

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-010 改 08
提出年月日	2022年6月3日

工事計画に係る補足説明資料
(放射線管理施設)

2022年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
1	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	1. プロセスモニタリング設備	今回提出範囲
		2. エリアモニタリング設備	
		3. 固定式周辺モニタリング設備	
		4. 移動式周辺モニタリング設備	
		5. 気象観測設備	
2	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書		
3	中央制御室の居住性に関する説明書		

放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲
及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. プロセスモニタリング設備	1
1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）	1
1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	7
2. エリアモニタリング設備	11
2.1 可搬式エリア放射線モニタ	11
2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	11
2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要	15
2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	16
2.2.1 想定事故	19
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	19
2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量当量率	21
3. 固定式周辺モニタリング設備	30
3.1 モニタリングポスト	30
3.1.1 モニタリングポストの配置、計測範囲及び警報動作範囲	30
3.1.2 モニタリングポストの電源	32
3.1.3 モニタリングポストの伝送	34
4. 移動式周辺モニタリング設備	35
4.1 可搬式モニタリングポスト	35
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	35
4.1.2 放射能放出率の算出	38
4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲	41
4.2 可搬型放射能測定装置等	42
5. 気象観測設備	45
5.1 可搬式気象観測装置	45

1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）《DB/SA 兼用》

格納容器雰囲気放射線モニタは、ドライウエル、サプレッションチェンバにそれぞれ2個ずつ配置することで位置的分散を図るとともに独立した回路で構成している。

格納容器雰囲気放射線モニタは、計測制御用電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。

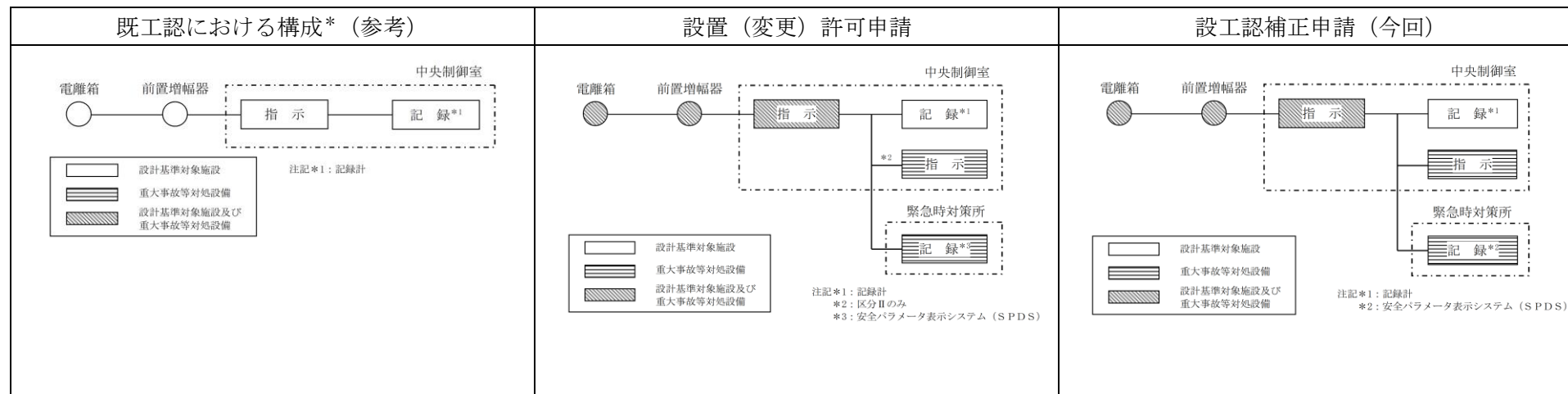
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。

注記*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」別表において、格納容器エリア放射線量率を計測対象とする放射線計測系の測定上限値は 10^5Sv/h と定められている。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（1/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）



2

<変更点>

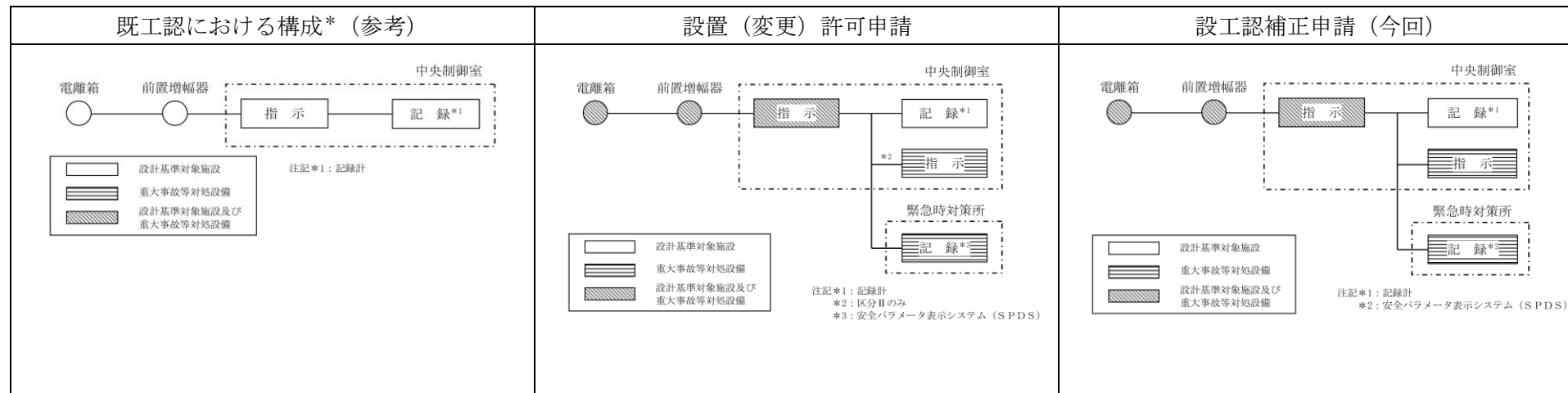
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（2/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）



3

<変更点>

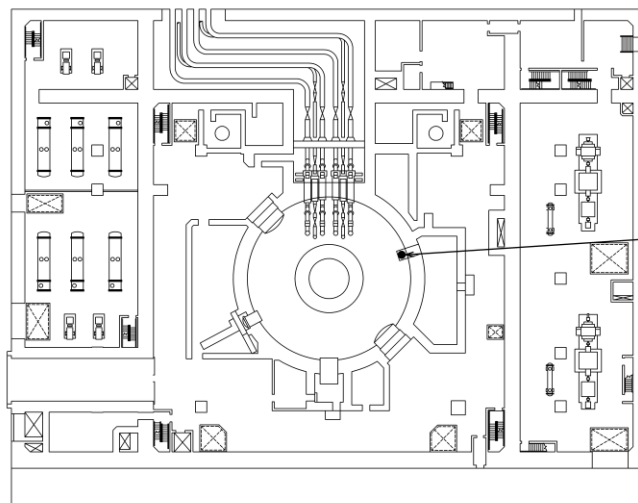
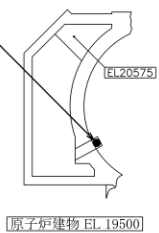
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【格納容器雰囲気放射線モニタの配置図】

格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)
(RE295-25B)

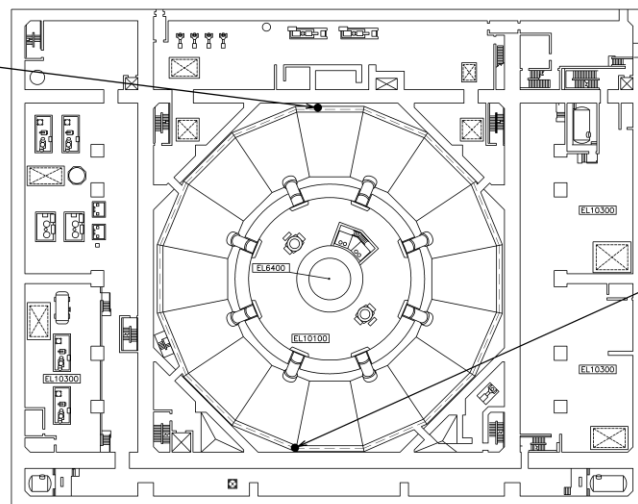


原子炉建物 EL.15300



格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)
(RE295-25A)

