

2018年4月6日  
日本原子力発電株式会社

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

## 目 次

1. はじめに	39-4-1
2. 基準の規定内容	39-4-3
2.1 設置許可基準規則第 39 条（S A 施設）の規定内容	
2.2 設置許可基準規則第 4 条（D B 施設）の規定内容	
2.3 JEAG4601 の規定内容	
3. S A 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針	39-4-10
4. 荷重の組合せの検討手順	39-4-15
5. 荷重の組合せの検討結果	39-4-19
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断	
5.2 荷重の組合せの検討結果	
5.2.1 全般施設	
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
5.2.4 S A 施設の支持構造物	
6. 許容応力状態の検討結果	39-4-46
6.1 全般施設	
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
6.4 S A 施設の支持構造物	
7. まとめ	39-4-50

（補足 1） S A 施設に対する許容応力状態の考え方

（補足 2） 事象発生確率の考え方

(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてもよい理由

#### 添付資料

1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方
5. 対象設備、事故シーケンス、荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について
9. 東海第二発電所における運転状態V(LL)の適切性について
10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

#### 参考資料

[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈7

[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2(抜粋)

[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)

[参考5] JEAG4601(抜粋)

[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について

〔参考 8〕 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について

重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。重大事故等時、代替循環冷却系を使用することにより原子炉格納容器内温度を 100℃未満に低下させることができる。

しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、代替循環冷却系も使用できなくなるが、この場合には格納容器ベントを行うことにより原子炉格納容器除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、サプレッション・プール水温が飽和状態で維持されることとなるため、サプレッション・プール水温を 100℃未満にできず、サプレッション・プール最高使用温度近くで長期間推移することとなる。

そのため、原子炉格納容器温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討に当たっては事故発生 30 日後の崩壊熱が除去可能であることを目標とした。

重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修により復旧し、原子炉格納容器の除熱を実施するが、残留熱除去系の機能回復が困難な場合を想定し、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱システムによる原子炉格納容器除熱」を構築する。

## 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱

### < 実現可能性 >

重大事故等時，格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合，残留熱除去系を復旧し，サプレッション・プール水の冷却を実施する。また，残留熱除去系の復旧が困難な場合には，可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱を構築する。

この対応には，可搬型設備を運搬・設置する等の作業を伴うが，事前に可搬型設備等を準備しておくことにより，1 ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち，可搬ポンプの吸込み箇所は，原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁とし，耐熱ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については，耐熱ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟大物搬入口に設置する可搬型熱交換器と接続する構成とする。可搬型熱交換器の出口側については低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁と耐熱ホースで接続する構成とする。可搬型熱交換器の二次系については，可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水できる構成とする。

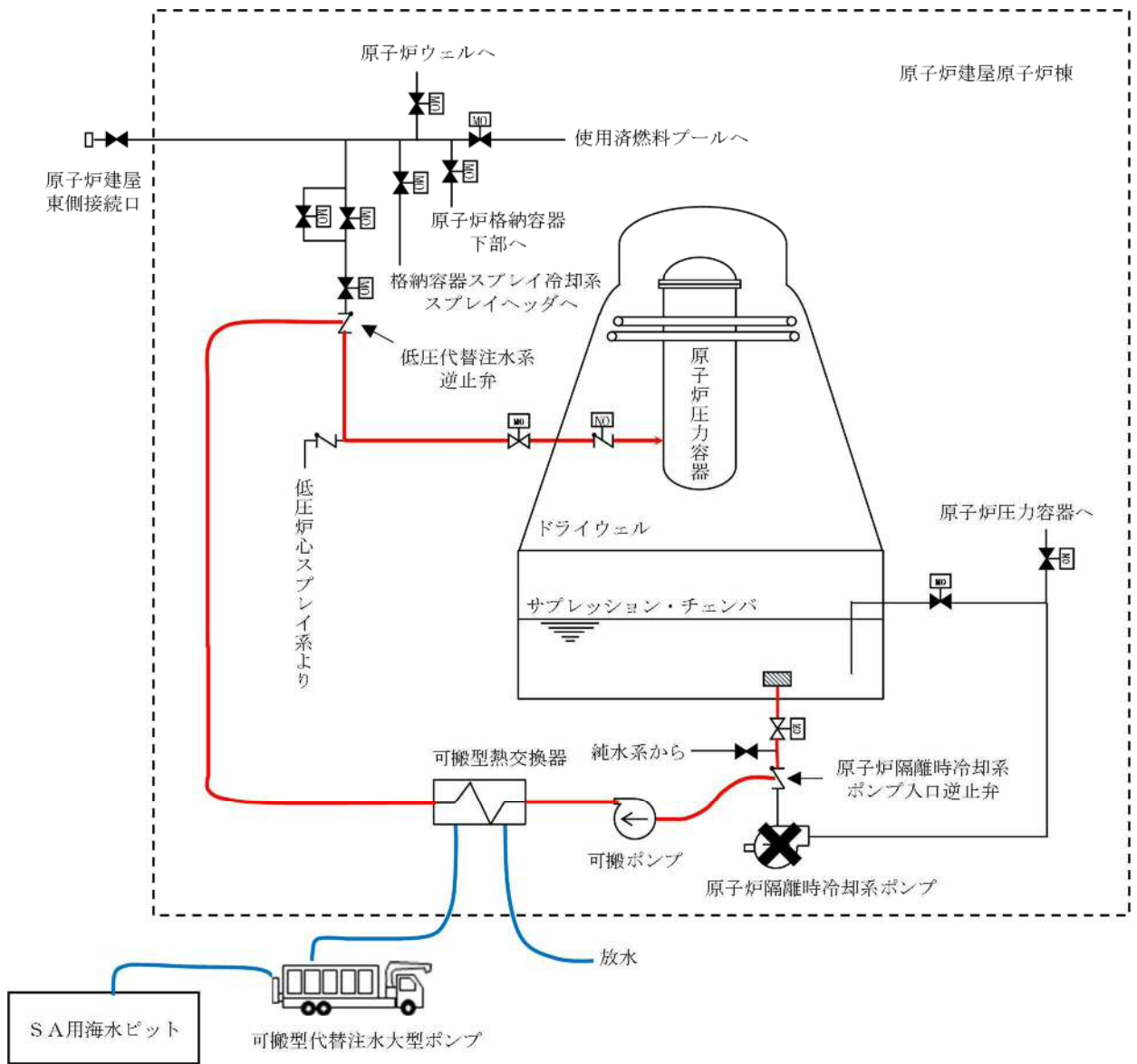


図1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統概略図

表 1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の構築に必要な作業

作業	所要期間
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し，耐熱ホース取付	これらの作業は，1ヵ月程度で準備可能と考えている。
可搬ポンプ準備	
可搬型熱交換器準備	
通水試験等	

<効果>

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、事象発生約 30 日後まで格納容器ベントによる除熱を行った後、可搬型原子炉格納容器除熱系統による除熱とした場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量は、事故発生 30 日後の崩壊熱除去相当以上の流量として  $100\text{m}^3/\text{h}$  とし、低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水及び格納容器ベントを停止するとともに、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を注入（総注入流量  $200\text{m}^3/\text{h}$ ）する。

図 2～4 に原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器気相部温度，サプレッション・プール水温の推移を示す。図 3 及び図 4 に示すとおり，可搬型原子炉格納容器除熱系により，原子炉格納容器気相部温度，サプレッション・プール水温を低減させることができる。

