果、所員用エアロックの扉及び隔壁の許容圧力は、最も裕度が低い評価点 (P5) で約 Pd (許容圧力約 MPa) である。

所員用エアロック扉及び隔壁の応力評価点を第 2.4-2 図に、所員用エアロック扉及び隔壁の評価結果を第 2.4-2 表に示す。



第 2.4-2 図 所員用エアロック扉及び隔壁の応力評価点

第 2.4-2 表 所員用エアロック扉及び隔壁の評価結果

応力評価点	①既工認における 応力強さ (MPa)	②200℃における 許容応力* (MPa)	③200℃における 許容圧力 (MPa) (②/①×0.427)	④最高使用圧力に対する 許容応力の比 (-) (③/0.427)
P1	18	422	10.01	23.4
P2	74	422	2.43	5.6
P3	100	422	1.80	4.2
P4	57	393	2.94	6.8
P5	129	381	1.26	2.9

*: 許容応力は, $2/3 \cdot S_u \cdot \alpha$ 。ここで α は, P1, P2, P3 : $\alpha = 1.5$, P4 : $\alpha = 1.4$, P5 : $\alpha = 1.357$ 。

b. 設計・建設規格に基づく円筒胴の評価

所員用エアロック円筒胴に対し, 設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び c 項を準用し 200℃における許容圧力を算出し, 算出した許容圧力が $2Pd$ 以上であることを確認する。

評価の結果, 所員用エアロック円筒胴の許容圧力は, 約 $8.0Pd$ である。

① 所員用エアロック外側円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2) a 項を準用

$$P_a = 2 S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S (=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	2,600
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	16
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	3.433
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	8.04

② 所員用エアロック内側円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) c 項を準用

$$Pa = 4Bt / 3Do$$

Do	胴の外径 (mm)	2,760
B	付録材料図表 Part7 図 1・図 3 により求めた値	117
t	呼び厚さ tso (mm)	80
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	4.522
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.58

c. シール部の漏えい評価

扉シール部は、原子炉格納容器の圧力により扉を隔壁に押付ける構造であり、原子炉格納容器の圧力上昇により開口する力は作用しないが、高温状態で圧力を受けることによる扉の変形及びシール材の劣化（復元量の低下）によるシール機能の低下が想定される。

扉シール部について、機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い 200℃、2Pd における扉の変形量を算出し、算出した変形量が許容変形量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。

また、隔壁貫通シール部について、材料仕様により評価する。

(a) 扉シール部

i. 扉の変形量

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い、200℃、2Pd における扉の変形量を評価した結果、変形量は mm である。(添付2.4-1)

ii. 許容変形量

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果を第2.4-3表に示す。

第2.4-3表 圧縮永久ひずみ試験結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し，完全に回復した状態を0%。

圧縮永久ひずみ試験結果から，改良EPDM材のガスケットを200°Cの飽和蒸気雰囲気中に168時間晒した後の許容変形量（復元量）は， mm（定格縮付け量 mm × (100% - %)）である。

iii. 漏えい評価

200°C，2Pdにおける扉シール部の変形量は， mmであり，許容変形量 mm以下であることから，シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

(b) 隔壁貫通シール部

隔壁貫通シール部（圧力平衡弁及び扉開閉ハンドルメカニカルシール）について仕様を確認し，200°C，2Pdにおける評価を行う。

隔壁貫通シール部（圧力平衡弁及び扉開閉ハンドルメカニカルシール）のシール材を第2.4-4表に，圧力平衡弁のシール材であるPEEK材の材料仕様を第2.4-5表に示す。

第2.4-4表 隔壁貫通シール部のシール材

隔壁貫通シール部		シール材
圧力平衡弁	Oリング	改良EPDM
	シート	PEEK
	グランドパッキン	PEEK
	スラストベアリング	PEEK
	ステムベアリング	PEEK
扉開閉用ハンドル メカニカルシール	Oリング	改良EPDM
	シャフトパッキン	改良EPDM

第2.4-5表 PEEK材の材料仕様

項目	PEEK材
耐熱温度 (°C)	250
耐放射線 (Gy)	約 10^7

隔壁貫通シール部（圧力平衡弁及び扉開閉用ハンドルメカニカルシール）のシール材である改良EPDM材及びPEEK材は、第2.4-3表及び第2.4-5表に示すとおり200°C、2Pdにおける耐性を有している。

(4) 評価結果

所員用エアロックの200°Cにおける扉及び隔壁の許容圧力は約 Pd、円筒胴の許容圧力は約 8.0Pd である。また、200°C、2Pd におけるシール部の変形量は許容変形量以下である。

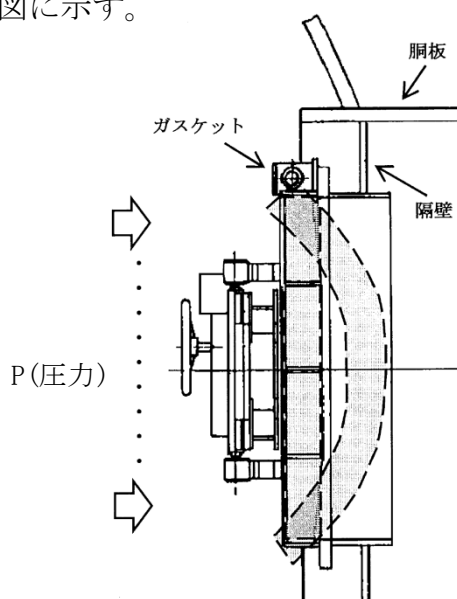
女川原子力発電所2号炉の所員用エアロックは、200°C、2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

所員用エアロックの扉の変形量

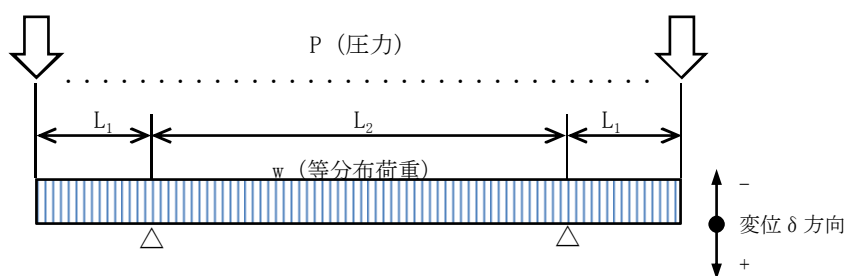
所員用エアロックの扉は、原子炉格納容器の圧力により扉を隔壁に押付ける構造であり、原子炉格納容器の圧力上昇により開口する力は作用しないが、高温状態で圧力を受けることによる扉の変形及びシール材の劣化（復元量の低下）によるシール機能の低下が想定される。

扉の変形量は、周囲4辺で支持される扉を、保守的に扉の上下のみで支持される梁モデルとし、機械工学便覧の変位量評価式を用い算出する。

所員用エアロックの扉変形概念図を第2.4-1-1図に、所員用エアロックの扉変形量評価モデルを第2.4-1-2図に示す。



第2.4-1-1図 所員用エアロックの扉変形概念図



第2.4-1-2図 所員用エアロックの扉変形量評価モデル

所員用エアロックの扉変形量評価モデルを基に、機械工学便覧の変位量評価式を用い扉シール部の変形量を算出した結果、 mm である。

$$\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械工学便覧})$$

変位量 δ の算出に用いた値は以下のとおり。

L_1	支点からシール部中心までの長さ (mm)	32
L_2	支点間の長さ (mm)	1850
b_1	扉の全幅 (mm)	840
t_1	扉の板厚 (mm)	<input type="text"/>
b_2	扉垂直部材の幅 (mm)	<input type="text"/>
t_2	扉垂直部材の板厚 (最小値) (mm)	<input type="text"/>
w	2Pd による等分布荷重 ($P \times b_1$) (N/mm)	<input type="text"/>
I	断面二次モーメント ($b_1 \times t_1^3 + 4 \times b_2 \times t_2^3$) /12 (mm^4)	2.765×10^7
E	縦弾性係数 (MPa)	<input type="text"/>

2.5 逃がし安全弁搬出入口

(1) 評価部位

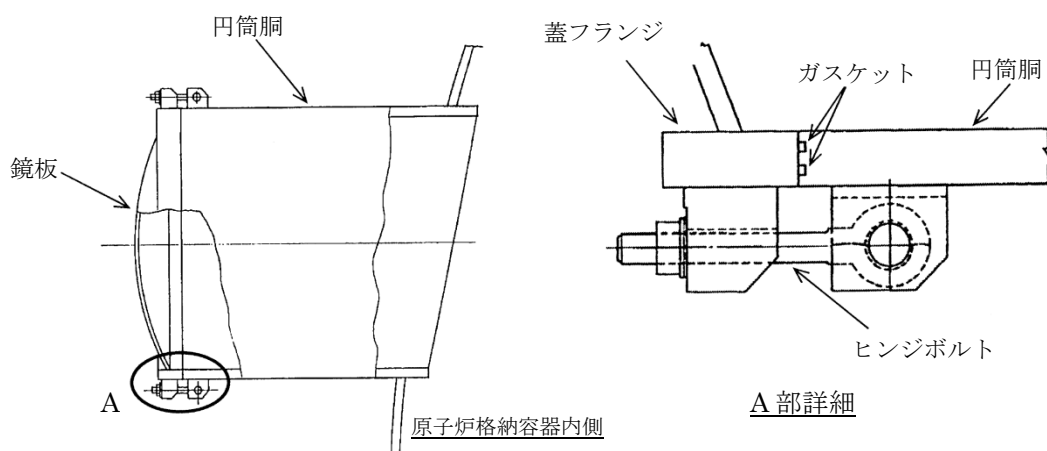
逃がし安全弁搬出入口は、鏡板、蓋フランジ、円筒胴、ヒンジボルトからなり、蓋フランジと円筒胴の間にガスケットを挟み込み、ヒンジボルトで締め付けシールする構造である。

逃がし安全弁搬出入口の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、評価条件 200℃、2Pd においては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が逃がし安全弁搬出入口に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展によるヒンジボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

このため、逃がし安全弁搬出入口について、円筒胴、鏡板、フランジ及びヒンジボルトの延性破壊、また、シール部のフランジ開口及びシール能力低下による漏えいを評価する。

第 2.5-1 図に、逃がし安全弁搬出入口の構造を示す。



第 2.5-1 図 逃がし安全弁搬出入口の構造

(2) 評価方針

円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格を準用した評価式により、200℃における円筒胴及び鏡板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

フランジ及びヒンジボルトについて、電共研の解析結果を用いて、200℃におけるヒンジボルトの許容圧力を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

シール部について、電共研の解析結果を用いて、フランジ部の開口量を評価し、許容開口量以下であることを確認する。

逃がし安全弁搬出入口の評価対象と評価方法を第 2.5-1 表に示す。

第 2.5-1 表 逃がし安全弁搬出入口の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
円筒胴及び鏡板	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における $2/3S_u$ が発生するときの許容圧力を評価
フランジ及びヒンジボルト	延性破壊	・電共研（代表プラントのハッチタイプフランジ構造）の解析結果を用いて、許容圧力を評価
シール部 (フランジ, ガスケット)	開口, シール 能力低下	・電共研（代表プラントのハッチタイプフランジ構造）の解析結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能を評価

(3) 評価

a. 設計・建設規格に基づく円筒銅及び鏡板の評価

逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板に対し、設計・建設規格の PVE-3230(2)a 項及び e 項を準用した評価を行う。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u ）の $2/3$ とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方で

ある。

評価の結果、逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板の許容圧力は、約 19.6Pd 以上である。

① 円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	2000
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	80
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	21.450
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	50.23

② 鏡板 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

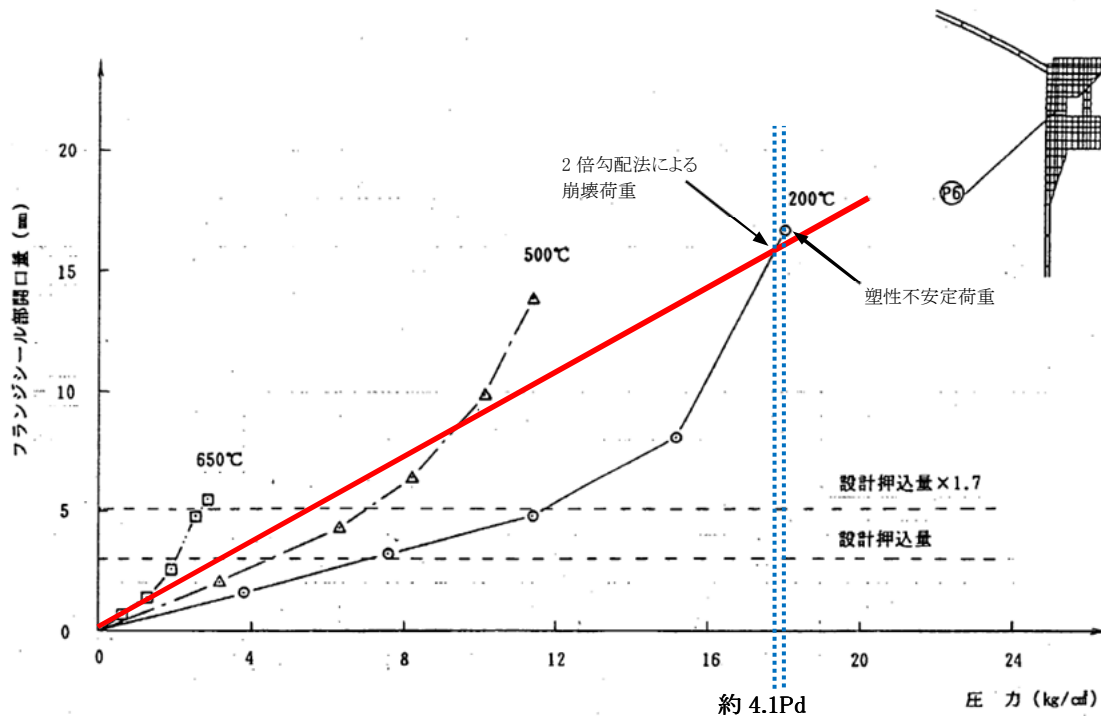
S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	4000
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	30
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	8.405
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	19.68

b. 電共研の解析結果に基づくフランジ及びヒンジボルトの評価

電共研において、代表プラントのハッチタイプフランジ構造について解析を行い耐性評価している。その結果、フランジ部の評価においては、ヒンジボルトに生じる応力が大きくヒンジボルトの破損が支配的であり、200℃における許容圧力は、約4.1Pd(約18kgf/cm²)程度との結果が得られている。(添付2.5-1)

なお、電共研の解析結果は、寸法（フランジ内径、ヒンジボルト径等）の影響を評価することにより、女川原子力発電所2号炉へ適用可能である。(添付2.5-2)

圧力と開口量の関係を図2.5-2に示す。



第2.5-2図 圧力と開口量の関係

c. シール部の漏えい評価

(a) フランジの開口量

逃がし安全弁搬出入口のフランジ部の200℃、2Pdにおける開口量は、電共研のハッチタイプフランジ構造解析結果である3.5mmから、代表プラントと女川原子力発電所2号炉の寸法の差異を考慮して算出し、 mmである。

(b) 許容開口量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 2.5-2 表に示す。

第 2.5-2 表 圧縮永久ひずみ試験結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*: 材料を圧縮し、完全に回復した状態を 0%。

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良 EPDM 材のガスケットを 200°C の飽和蒸気雰囲気に 168 時間晒した後の許容開口量（復元量）は、 mm（定格締付け量 mm × (100% - %)）である。

(c) 漏えい評価

200°C, 2Pd におけるフランジ部の開口量は mm であり、168 時間 200°C 飽和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容開口量（復元量） mm 以下であることから、シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

(4) 評価結果

逃がし安全弁搬出入口の 200°C における許容圧力は、設計・建設規格に基づく評価において約 19.6Pd 以上、電共研での解析結果に基づく評価において約 4.1Pd 程度である。また、200°C, 2Pd におけるフランジ部の開口量は許容開口量以下である。

女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口は、200°C, 2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

電共研におけるハッチタイプフランジの解析

1. 解析の概要

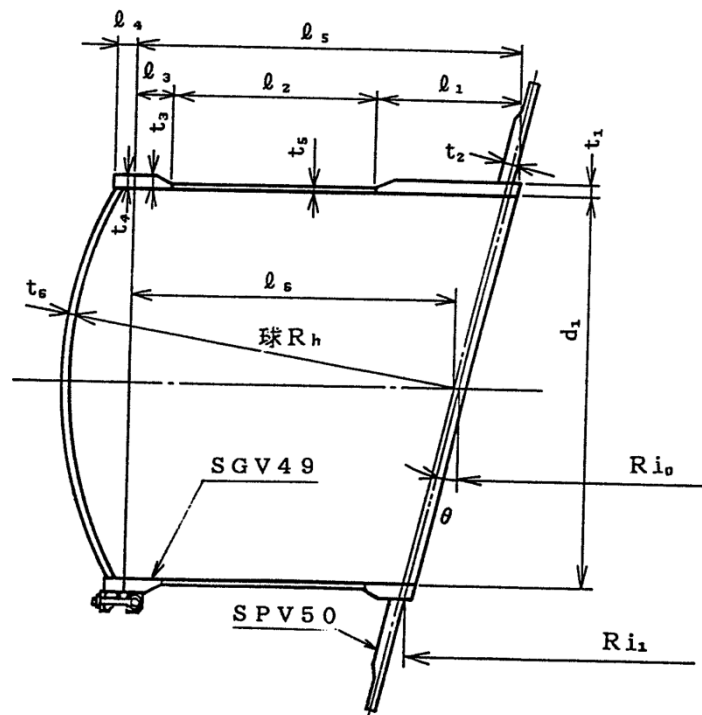
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントのハッチタイプフランジの耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、ハッチタイプフランジの許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) ハッチタイプフランジの形状，主要寸法

電共研で評価した代表プラントのハッチタイプフランジの形状及び主要寸法を第 2.5-1-1 図及び第 2.5-1-1 表に示す。



$d_1 = 3660$	$t_1 = 80$	$t_2 = 70$	$t_3 = 80$	$t_4 = 80$	$t_5 = 16$	$t_6 = 20$
$l_1 = 1340$	$l_2 = 1830$	$l_3 = 370$	$l_4 = 185$	$l_5 = 3540$		
$l_6 = 2980.3$	$R_r = 3600$	$R_{i0} = 12579.8$	$R_{i1} = 13020.1$			
$\theta = 12^\circ 58' 52''$						

第 2.5-1-1 図 ハッチタイプフランジの形状及び主要寸法

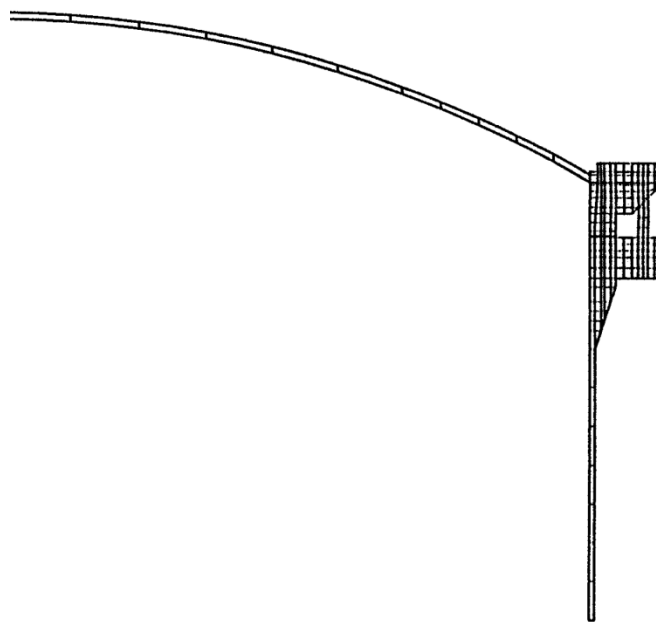
第 2.5-1-1 表 ハッチタイプフランジの形状及び主要寸法

項目		代表プラント	
耐圧部材料		<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
胴内径	mm		
フランジ外径	mm		
蓋鏡内半径	mm		
ボルト中心径	mm		
胴板厚	mm		
蓋板厚	mm		
フランジ板厚	mm		
ヒンジボルト径	mm		
ヒンジボルト本数	本		

(2) 解析モデル

ハッチタイプフランジの解析モデルは、ハッチのシェル形状、フランジを軸対称モデルにて、また、締付ボルトは、剛性等価な軸対称構造にてモデル化している。なお、フランジのシール材の材料物性はモデル化していない。