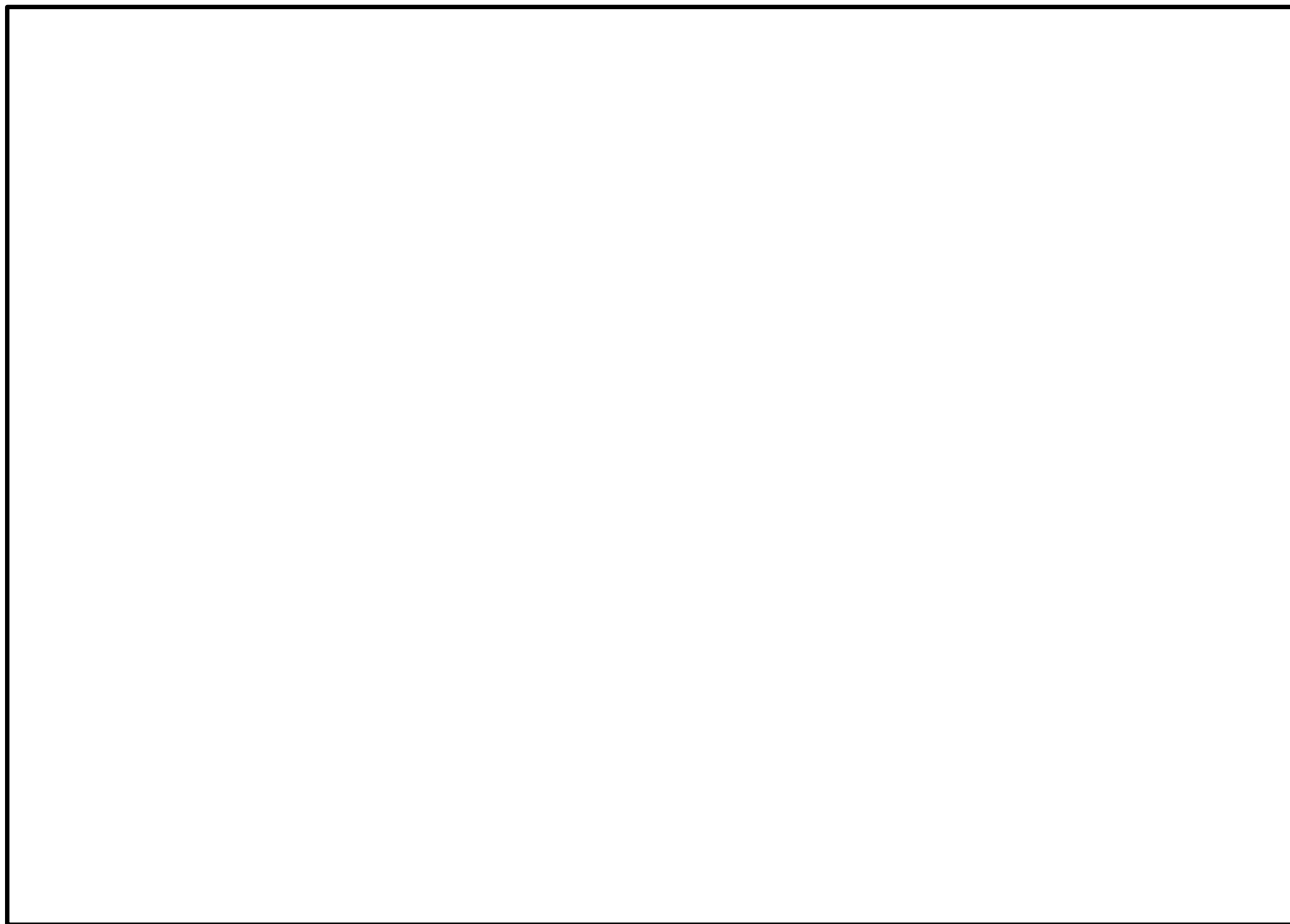
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)
(RE295-26A)



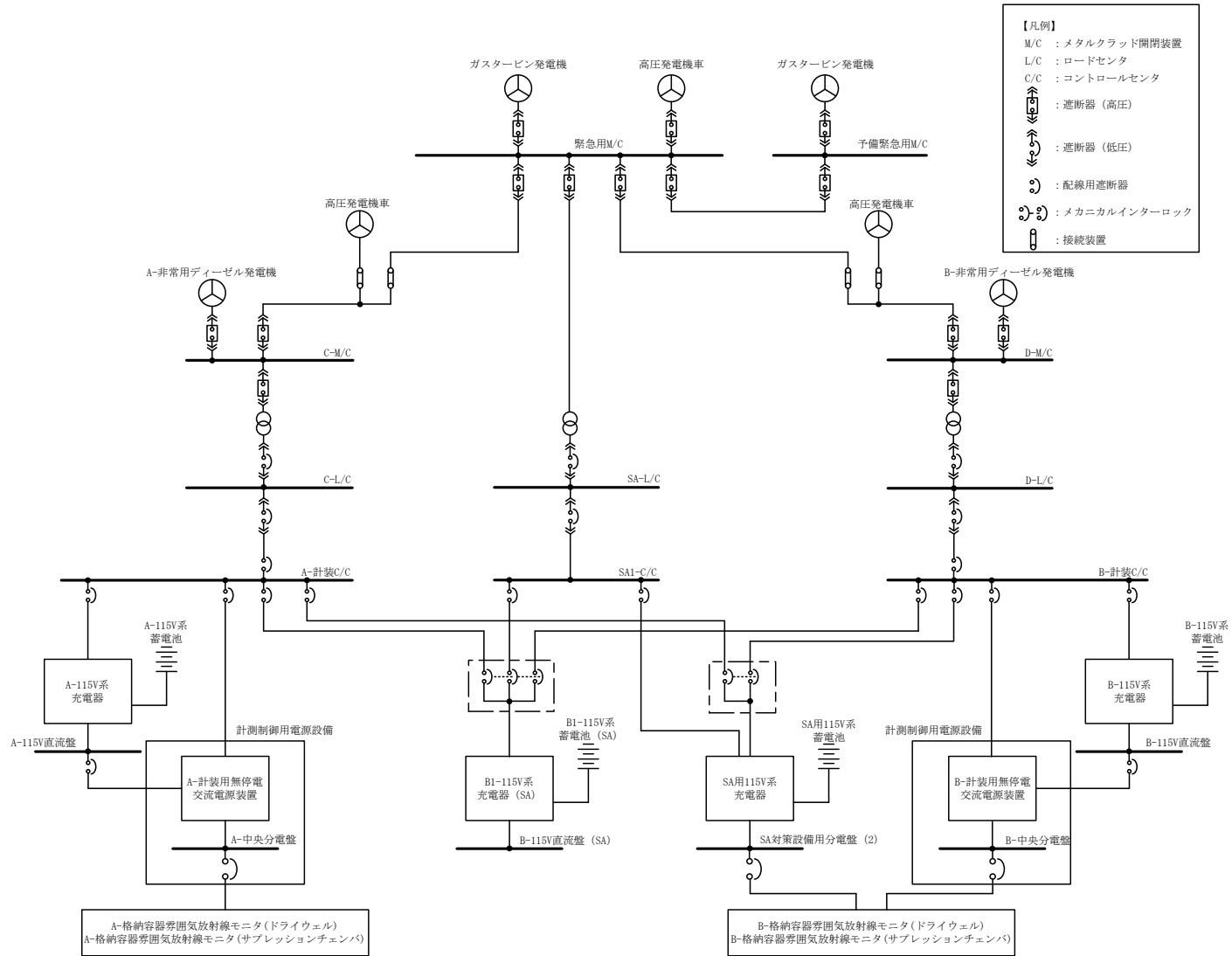
原子炉建物 EL.8800

格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)
(RE295-26B)

【格納容器雰囲気放射線モニタの位置関係】



【格納容器雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）《SA》

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}^{*2}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}^{*3}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

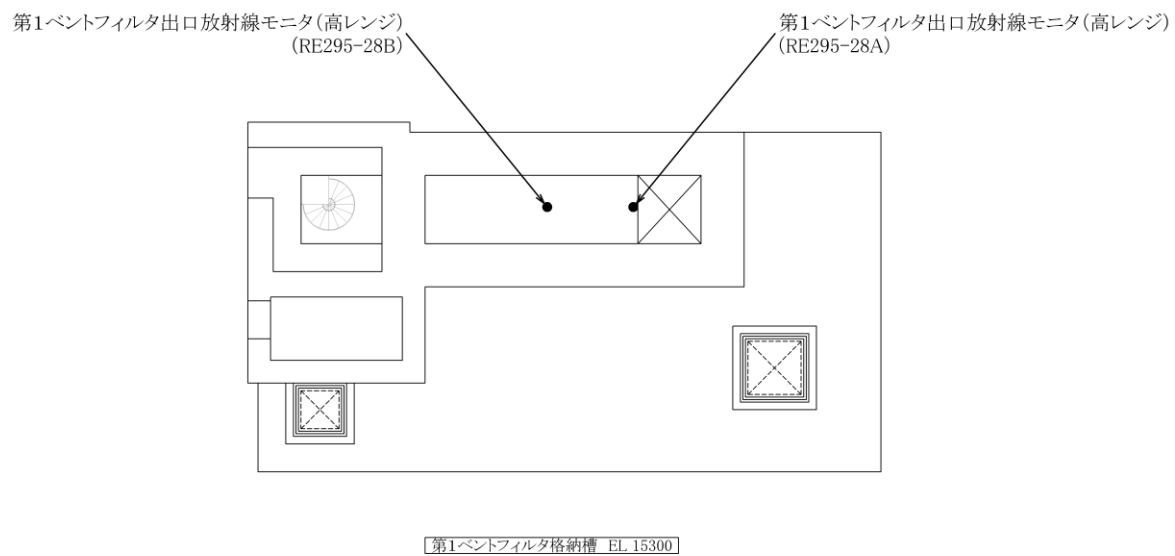
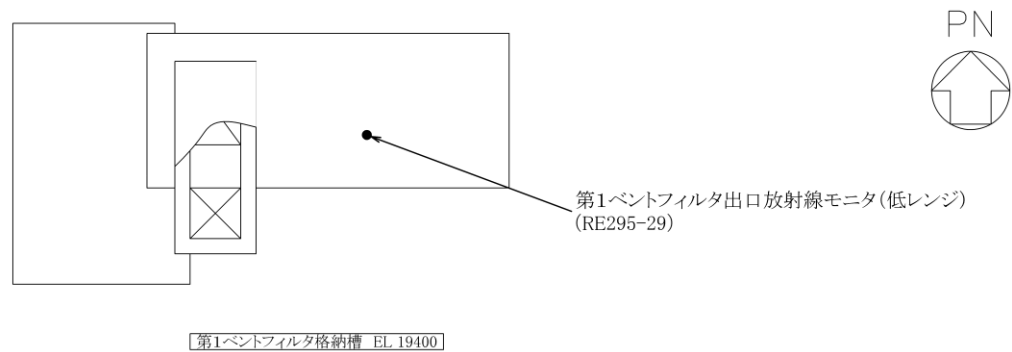
注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

*2：炉心が損傷していない場合に格納容器ベントを実施する必要がある事故シーケンスとしては、原子炉停止から約30時間後に格納容器ベントを実施する「高圧・低圧注水機能喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」並びに約27時間後に実施する「LOCA時注水機能喪失」がある。このうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測下限値の妥当性を確認するために、格納容器ベント開始時間は第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率がより低くなる原子炉停止から30時間後として、第1ベントフィルタ出口の線量当量率を算出する。

*3：EPまとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

- ・炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡状態（サイクル末期）」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとする。
- ・格納容器ベントの開始時間は、高レンジについては原子炉停止から1時間後とする。
- ・第1ベントフィルタ出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。