なお，本評価のように，格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では，格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され，原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型原子炉格納容器除熱系統）の運転を開始する場合，サプレッション・プール水温が  $100^\circ\text{C}$  を下回ると，飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって，可搬型原子炉格納容器除熱系統の運転を開始する前には，原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために，原子炉格納容器内へ窒素を注入する。



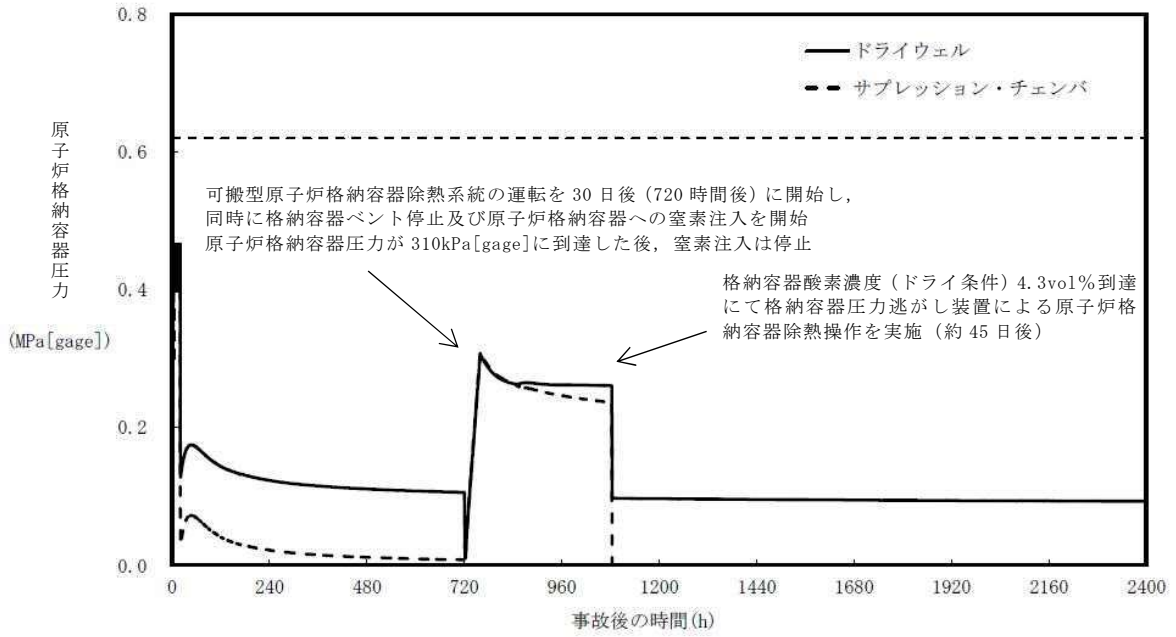


図2 原子炉格納容器圧力の推移

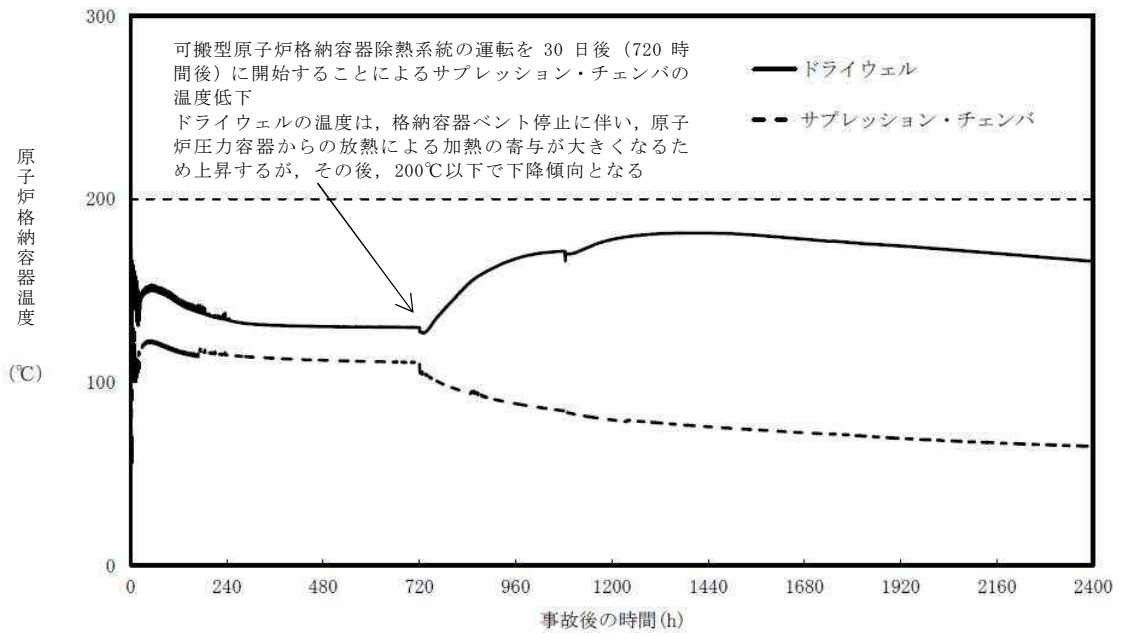


図3 原子炉格納容器気相部温度の推移

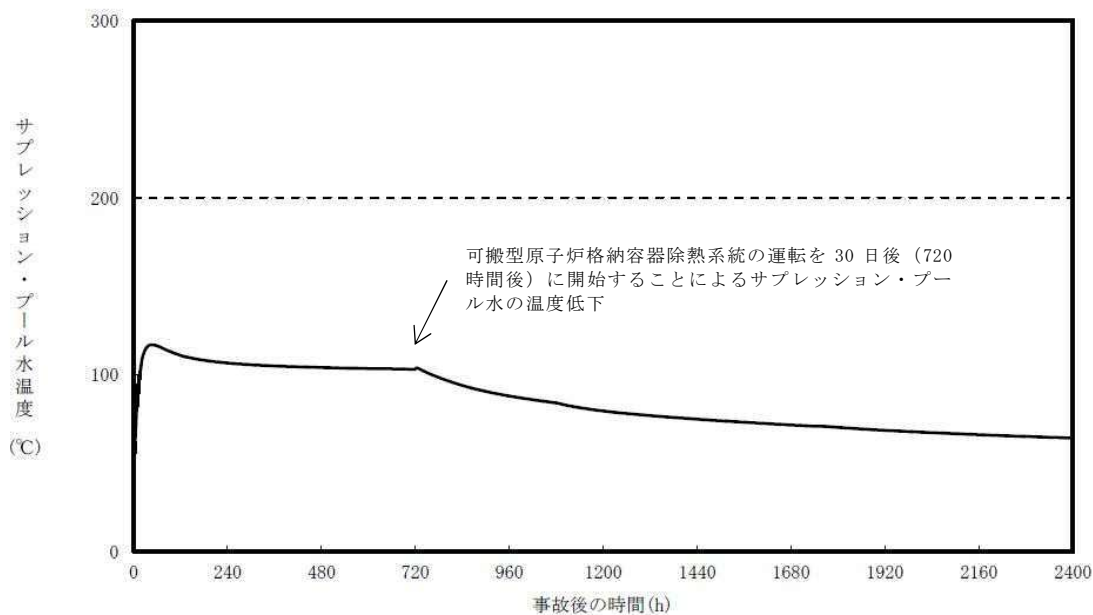


図 4 サプレッション・プール水温度の推移

#### <系統成立性評価>

可搬型原子炉格納容器除熱系統は、事故発生 30 日後の崩壊熱相当（約 5.7MW）を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。