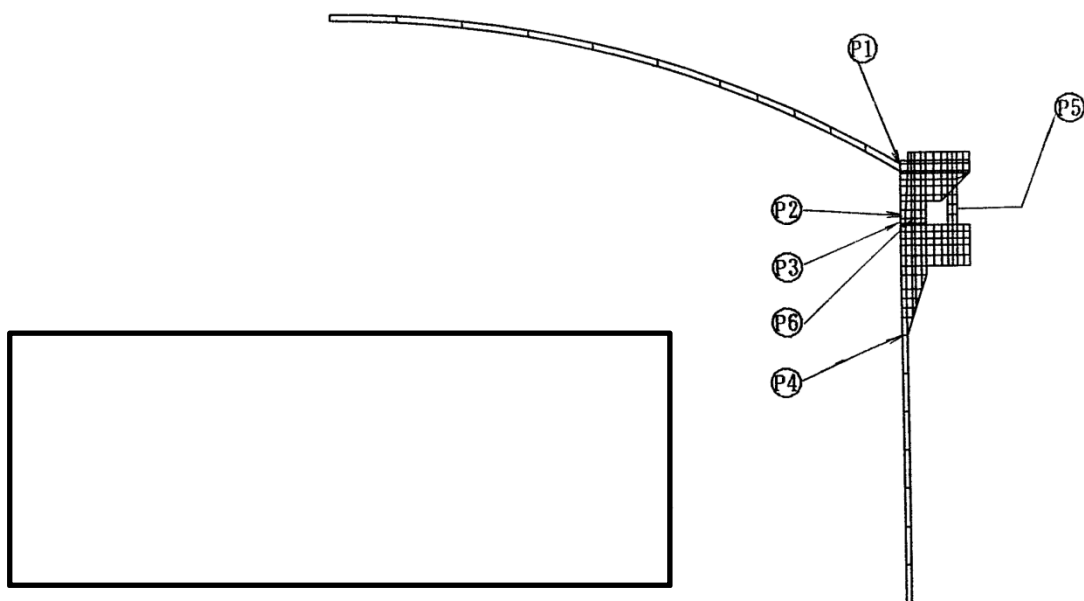
ハッチタイプフランジの解析モデルを第 2.5-1-2 図に示す。



第 2.5-1-2 図 ハッチタイプフランジの解析モデル
補足 19-105

(3) 応力評価点

応力評価点を第 2.5-1-3 図に示す。



第 2.5-1-3 図 ハッチタイプフランジの応力評価点

3. 解析結果

ハッチタイプフランジの解析結果 (200°C) を第 2.5-1-2 表に示す。

第 2.5-1-2 表 ハッチタイプフランジの解析結果 (200°C)

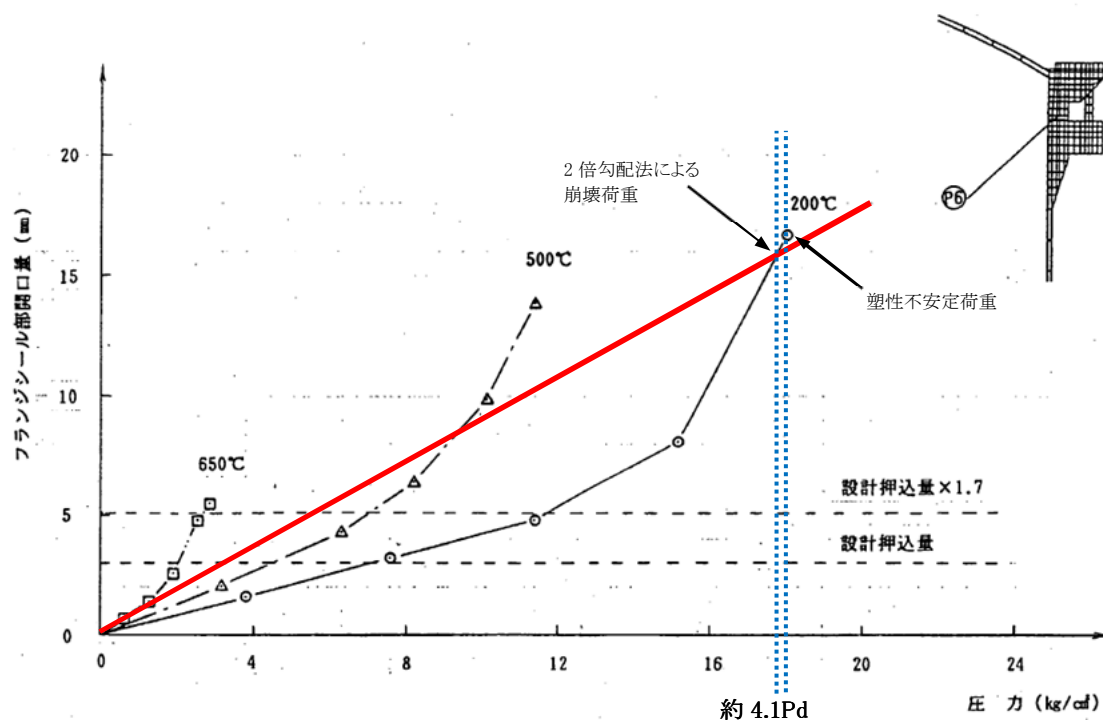
--

注) 1. 記号 σ_t : 周方向膜応力 σ_z : 軸方向膜応力

2. 引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

この解析結果から、評価点 P5（ボルト）の応力値が最大であり、ハッチタイプフランジの許容圧力の評価において、ボルトの評価が支配的になると考えられる。

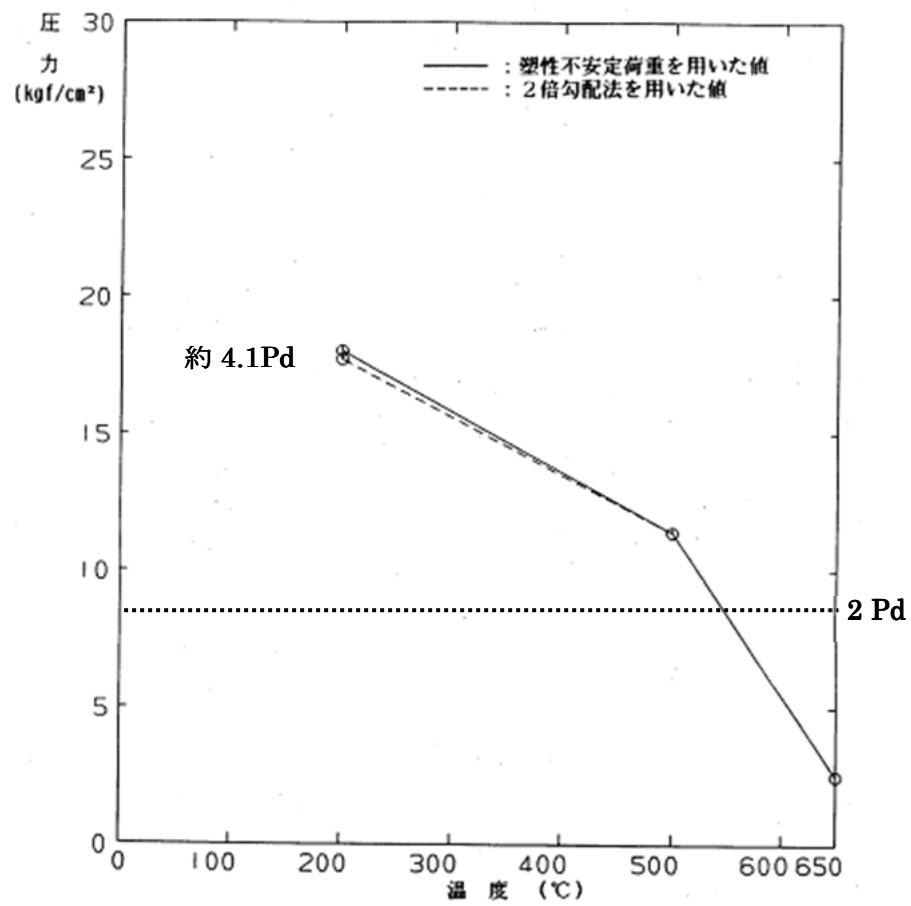
圧力と開口量の関係を第 2.5-1-4 図に示す。



第 2.5-1-4 図 圧力と開口量の関係

200°Cにおける圧力と開口量のグラフから、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重(塑性不安定荷重)として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.1Pd (約 18kgf/cm²) 程度との結果が得られている。

ハッチタイプフランジの温度と許容圧力の関係を第 2.5-1-5 図に示す。



第 2.5-1-5 図 温度と許容圧力の関係

代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果の適用性

代表プラントのハッチタイプフランジ解析結果（フランジ開口量及びヒンジボルトの応力）の女川原子力発電所 2 号炉の評価への適用性を以下に示す。

代表プラントのハッチタイプフランジと女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口ハッチは、主要部材の材料は同じであるが寸法が異なる。

主要寸法比較を第 2.5-2-1 表に示す。

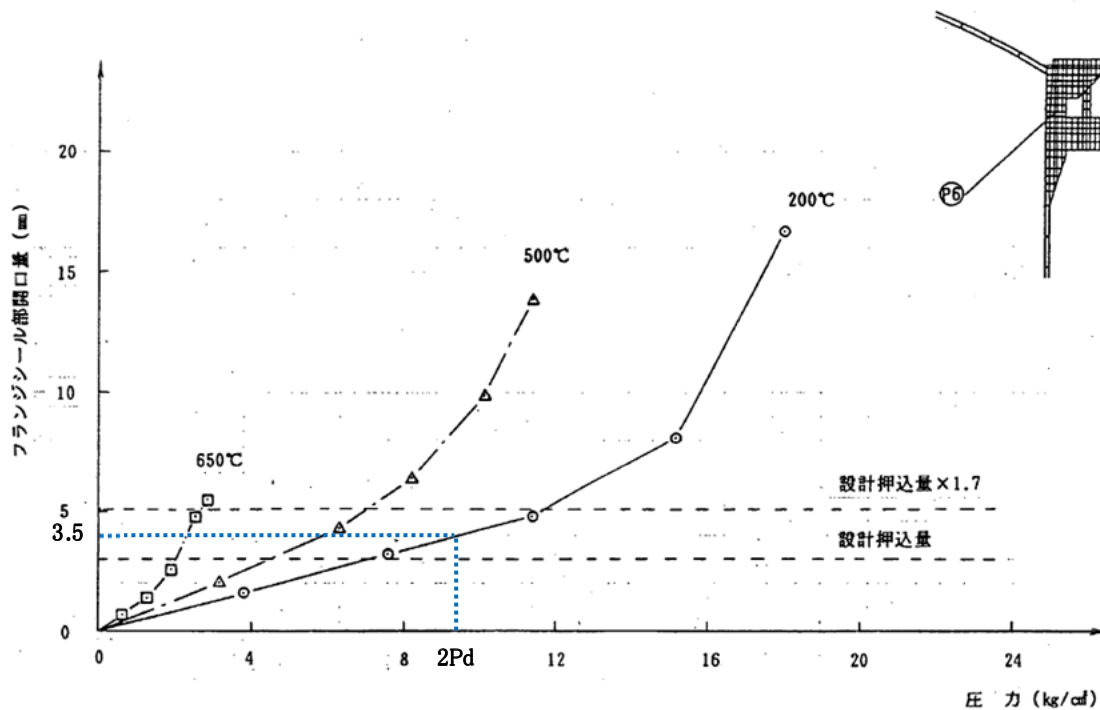
第 2.5-2-1 表 主要寸法比較

項目		代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
耐圧部材料			SGV49 (SGV480 相当)
胴内径	mm		2,000
フランジ外径	mm		
鏡板内半径	mm		
ボルト中心径	mm		2,330
胴板厚	mm		80
蓋板厚	mm		30
フランジ板厚	mm		
ヒンジボルト径	mm		42
ヒンジボルト本数	本		18

1. フランジ開口量

代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果において、200°C、2Pd におけるフランジ開口量は 3.5 mm である。

圧力と開口量の関係（開口量）を第 2.5-2-1 図に示す。



第 2.5-2-1 図 圧力と開口量の関係 (開口量)

第 2.5-2-1 図より代表プラントの 200°C、2Pd 時のフランジ開口量は、弾性変形内である。これより、女川原子力発電所 2 号炉の 200°C、2Pd におけるフランジ開口量を、以下に従い代表プラントの解析結果から線形換算により算出する。

- ①ボルト中心径の比に比例
- ②ボルト径の比の 2 乗に反比例
- ③ボルト本数の比に反比例

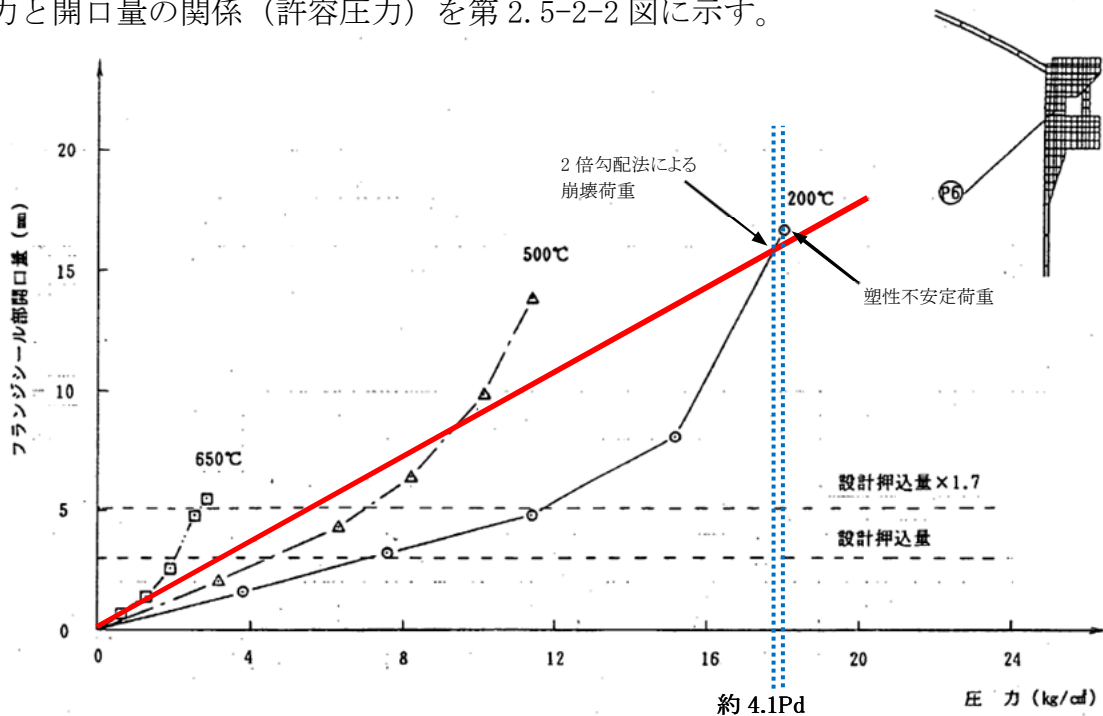
$$\text{フランジ開口量} = 3.5 \times \left(\frac{2330}{\square} \right) \div \left(\frac{42}{\square} \right)^2 \div \left(\frac{18}{\square} \right) = \square \text{ mm}$$

以上から、女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口ハッチのフランジ部の開口量は \square mm である。

2. ヒンジボルトの応力

代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果において、200℃における許容圧力は、約 4.1Pd である。

圧力と開口量の関係（許容圧力）を第 2.5-2-2 図に示す。



第 2.5-2-2 図 圧力と開口量の関係（許容圧力）

第 2.5-2-2 図より代表プラントのボルトの許容圧力約 4.1Pd（約 18kg/cm²）は、弾塑性範囲である。このため線形換算により女川原子力発電所 2 号炉のヒンジボルトの許容圧力を算定することが出来ない。

これより、女川原子力発電所 2 号炉のヒンジボルトの応力が代表プラントのボルトの応力以下であることを以下に従い確認する。

- ①鏡板内半径の比の 2 乗に比例
- ②ボルト径の比の 2 乗に反比例
- ③ボルト本数の比に反比例

$$\text{ボルトの応力比} = (2000 / \square)^2 \div (42 / \square)^2 \div (18 / \square) = \square$$

$$\text{代表プラント} : 1 \geq \text{女川原子力発電所 2 号炉} : \square$$

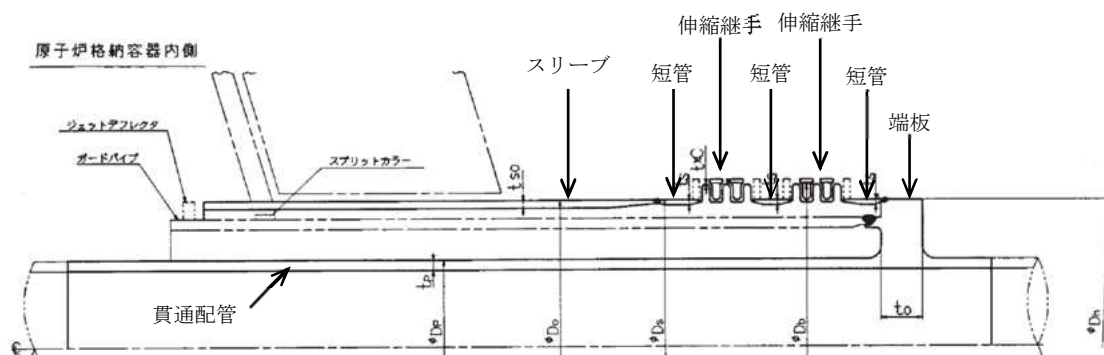
以上から、代表プラントのボルト応力よりも女川原子力発電所 2 号炉のヒンジボルト応力が小さくなることから、代表プラントのボルトの許容圧力評価結果を、女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口の許容圧力の評価に適用することは保守的である。

2.6 配管貫通部

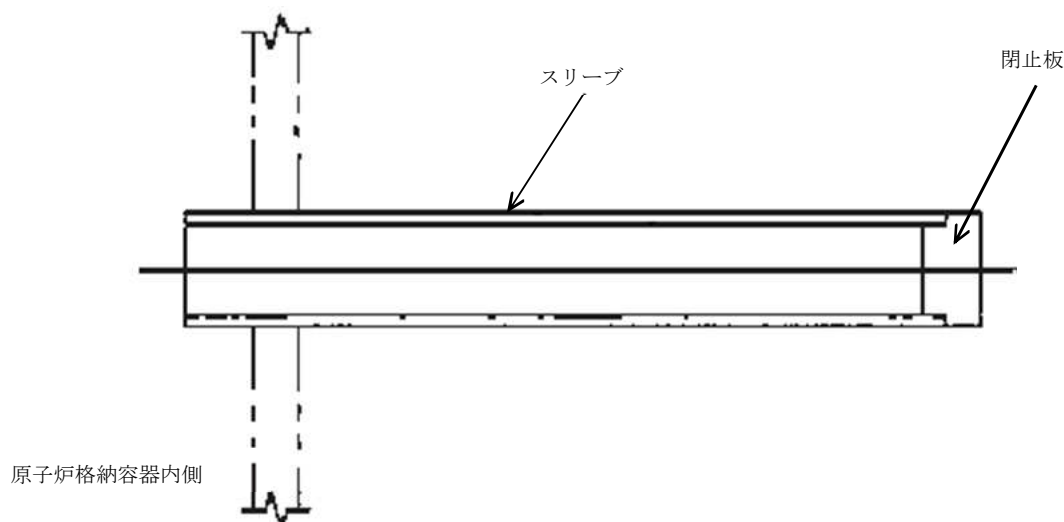
配管貫通部は、貫通配管、スリーブ、端板、フランジ、ボルト締付平板、締付ボルト、閉止板、伸縮継手及び短管により原子炉格納容器バウンダリを構成している。

また、フランジ及びボルト締付平板は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締付ボルトで固定しており、フランジとボルト締付平板間にガスケットを挟み込みシールしている。

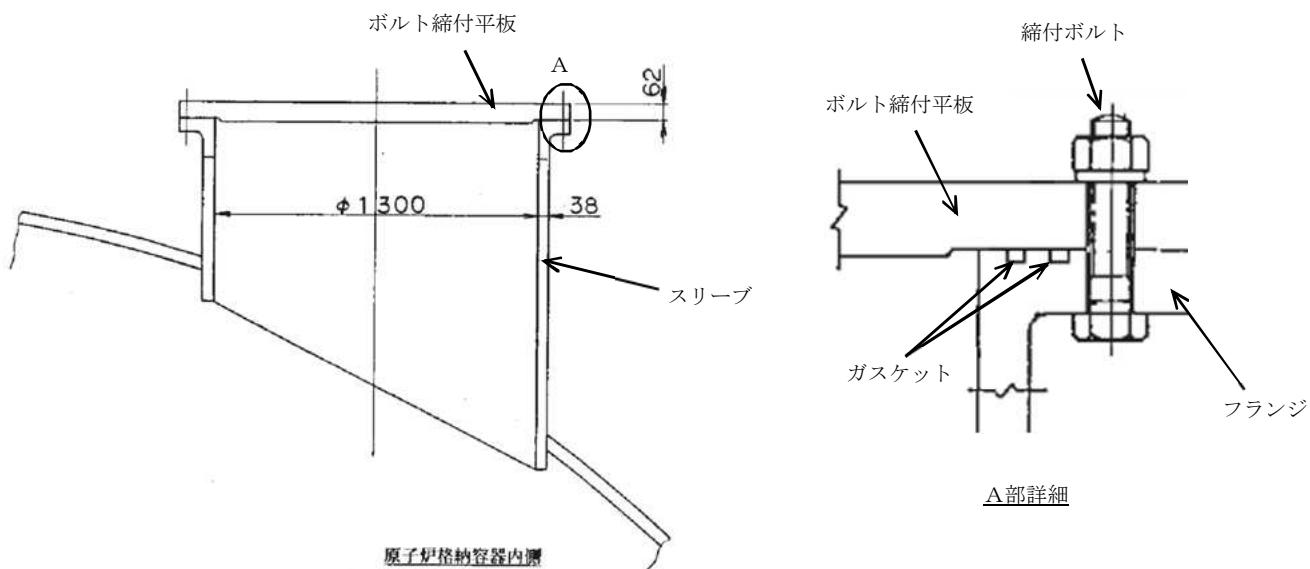
代表的な配管貫通部の構造を第2.6-1図に、閉止板の構造を第2.6-2図に、フランジ部の構造を第2.6-3図に示す。