【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの配置図】

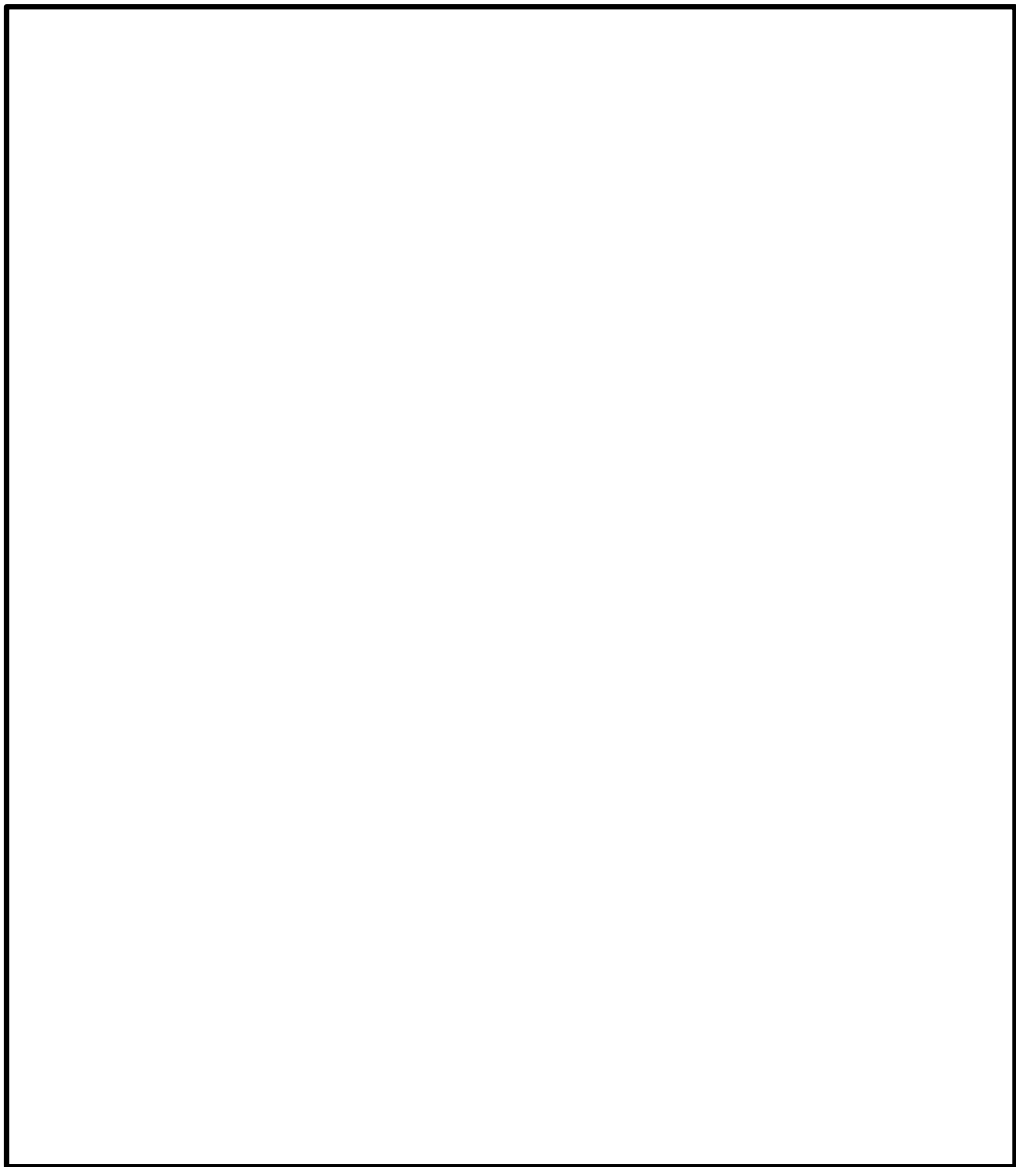
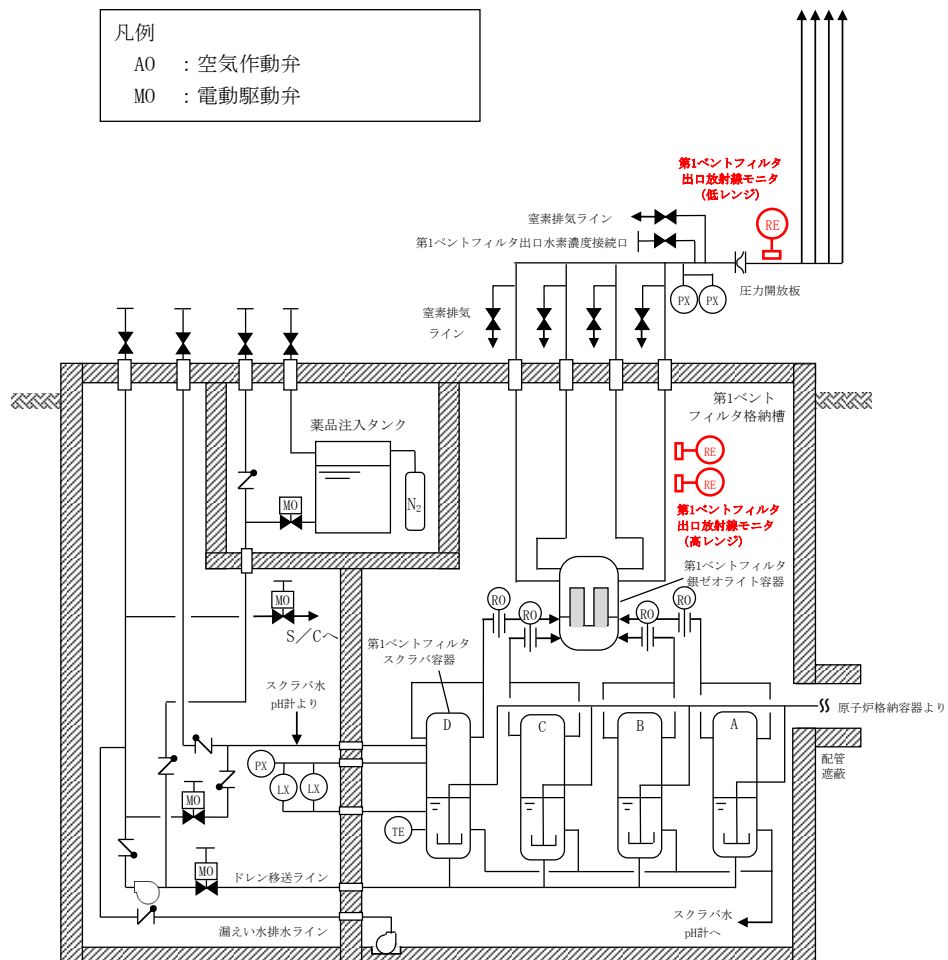


【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの位置関係】

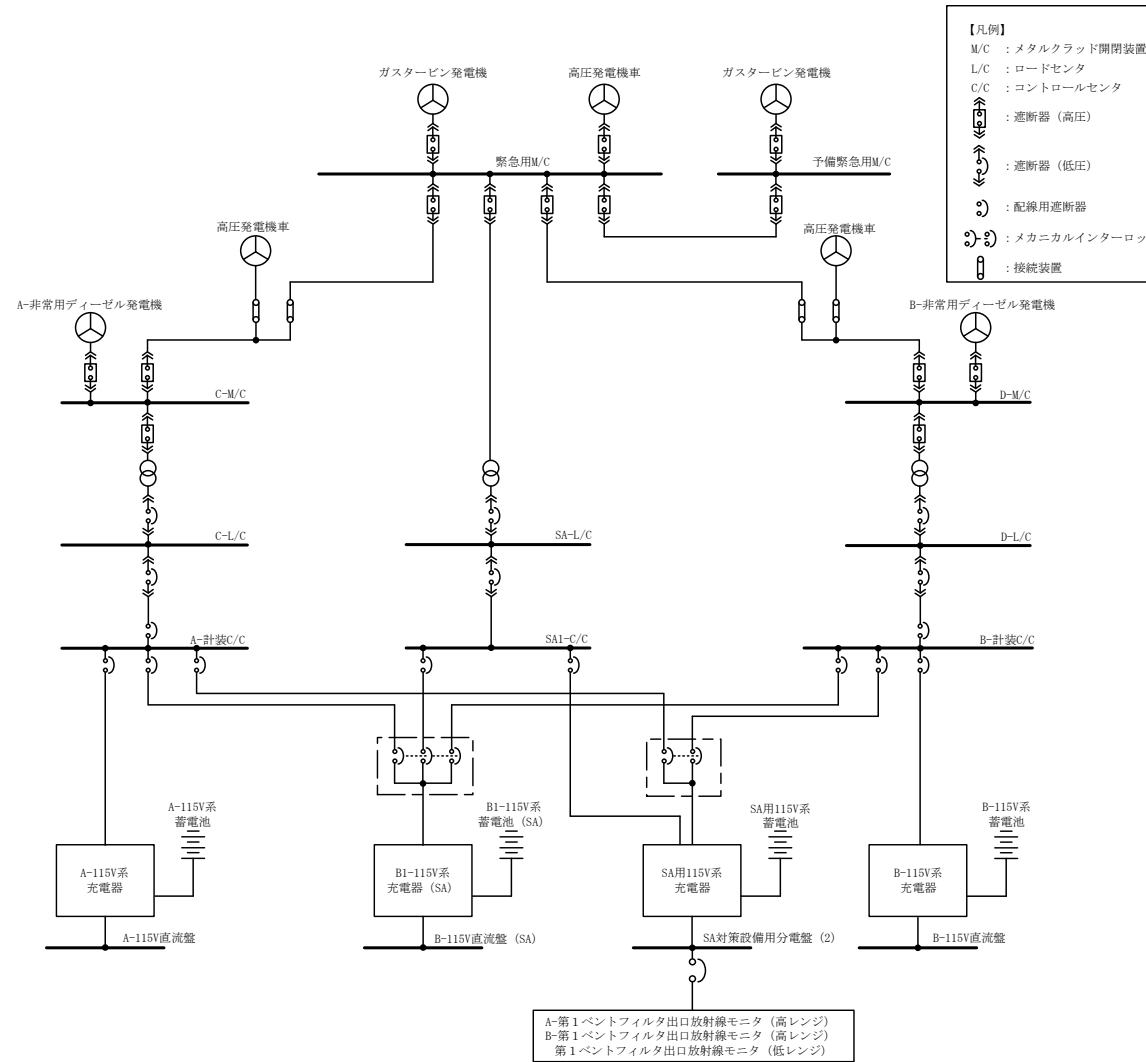
・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ周り系統概要図