評価に当たっては「①可搬ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で原子炉建屋原子炉棟地下 2 階に設置する可搬ポンプの必要 NPSH が、系統圧力損失を考慮して有効 NPSH を満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生 30 日後の崩壊熱相当（約 5.7MW）を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

#### ① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要

NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH  $\geq$  必要 NPSH）を満足する必要がある。

このため、本評価では図 5 の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力（サプレッション・チェンバ）、サプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管（原子炉隔離時冷却系配管及び耐熱ホース）圧力損失により求められる有効 NPSH と、可搬ポンプの必要 NPSH を比較することで、ポンプの成立性を確認する。

有効 NPSH の評価式は以下のとおりであり、評価結果は表 2 に示すとおり、ポンプの NPSH 評価は成立する。

$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

$P_a$  : 水源気相部の圧力 [m]

$P_v$  : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]

$H$  : 静水頭（水源水位～ポンプ） [m]

$\Delta H$  : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]

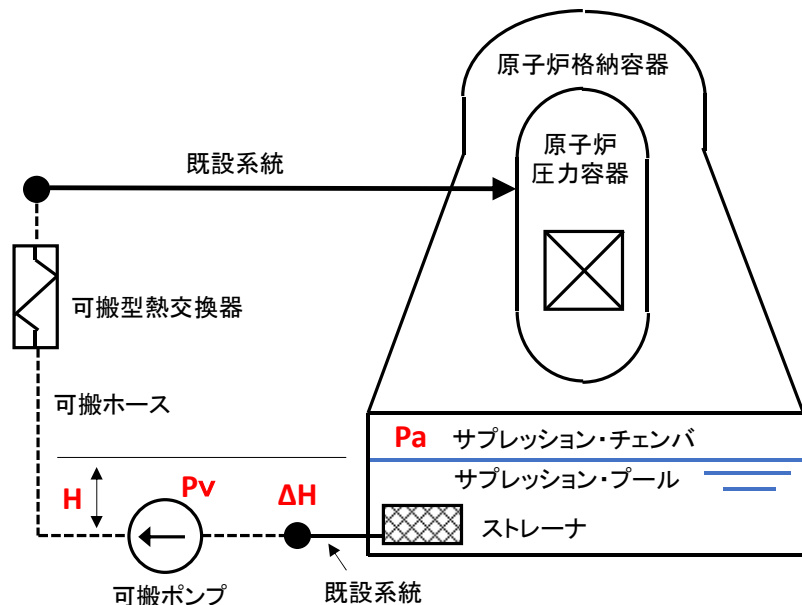


図 5 可搬型原子炉格納容器除熱系統の NPSH 評価

表 2 NPSH 評価結果

項目		評価条件	設定根拠
Pa	サプレッション・チェンバ圧力 (水頭換算値)	14.6m	安全解析における事故発生 30 日後のサプレッション・チェンバ圧力 (0.143MPa) の水頭換算値
Pv	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	14.6m	安全解析における事故発生 30 日後のサプレッション・プール水飽和温度 110℃での飽和蒸気圧
H	サプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	約 5.9m	サプレッション・プール水位は通常最低水位 (EL. 2.9m) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋原子炉棟地下 2 階床上 1m を想定し EL. -3.0m とする。
ΔH	吸込配管圧損 (原子炉隔離時冷却系配管)		原子炉隔離時冷却系ストレーナ～耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (100m <sup>3</sup> /h)
	吸込配管圧損 (耐熱ホース)		可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (100m <sup>3</sup> /h)
	原子炉隔離時冷却系ストレーナ圧損		原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損 (100m <sup>3</sup> /h)
	合計		配管, ホース, ストレーナ圧損合計
有効 NPSH			$Pa - Pv + H - \Delta H$
必要 NPSH			可搬ポンプの必要 NPSH
成立性評価		○	有効性 NPSH > 必要 NPSH

## ② 流量評価

可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統流量は、後述する評価により  $100\text{m}^3/\text{h}$  以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。

流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図 1 の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点が、ポンプの動作点となるため、そのポンプの動作点の流量を確認する。

その結果は図 6 に示すとおり、 $100\text{m}^3/\text{h}$  以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量  $100\text{m}^3/\text{h}$  時の圧力損失を表 3 に示す。

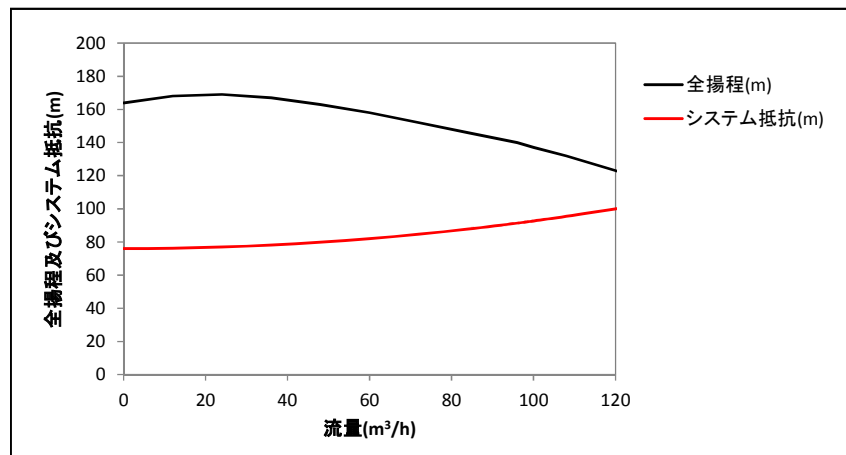


図 6 可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量評価結果

表 3 圧力損失内訳

流量		100m <sup>3</sup> /h
配管・弁類圧力損失	常設ライン	
	耐熱ホース	
	可搬型熱交換器	
静水頭	水源	EL. 2.9m (通常最低水位)
	注水先	
圧力差	水源	0.465MPa
	注水先	0.920MPa
		約 46.4m
システム抵抗 (圧力損失)		

③ 除熱量評価

②の評価結果のとおり，可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量は  $100\text{m}^3/\text{h}$  以上確保可能であることから，そのときの系統の除熱量を評価した。

評価条件は表 4 に示すとおりであり，可搬型熱交換器の性能及び可搬型代替注水大型ポンプによる海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ，事故発生 30 日後の崩壊熱相当（約 5.7MW）を除熱できることを確認した。

表 4 可搬型熱交換器の除熱量評価条件

可搬型熱交換器	淡水系	1 次側入口温度	$100^{\circ}\text{C}$
		1 次側流量	$100\text{m}^3/\text{h}$
	海水系	海水温度	$32^{\circ}\text{C}$
		海水流量	$300\text{m}^3/\text{h}$