第2.6-1図 配管貫通部の構造



第2.6-2図 閉止板の構造



第2.6-3図 フランジ部の構造

ここでは、配管貫通部の構成部品毎に、以下のとおり健全性を確認する。

- 2.6.1 項では、貫通配管の構造健全性を確認する。
- 2.6.2 項では、スリーブの構造健全性を確認する。
- 2.6.3 項では、端板の構造健全性を確認する。
- 2.6.4 項では、フランジ部の構造健全性及びシール機能維持を確認する。
- 2.6.5 項では、閉止板の構造健全性を確認する。
- 2.6.6 項では、伸縮継手の構造健全性を確認する。
- 2.6.7 項では、短管の構造健全性を確認する。

2.6.1 貫通配管

(1) 評価部位

貫通配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。

貫通配管の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pd の環境下においては、原子炉格納容器が変形することから、貫通配管に対し原子炉格納容器の変位による荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。

このため、貫通配管においては曲げ荷重に伴う延性破壊を評価する。貫通配管に作用する荷重により発生する応力は、二次応力に区分されることから、一次＋二次応力について許容値を満足することを確認する。

なお、貫通配管に発生する応力は、貫通部の変位と配管系の拘束条件による影響を受ける。貫通部の変位は、熱膨張が主であり、熱膨張を計算する際の固定点（ドライウェル基部）から離れた位置ほど大きくなること、また、配管系の拘束条件による影響は、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、配管口径が大きいほど大きくなることを踏まえ、X-81（ドライウェル換気（排気））を代表評価する。（添付2.6.1-1）

(2) 評価方針

X-81（ドライウェル換気（排気））について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、自重、圧力及び原子炉格納容器の変位により生じる応力を合計し、設計・建設規格のPPC-3530に規定される一次＋二次応力の許容応力を満足することを確認する。この許容応力を超過する場合は、設計・建設規格のPPB-3535

に規定される疲労評価を行い、疲労累積係数が1を超過しないことを確認することで、配管系が損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能を維持できることを確認する。

(3) 評価

a. 貫通配管の評価

(a) 解析条件

X-81（ドライウエル換気（排気））貫通配管の解析モデルのうち、解析条件を第2.6.1-1表に示す。

第2.6.1-1表 X-81（ドライウエル換気（排気））貫通配管解析条件

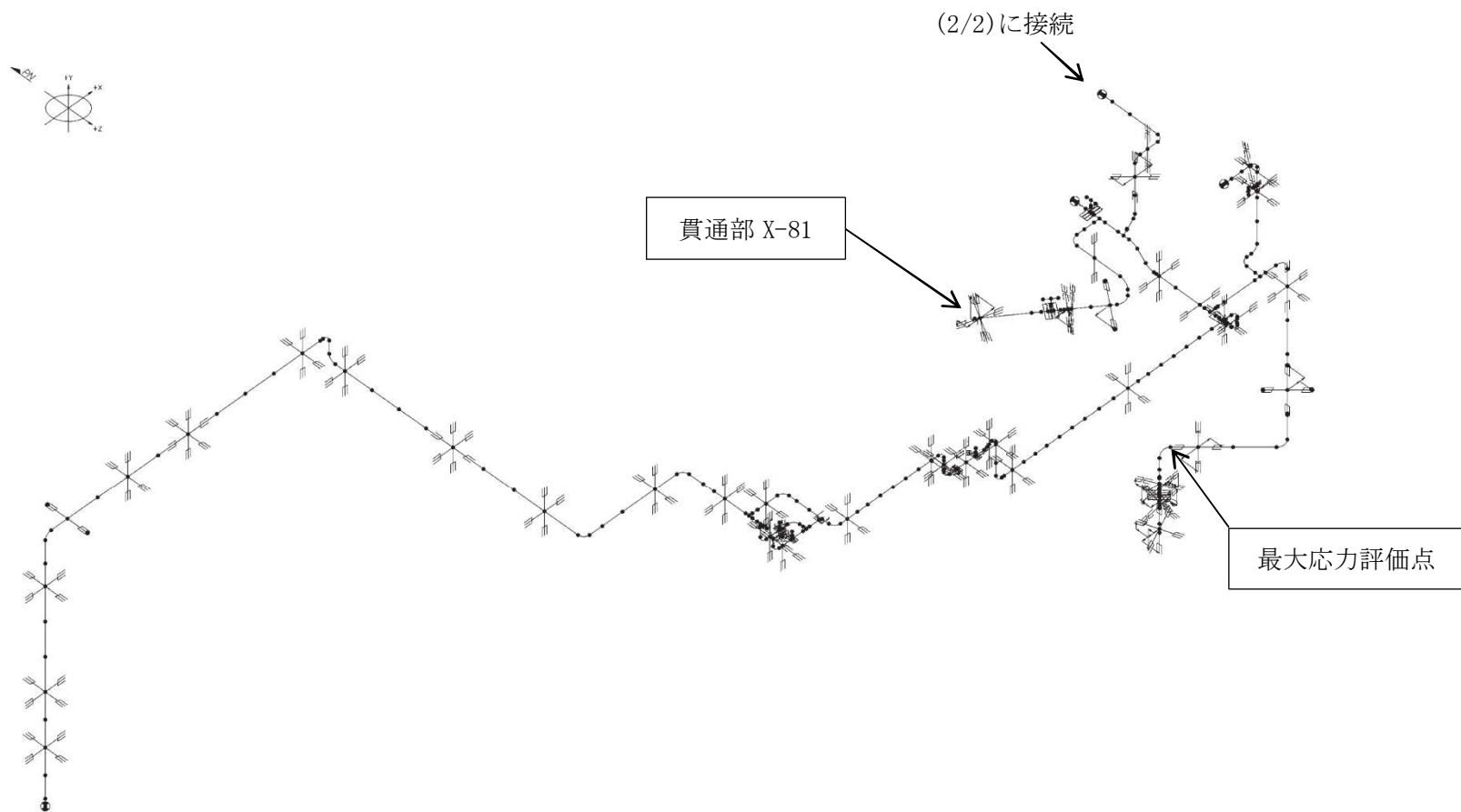
名称	単位	貫通配管
材料	—	SM41C（SM400C相当）
外径	mm	609.6
厚さ	mm	9.5
縦弾性係数	$\times 10^5$ MPa	1.91（200℃における値）
熱膨張係数	$\times 10^{-6}$ mm/mm℃	12.09（200℃における値）
熱計算温度	℃	200
計算圧力	kPa	854

荷重条件の原子炉格納容器変位は、貫通配管の設置高さにおける値を用いる。X-81（ドライウエル換気（排気））の変位を第2.6.1-2表に示す。

第2.6.1-2表 X-81（ドライウエル換気（排気））荷重変位

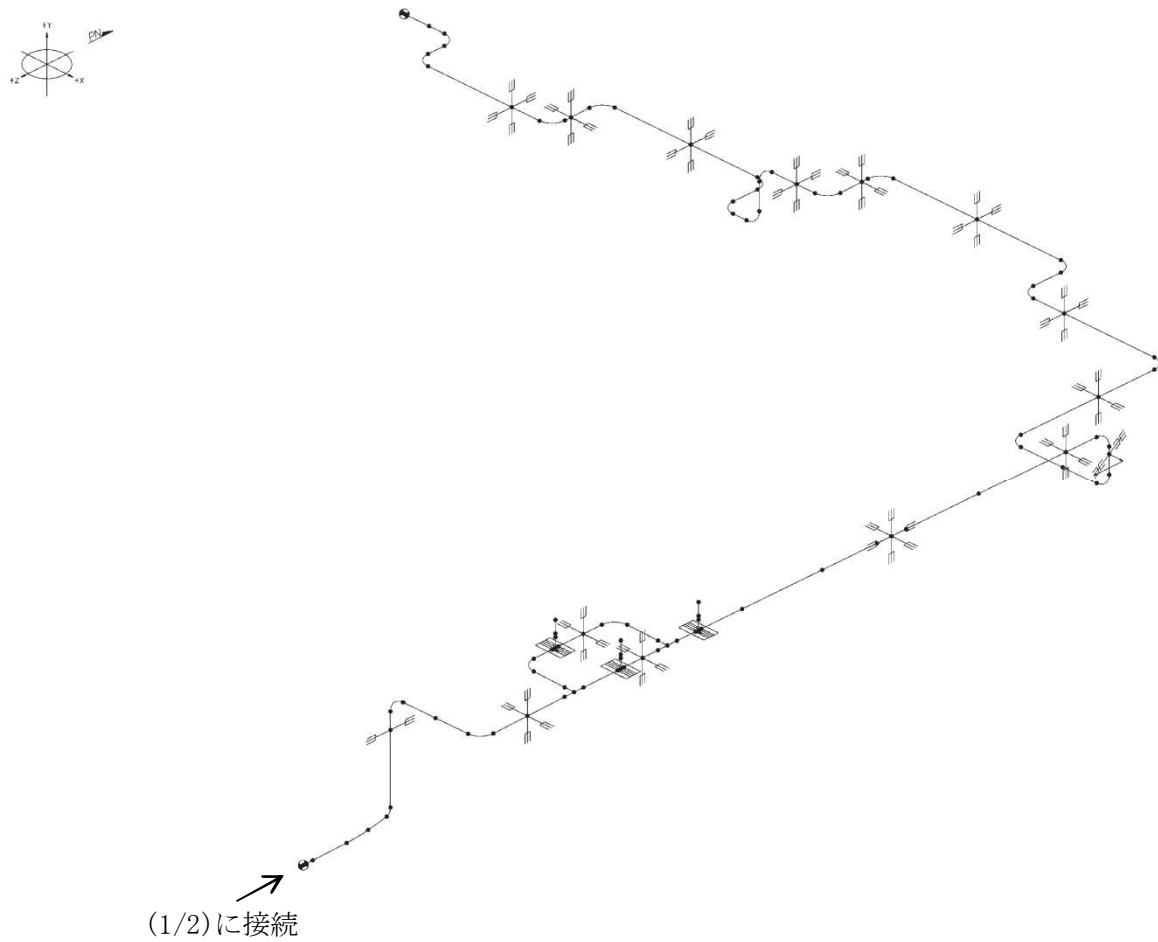
温度(℃)	圧力(MPa)	原子炉格納容器貫通部変位(mm)	
		水平（格納容器外向き）	鉛直（格納容器上向き）
200	0.854	31.5	36.4

また、評価対象となるX-81（ドライウエル換気（排気））近傍の配管解析モデルを第2.6.1-1図に示す。



添付図
0-2 AC-102
全体図

第 2.6.1-1 図 X-81 (ドライウェル換気 (排気)) 近傍の配管解析モデル (1/2)



第 2.6.1-1 図 X-81 (ドライウェル換気 (排気)) 近傍の配管解析モデル (2/2)

(b) 評価方法

i. 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に示す。

記号	単位	説明
D_0	mm	管の外径
M_a	N・mm	管の機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生ずるモーメント
M_c	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生ずるモーメント
P	MPa	最高使用圧力
S_a	MPa	許容応力
S_c	MPa	室温における設計・建設規格 付録材料図表Part5 表5 に規定する材料の許容引張応力
S_h	MPa	使用温度における設計・建設規格 付録材料図表Part5 表5 に規定する材料の許容引張応力
S_n	MPa	一次応力と二次応力を加えて求めた応力
Z	mm ³	管の断面係数
f	-	設計・建設規格 PPC-3530に規定する許容応力低減係数
i_1, i_2	-	設計・建設規格 PPC-3530に規定する応力係数
t	mm	管の厚さ

ii. 材料の許容応力

設計・建設規格PPC-3530に規定される要求事項に基づき評価を行う。なお、応力計算に使用する管の外径及び厚さは、公称値を用いる。

(i) 一次＋二次応力 (S_n) [設計・建設規格 PPC-3530(1) a項]

$$S_n = \frac{P \cdot D_0}{4t} + \frac{0.75i_1 \cdot M_a + i_2 \cdot M_c}{Z}$$

一次＋二次応力の許容応力は、設計・建設規格の PPC-3530(1) c項に基づき、次式により算出する。

$$S_a = 1.25f \cdot S_c + (1+0.25f)S_h$$

(ii) 疲労累積係数 [設計・建設規格 PPB-3535]

上記(i)により算出した一次＋二次応力 (S_n) が許容応力 (S_a) を超過する場合は、設計・建設規格のPPB-3535に規定される疲労累積係数を算出し、1以下になることを確認する。

(c) 評価結果

X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の解析の結果，一次＋二次応力が許容応力を上回ったことから，設計・建設規格の PPB-3535 に規定される疲労累積係数を算出した結果，1 以下である。

評価結果を第 2.6.1-3 表に示す。

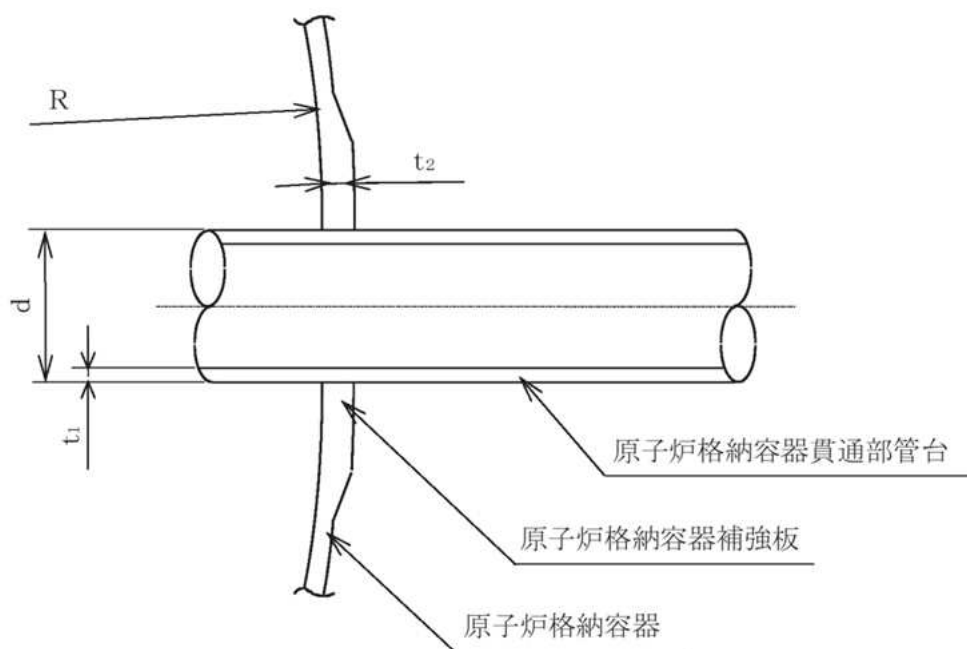
第2.6.1-3表 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の評価結果

最大応力 評価点	一次＋二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
	発生応力	許容応力	疲労累積 係数	許容値
27	699	402	0.0036	1

b. 貫通部の評価

(a) 解析条件

X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管が接続する貫通部の形状を第2.6.1-2図に、主要寸法を第2.6.1-4表に、管台（スリーブ）に作用する配管反力（死荷重及び熱荷重）を第2.6.1-5表に示す。



第2.6.1-2図 X-81の形状

第2.6.1-4表 X-81の主要寸法（単位：mm）

貫通部番号	用途	d	t ₁	t ₂	R
X-81	ドライウェル換気（排気）	609.6	31.0		11400

第2.6.1-5表 管台に作用する配管反力（死荷重及び熱荷重）

貫通部番号	荷重の種類	死荷重	熱荷重
X-81	軸力P(N)		
	鉛直方向モーメントML(N・mm)		
	水平方向モーメントMC(N・mm)		

(b) 評価方法

i. 荷重の組合せ及び許容応力

原子炉格納容器貫通部に対する荷重は、原子炉格納容器内圧力と貫通部管台荷重の組合せとし、許容応力を第2.6.1-6表に示す。

第2.6.1-6表 許容応力 (単位: MPa)

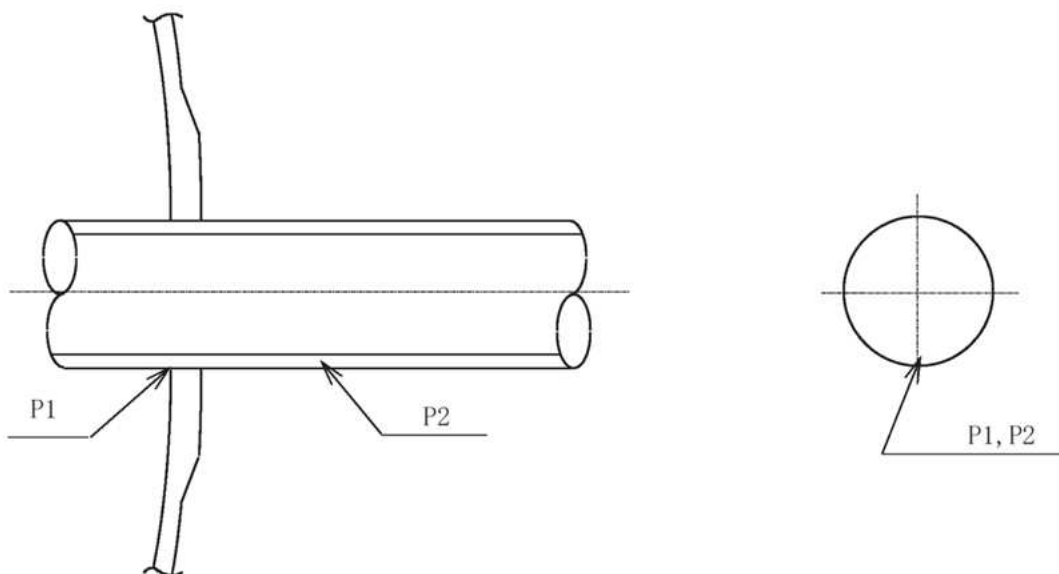
材料	許容応力強さ (200°Cにおける値)
	一次+二次応力
貫通部管台取付部 SPV50 (SPV490相当)	501 (=3S)
貫通部管台 STS42 (STS410相当)	342 (=3S)

ii. 応力評価点

応力評価点を第2.6.1-7表及び第2.6.1-3図に示す。

第2.6.1-7表 応力評価点

応力評価点	応力評価箇所
P1	X-81 貫通部管台取付部
P2	X-81 貫通部管台

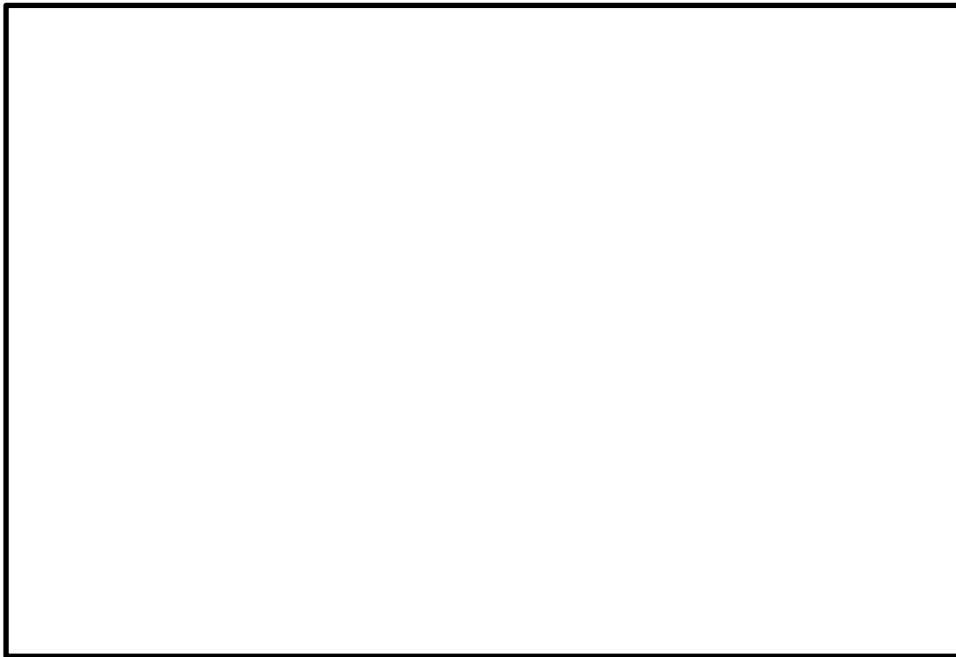


第2.6.1-3図 応力評価点

iii. 貫通部に作用する荷重による応力

貫通部管台取付部の配管反力による応力は、原子炉格納容器本体及び貫通部管台をシェル要素にてモデル化し計算する。

ドライウエルのモデル化の範囲は、作用する荷重を考慮し、構造的に対称となる全体の1/2について考える。下端はドライウエル球形部下端、上端はドライウエル球形部上端とし、両端部は完全拘束とする。解析モデルを第2.6.1-4図及び第2.6.1-5図に示す。