凡例

- AO : 空気作動弁
- MO : 電動駆動弁



【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの電源構成概略図】



2. エリアモニタリング設備

2.1 可搬式エリア放射線モニタ

2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について

(1) 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による室内加圧等の希ガス等の放射性物質侵入防止対応は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要になる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し、検討するといった時間的猶予がないことから、計測可能であり、シンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

このような観点から、緊急時対策所正圧化装置に係る判断基準を検討する。

(2) 判断に用いる各パラメータ

可搬式モニタリングポスト	緊急時対策所付近に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
炉心損傷及び格納容器破損の評価に必要なパラメータ	炉心損傷に伴う格納容器内雰囲気放射線レベルの上昇等を確認し、原子炉等の状況を把握することができる。
モニタリングポスト、可搬式モニタリングポスト（緊急時対策所付近に設置するものを除く）	緊急時対策所付近に設置しないため参考扱いとするが、空間線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
可搬式気象観測装置（風向等）	プルームの通過を把握することができないため参考扱いとするが、プルームの進行方向を推定することができる。

(3) 判断基準の考え方

①正圧化装置に係る操作等の判断基準

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化に係る準備	・原災法該当事象が発生	—	「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合	—
使用開始	緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）にて正圧化	・プルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			サプレッションプール水位（SA）	通常水位+約 1.2m*	—
			可搬式モニタリングポスト	約 30mGy/h 以上	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。
			可搬式エリア放射線モニタ	約 0.1mSv/h 以上	
停止	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止	・プルーム放出が収束 ・可搬式モニタリングポストの指示値低下	可搬式モニタリングポスト	約 0.5mGy/h 以下	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。

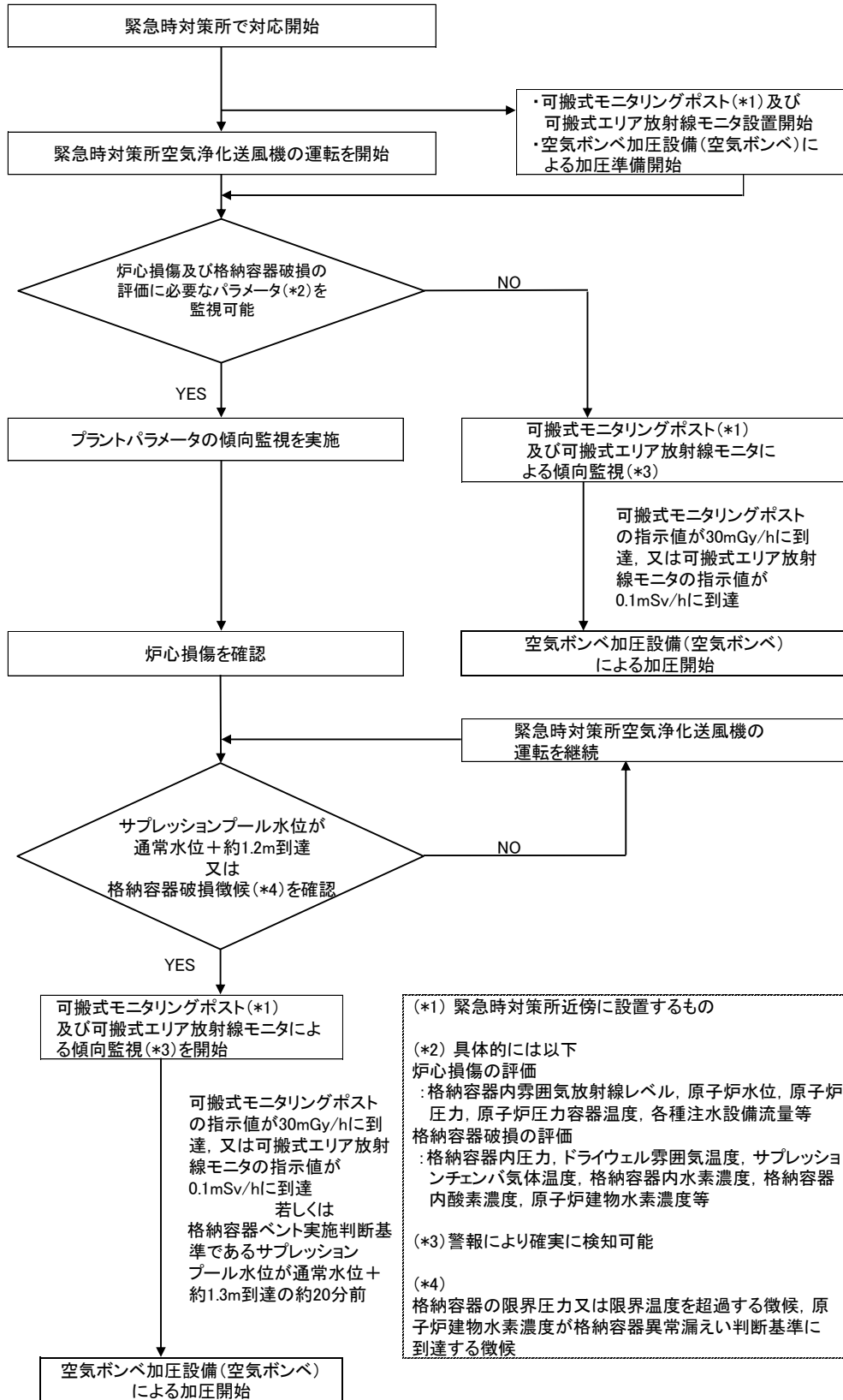
注記*：格納容器フィルタベント系による格納容器ベント前（サプレッションプール水位指示値が通常水位+1.3mにて実施）に加圧設備への切り替え操作を行う。

②判断基準の考え方

判断基準		考え方
可搬式モニタリングポスト	約 30mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> • 空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 • 原子炉格納容器破損に伴い緊急時対策所周辺にプルームが通過した場合、緊急時対策所周辺の線量当量率は、最大数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として約 30mGy/h を設定する。 • 原子炉格納容器が健全の場合において、緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h*であり、それよりも高い値とすることで、原子炉格納容器破損に伴うプルーム通過時の線量当量率の上昇を判断できることから、誤判断を防止する。
可搬式エリア放射線モニタ	約 0.1mSv/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> • 可搬式モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等において、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 • 要員の被ばく線量が7日間で100mSvを満足する基準として設定する(100mSv/(7d×24h))。 • 原子炉格納容器破損に伴うプルーム通過前の緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h*であり、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線、プルーム中の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所遮蔽により減衰され、緊急時対策所内は十分低い線量当量率となっているため、プルーム通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。

注記*：「工事計画に係る補足説明資料（その他発電用原子炉の付属施設のうち緊急時対策所）資料2 緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料」参照。

○加圧判断フロー*



(*) 緊急時対策所近傍に設置するもの

(*) 具体的には以下
 炉心損傷の評価
 :格納容器内雰囲気放射線レベル, 原子炉水位, 原子炉圧力, 原子炉圧力容器温度, 各種注水設備流量等
 格納容器破損の評価
 :格納容器内圧力, ドライウェル雰囲気温度, サプレッションチェンバ氣體温度, 格納容器内水素濃度, 格納容器内酸素濃度, 原子炉建物水素濃度等

(*) 警報により確実に検知可能

(*) 格納容器の限界圧力又は限界温度を超過する徴候, 原子炉建物水素濃度が格納容器異常漏えい判断基準に到達する徴候

注記* : 島根原子力発電所 2号炉 設置許可申請時資料「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋

2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要

(1) 主な事項

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	保管場所	個数
可搬式エリア放射線モニタ	半導体	0.001～ 999.9mSv/h	0.001～ 999.9mSv/h	緊急時対策所 (EL 約 50m)	1 台 (予備 1 台)

(2) 可搬式エリア放射線モニタ

項目	内容
電源	AC100V 又は乾電池 (単一×4 本)
記録	電磁的に記録する。
概略寸法	約 300(W)×約 55(D)×約 300(H)mm (コネクタ, スイッチ等の突起部を除く)
重量	約 2.4kg

2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）《SA》

燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

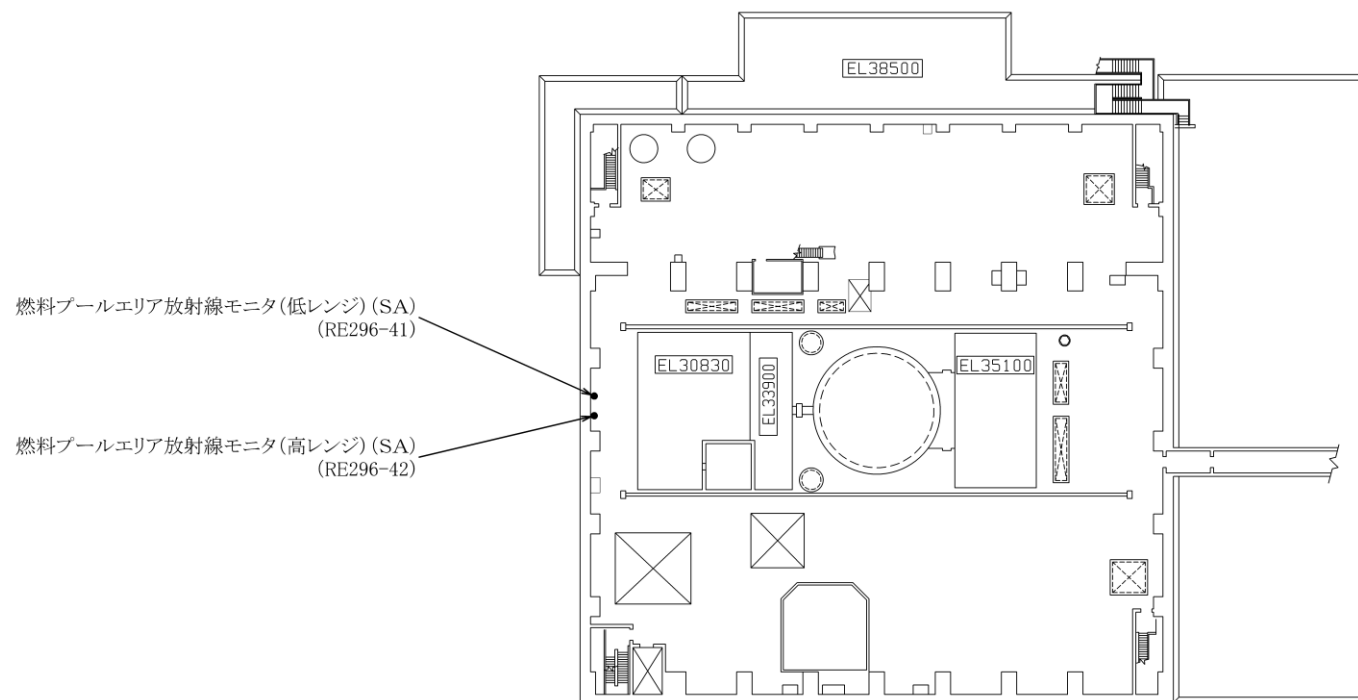
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	$10 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