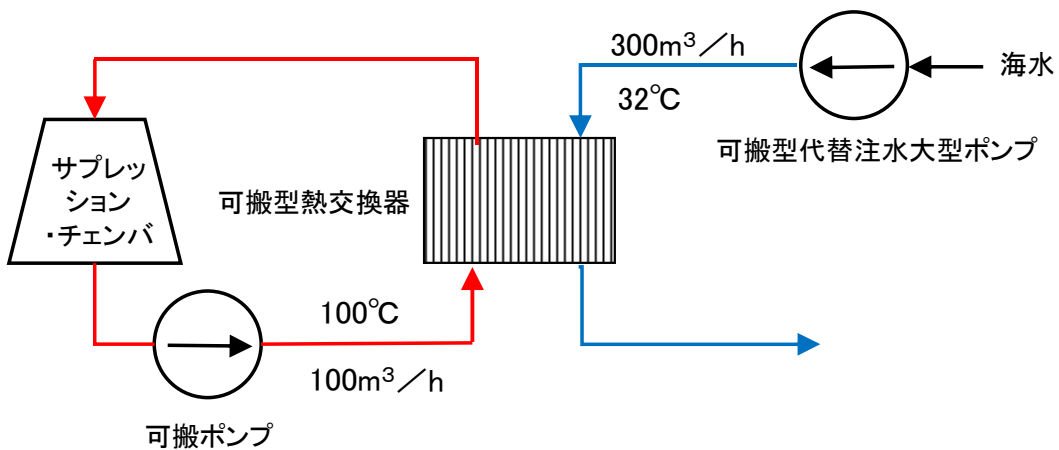


図 8 可搬型原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図

以上の「①ポンプの NPSH 評価」，「②流量評価」及び「③除熱量評価」の結果から，可搬型原子炉格納容器除熱系統は事故後 30 日後の崩壊熱相当（約 5.7MW）を

除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。



## <具体的な手順の概要>

### (1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要

可搬ポンプ、可搬型熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要を以下に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室 (EL. -4.0m) の原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁に取り付けた耐熱ホースを、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋原子炉棟 1 階大物搬入口 (EL. 8.2m) に設置した可搬型熱交換器入口側フランジに連結する。また、低圧代替注水系 (可搬型) の低圧代替注水系逆止弁 (EL. 20m) の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続し、可搬型熱交換器出口側フランジに連結する。

このように系統を構成することで、サプレッション・プール水を可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬型原子炉格納容器除熱系統を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。

なお、可搬型原子炉格納容器除熱系統の使用に当たっては、汚染したサプレッション・プール水を通水する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。図 9 に系統水張りの概要図を示す。

また、可搬型熱交換器の二次系については、屋外に可搬型代替注水大型ポンプとホースを配備して連結し、可搬型代替注水大型ポンプを起動することで海水を通水する。

系統水張りによる健全性確認が完了した後、原子炉隔離時冷却系ポンプのサブプレッション・チェンバ側入口弁を開操作し、低圧代替注水系（可搬型）から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。

系統を構成する機器の配置イメージを図 10 に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は表 5 のとおりである。