第2.6.1-4図 X-81貫通部解析モデル



第2.6.1-5図 X-81貫通部解析モデル (A部詳細)

(c) 評価結果

貫通部管台取付部の各荷重の組合せに対する応力評価を第2.6.1-10表に示す。

第2.6.1-10表 応力評価のまとめ（単位：MPa）

応力 評価点	材料	一次＋二次応力	
		応力 強さ	許容* 応力
P1	SPV50 (SPV490相当)	311	501
P2	STS42 (STS410相当)	20	342

*：200℃における値

以上より、貫通部管台取付部及び貫通部管台に生じる応力は、全て許容応力以下である。

(4) 評価結果

貫通配管の疲労評価は疲労累積係数が1以下であり、また貫通部に生じる応力は全て許容応力以下であることから、女川原子力発電所2号炉の貫通配管は200℃、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

貫通配管の評価部位の代表性

本評価においては、X-81（ドライウェル換気（排気））を代表評価している。ここでは、評価部位の代表性を示す。

1. 貫通配管の代表選定の考え方

貫通配管に発生する応力は、貫通部の変位と配管系の拘束条件による影響を受ける。貫通部の変位は、熱膨張が主であり、熱膨張を計算する際の固定点（ドライウェル基部）から離れた位置ほど大きくなる。また、配管系の拘束条件による影響は、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、配管口径が大きいほど大きくなる。なお、貫通配管の反力が貫通部に直接伝わらない構造の貫通部については、代表選定対象外とする。

(1) 貫通部の形式による選定

貫通部の形式は以下の3つに区分される。（第2.6.1-1-1図）

形式1：ベローズ付

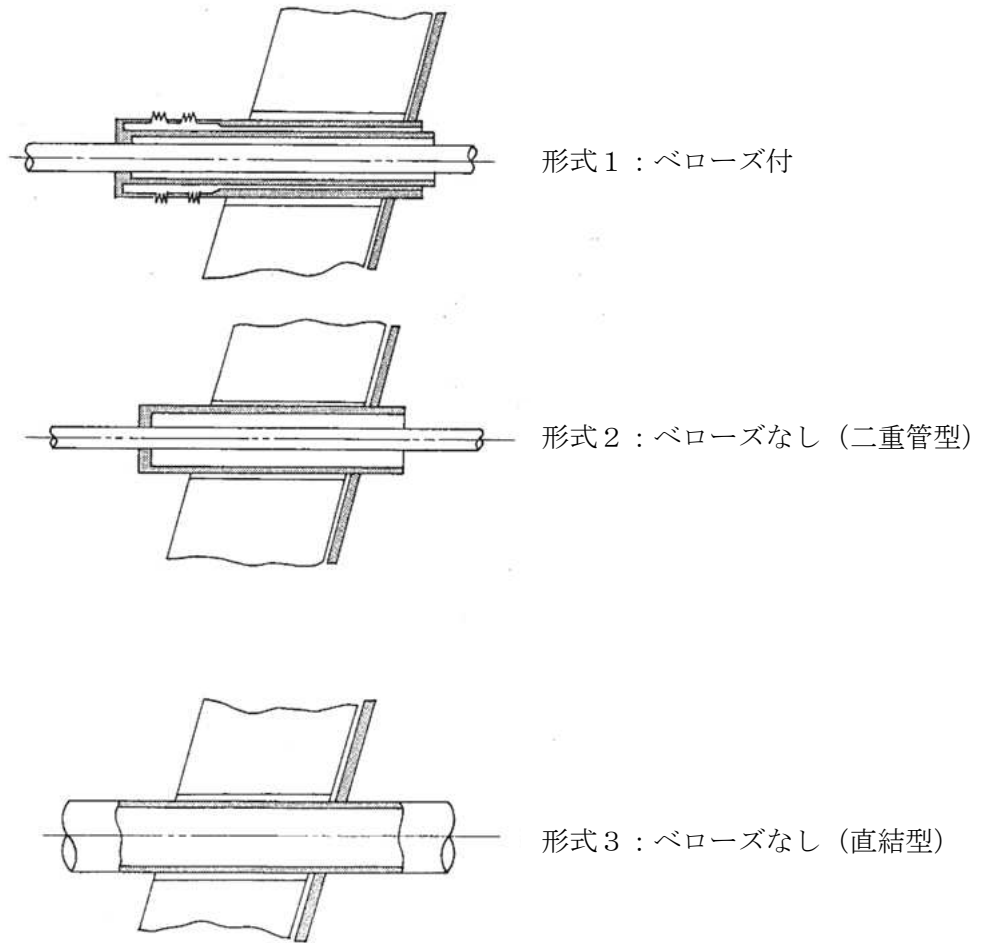
形式2：ベローズなし（二重管型）

形式3：ベローズなし（直結型）

上記のうち、形式1のベローズ付の貫通部は、原子炉格納容器及び貫通配管の変位をベローズで吸収する構造であるため、貫通配管の反力は貫通部に直接伝わらない構造である。

一方、形式2及び形式3の貫通部は、変位による貫通配管の反力が貫通部に負荷され、これによる応力が貫通配管と貫通部に発生する。

このことから、形式2のベローズなし（二重管型）及び形式3のベローズなし（直結型）の貫通部より代表を選定する。



第2.6.1-1-1図 配管貫通部の形式

(2) 貫通配管の変位及び配管口径による選定

貫通部の形式が形式2及び形式3の貫通部について、形式毎に貫通部の設置レベルが最大の貫通部及び貫通配管の呼び径が最大の貫通部を選定する。選定結果を、第2.6.1-1-1表に示す。

第2.6.1-1-1表 貫通部の設置レベル及び貫通配管の呼び径

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	設置 レベル (OP mm)	貫通配管 呼び径 (A)	備考
形式2 ベローズなし (二重管型)	X-71	IA	15,500	50	最高設置レベル
	X-72A	ADS アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-72B	ADS アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-73	SRV アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-22	SLC	15,500	40	
	X-14	PLR サンプリング	12,000	20	
	X-63	HNCW 供給	11,200	200	最大口径
	X-64	HNCW 戻り	11,200	200	最大口径
	X-52	HCW	1,650	65	
	X-13A	PLR ポンプパージ水供給	1,650	20	
	X-13B	PLR ポンプパージ水供給	1,650	20	
形式3 ベローズなし (直結型)	X-82A	FCS 吸込	20,900	100	最高設置レベル
	X-82B	FCS 吸込	20,900	100	最高設置レベル
	X-30A	RHR(D/W スプレイ)	19,250	250	
	X-30B	RHR(D/W スプレイ)	19,250	250	
	X-81	ドライウェル換気(排気)	17,800	600	最大口径
	X-70	SA	15,500	50	
	X-20	CRD 挿入	11,840	32	
	X-21	CRD 引抜	11,840	25	
	X-60	MUWC 供給	9,900	50	
	X-80	ドライウェル換気(送気)	3,700	600	
	X-61A	RCW 供給	1,650	150	
	X-61B	RCW 供給	1,650	150	
	X-62A	RCW 戻り	1,650	150	
	X-62B	RCW 戻り	1,650	150	
X-51	LCW	1,650	65		

* 1 : 同一呼び径の貫通部は、設置レベルが高い方を選定する。

* 2 : 同一設置レベルの貫通部は、呼び径が大きい方を選定する。

(3) 配管系の拘束条件による選定

(2)にて選定した貫通部に対し、配管系の拘束条件による影響を考慮する。貫通配管の反力は、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)が短く、かつ配管口径(D)が

大きいほど大きくなるため、L/Dが最小の貫通部、すなわち貫通配管の反力が最大となる貫通部を選定する。選定結果を、第2.6.1-1-2表に示す。

第2.6.1-1-2表 貫通配管の拘束条件

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	貫通配管				PCVからの第一拘束点までの距離L(mm)	L/D
			呼び径	外径D(mm)	肉厚t(mm)	材料		
形式2 ベローズなし (二重管型)	X-63	HNCW 供給	200A	216.30	8.20	STS42 (STS410 相当)		27.78
	X-64	HNCW 戻り	200A	216.30	8.20	STS42 (STS410 相当)		26.45
	X-71	IA	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		91.49
	X-72A	ADS アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		119.47
	X-72B	ADS アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		86.63
	X-73	SRV アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		101.40
形式3 ベローズなし (直結型)	X-81	ドライウェル換気 (排気)	600A	609.60	9.50	SM41C (SM400C 相当)		19.90
	X-82A	FCS 吸込	100A	114.30	6.00	STS42 (STS410 相当)		31.72
	X-82B	FCS 吸込	100A	114.30	6.00	STS42 (STS410 相当)		27.67

(4) 貫通配管の評価部位の選定結果

以上より、ドライウェル基部から離れた位置にあり、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、かつ配管口径が大きい貫通配管の反力が最大となるX-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管を代表評価する。

2.6.2 スリーブ

(1) 評価部位

スリーブは、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。

なお、スリーブは、原子炉格納容器内に開口しており内面に圧力を受けるスリーブと、原子炉格納容器内の突出し部が閉止しており外面に圧力を受けるスリーブとに分類される。

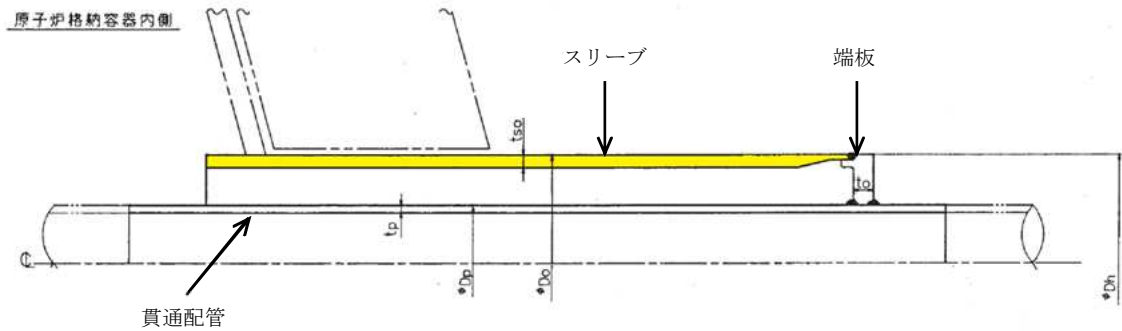
スリーブの機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおけるスリーブの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、外面に圧力を受けるスリーブについては座屈が想定される。

このため、内面に圧力を受けるスリーブについては、延性破壊を評価する。また、外面に圧力を受けるスリーブについては、座屈を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小のスリーブとして、内面に圧力を受けるスリーブはX-200A, B、外面に圧力を受けるスリーブはX-151A, Bについて代表記載し、その他については添付2.6.2-1に結果を記載する。

第2.6.2-1図に、代表的なスリーブの構造を示す。



第2.6.2-1図 スリーブの構造

(2) 評価方針

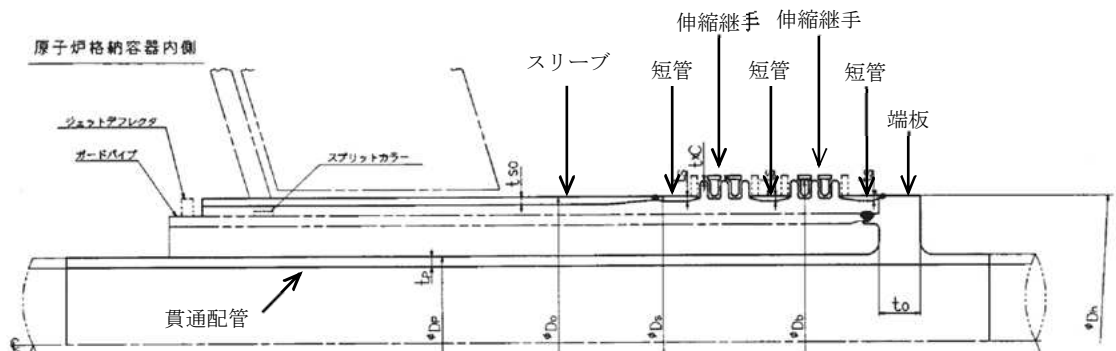
設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃におけるスリーブの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下においてスリーブの放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

(3) 評価

a. スリーブ（内面に圧力を受ける管台）

スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の基本形状を第2.6.2-2図に示す。



第2.6.2-2図 スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の基本形状

スリーブ（内面に圧力を受ける管台）に対し，設計・建設規格の PVE-3611 を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = 2 S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

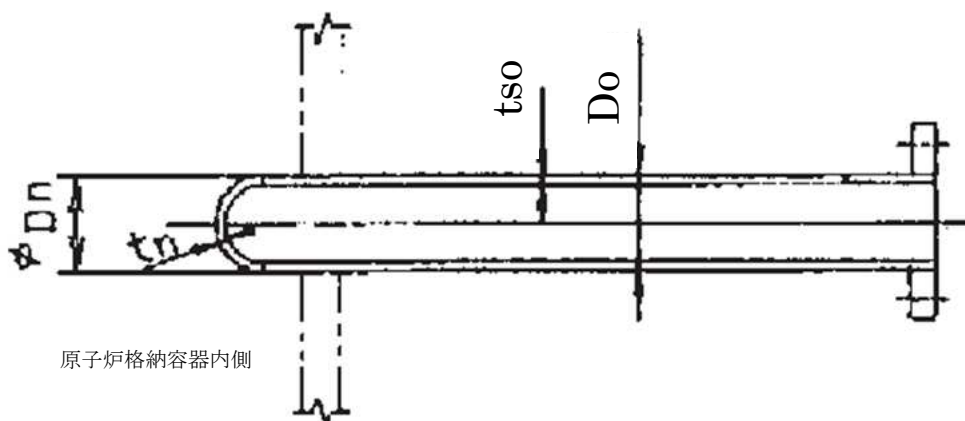
評価の結果，スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の許容圧力は約 37.1Pd であり，2Pd 以上である。

以下に，評価結果を示す。

貫通部番号		X-200A, B
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力(MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	281
Do	管台の外径 (mm)	1376.00
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ t _{so} (mm)	38.00
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	15.871
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	37.16

b. スリーブ（外面に圧力を受ける管台）

スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の基本形状を第2.6.2-3図に示す。



第2.6.2-3図 スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の基本形状

スリーブ（外面に圧力を受ける管台）に対し，設計・建設規格の PVE-3612 を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$Pa = 4tB / 3Do$$

評価の結果，スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の許容圧力は約 20.6Pd であり，2Pd 以上である。

以下に，評価結果を示す。

貫通部番号		X-151A, B
材料		STS42 (STS410 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	269
Do	管台の外径 (mm)	267.40
t	呼び厚さ tso (mm)	15.10
B	付録材料図表 Part7 図 3 により求めた値	117.00
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	8.809
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	20.62

(4) 評価結果

スリーブの許容圧力は、内面に圧力を受けるスリーブは約37.1Pd、外面に圧力を受けるスリーブは約20.6Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉のスリーブは200°C、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

スリーブの評価結果

本評価においては、許容圧力が最小のスリーブとして、内面に圧力を受けるスリーブはX-200A,B, 外面に圧力を受けるスリーブはX-151A,Bについて代表記載している。

その他のスリーブ（代表記載対象を含む）の評価結果を、第2.6.2-1-1表に示す。

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（ドライウェル）（1/5）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-5	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-10A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	1066.80	27.367
X-10B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	1066.80	27.367
X-10C	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	1066.80	27.367
X-10D	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	1066.80	27.367
X-11	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-12A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	914.40	32.136
X-12B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	50.00	914.40	32.136
X-13A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-13B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-14	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	12.70	216.30	33.145
X-20	SUS316LTP	200	271	1.00	4.90	42.70	68.484
X-20(予備のみ)	SUS316LTP	200	271	1.00	4.90	42.70	68.484
X-21	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-21(予備のみ)	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-22	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-30A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	15.10	267.40	31.818
X-30B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	15.10	267.40	31.818
X-31A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	660.40	33.898
X-31B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	660.40	33.898
X-31C	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	660.40	33.898
X-32A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	711.20	31.369
X-32B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	711.20	31.369
X-33A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	762.00	29.191
X-33B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	762.00	29.191
X-34	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	660.40	33.898
X-35	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	660.40	33.898

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（ドライウェル）（2/5）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-36	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-37	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-50	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	31.00	609.60	28.519
X-51	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	7.60	89.10	49.251
X-52	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-60	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	7.60	89.10	49.251
X-61A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-61B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-62A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-62B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-63	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-64	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-70	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	7.60	89.10	49.251
X-71	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-72A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-72B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-73	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-80	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	31.00	609.60	28.519
X-81	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	31.00	609.60	28.519
X-82A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-82B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-90	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-91	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-92	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-93	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-100A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-100B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（ドライウェル）（3/5）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-100C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-100D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-101A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-101B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-101C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-101D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	23.80	457.20	29.223
X-102A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-102B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-102C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-102D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-102E	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-103A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-103B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-103C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-104A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-104B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-104C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-104D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-105A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-105B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-105C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-105D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-106A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-106B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-130A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-130B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-130C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（ドライウェル）（4/5）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-130D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-131	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-132A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-132B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-132C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-132D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-133A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-133B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-133C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-133D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-134A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-134B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-134C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-134D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-135A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-135B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-135C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-135D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-136A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-136B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-137A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-137B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-137C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-137D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-138	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-139A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-139B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（ドライウェル）（5/5）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-140A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-140B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-150	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-152A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-152B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-152C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-152D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-153	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-154	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-155	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-160A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.10	48.60	61.631
X-160B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.10	48.60	61.631
X-160C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.10	48.60	61.631
X-160D	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.10	48.60	61.631
X-161	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.10	48.60	61.631
X-190A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-190B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-191A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
X-191B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	21.40	406.40	29.576
ドライウェル計装管台	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
ドライウェル計装管台	SUS316LTP	302	249	1.00	3.90	27.20	80.656
ドライウェル計装管台	SUS316LTP	302	249	1.00	3.90	27.20	80.656
ドライウェル計装管台	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
ドライウェル計装管台 (予備)	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
ドライウェル計装管台 (予備)	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（サプレッションチェンバ）（1/2）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-200A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	1376.00	15.871
X-200B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	38.00	1376.00	15.871
X-205A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	12.70	216.30	33.145
X-205B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	12.70	216.30	33.145
X-212	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.50	60.50	52.745
X-213A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-213B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-214A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-214B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-214C	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-215A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-215B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-217	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-218	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	15.10	267.40	31.818
X-219	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	26.20	508.00	28.941
X-220	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	15.10	267.40	31.818
X-221	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-222	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-223	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	5.50	60.50	52.745
X-230	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	31.00	609.60	28.519
X-231	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	31.00	609.60	28.519
X-232A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-232B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-233	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-240	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-241	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839
X-242	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	11.00	165.20	37.839

第2.6.2-1-1表 内面に圧力を受けるスリーブ（サプレッションチェンバ）（2/2）

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	継手効率 η	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-243	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	8.60	114.30	43.072
X-250A	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-250B	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	17.40	318.50	30.735
X-260A	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-260B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-261A	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-261B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-262A	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-262B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-263	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270A	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270C	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270D	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270E	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-270F	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-271A	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-271B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-272A	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-272B	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-272C	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-272D	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-272E	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-272F	SUS316LTP	200	271	1.00	3.90	27.20	87.782
X-280	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
X-281	SUS316LTP	200	271	1.00	4.50	34.00	80.230
ベント管計装管台	SUS316LTP	200	271	1.00	2.20	13.80	99.037

第2.6.2-1-1表 外面に圧力を受けるスリーブ

貫通部番号	スリーブ諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	B (-)	呼び厚さ t_{so} (mm)	外径 D_o (mm)	
X-151A	STS42 (STS410 相当)	200	269	117.00	15.10	267.40	8.809
X-151B	STS42 (STS410 相当)	200	269	117.00	15.10	267.40	8.809

2.6.3 端板

(1) 評価部位

端板は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。

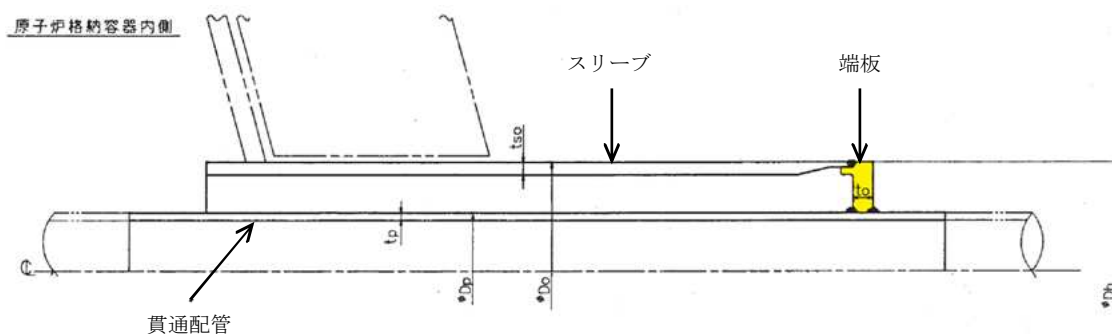
端板の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける端板の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、端板については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の端板（X-12A, B）について代表記載し、その他については添付2.6.3-1に結果を記載する。