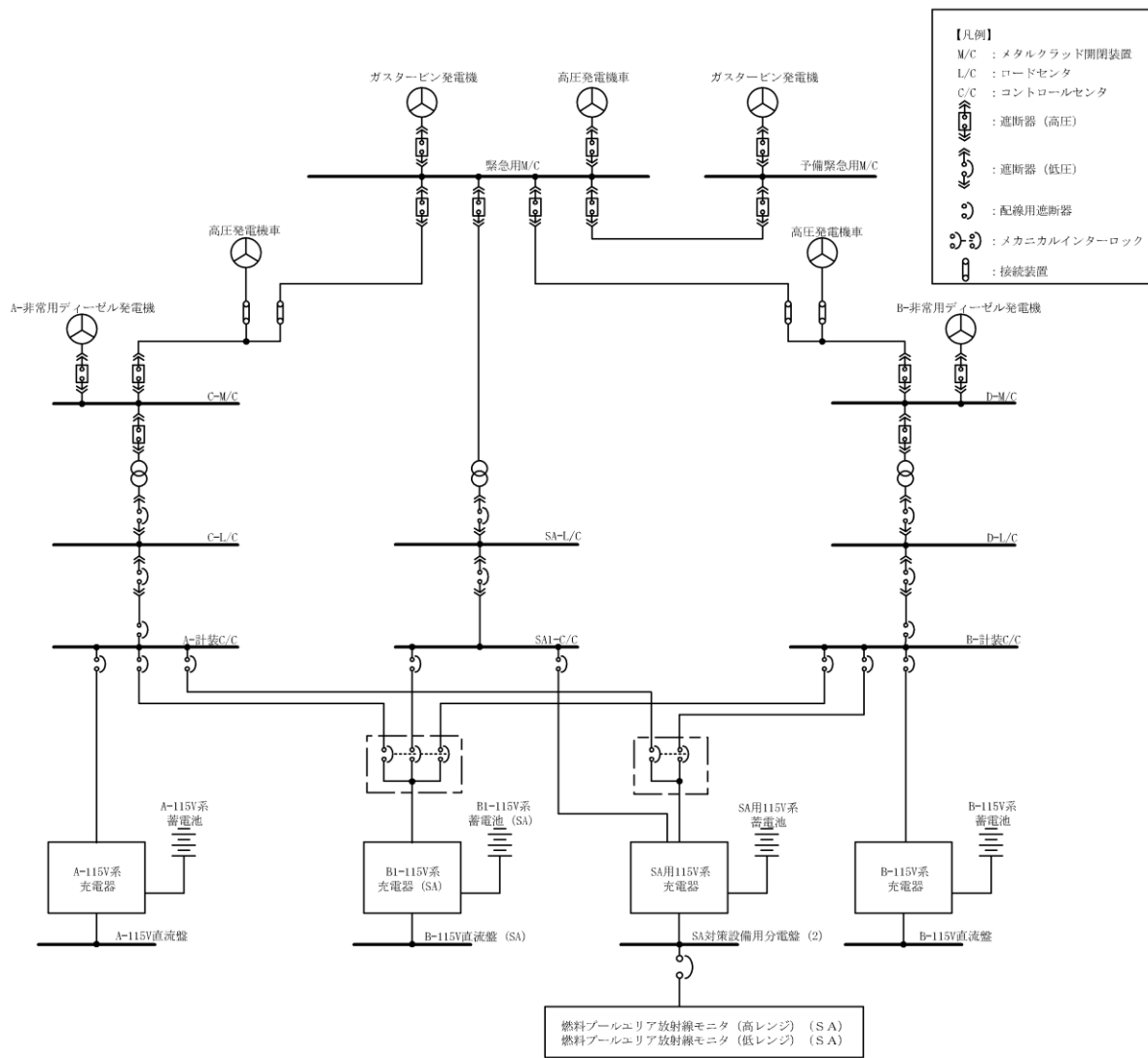
*2：重大事故等時における燃料プール水位の変動に伴う放射線量率の算出については、以降の「2.2.1 想定事故」、「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について」、「2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量当量率」に示し、重大事故等時における燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

【燃料プールエリア放射線モニタ（SA）の配置図】



原子炉建物 EL 42800

【燃料プールエリア放射線モニタ（SA）の電源構成概略図】



2.2.1 想定事故

燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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の解釈」第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1(使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)及び想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故)において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について

本有効性評価で用いる放射線の遮蔽が維持できる水位(遮蔽水位)は、原子炉建物原子炉棟4階での重大事故等対応要員による燃料プールへの注水準備操作時の目安とする線量率(10mSv/h)となる水位として、通常水位より約2.6m下とする。(図2-1「放射線の遮蔽が維持される最低水位」参照。)

なお、本有効性評価で用いる線源(使用済燃料、使用済制御棒)からの線量率を求める際に設定する評価点は、人が線源に最も接近する燃料取替機床面上としている。

計算モデルの評価点は、各体積線源の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置いている。

線源毎の評価点における、燃料プール水位に応じた算出結果を合計したものを図2-2に示す。

また、QAD-CGGP2Rコードを用いて線源毎の線量率を計算している。

a. 燃料プール保有水高さ

燃料棒有効長頂部より上の水の高さ=約7.4m

b. 必要水遮蔽厚さ

グラフから約4.8m以上

c. 放射線の遮蔽が維持できる水位(遮蔽水位)

燃料棒有効長頂部から約4.8m以上(通常水位から約2.6m下以上)