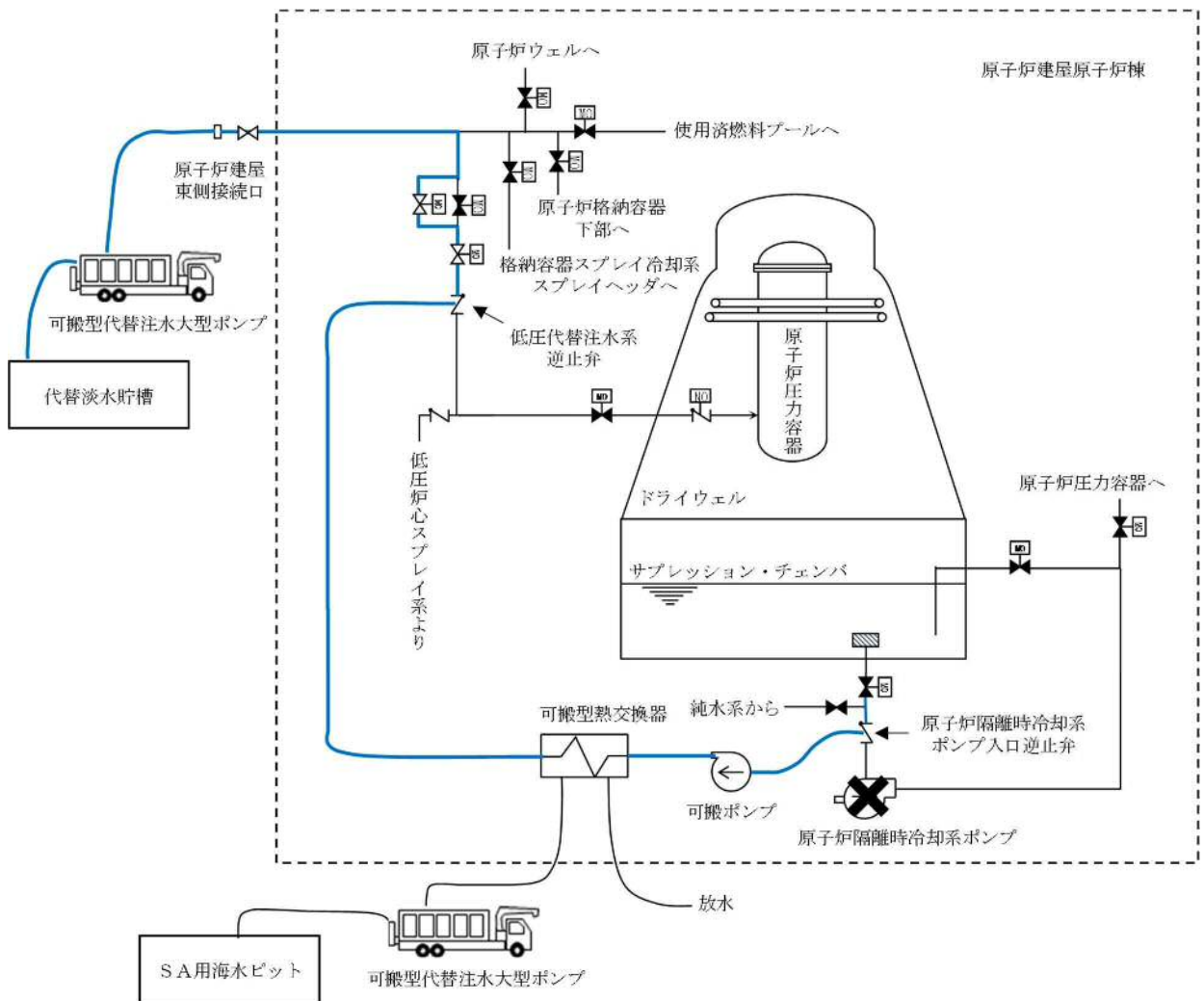


図 9 可搬型代替注水大型ポンプを用いた系統水張り概要図

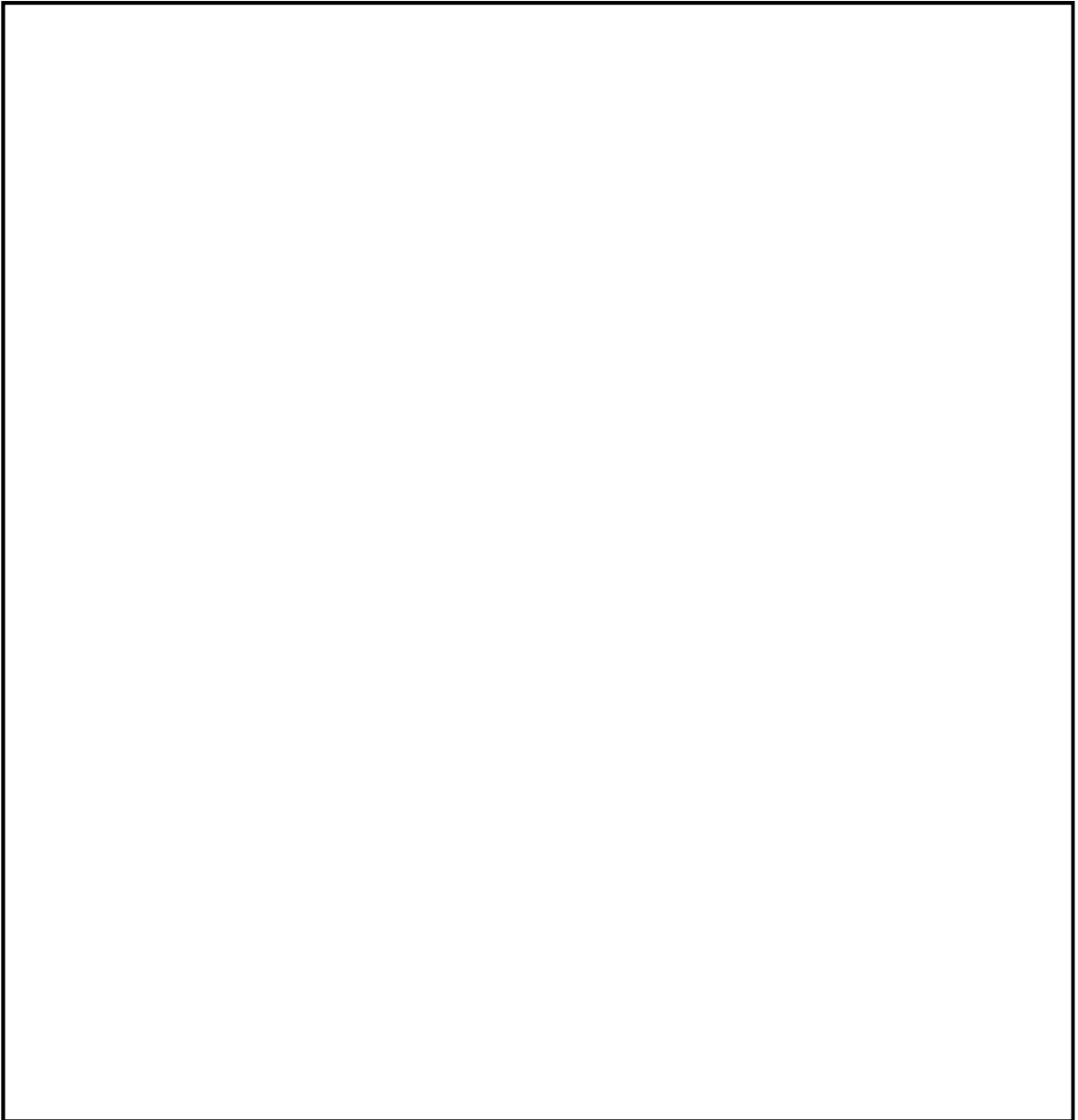


図 10-1 機器配置図 (1/5)



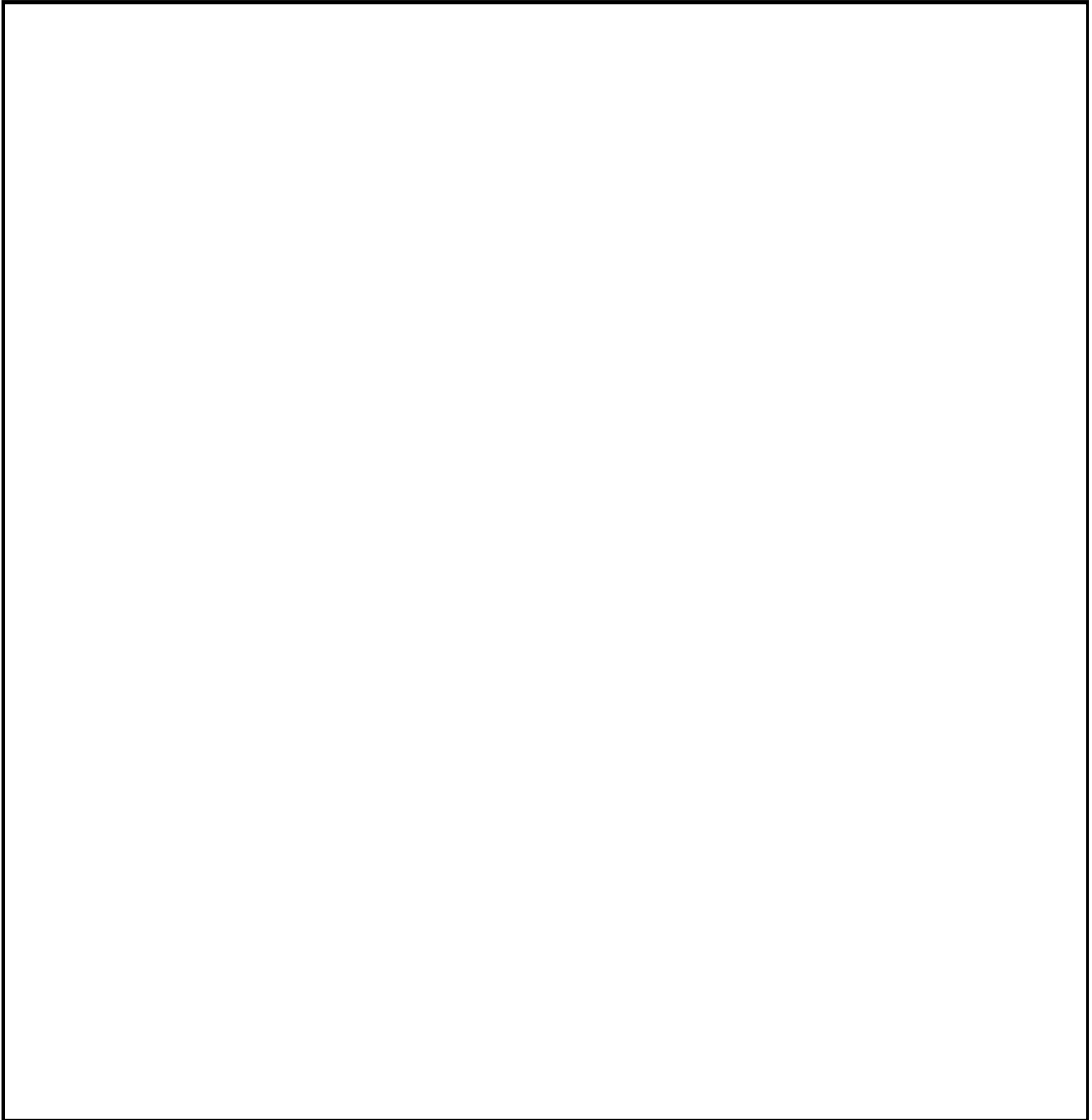
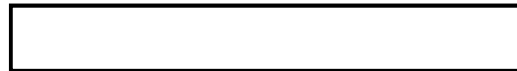