第2.6.3-1図に、端板の構造を示す。



第 2.6.3-1 図 端板の構造

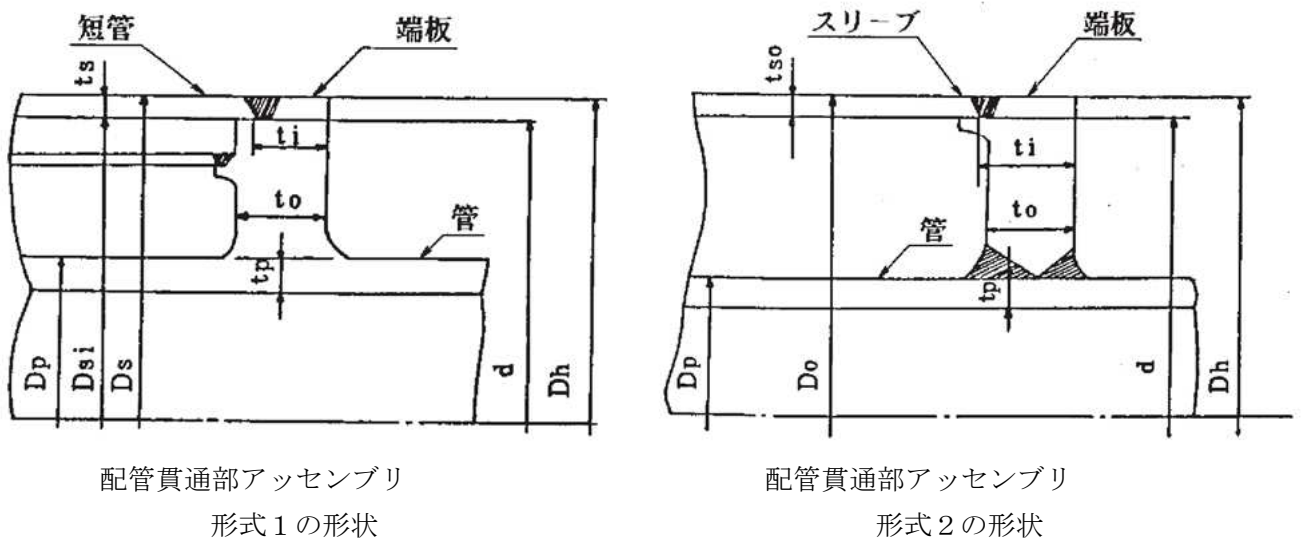
(2) 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃における端板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下において端板の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

(3) 評価

端板の基本形状を第2.6.3-2図に示す。



第2.6.3-2図 端板の基本形状

端板に対し、設計・建設規格のPVE-3410項を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果、端板の許容圧力は約 11.4Pd であり、2Pd 以上である。

以下に、評価結果を示す。

貫通部番号		X-12A, B
材料		SFVC2B
最高使用温度 (°C)		302
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	292
d	端板 (平板) の径, 又は最小内のり (mm)	875.80
t	呼び厚さ to (mm)	65.00
K	端板 (平板) の取付方法による係数	
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.874
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	11.41

(4) 評価結果

端板の許容圧力は約11.4Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉の端板は200°C、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

端板の評価結果

本評価においては、許容圧力が最小の端板 (X-12A, B) について代表記載している。

その他の端板 (代表記載対象を含む) の評価結果を、第2.6.3-1-1表に示す。

第2.6.3-1-1表 端板 (形式1)

貫通部番号	端板諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	t _o (mm)	d (mm)	K (係数)	
X-10A	SFVC2B	302	292	80.00	1028.20		5.357
X-10B	SFVC2B	302	292	80.00	1028.20		5.357
X-10C	SFVC2B	302	292	80.00	1028.20		5.357
X-10D	SFVC2B	302	292	80.00	1028.20		5.357
X-11	SFVC2B	302	292	35.00	418.60		6.186
X-12A	SFVC2B	302	292	65.00	875.80		4.874
X-12B	SFVC2B	302	292	65.00	875.80		4.874
X-31A	SFVC2B	302	292	75.00	621.80		12.873
X-31B	SFVC2B	302	292	75.00	621.80		12.873
X-31C	SFVC2B	302	292	75.00	621.80		12.873
X-32A	SFVC2B	302	292	100.00	672.60		19.559
X-32B	SFVC2B	302	292	100.00	672.60		19.559
X-33A	SFVC2B	302	292	95.00	723.40		15.260
X-33B	SFVC2B	302	292	95.00	723.40		15.260
X-34	SFVC2B	302	292	75.00	621.80		12.873
X-35	SFVC2B	302	292	75.00	621.80		12.873
X-36	SFVC2B	302	292	35.00	469.40		4.919
X-37	SFVC2B	302	292	45.00	469.40		8.132
X-50	SFVC2B	302	292	45.00	571.00		5.496

第2.6.3-1-1表 端板（形式2）

貫通部番号	端板諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	t ₀ (mm)	d (mm)	K (係数)	
X-13A	SUSF316L	302	233	15.00	145.10		7.546
X-13B	SUSF316L	302	233	15.00	145.10		7.546
X-14	SUSF316L	302	233	20.00	192.40		7.629
X-22	SUSF316L	302	233	20.00	145.10		13.414
X-52	SUSF316L	200	254	25.00	145.10		22.849
X-63	SFVC2B	200	292	35.00	422.30		6.078
X-64	SFVC2B	200	292	35.00	422.30		6.078
X-71	SUSF316L	200	254	25.00	145.10		22.849
X-72A	SUSF316L	200	254	25.00	145.10		22.849
X-72B	SUSF316L	200	254	25.00	145.10		22.849
X-73	SUSF316L	200	254	25.00	145.10		22.849

2.6.4 フランジ部

(1) 評価部位

フランジ部（フランジ、ボルト締付平板及び締付ボルト）は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締付ボルトで固定している。フランジとボルト締付平板間は、シール溝が内外二重に配置されており、それぞれにガスケットを挟み込みシールしている。

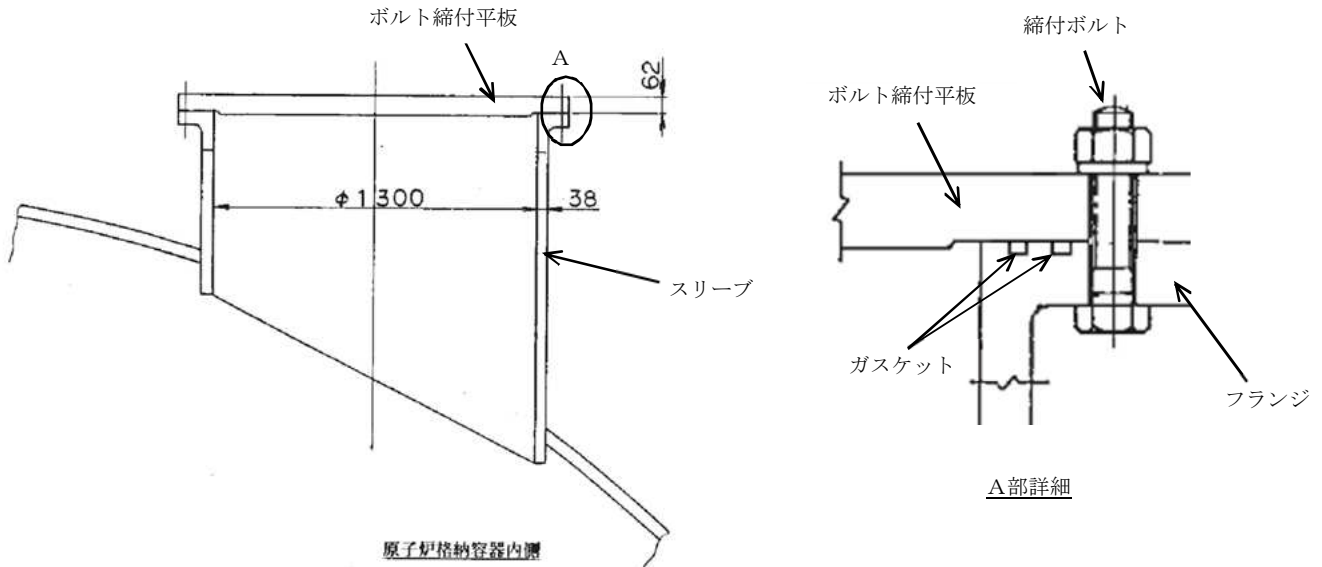
フランジ部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられるが、評価条件200℃、2Pdにおいては、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

このため、フランジ部について、フランジ及び締付ボルトの延性破壊、また、シール能力低下による漏えいを評価する。漏えい評価においては、改良EPDM材ガスケットに取り替える予定であることから、改良EPDM材ガスケットでの評価を実施する。

なお、本評価においては、フランジ部の径と板厚等の組み合わせにより、厳しい条件となるX-200A, Bのフランジ部を選定し評価を行う。（添付2.6.4-1）

第2.6.4-1図に、フランジ部の構造を示す。



第 2.6.4-1 図 フランジ部の構造

(2) 評価方針

フランジ部を構成するフランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトのうち、ボルト締付平板については、設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃におけるボルト締付平板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd以上であることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の 2/3 とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

フランジ及び締付ボルトについては、JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること、200℃、2Pdにおける締付ボルトの所要断面積が実際のボルト総断面積以下であることを確認する。

シール部については、一般式を用いて、200℃、2Pdにおけるフランジ部の開口量を評価し、許容開口量を下回ることを確認する。

フランジ部の評価対象と評価方法を第2.6.4-1表に示す。

第 2.6.4-1 表 フランジ部の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
ボルト締付平板	延性破壊	・設計・建設規格 (PVE-3410) の評価式を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
フランジ	延性破壊	・ JIS B 8265-2003 を適用し, 2Pd におけるフランジの発生応力を評価
締付ボルト	延性破壊	・ JIS B 8265-2003 を適用し, 200℃, 2Pd におけるボルトの所要断面積を評価
シール部	開口, シール能力低下	・改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ, 一般式を用いてフランジの開口量を評価

(3) 評価

a. ボルト締付平板の評価

ボルト締付平板に対し, 設計・建設規格の PVE-3410 を準用し, 許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果, ボルト締付平板の許容圧力は約 Pd であり, 2Pd 以上である。

以下に, 評価結果を示す。

貫通部番号		X-200A, B
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	設計引張強さ (MPa) ここでは, 2/3Su を用いて算出する	281
d	平板の径, 又は最小内のり (mm)	1353.00
t	呼び厚さ t_0 (mm)	62.00
K	平板の取付方法による係数	
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	

b. フランジの評価

フランジに対し, JIS B 8265-2003 を適用した評価を行う。

評価の結果, フランジの各部の発生応力は許容応力以下である。

評価結果を, 第 2.6.4-2 表に示す。

第 2.6.4-2 表 フランジ応力評価結果 (X-200A, B)

発生応力 (MPa)			許容応力 (MPa)
軸方向ハブ応力	σ_H		438
内径におけるフランジの 半径方向応力	σ_R		292
内径におけるフランジの 周方向応力	σ_T		292
組合せ応力	$(\sigma_H + \sigma_R)/2$		292
	$(\sigma_H + \sigma_T)/2$		292

c. 締付ボルトの評価

締付ボルトに対し，JIS B 8265-2003 を適用した評価を行う。

評価の結果，締付ボルトの所要総断面積は実際のボルト総断面積以下である。

以下に，評価結果を示す。

第 2.6.4-3 表 ボルト評価結果 (X-200A, B)

ボルトの所要総断面積 A_m (mm ²)	<input type="text"/>
実際のボルト総断面積 A_b (mm ²)	<input type="text"/>

d. シール部の評価

シール部に対し，一般式を用いて 2Pd における開口量を算出し，許容開口量を下回ることを確認する。なお，シール材については，改良 EPDM 材ガスケットに取り替える予定であるため，改良 EPDM 材ガスケットを使用した場合の評価を行う。

許容開口量の設定に使用する改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 2.6.4-4 表に示す。

第 2.6.4-4 表 圧縮永久ひずみ試験結果

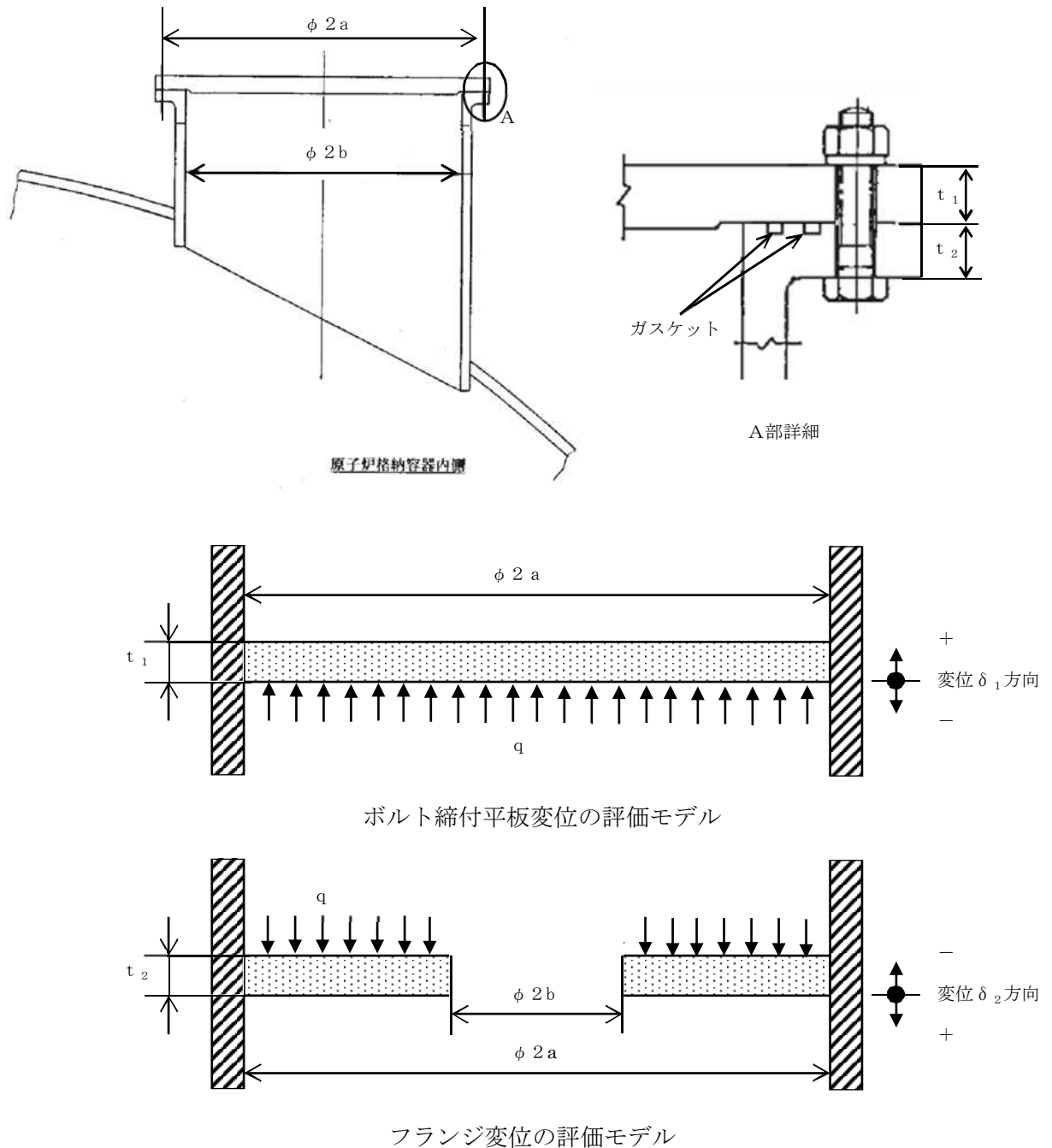
試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し，完全に回復した状態を 0%。

許容開口量は，168 時間のひずみ率 % とフランジ部の定格押込量 mm を踏まえ， mm (= 定格押込量 mm × (100% - %) / 100%) とする。

評価の結果, シール部については, フランジ部の開口量は約 \square mm であり, 許容開口量 \square mm 以下である。

以下に, フランジ部開口量の評価モデルを第 2.6.4-2 図に, 評価結果を第 2.6.4-5 表を示す。



第 2.6.4-2 図 評価モデル

第 2.6.4-5 表 フランジ部開口量の評価結果 (X-200A, B)

a	ボルトピッチ円半径	
b	フランジ内半径	
D_1	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
D_2	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
E	縦弾性係数	
K_{yb}	b/a より定まる係数 *1	
q	評価圧力	
t_1	閉止板板厚	
t_2	フランジ部板厚	
ν	ポアソン比	
δ_1	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1*2	
δ_2	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1*2	
$\delta_1 + \delta_2$	合計開口量	
δ_a	許容開口量	

*1 : 出典「ROARK' S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

*2 : 評価モデルにおける最大変位をシール部の変位量とする。

(4) 評価結果

ボルト締付平板の許容圧力は約 Pd 以上であり、フランジの発生応力は、最大 MPa であり許容応力 (292MPa) 以下である。また、締付ボルトの所要総断面積は実際のボルト総断面積以下である。また、シール部については、フランジ部の開口量は約 mm であり、許容開口量 mm 以下であることから、女川原子力発電所2号炉のフランジ部は200℃、2Pdにおいて耐圧部材及びシール材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

フランジ部の評価対象

本評価においては、フランジ部の径と板厚等の組み合わせにより、厳しい条件となるX-200A,Bのフランジ部を選定し評価している。

ボルト締付フランジを有する貫通部には、X-5, X-160A～D, X-161, X-200A, Bがあるが、このうちX-160A～D, X-161については、配管をフランジ接続しており、平板がない構造である。

ボルト締付平板の許容応力は、ボルト締付平板の径が大きく、板厚が薄い方が小さくなるため、ボルト締付平板の径(d)と板厚(t)の比(d/t)が大きいX-200A,Bのフランジ部を選定し評価を行った。

第2.6.4-1-1表に、ボルト締付平板の諸元を示す。

第2.6.4-1-1表 ボルト締付平板諸元

貫通部番号	ボルト締付平板諸元						
	材料	使用温度 (°C)	S(2/3Su) (MPa)	d (mm)	t (mm)	K (係数)	d/t
X-5	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	324.00	30.00		10.80
X-200A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1353.00	62.00		21.82
X-200B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1353.00	62.00		21.82

2.6.5 閉止板

(1) 評価部位

閉止板は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。

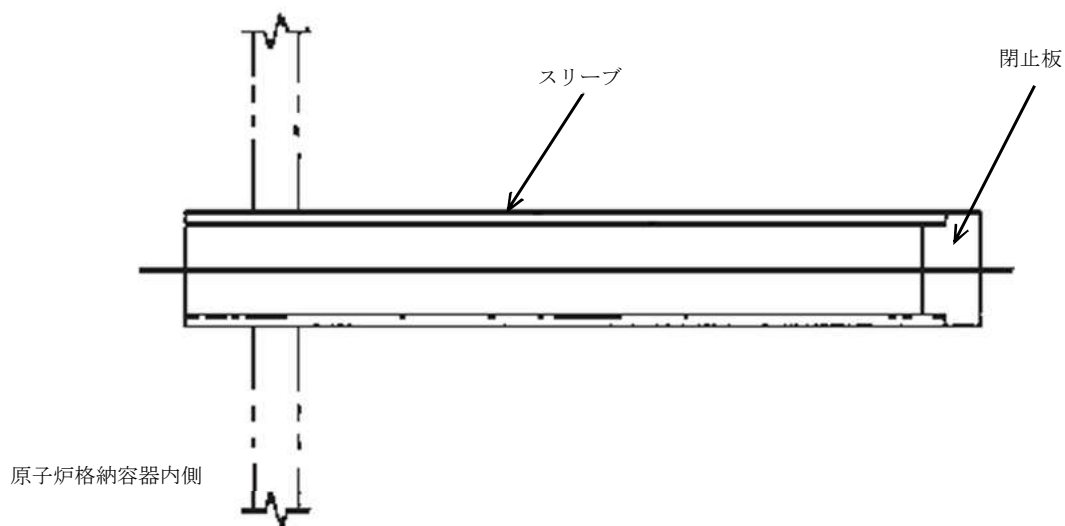
閉止板の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける閉止板の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、閉止板については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の閉止板（X-130A*）について代表記載し、その他については添付2.6.5-1に結果を記載する。（*：同一形状の閉止板が複数存在）