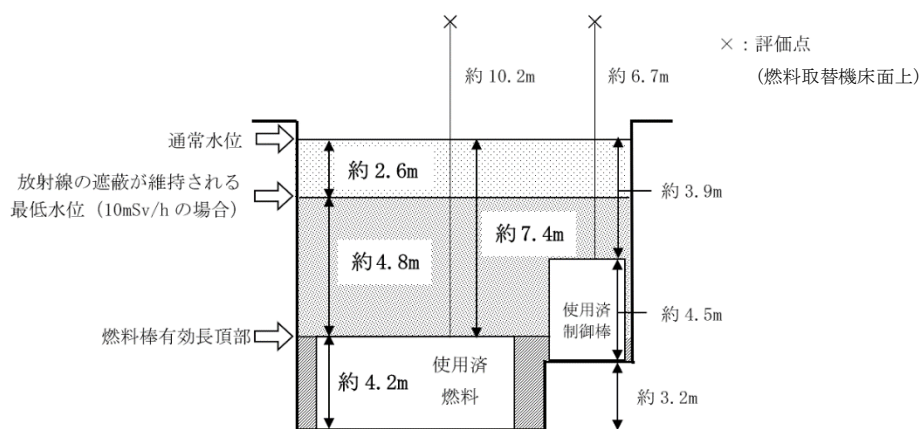


図2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

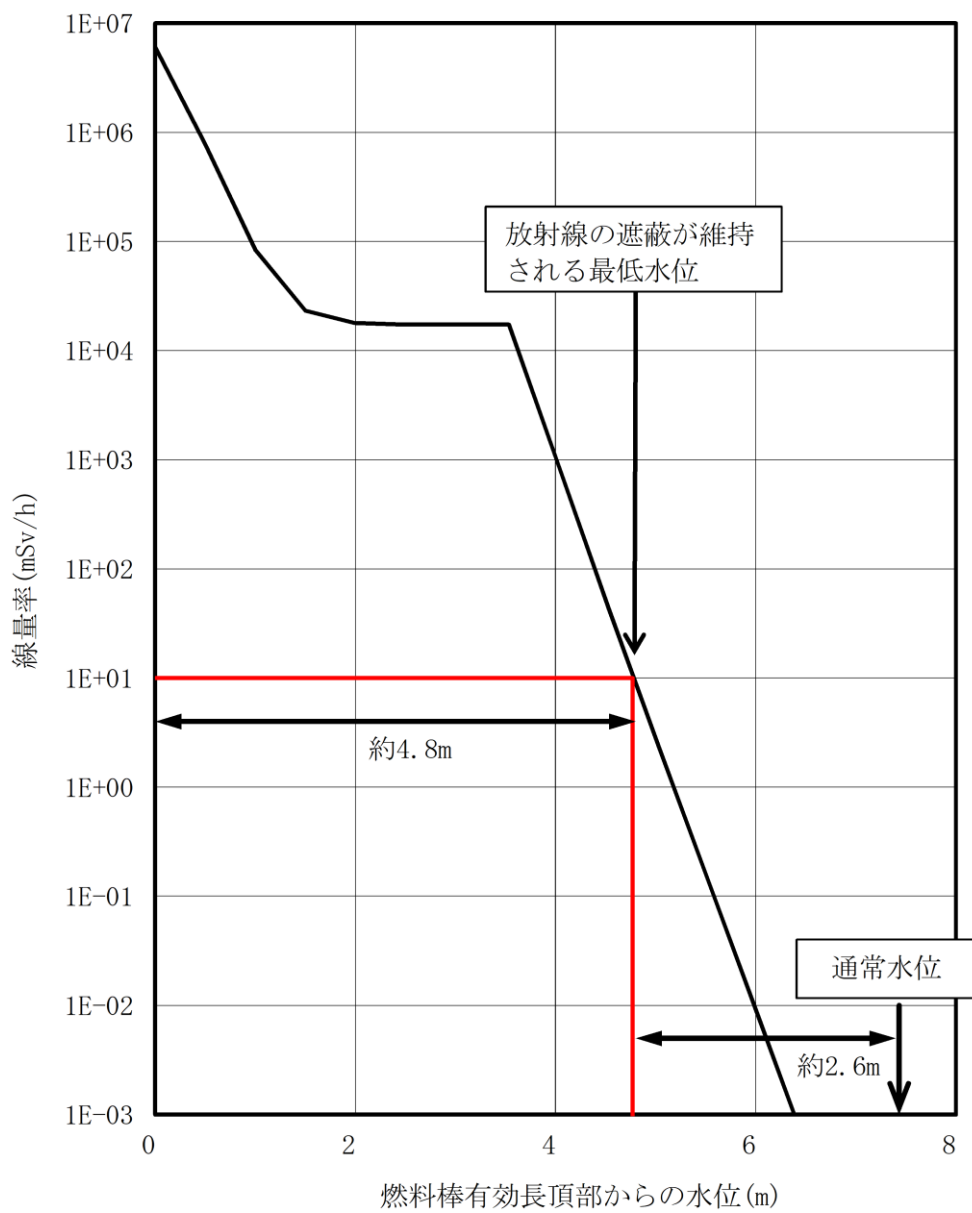


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量当量率

燃料プールの水位が異常に低下した場合には、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。従って、燃料プールの監視設備は重大事故等が発生した場合に変動する範囲にわたり線量当量率を測定できる必要があるため、以下の評価により、燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

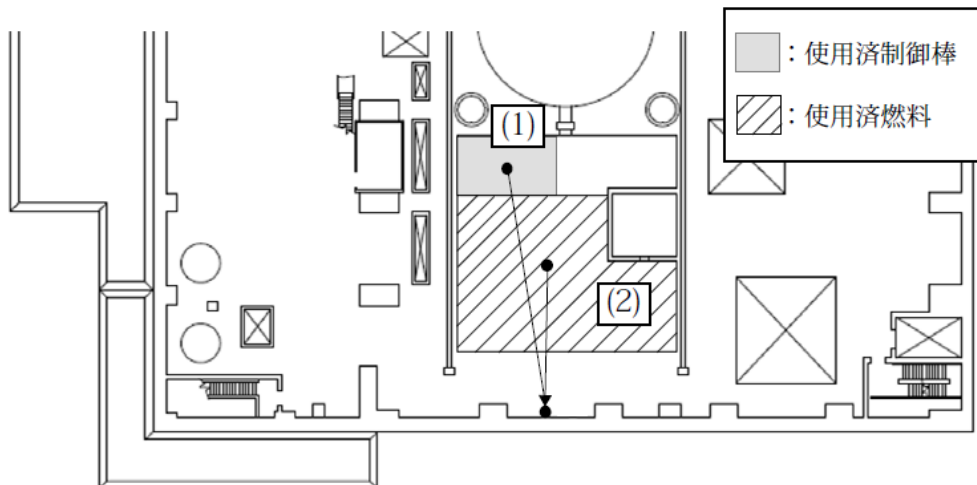
線源（使用済燃料、使用済制御棒）からの線量当量率を求める際に設定する評価点は、燃料プールエリア放射線モニタ（SA）設置位置を設定した。

なお、QAD-CGGP2Rコードを用いて線量当量率を計算している。

(1) 評価点の設定について

燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。このような状況においても燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）により、燃料プール周辺の線量当量率を測定する必要があるため、評価における評価点は燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図2-3 に示す。

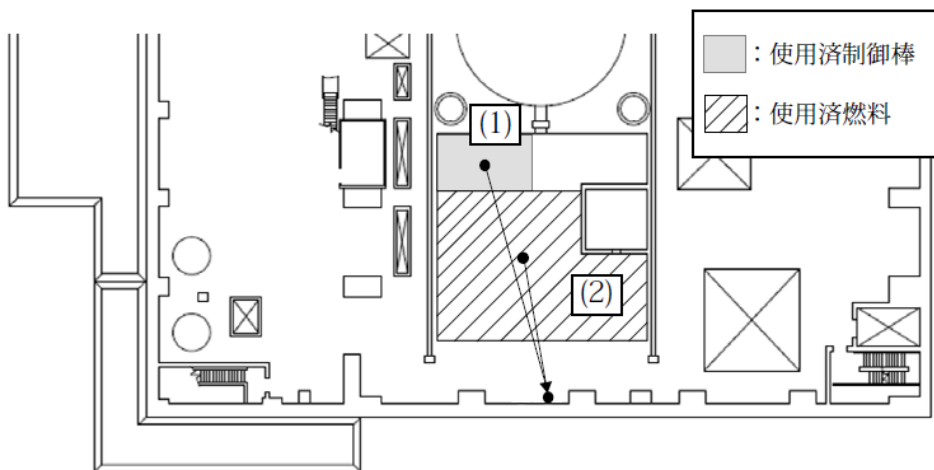
計算モデルの評価点は、図2-4に示すとおり各線源（使用済燃料、使用済制御棒）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.0m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.7m

① 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）

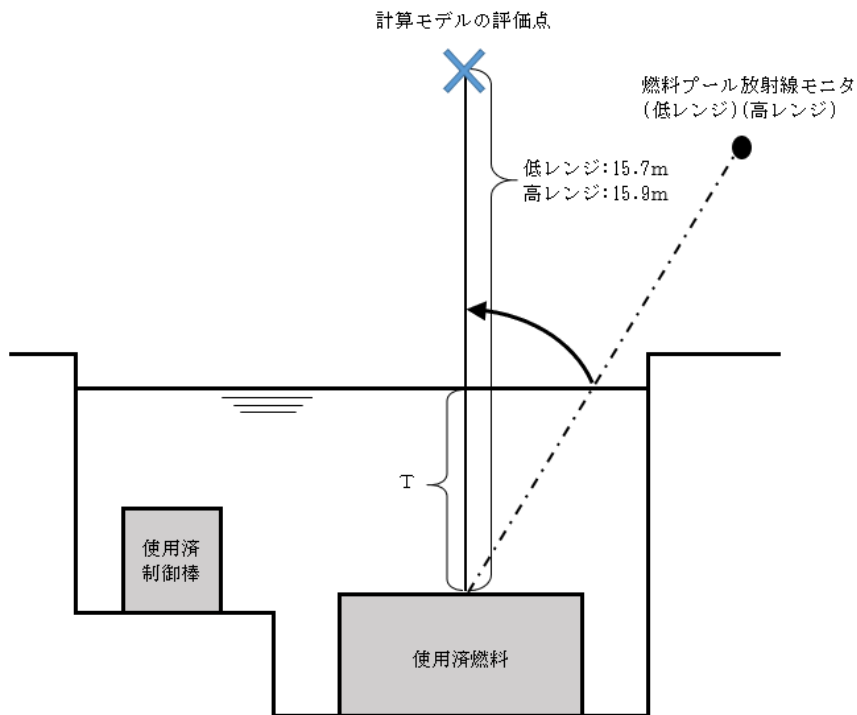
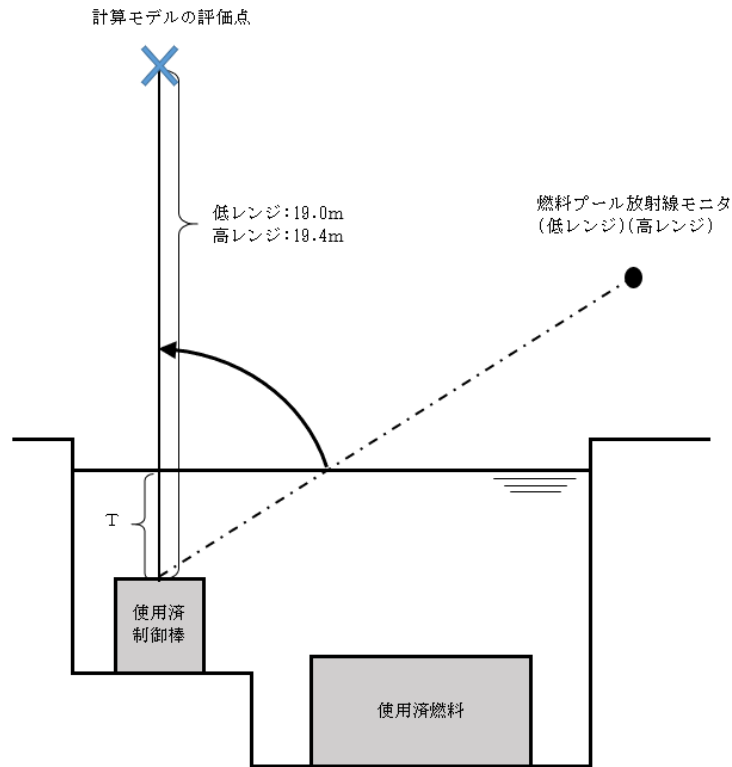


●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.4m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.9m

② 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



*パラメータTは、線源から燃料プール水により遮蔽される長さ (m) を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は $15.7 - T$ m (低レンジ), $15.9 - T$ m (高レンジ) となり、水位低下時の線量当量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-4 計算モデルの評価点の立面概要図

(2) 評価結果

線源毎に計算モデルの評価点における，燃料プール水位に応じた算出結果(低レンジ及び高レンジ)を図2-5及び図2-6に示す。また，それらの結果の合計を図2-7に示す。図2-7に示すとおり，燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ），（高レンジ）（SA）にて計測可能である。