図 10-2 機器配置図 (2/5)



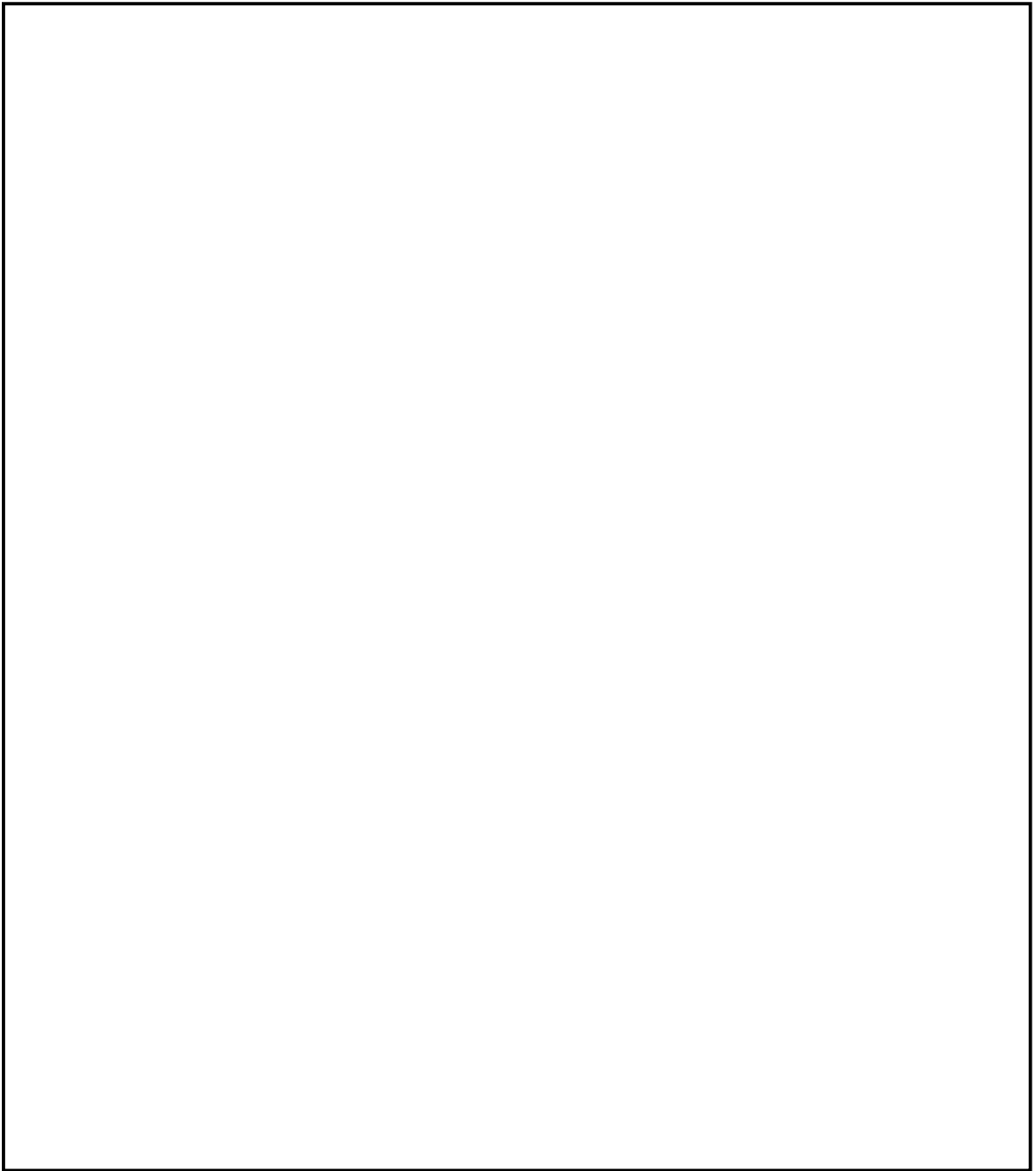
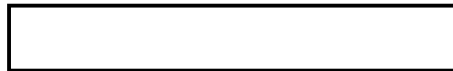


図 10-3 機器配置図 (3/5)



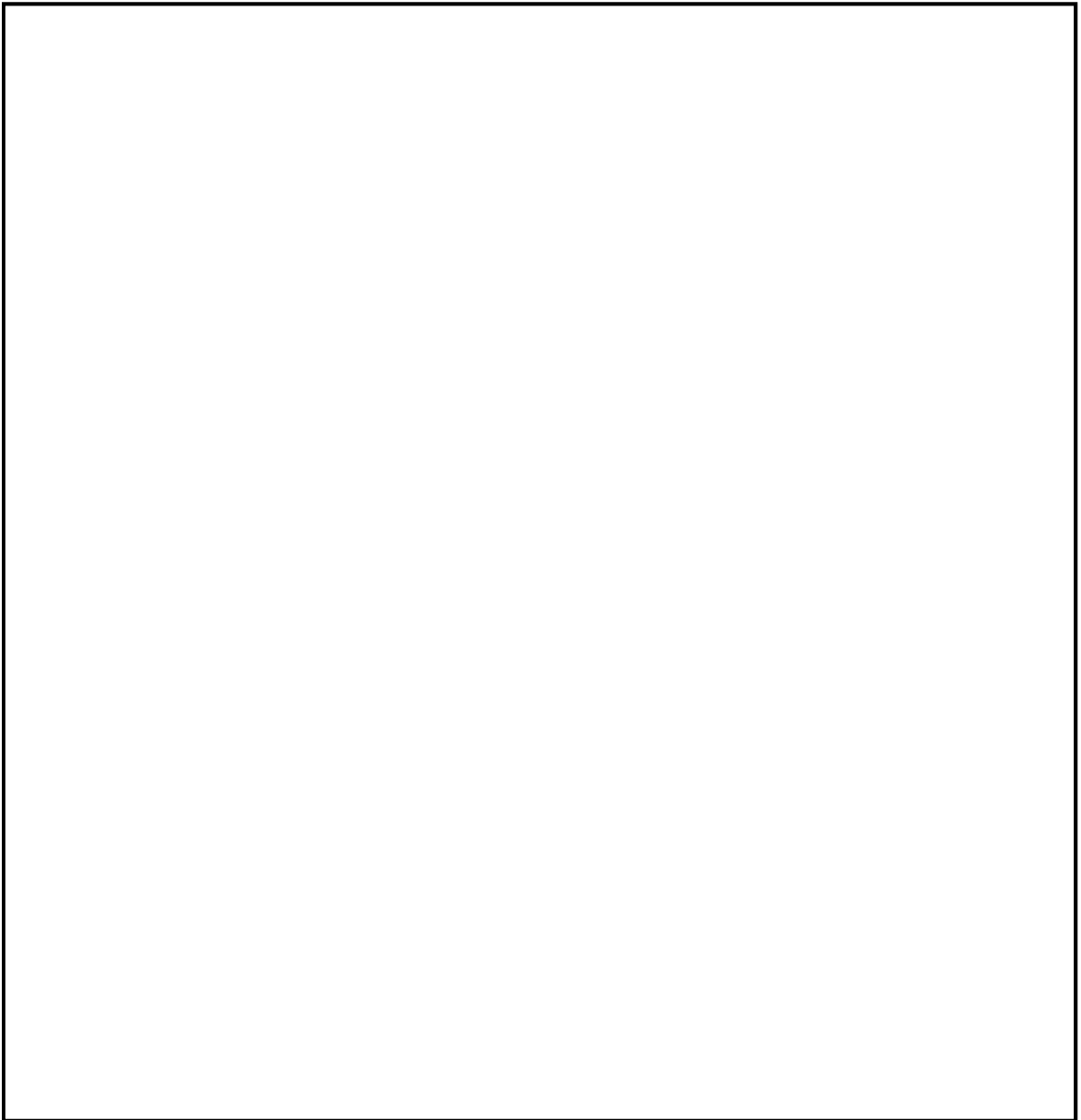


図 10-4 機器配置図 (4/5)