第2.6.5-1図に、閉止板の構造を示す。



第2.6.5-1図 閉止板の構造

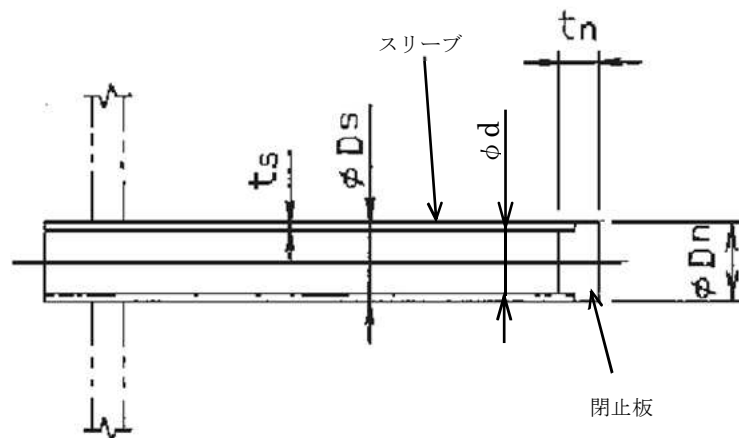
(2) 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃における閉止板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下において閉止板の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

(3) 評価

閉止板の基本形状を第2.6.5-2図に示す。



第2.6.5-2図 閉止板の基本形状

閉止板に対し、設計・建設規格のPVE-3410を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果、閉止板の許容圧力は約10.8Pdであり、2Pd以上である。

以下に、評価結果を示す。

貫通部番号		X-130A*
材料		SUS316L
最高使用温度 (°C)		302
S (=2/3Su)	許容引張応力(MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	249
d	閉止板 (平板) の径, 又は最小内のり (mm)	382.40
t	呼び厚さ t_n (mm)	30.00
K	閉止板 (平板) の取付方法による係数	
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.644
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.87

* : 同一形状の貫通部 (閉止板) が複数存在

(4) 評価結果

閉止板の許容圧力は約10.8Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉の閉止板は200°C、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

閉止板の評価結果

本評価においては、許容圧力の最小の閉止板（X-130A）について代表記載している。

その他の閉止板（代表記載対象を含む）の評価結果を、第2.6.5-1-1表に示す。

第2.6.5-1-1表 閉止板（ドライウエル）（1/2）

貫通部番号	閉止板諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	d (mm)	t _n (mm)	K (係数)	
X-20(予備)	SUSF316L	200	254	43.20	30.00		371.189
X-21(予備)	SUSF316L	200	254	34.50	30.00		582.001
X-90(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
X-91(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
X-92(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	294.50	30.00		8.836
X-93(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	294.50	30.00		8.836
X-106A(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	294.50	30.00		8.836
X-106B(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	294.50	30.00		8.836
X-130A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-130B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-130C	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-130D	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-131	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-132A	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-132B	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-132C	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-132D	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-133A	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-133B	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-133C	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-133D	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-134A	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-134B	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-134C	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-134D	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-135A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-135B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644

第 2.6.5-1-1 表 閉止板（ドライウエル）（2/2）

貫通部番号	閉止板諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	d (mm)	t _n (mm)	K (係数)	
X-135C	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-135D	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-136A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-136B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-137A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-137B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-137C	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-137D	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-138	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-139A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-139B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-140A	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-140B	SUS316L	302	249	382.40	30.00		4.644
X-150	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-152A	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-152B	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-152C	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-152D	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-153	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-154	SUSF316L	302	233	99.00	30.00		64.836
X-155	SUS316L	200	271	294.50	30.00		8.522
X-190A(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
X-190B(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
X-191A(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
X-191B(予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	382.40	30.00		5.241
ドライウエル計装管台 (予備)	SUSF316L	200	254	19.40	30.00		1840.597
ドライウエル計装管台 (予備)	SUSF316L	200	254	25.00	30.00		1108.364

第2.6.5-1-1表 閉止板 (サブレーションチェンバ)

貫通部番号	閉止板諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	d (mm)	t _n (mm)	K (係数)	
X-204	SUSF316L	200	254	50.60	16.00		76.959
X-205A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	193.00	30.00		20.574
X-205B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	193.00	30.00		20.574
X-240 (予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	99.00	30.00		78.192
X-241 (予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	145.70	30.00		36.101
X-242 (予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	145.70	30.00		36.101
X-243 (予備)	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	99.00	30.00		78.192
X-281 (予備)	SUSF316L	200	254	25.00	30.00		1108.364

2.6.6 伸縮継手

(1) 評価部位

伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。

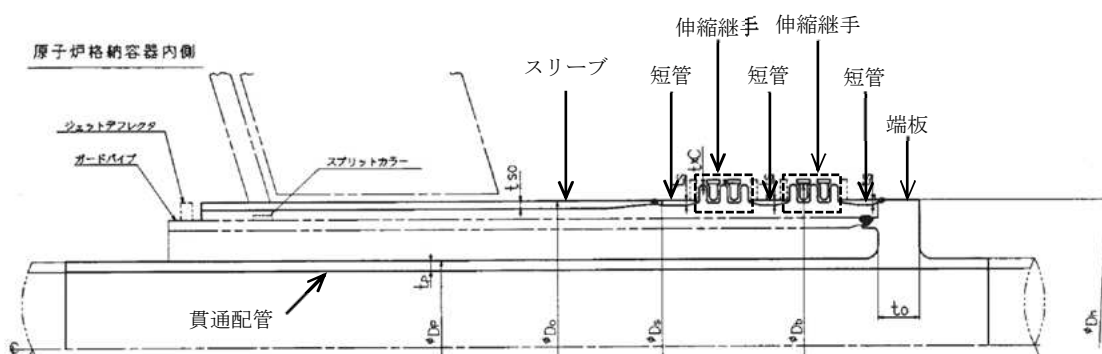
伸縮継手の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける伸縮継手の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、通常運転時の繰返し荷重に加えて重大事故時の繰返し荷重が作用することに伴う耐圧部材の疲労破壊が想定される。

このため、伸縮継手について、既工認と同様の評価式を用いて重大事故時の伸縮継手の疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認することで、疲労破壊を評価する。

なお、評価は、重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計が最も大きい貫通部(X-36)の伸縮継手を代表記載し、その他については添付2.6.6-1に結果を記載する。

第2.6.6-1図に、伸縮継手の構造を示す。



第2.6.6-1図 伸縮継手の構造

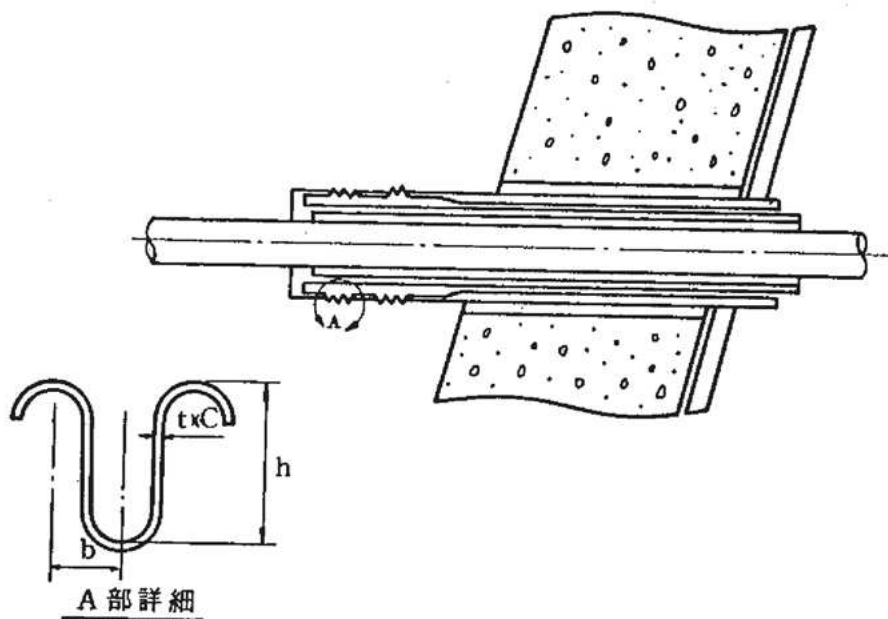
(2) 評価方針

設計・建設規格に準拠した評価を用いて、通常運転時と200℃における伸縮継手の疲労累積係数を算出し、200℃、2Pdの環境下において伸縮継手の放射性物質の閉じ込め機能が維持されていることを評価する。

(3) 評価

a. 設計・建設規格に準拠した評価

伸縮継手の基本形状を第2.6.6-2図に示す。



第2.6.6-2図 伸縮継手の基本形状

伸縮継手に対して、設計・建設規格のPVE-3810に準拠し、重大事故時の設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を次の式で求め、既工認における通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認する。重大事故時の条件として、事故の繰返し回数は1回とする。また重大事故時は200℃、2Pdとなるため、伸縮継手の全伸縮量は設計状態（171℃、1Pd）の2倍とする。

$$N_{S_i} = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$$

$$\sigma = \frac{1.5Et \delta}{n\sqrt{bh^3}} + \frac{Ph}{tc}$$

評価の結果、伸縮継手の重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計は0.1067であり、1 以下である。

以下に、評価結果を示す。

貫通部番号		X-36
材料		SUS316L
最高使用温度 (°C)		200
E	縦弾性係数 (MPa)	183000
t	ベローズの板厚	1.0
δ	全伸縮量 (mm) (既工認における設計状態の2倍)	194.4
h	ベローズの波の高さ (mm)	
n	ベローズの波数の2倍の値 (-)	
b	ベローズの波のピッチの2分の1 (mm)	
c	ベローズの層数 (-)	
P	限界圧力 (MPa)	0.854
σ	ベローズに生じる応力 (MPa)	2039
N _{S3}	許容繰返し回数 (回)	368
N ₃	設計繰返し回数 (回)	1
N ₁ /N _{S1} +N ₂ /N _{S2}	既工認における疲労累積係数 (-)	0.104
N ₃ /N _{S3}	重大事故時の疲労係数 (-)	0.0027
Σ N _i /N _{Si}	疲労累積係数 (-)	0.1067

(4) 評価結果

伸縮継手の重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計は 0.1067 で 1 以下であることから、女川原子力発電所 2 号炉の伸縮継手は 200℃、2Pd において耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

伸縮継手の評価結果

伸縮継手については、重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計が最も大きい貫通部(X-36)の伸縮継手を代表記載している。

その他の伸縮継手（代表記載対象を含む）の評価結果を、第2.6.6-1-1表に示す。

第2.6.6-1-1表 伸縮継手の評価結果

貫通部番号	材料	通常運転時の 疲労累積係数	重大事故時の 疲労累積係数	疲労累計 係数の合計
X-10A	SUS316L	0.0633	0.0015	0.0648
X-10B	SUS316L	0.0633	0.0015	0.0648
X-10C	SUS316L	0.0633	0.0015	0.0648
X-10D	SUS316L	0.0633	0.0015	0.0648
X-11	SUS316L	0.0860	0.0019	0.0879
X-12A	SUS316L	0.0310	0.0008	0.0318
X-12B	SUS316L	0.0310	0.0008	0.0318
X-31A	SUS316L	0.0321	0.0010	0.0331
X-31B	SUS316L	0.0321	0.0010	0.0331
X-31C	SUS316L	0.0321	0.0010	0.0331
X-32A	SUS316L	0.0169	0.0004	0.0173
X-32B	SUS316L	0.0169	0.0004	0.0173
X-33A	SUS316L	0.0192	0.0004	0.0196
X-33B	SUS316L	0.0192	0.0004	0.0196
X-34	SUS316L	0.0218	0.0007	0.0225
X-35	SUS316L	0.0212	0.0006	0.0218
X-36	SUS316L	0.104	0.0027	0.1067
X-37	SUS316L	0.0754	0.0022	0.0776
X-50	SUS316L	0.0369	0.0006	0.0375

2.6.7 短管

(1) 評価部位

短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。

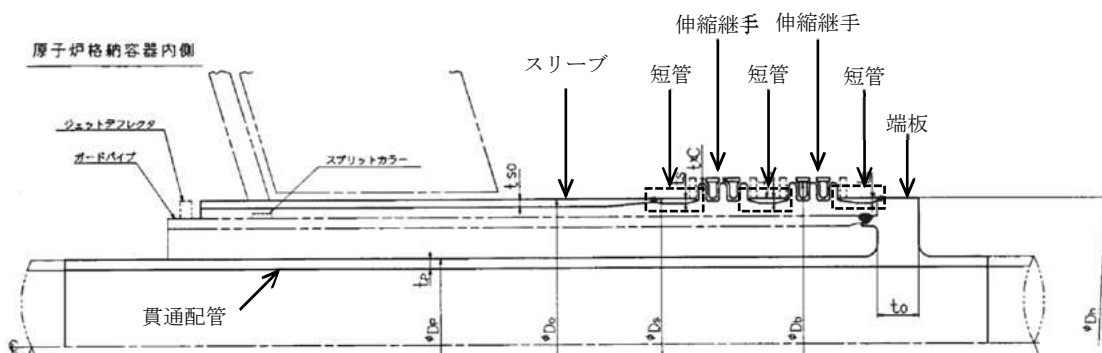
短管の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける短管の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、短管については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の短管（X-10A*）について代表記載し、その他については添付2.6.7-1に結果を記載する。（*：同一形状の短管が複数存在）

第2.6.7-1図に、短管の構造を示す。



第 2.6.7-1 図 短管の構造

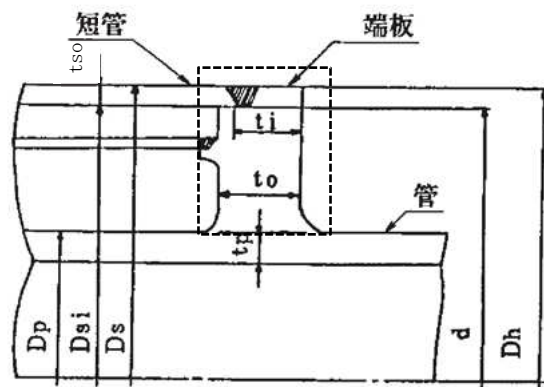
(2) 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃における短管の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下において短管の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

(3) 評価

短管の基本形状を第2.6.7-2図に示す。



第 2.6.7-2 図 短管の基本形状

短管に対し、設計・建設規格のPVE-3611を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = 2 S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

評価の結果、短管の許容圧力は約25.0Pdであり、2Pd以上である。

以下に、評価結果を示す。

貫通部番号		X-10A*
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	281
Do	短管の外径 D _s (mm)	1066.80
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ t _{so} (mm)	20.00
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	10.697
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	25.05

* : 同一形状の短管が複数存在

(4) 評価結果

短管の許容圧力は約25.0Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉の短管は200°C、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

短管の評価結果

本評価においては、許容圧力が最小の短管（X-10A）について代表記載している。

その他の短管（代表記載対象を含む）の評価結果を、第2.6.7-1-1表に示す。

第 2.6.7-1-1 表 短管

貫通部番号	短管諸元						許容圧力 Pa (MPa)
	材料	使用温度 (°C)	S (2/3Su) (MPa)	η	呼び厚さ t_{so} (mm)	D_s (mm)	
X-10A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	1066.80	10.697
X-10B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	1066.80	10.697
X-10C	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	1066.80	10.697
X-10D	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	1066.80	10.697
X-11	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	20.00	457.20	24.388
X-12A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	914.40	12.511
X-12B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	914.40	12.511
X-31A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	660.40	17.443
X-31B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	660.40	17.443
X-31C	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	660.40	17.443
X-32A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	711.20	16.168
X-32B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	711.20	16.168
X-33A	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	762.00	15.067
X-33B	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	762.00	15.067
X-34	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	660.40	17.443
X-35	SGV49 (SGV480 相当)	200	281	1.00	20.00	660.40	17.443
X-36	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	20.00	508.00	21.870
X-37	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	20.00	508.00	21.870
X-50	STS42 (STS410 相当)	200	269	1.00	20.00	609.60	18.127

2.7 電気配線貫通部

(1) 評価部位

電気配線貫通部には高電圧用と低電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに高電圧用又は低電圧用のモジュールが設置されている。

電気配線貫通部(高電圧)は、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッド間を溶接した金属シールと、モジュール内部のブッシング（エチレンプロピレンゴム）により気密性を維持する構造となっている。

また、電気配線貫通部(低電圧)は、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッド間の溶接、ヘッド～モジュール間のメタルOリングによる金属シールと、モジュール内部のエポキシ樹脂により気密性を維持する構造となっている。

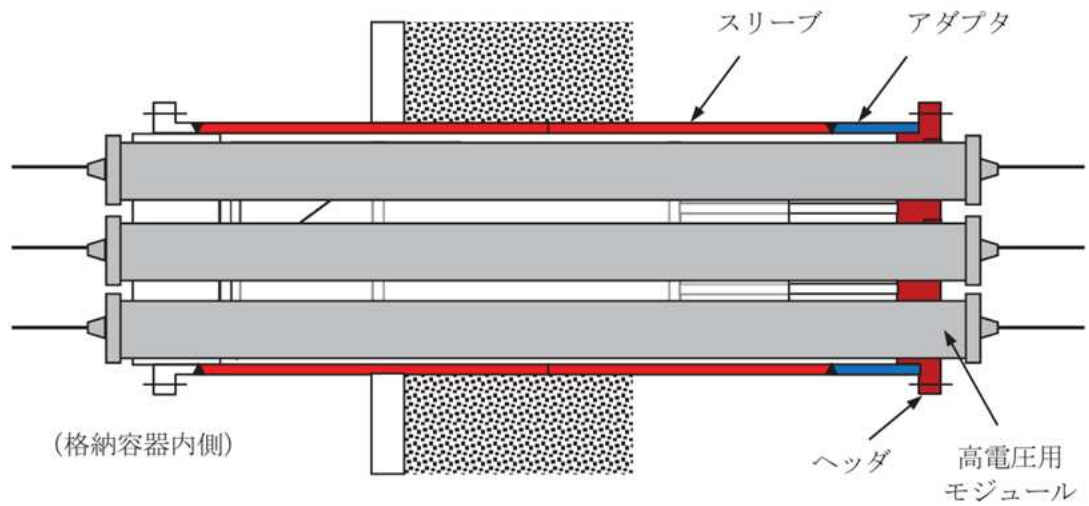
電気配線貫通部のうち、200℃、2Pd の環境下におけるアダプタ及びヘッドの機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、今回の評価条件である、200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力がアダプタ及びヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、アダプタ及びヘッドについては延性破壊を評価する。

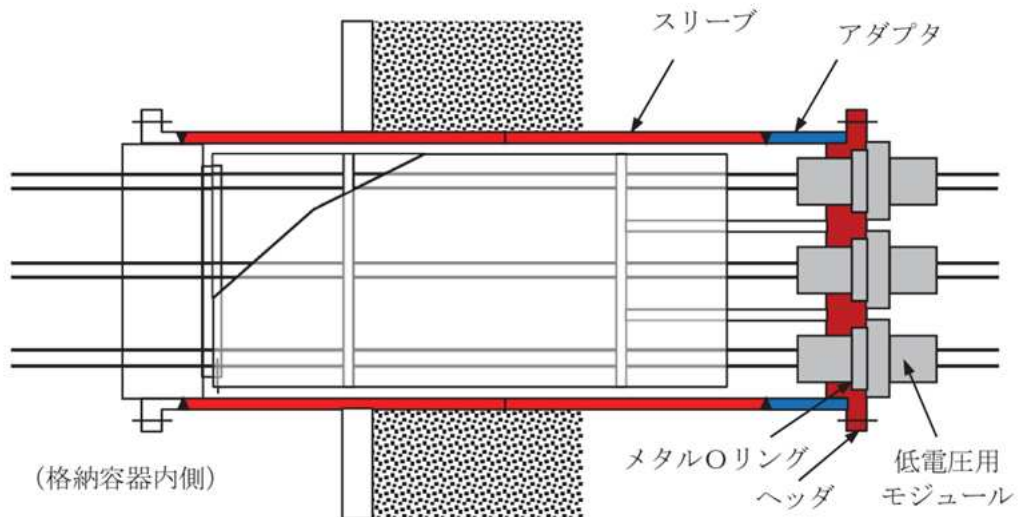
なお、電気配線貫通部におけるスリーブについては、「2.6.2 スリーブ」の中で評価している。

また、モジュールについては、気密性が確保されることを確認する。

電気配線貫通部（高電圧）の構造を第2.7-1図に、電気配線貫通部（低電圧）の構造を第2.7-2図に示す。



第 2.7-1 図 電気配線貫通部（高電圧）の構造



第 2.7-2 図 電気配線貫通部（低電圧）の構造

(2) 評価方針

アダプタ及びヘッドについては、設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200°Cにおけるアダプタ及びヘッドの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200°C、2Pdの環境下においてアダプタ及びヘッドの放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の 2/3 とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子

炉格納容器(クラスMC容器)の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

モジュールについては、既往の電共研において、実機モジュールと同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を200℃、約1.87Pd(0.8MPa)とした環境下におけるモジュールのエチレンプロピレンゴム、エポキシ樹脂の気密性が確認されている。

また、平成2年度から平成14年度に実施されたNUPEC 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)において、モジュールと同等の試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大2.34Pd(1MPa)、約260℃までの耐漏えい性が確認されている。