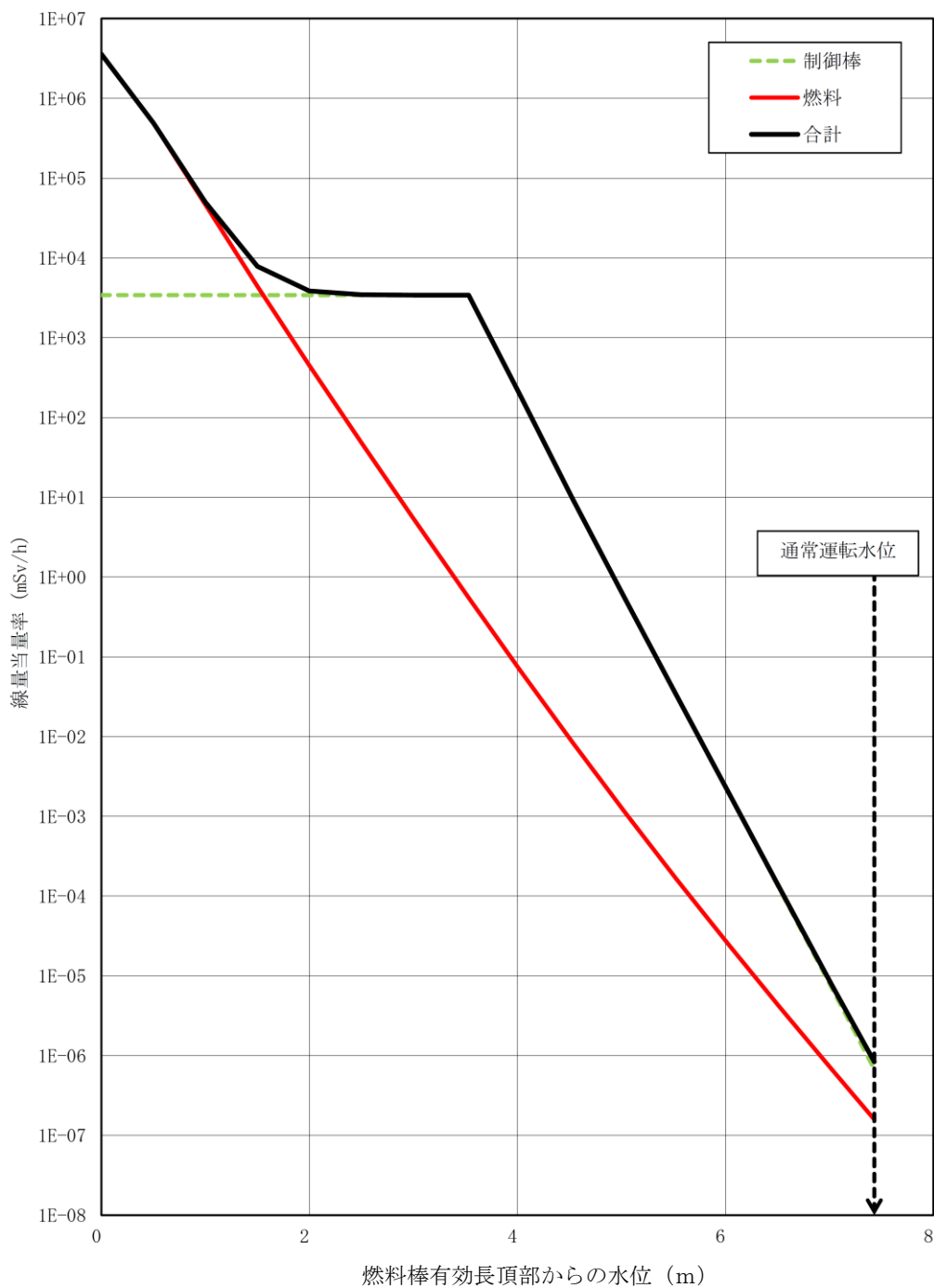


図2-5 線源毎の燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）設置位置における線量当量率推移

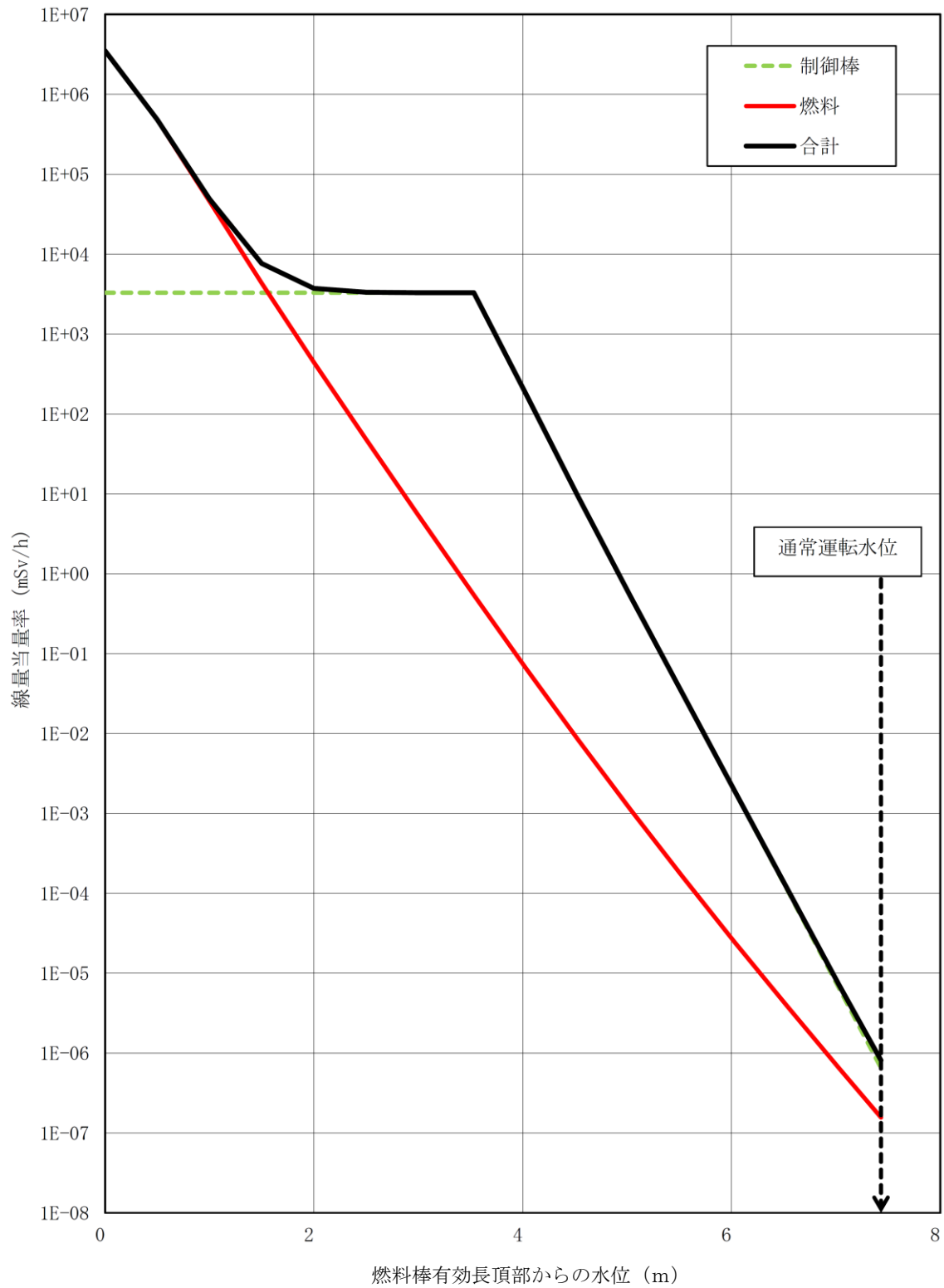


図2-6 線源毎の燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）設置位置における線量当量率推移

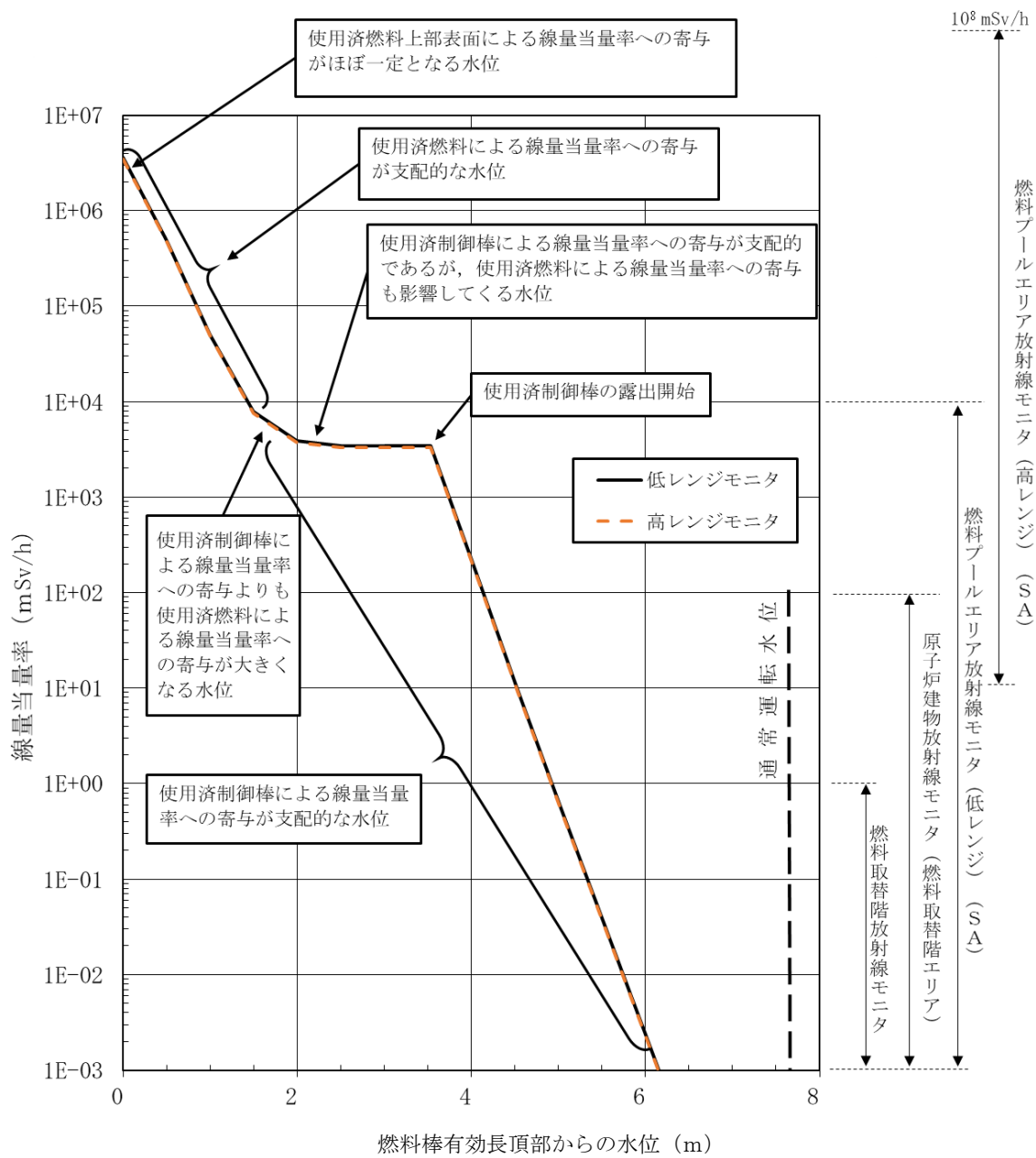


図 2-7 燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量当量率推移

(参考) 燃料プール水深の遮蔽計算に関する計算条件について

【1】 評価条件

【1.1】 使用済燃料の計算条件

- (1) 燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (3518 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は 0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.1m×約 12.3m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の使用集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。

【1.2】 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒の密度は自己遮蔽効果を保守的に評価するため遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計144本と想定する。定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルH f 型とB₄C型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。使用済制御棒の冷却期間及び保管本数を第1表に示す。
注記* : 「1999蒸気表」 (日本機械学会)

【2】線源

【2.1】使用済燃料の線源強度

【2.1.1】評価方法

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*1記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/ (W・s)) を単位体積あたりの線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は 10^6 時間 (約114年) *2, 原子炉停止後貯蔵までの期間を10日*3, 原子炉運転中の使用済燃料1体当たりの熱出力を4.35MW (9×9燃料 (A型)) , 使用済燃料体積は約 $7.1 \times 10^4 \text{cm}^3$ とする。

注記*1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III PartB, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

*2: 文献*1 には、照射期間ごと及び冷却期間ごとにU-235核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間, 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3: 原子炉停止後貯蔵までの期間10日とは、過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

【2.2】使用済制御棒の線源強度

【2.2.1】評価方法

- (1) 使用済制御棒の線源強度は、ORIGEN2コード*4を使用する。ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子フラックス並びに被照射材料 (使用済制御棒) の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。なお、評価に用いる解析コードORIGEN2の検証、妥当性評価については、VI-5-12「計算機プログラム (解析コード) の概要・ORIGEN2」に示す。
- (2) 各使用済制御棒 (Hf, B₄C) の単位体積あたりの線源強度は、各々使用済制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。
- (3) 使用済制御棒は、タイプ (Hf, B₄C) 別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵される使用済制御棒全体の放射能を線源体積で加重平均 (均質化) した線源強度を設定する。

注記*4: A. G. Croff, ” A User’ s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

【2.2.2】放射化断面積

ORIGEN 2に入力する放射化反応断面積は、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する（BWRSTEP-IIIボイド率 40% UO₂ < 60Gwd/THM）。