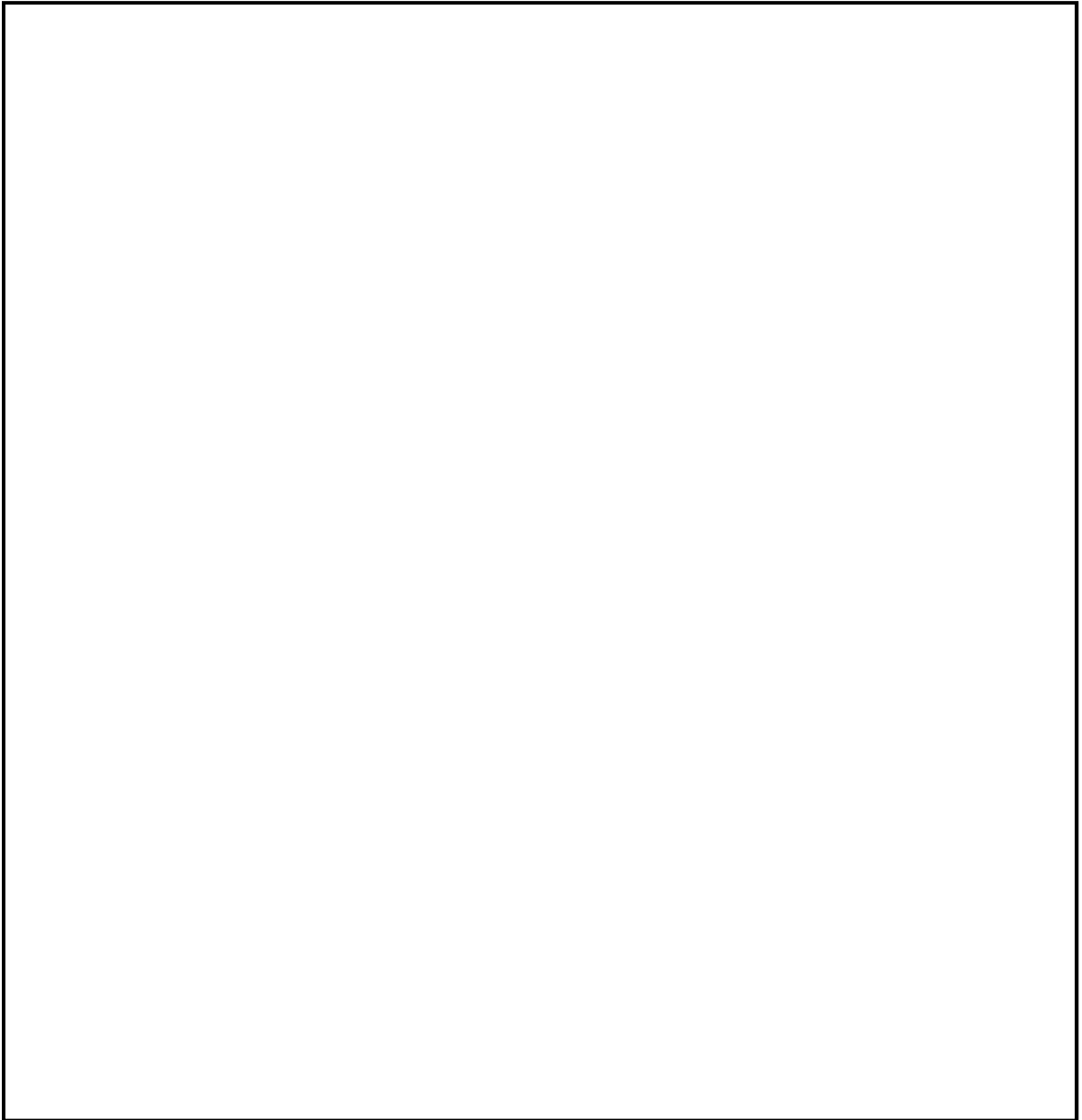
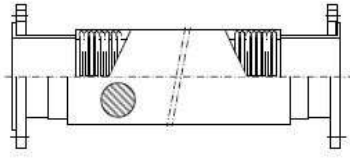
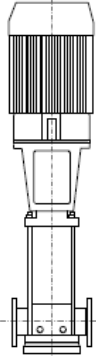
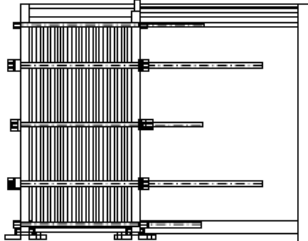



図 10-5 機器配置図 (5/5)



表 5 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等		備考
可搬機器			
耐熱ホース（フレキシブルメタルホース） ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃		—
可搬ポンプ	容量 約 100m <sup>3</sup> /h 全揚程 約 135m		—
可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW 以上		—
可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約 1,380m <sup>3</sup> /h 全揚程 約 135m		—

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。



## (2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷で発生した汚染水はサプレッション・プール水中にあるが、原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁にはサプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後には炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を水源とする系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内（EL. -4.0m）における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 7.4mSv/h となる。（参考 8-補足 1 参照）

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁（EL. 20m）付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 4.1mSv/h となる。（参考 8-補足 1 参照）

原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所（EL. 8.2m）の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 1.3mSv/h となる。（参考 8-補足 1 参照）

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約 13 時間程度（6 人 1 班で作業）と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

### (3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、可搬型代替注水大型ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図 11 に示す。