これらの評価結果を用いて、200℃、2Pdの環境下においてモジュールの気密性が確保されることを確認する。

電気配線貫通部の評価対象と評価方法を第2.7-1表に示す。

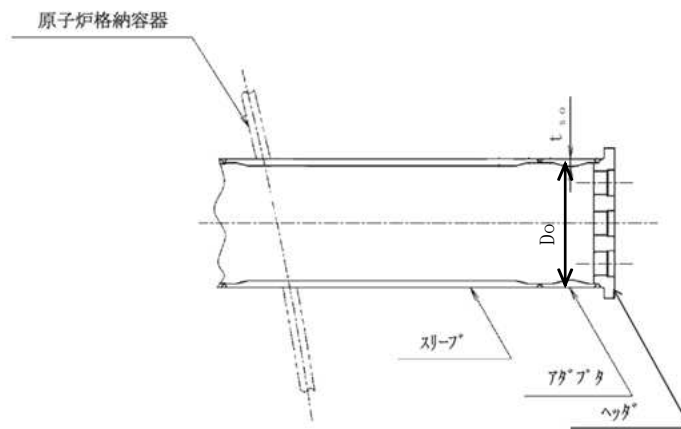
第2.7-1表 電気配線貫通部の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
スリーブ	延性破壊	・「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価
アダプタ	延性破壊	・設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価
ヘッド	延性破壊	・設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価
モジュール	変形, シール能力低下	・電共研, NUPEC の格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価

(3) 評価

a. アダプタの評価

アダプタの基本形状を第2.7-3図に示す。



第2.7-3図 アダプタの基本形状

アダプタに対し、設計・建設規格のPVE-3611を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

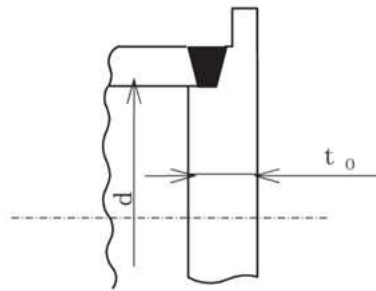
評価の結果、アダプタ（高電圧）の許容圧力は約30.4Pd、アダプタ（低電圧）の許容圧力は約37.0Pdであり、2Pd以上である。

以下に、評価結果を示す。

電気配線貫通部の型式		高電圧	低電圧
材料			
最高使用温度 (°C)		200	200
S (=2/3Su)	許容引張応力(MPa) (最高使用温度での2/3Suを用いて算出)	269	269
Do	アダプタの外径 (mm)		
η	継手効率 (-)	1.00	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)		
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	13.015	15.819
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	30.47	37.04

b. ヘッダの評価

ヘッダの基本形状を第2.7-4図に示す。



第2.7-4図 ヘッダの基本形状

ヘッダに対し，設計・建設規格のPVE-3410を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果，ヘッダ（高電圧）の許容圧力は約33.7Pd，ヘッダ（低電圧）の許容圧力は約69.0Pdであり，2Pd以上である。

以下に，評価結果を示す。

電気配線貫通部の型式		高電圧	低電圧
材料			
最高使用温度 (°C)		200	200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	268	268
d	ヘッダの呼び径 (mm)		
t	呼び厚さ t _o (mm)		
K	ヘッダの取付方法による係数	0.33	0.33
P _a	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	14.405	29.484
P _d	最高使用圧力 (MPa)	0.427	0.427
P _a / P _d	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	33.73	69.04

c. モジュールの評価

(a) 電共研による試験結果に基づく評価（高電圧モジュール）

電気配線貫通部（高電圧）は、モジュールのブッシング（エチレンプロピレンゴム）により気密性を維持しており、既往の電共研「電力共同研究 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験で気密性が確保されることを確認している。

この電共研では、高電圧モジュールを対象として、原子炉格納容器内側の電気ペネトレーション端子箱部分の環境条件を200℃とした場合における電気ペネトレーションの気密性能について検証を行っている。電共研の試験結果を第2.7-2表に示す。

第2.7-2表 電共研の試験結果（高電圧）

種類	原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件			シール部温度(℃)／漏えい有無	
	温度(℃)	圧力(MPa)	時間(h)	一次シール部	二次シール部
高電圧	200(220)	(0.61～ 0.79)	62	194／漏えいなし	44／漏えいなし

・ ()内数値は、記録グラフからの読取値。
・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び高電圧モジュールのハウジング内の圧力は0kPa[gage] (大気圧)で実施。

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を200℃とした試験においては、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいがないことが確認できている。

二次シール部の温度を100℃と想定して、一次シール部の熱劣化条件（194℃／62 時間）を有機物の活性化エネルギー62.802kJ/mol（15kcal/mol）を用いて換算評価を行うと約3641 時間となり、168 時間（7 日間）を上回っている。

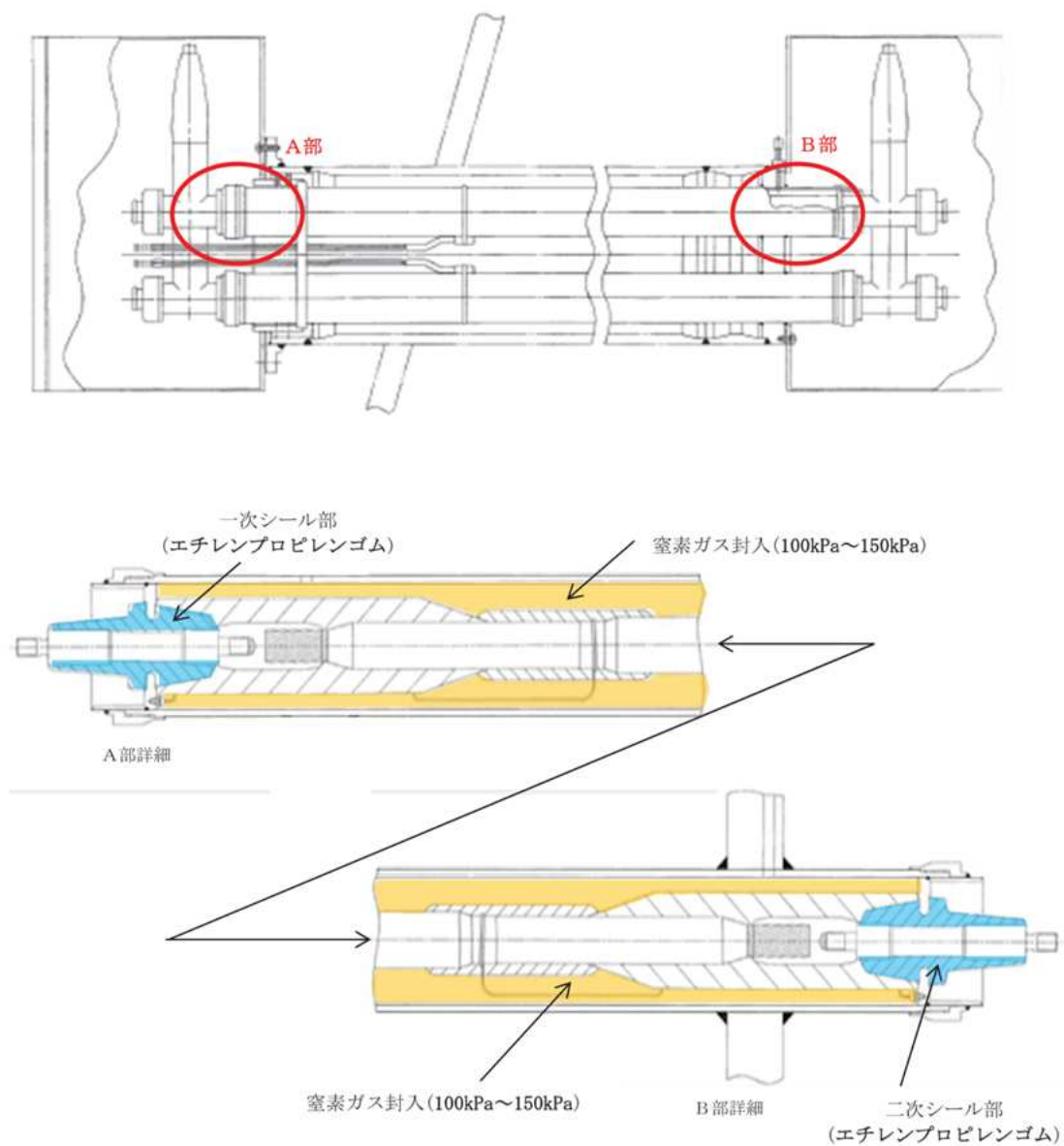
また、圧力についても約1.85Pd(約0.79MPa)時に漏えいがないことが確認できている。

なお、実機の電気配線貫通部（高電圧）のモジュールは、運転中における

シール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約100kPa[gage]～150kPa[gage]の圧力で封入しているため、原子炉格納容器内の圧力が2Pd となった場合においても、モジュールのエチレンプロピレンゴムに加わる圧力は、704kPa～754kPa*となり、電共研の試験圧力790kPa 以下となることから、2Pd での環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。

(* : 854kPa (2Pd) - (100kPa～150kPa) より)

第2.7-5図に電気配線貫通部（高電圧）モジュールの構造図を示す。



第2.7-5図 電気配線貫通部（高電圧）モジュール構造図

(b) 電共研による試験結果に基づく評価（低電圧モジュール）

電気配線貫通部（低電圧）は、モジュールのエポキシ樹脂により気密性を維持しており、既往の電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験で気密性が確保されることを確認している。この電共研では、低電圧モジュールを対象として、原子炉格納容器内側の電気ペネトレーション端子箱部分の環境条件を200℃とした場合における電気ペネトレーションの気密性能について検証を行っている。電共研における試験結果を第2.7-3表に示す。

第2.7-3表 電共研の試験結果（低電圧）

種類	原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件			シール部温度(℃)／漏えい有無	
	温度(℃)	圧力(MPa)	時間(h)	一次シール部	二次シール部
低電圧	200(230)	(0.60～ 0.81)	62	137／漏えいなし	68／漏えいなし

・ ()内数値は、記録グラフからの読取値。
・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び低電圧モジュールのハウジング内の圧力は0kPa[gage]（大気圧）で実施。

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を200℃とした試験においては、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいがないことが確認できている。

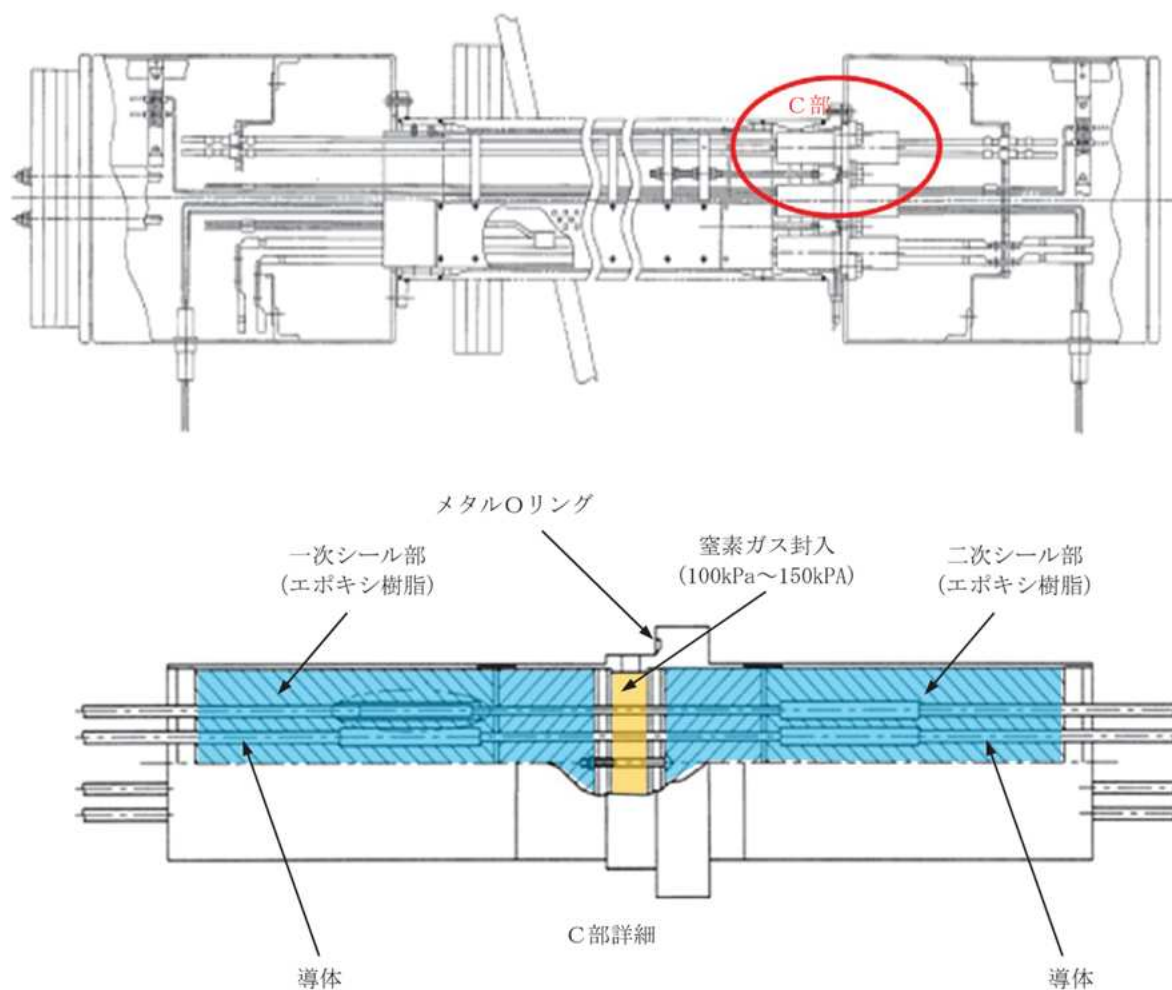
二次シール部の温度を100℃と想定して、一次シール部の熱劣化条件（137℃／62時間）を有機物の活性化エネルギー62.802kJ/mol（15kcal/mol）を用いて換算評価を行うと約384時間となり、168時間（7日間）を上回っている。

また、圧力についても約1.89Pd（約0.81MPa）時に漏えいがないことが確認できている。

なお、実機の電気配線貫通部（低電圧）のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約100kPa[gage]～150kPa[gage]の圧力で封入しているため、原子炉格納容器内の圧力が2Pdと

なった場合においても、モジュールのエポキシ樹脂に加わる圧力は、704kPa～754kPa*となり、電共研の試験圧力810kPa 以下となることから、2Pd での環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。（*：854kPa (2Pd) - (100kPa～150kPa) より）

第2.7-6図に電気配線貫通部（低電圧）モジュールの構造図を示す。



第2.7-6図 電気配線貫通部（低電圧）モジュール構造図

(c) NUPECによる試験結果に基づく評価

平成2年度から平成14年度に実施されたNUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）において、モジュールの気密性の確認、漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験が行われている。

この試験結果を第2.7-4表に示す。

第2.7-4表 NUPECの試験結果

種類	AM環境下の健全性確認試験			
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	漏えい有無
高電圧モジュール	200	0.8	20	漏えいなし
低電圧モジュール	200	0.8	20	漏えいなし

試験結果から、200°C、約1.87Pd(0.8MPa)時に漏えいがないことが確認できている。

なお、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約100kPa[gage]～150kPa[gage]の圧力で封入しているため、原子炉格納容器内の圧力が2Pd となった場合においても、モジュールのエポキシ樹脂に加わる圧力は、704kPa～754kPa*となり、電共研の試験圧力810kPa 以下となることから、2Pd での環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。(* : 854kPa(2Pd) - (100kPa～150kPa) より)

(4) 評価結果

電気配線貫通部（高電圧）の許容圧力は、アダプタで約30.4Pd、ヘッダで約33.7Pdであり、電気配線貫通部（低電圧）の許容圧力は、アダプタで約37.0Pd、ヘッダで約69.0Pdである。

また、モジュールのブッシング（エチレンプロピレンゴム）、エポキシ樹脂は、電共研及びNUPECの試験結果から200°C、2Pdにおいて気密性を確保できることを確認した。

これより、女川原子力発電所2号炉の電気配線貫通部は200°C、2Pdにおいて耐圧部材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

2.8 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁は、非金属材料シール材を使用しており、200℃、2Pd の環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。

また、200℃、2Pd の環境下における弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができるが、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁について、シール能力及び延性破壊を評価する。

なお、上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。

- ・弁の呼び圧力は、各配管のラインの設計圧力に応じて、レーティング設計に基づき適切に選定されており、200℃、2Pd を考慮した場合においても、耐圧性上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシール部には、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー及び評価対象リストを添付2.8-1に示す。

2.8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

(1) 評価部位

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造を、第2.8.1-1図に示す。



第2.8.1-1図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造

(2) 評価方針

a. 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部及び弁ふたシール部にEPDM材を使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部及び弁ふたシール部については、金属製シート又は黒鉛材への変更、若しくはより耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。金属製シート又は黒鉛材は、200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。改良EPDM材は、200℃、2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験を実施し、シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

(3) 評価

a. 隔離機能

金属製シートはメタルタッチ構造であり、また黒鉛材は十分な耐熱性を有しているのため、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。また、改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を、第2.8.1-2表に示す。

第2.8.1-2表 圧縮永久ひずみ試験結果

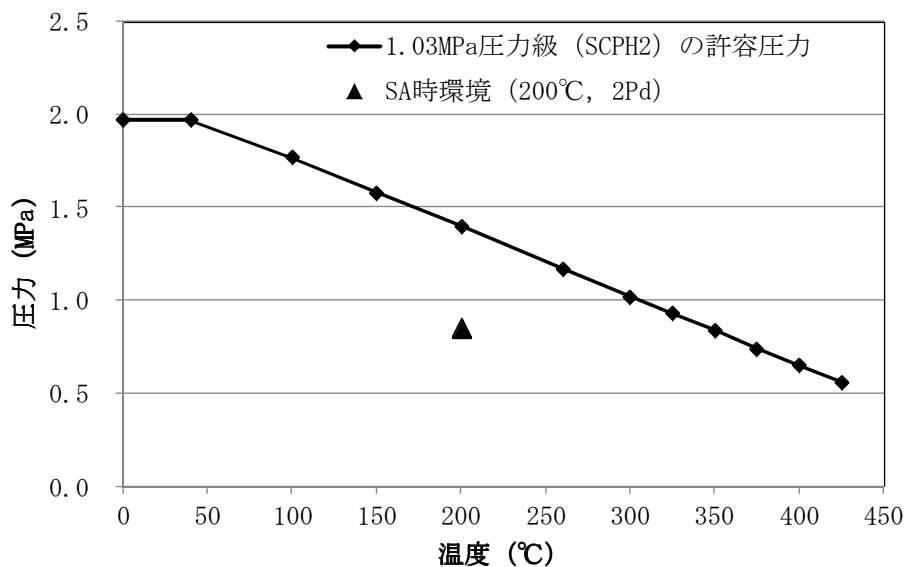
試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し、完全に回復した状態を0%。

b. 耐圧機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第2.8.1-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第2.8.1-2図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の
温度－許容圧力

(4) 評価結果

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の隔離機能については、金属製シートはメタルタッチ構造であり、また黒鉛材は十分な耐熱性を有しているため、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であり、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果より、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

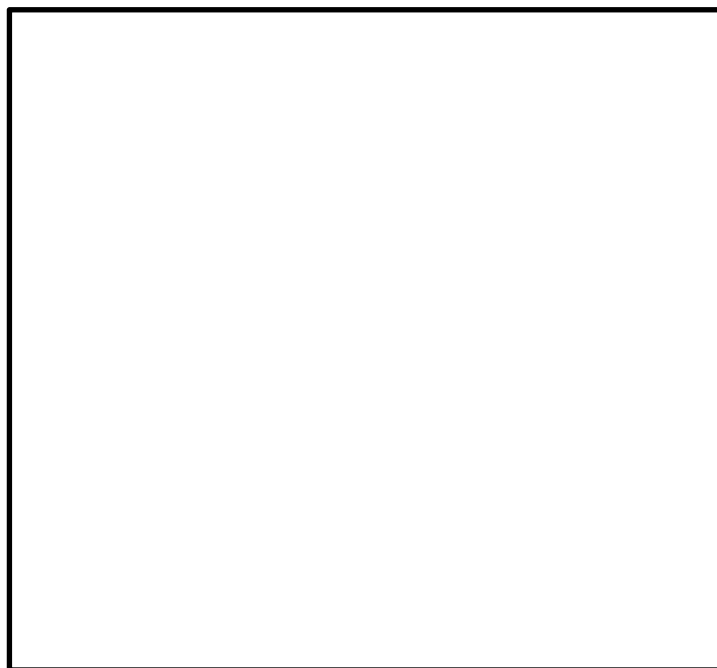
また、原子炉格納容器調気系バタフライ弁の耐圧機能については、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器調気系バタフライ弁は200°C、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

2.8.2 移動式炉心内計装系電磁弁

(1) 評価部位

移動式炉心内計装系電磁弁の構造を，第 2.8.2-1 図に示す。



第 2.8.2-1 図 移動式炉心内計装系電磁弁の構造

(2) 評価方針

a. 隔離機能

移動式炉心内計装系電磁弁は，弁体シート部及び弁ふたシール部にEPDM材を使用しており，シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため，弁体シート部については，金属製シートへの変更，弁ふたシール部については，より耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。金属製シートは，200℃，2Pdの環境下における健全性を有している。改良EPDM材は，200℃，2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験を実施し，シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し，200℃，2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

(3) 評価

a. 隔離機能

金属製シートはメタルタッチ構造であるため、200℃、2Pdの環境下においても、シール機能を確保可能である。また、改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を、第2.8.2-1表に示す。

第2.8.2-1表 圧縮永久ひずみ試験結果

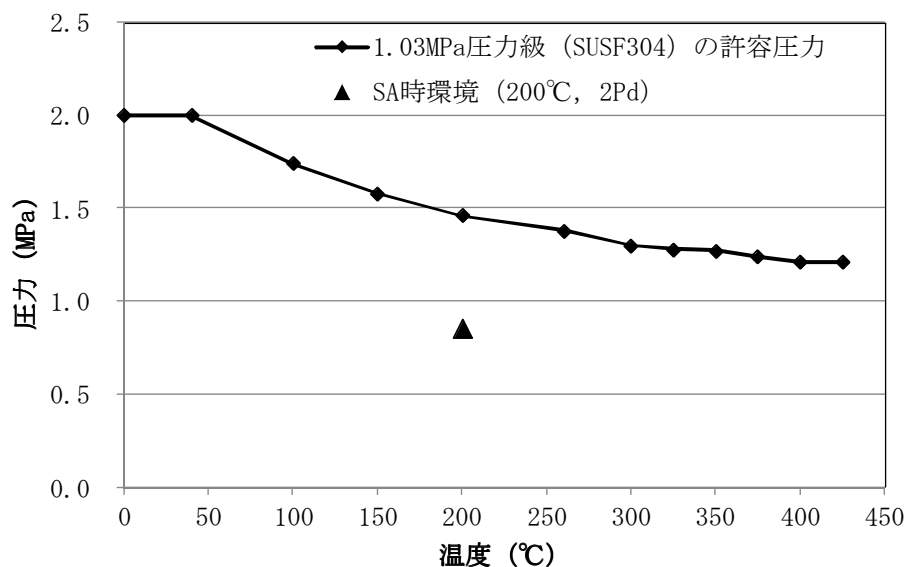
試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し、完全に回復した状態を 0%。

b. 耐圧機能

移動式炉心内計装系電磁弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.46MPa(約3.4Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第2.8.2-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第2.8.2-2図 移動式炉心内計装系電磁弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の
温度－許容圧力

(4) 評価結果

移動式炉心内計装系電磁弁の隔離機能については、金属製シートは、メタルタッチ構造のため、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であり、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果より、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

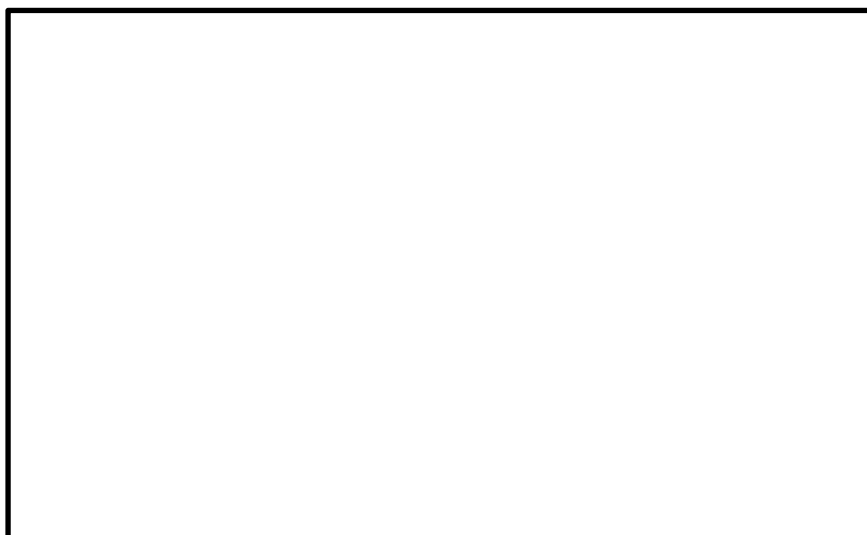
また、移動式炉心内計装系電磁弁の耐圧機能については、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.46MPa(約3.4Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の移動式炉心内計装系電磁弁は200°C、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

2.8.3 移動式炉心内計装系ボール弁

(1) 評価部位

移動式炉心内計装系ボール弁の構造を，第2.8.3-1図に示す。



第2.8.3-1図 移動式炉心内計装系ボール弁の構造

(2) 評価方針

a. 隔離機能

移動式炉心内計装系ボール弁は，弁座シート部にフッ素樹脂，弁ふたシール部にシリコンゴムを使用しており，シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため，弁座シート部及び弁ふたシール部については，より耐性の高いPEEK材又は改良EPDM材への変更を実施することとしているため，PEEK材は一般的な材料特性の確認により，改良EPDM材は圧縮永久ひずみ試験の結果により，シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し，200℃，2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

(3) 評価

a. 隔離機能

PEEK材の一般的な材料特性より、PEEK材は200℃以上の耐高温性があり、シール機能を確保できることを確認した。PEEK材の材料特性を第2.8.3-1表に示す。

第2.8.3-1表 PEEK材の材料特性

項目	PEEK材
耐熱温度(℃)	250
耐放射線性(Gy)	約10 ⁷

また、改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を、第2.8.3-2表に示す。

第2.8.3-2表 圧縮永久ひずみ試験結果

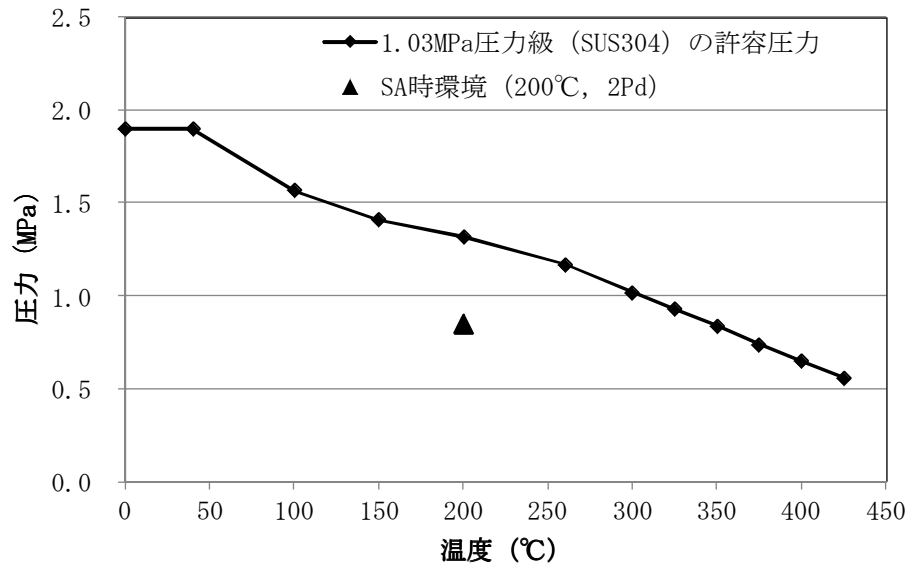
試験温度	200 ℃
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 h
ひずみ率*	<input type="text"/> %

*：材料を圧縮し、完全に回復した状態を0%。

b. 耐圧機能

移動式炉心内計装系ボール弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.32MPa(約3.0Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第2.8.3-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第2.8.3-2図 移動式炉心内計装系ボール弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の
温度－許容圧力

(4) 評価結果

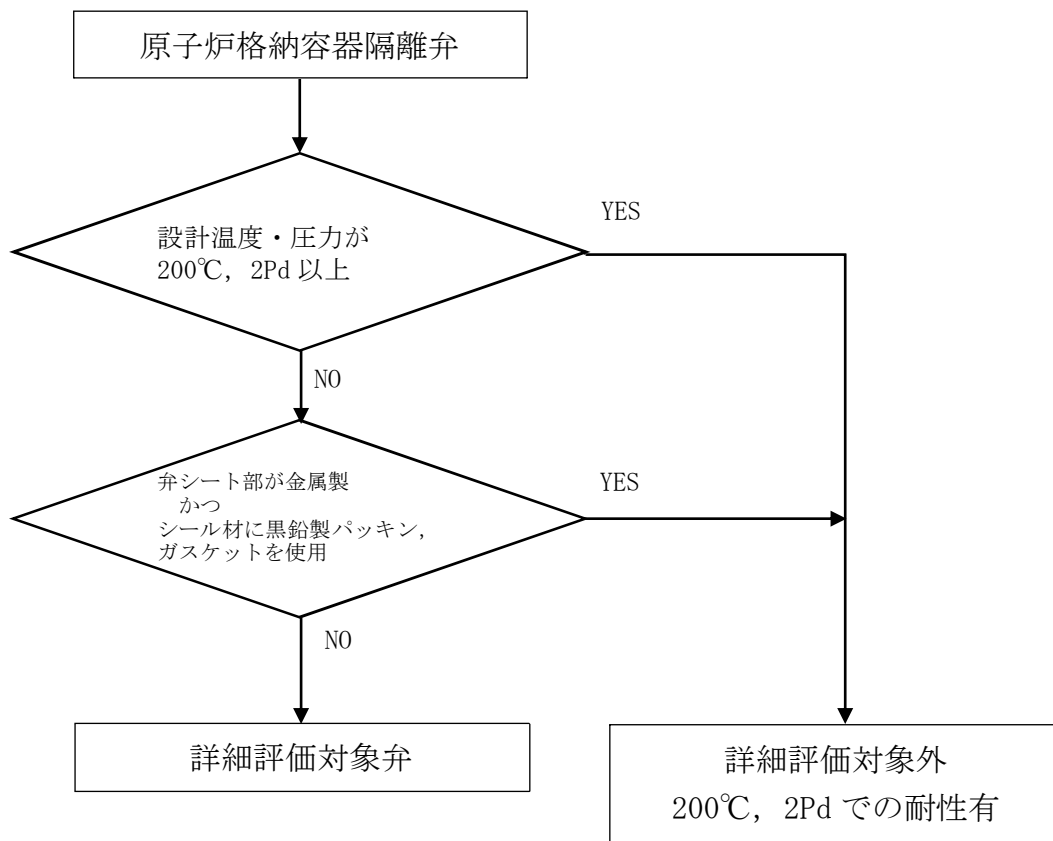
移動式炉心内計装系ボール弁の隔離機能について、PEEK材の一般的な材料特性より、PEEK材は200°C以上の耐高温性があり、シール機能を確保できることを確認した。また、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果より、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

また、移動式炉心内計装系ボール弁の耐圧機能について、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.32MPa(約3.0Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の移動式炉心内計装系ボール弁は200°C、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー及び評価対象リスト

今回評価を実施した評価対象の抽出フローを第2.8-1-1図，評価対象リストを第2.8-1-1表に示す。



第 2.8-1-1 図 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

第2.8-1-1表 原子炉格納容器隔離弁の評価対象リスト

弁番号	弁名称	弁箱材料	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	弁体シート部材料		弁座シート部材料		弁ふたシール部材料	
					現行材	代替材	現行材	代替材	現行材	代替材
C51-F081A	TIP バルブアセンブリ (ボール弁)		0.427	171						
C51-F081B	TIP バルブアセンブリ (ボール弁)		0.427	171						
C51-F081C	TIP バルブアセンブリ (ボール弁)		0.427	171						
C51-F081D	TIP バルブアセンブリ (ボール弁)		0.427	171						
C51-F083	TIP パージ隔離弁 (電磁弁)		0.427	171						
T48-F001	パージ用空気供給側隔離弁		0.427	171						
T48-F002	D/W パージ用入口隔離弁		0.427	171						
T48-F003	S/C パージ用入口隔離弁		0.427	171						
T48-F005A	格納容器外真空逃がし隔離弁 (A)		0.427	104						
T48-F005B	格納容器外真空逃がし隔離弁 (B)		0.427	104						
T48-F016	パージ用窒素ガス供給側第二隔離弁		0.427	171						
T48-F019	D/W ベント用出口隔離弁		0.427	171						
T48-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁		0.427	171						
T48-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁		0.427	171						
T48-F022	S/C ベント用出口隔離弁		0.427	171						
T48-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁		0.427	171						

補足 19-194

24. 重要事故シーケンス等の選定

(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	TQV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>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。</p>	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	TQV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>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。</p>	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	—	—	<p>【事象進展緩和の余裕時間の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉が高圧の状態では炉心損傷に至るシーケンスは、長期 TB、TBU、TBD、S2E 及び TQUX。 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。 <p>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。</p>	TQUX

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (ノ 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>【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】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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) がペデスタル部に滞留する LOCA は対象外とする。 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。 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ペデスタルに落下する。 「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、ペデスタル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。 <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、ペデスタル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>【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】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 LOCA はペデスタル部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。 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ペデスタルに落下する。 「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。 <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ペデスタル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>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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室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。 <p>【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内が室素置換され、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。 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。 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。 <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

(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。

25. ドライウェル水位の上昇による計測設備等への影響について

外部水源による原子炉への注水，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等を継続した場合，サブプレッションチェンバの水位が上昇し，真空破壊装置の水没以降はベント管への逆流によりドライウェルの水位が上昇する。外部水源注水量限界（3,800 m³）に到達した場合，ドライウェルの水位はドライウェル床面（O.P. 1150）から最大約 4m（O.P. 約 5150）の高さとなる。重大事故等時にドライウェル水位の上昇の影響を受ける機器として，計測設備への影響を評価する。

ドライウェル内に設置する重大事故等時に使用する計測設備のうち，ドライウェル水位が約 4m（O.P. 約 5150）になった場合に水没する計器としては，複数ある格納容器内温度計（ドライウェル）の一部及び格納容器下部水位計がある。格納容器内温度計（ドライウェル）及び格納容器下部水位計については，検出器から電気配線貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで水没により計測不能とならない設計としており，また，水没する格納容器内温度計（ドライウェル）は水位が低下することにより，ドライウェルの雰囲気温度を測定することが可能となる。

表 25-1 に重大事故等時に使用するドライウェル内の計測設備の設置高さ，図 25-1 に重大事故等時に使用するドライウェル内の計測設備の配置図を示す。

表 25-1 重大事故等時に使用するドライウエル内の計測設備の設置高さ

計測設備 (※1)		個数	検出器設置高さ	水没の有無
①	原子炉圧力容器温度計	5		水没しない
②	格納容器内温度計 (ドライウエル)	11		3 個水没する
③	格納容器下部水位計	2	(※2)	水没する

※1：表中の丸数字は図 25-1 の丸数字に対応する。

※2：格納容器下部水位計の設置高さについては設計中。



※：原子炉圧力容器温度計は原子炉圧力容器表面に配置。

図 25-1 重大事故等時に使用するドライウエル内の計測設備の配置図

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。

2 6 . LPRM 較正用導管等破損時の影響について

(1) LPRM 較正用導管等の破損について

燃料が露出し炉心部が高温になると、炉外への取出し機構のある核計装配管（LPRM 較正用導管及び SRNM ドライチューブ）が破損し、炉内の蒸気及び炉心溶融物が D/W に漏えいする可能性がある。本件は、福島第一原子力発電所事故時にも発生した可能性が指摘されており、未解明問題の一つとして検討がなされている^{※1}。（図 26-1 参照）。

仮に、LPRM 較正用導管等の破損による漏えいが生じたとしても、LPRM 較正用導管等内部で炉心溶融物が固化し閉塞することも考えられ不確かさが大きい事象である。

現時点で検討中の事項であり、評価上考慮していないが、格納容器破損防止対策の成立性を確認する観点から下記の通り影響は小さいと推定している。

（評価への影響）

- ・ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスは、大破断 LOCA を起因事象としており、大口徑の破断口から高温ガス・蒸気が放出されるため、LPRM 較正用導管等の小口径配管からの蒸気漏えいを考慮しても影響は小さく、現状の評価事象に包絡される。
- ・ 「溶融炉心・コンクリート相互作用」等の圧力容器破損時の評価は、CRDハウジング逸出による下部プレナムからの炉心溶融物の全量落下を想定しており、LPRM 較正用導管等の小口径から炉心溶融物の漏えいを考慮したとしても影響は小さく、現状の評価事象に包絡される。

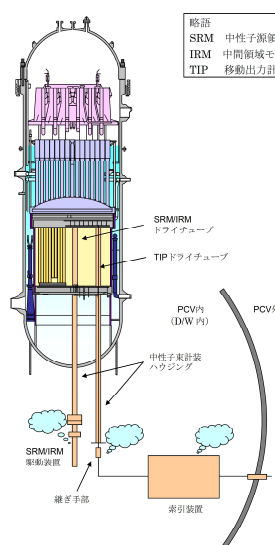


図 26-1 炉内核計装からの漏えいパス

(2) 感度解析

LPRM 較正用導管等の破損時の蒸気漏えいの影響を検討するため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の評価事故シーケンスを対象とし、「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失」に加えて、事象進展に伴い LPRM 較正用導管等が破損する想定で解析を実施した。

a. 主要解析条件（LPRM 較正用導管等の破損条件）

項目	入力値	備考
LPRM 較正用導管等の破損面積		LPRM 較正用導管及びSRNMドライチューブの全数破損（閉塞なし）
LPRM 較正用導管等の破損条件	燃料最高温度 $\geq 1700\text{K}$	構造材である SUS の融点

b. 解析結果

格納容器温度の最大値を表 26-1 に、格納容器温度の変化を図 26-2 に示す。

大破断 LOCA 発生後、約 14 分で燃料最高温度が 1700K に到達し、LPRM 較正用導管等が破損する。これにより格納容器にガスが放出されるが、格納容器最高温度は約 187°C であり、ベースケース（LPRM 較正用導管等破損なし）と同等であることから、LPRM 較正用導管等破損による事象進展への影響は小さい。

※1. 東京電力、「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心。格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第 2 回進捗報告」, 平成 26 年 8 月 6 日)

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。

表 26-1 格納容器最高温度の解析結果

	LPRM 較正用導管等破損あり (感度解析ケース)	LPRM 較正用導管等破損なし (ベースケース)
格納容器最高温度	約 187°C	約 187°C

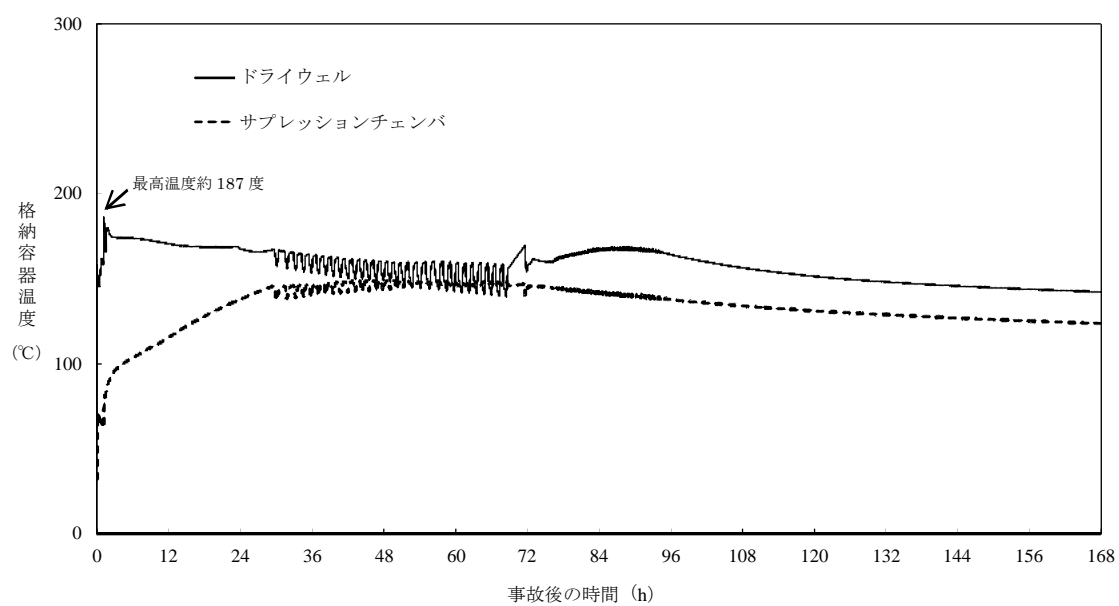


図 26-2 格納容器温度の変化

27. 重大事故時におけるベント実施時の待避時間について

重大事故時において、原子炉格納容器圧力逃がし装置からのベント実施時には、プルーム通過中の被ばくを低減するため、運転員は中央制御室待避所に待避する。この待避所は、空気ポンベにより加圧することで、放射性物質の流入を防護する。

待避時間の設定にあたっては、大気中に放出されたプルームからのガンマ線による線量評価を実施した。原子炉建屋近傍での評価結果を第 27-1 図に示す。ベントから 10 時間後には、プルームからの線量は十分低下していることから、待避時間を 10 時間としている。

なお、実際の屋外の雰囲気線量は、プルームからの線量と地表面に沈着した放射性物質からの線量の合計値となる。



第 27-1 図 ベント実施時のプルームからの線量

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。