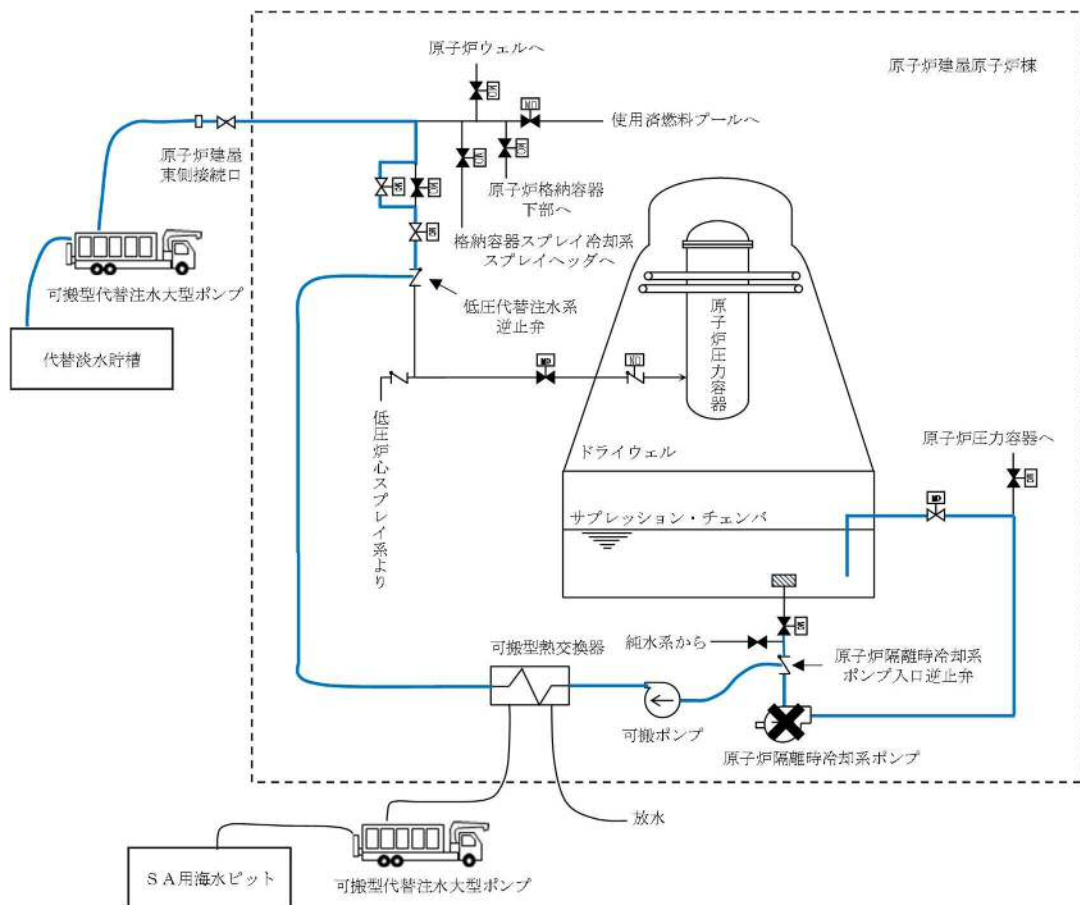


図 11 可搬型代替注水大型ポンプを用いたフラッシング

- I. 可搬型原子炉格納容器除熱系統による循環運転で使用した弁を全て全閉する。
- II. 低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインの弁を開操作し，低圧代替注水系逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し，原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁を開操作することで，サブプレッション・チェンバへ流入し，系統をフラッシングする。
- III. サプレッション・プール水位が格納容器ベントライン水没レベルに達しない範囲で，空間線量が下がるまでフラッシングを実施する。
- IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合，漏えいフランジ部にアクセスする。
- V. 漏えいフランジの増し締めを行い，系統を復旧する。

## 作業エリアの線量評価について

各作業エリアにおける線量評価は「原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。

## 1. 評価の方法

## (1) 原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率

原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生 30 日後の原子炉建屋原子炉棟内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいは非常用ガス処理系の運転を考慮し 1 回／日として計算した。表 1 に各作業エリア空間容積を示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

$6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数  $\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

$Q_{\gamma}$  : 原子炉建屋内放射エネルギー

(Bq :  $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$  : 原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相部容積 (85,000m<sup>3</sup>)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線のエネルギー吸収係数 ( $3.9 \times 10^{-3}/m$ )

$R$  : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)

$V_{OF}$  : 評価対象エリアの容積

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

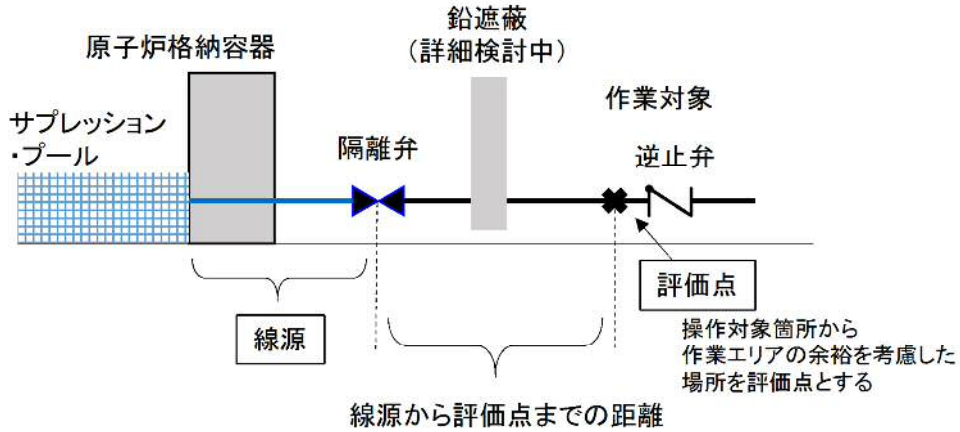
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 ( $V_{OF}$ )
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m <sup>3</sup>
低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m <sup>3</sup>
大物搬入口	3,500m <sup>3</sup>

## (2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、原子炉格納容器貫通部とサプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQA Dコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象，評価点，線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

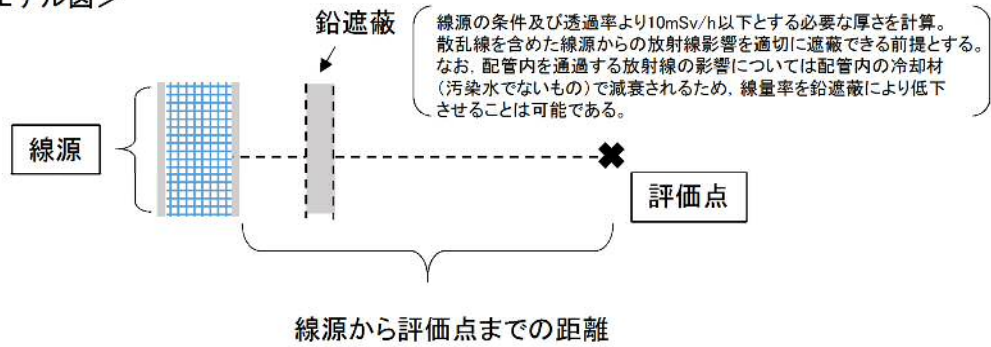


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件

作業エリア	線源 (サプレッション・プール ～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの 距離	線源配管からの 直接線による線 量率を約 10mSv /h 以下にする ために必要な鉛 遮蔽厚さ
原子炉隔離時冷 却系ポンプ室	約 10m <sup>※1</sup>	約 1m	約 10cm

※1：実際は 3m 程度だが保守的に設定

また、低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近には格納容器圧力逃がし装置の入口配管が存在する。線量率評価条件を表3に示す。

表3 線量率評価条件

作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離
低圧代替注水系 逆止弁付近	約 10m <sup>*1</sup>	約 7.6m
大物搬入口	約 10m <sup>*1</sup>	約 14m

※1：作業場所での配置を考慮し保守的に設定

## 2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表4に各作業エリアにおける線量率を示す。

表4 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	約 $1.2 \times 10^{-12}$ mSv/h	約 7.4mSv/h	約 7.4mSv/h
低圧代替注水系 逆止弁付近	約 $1.5 \times 10^{-12}$ mSv/h	約 4.1mSv/h	約 4.1mSv/h
大物搬入口	約 $1.1 \times 10^{-12}$ mSv/h	約 1.3mSv/h	約 1.3mSv/h