第 1 表 使用済制御棒のタイプ別，冷却期間別の貯蔵本数

タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)
H f 型 制御棒	0	10	9
	1	506	4
	2	1002	4
	3	1498	4
	4	1994	4
	5	2490	4
	6	2986	4
	7	3482	4
	8	3978	4
	9	4474	4
	10	4970	5
B ₄ C 型 制御棒	0	10	12
	1	506	8
	2	1002	8
	3	1498	8
	4	1994	8
	5	2490	8
	6	2986	8
	7	3482	8
	8	3978	8
	9	4474	8
	10	4970	10

【3】遮蔽計算

【3.1】計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、有効性評価における評価では評価点を原子炉建物原子炉棟4階燃料取替機床面高さとし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置き計算する。また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）（SA）の計測範囲の評価では、評価点をモニタ設置位置とし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）との最短距離に等しい距離で各線源毎の真上に置き計算する。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コード QAD-CGGP2R コードを用いて計算する。なお、評価に用いる解析コード QAD-CGGP2R コードの検証、妥当性評価については、VI-5-11「計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー

- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

3. 固定式周辺モニタリング設備

3.1 モニタリングポスト

3.1.1 モニタリングポストの配置，計測範囲及び警報動作範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の空間線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト6台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる設計とする。

モニタリングポストは，低レンジ域を測定するNaI(Tl)シンチレーション（計測範囲： $10\sim 10^5$ nGy/h）及び高レンジ域を測定する電離箱（計測範囲： $10\sim 10^8$ nGy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲 $10\sim 10^8$ nGy/h を測定できるように設計している。モニタリングポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる。警報は，平常値（約 $30\sim 40$ nGy/h）からの有意な変動を検知するため，NaI(Tl)シンチレーションについては平常値の5倍を目安（約 220 nGy/h）に設定するが，測定範囲内で可変できる設計とする。

モニタリングポストの配置図を図3-1に，計測範囲，警報動作範囲等を表3-1に示す。

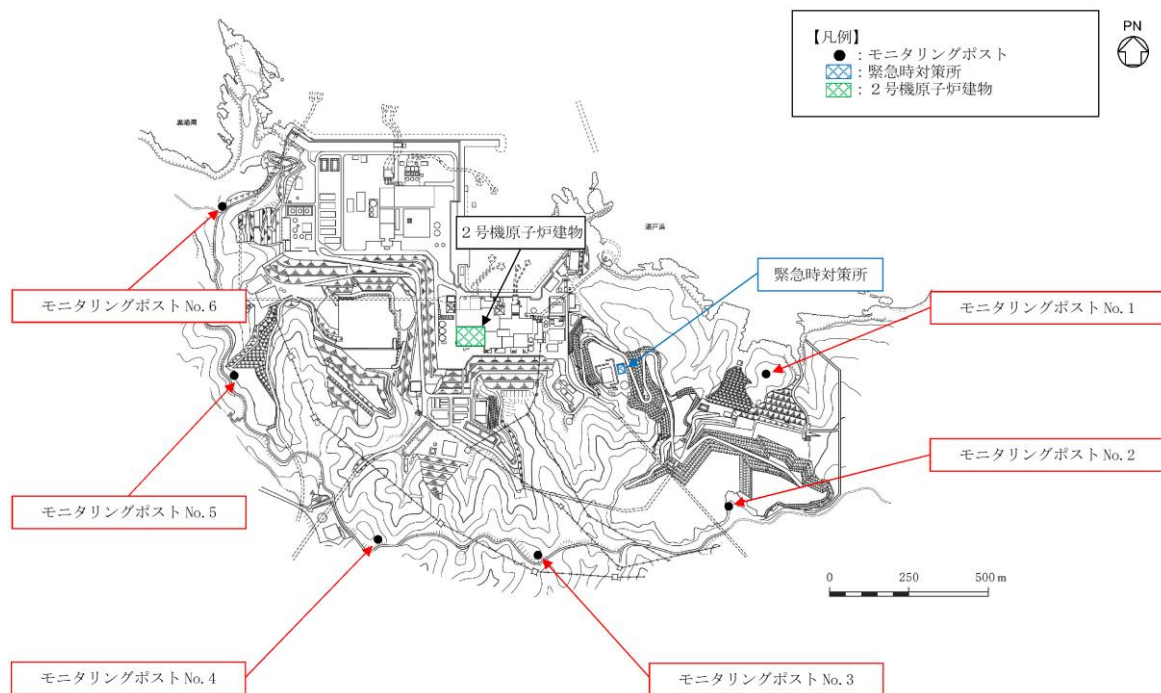
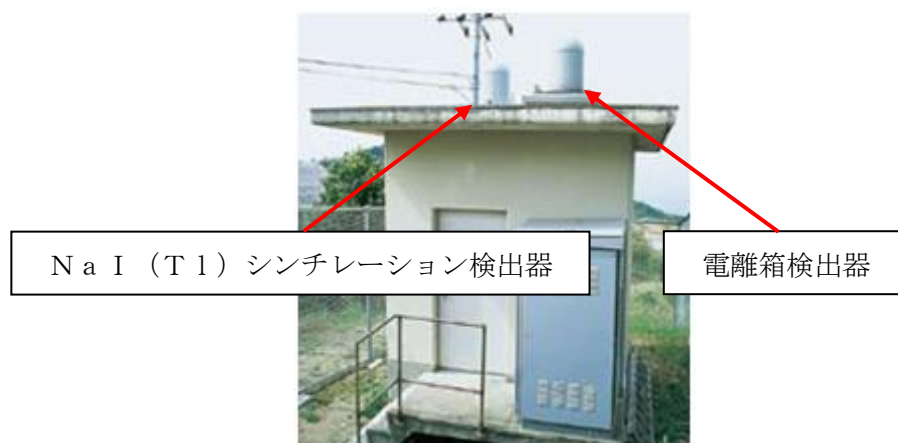


図3-1 モニタリングポストの配置図

表 3-1 モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁵ nGy/h	10~10 ⁵ nGy/h	各 1 台	周辺監視区 域境界付近 (6 箇所)
	電離箱	10~10 ⁸ nGy/h	10~10 ⁸ nGy/h	各 1 台	



(モニタリングポストの写真)

3.1.2 モニタリングポストの電源

モニタリングポストの電源は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 34 条（計測装置）の対応として、非常用ディーゼル発電設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらにモニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機を有し、電源の供給源を切替える際に生じる短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

また、「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」第 60 条（監視測定設備）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 75 条（監視測定設備）の対応として、常設代替交流電源設備からの給電が可能である。

モニタリングポストの電源構成図を図 3-2 に、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様を表 3-2 に示す。

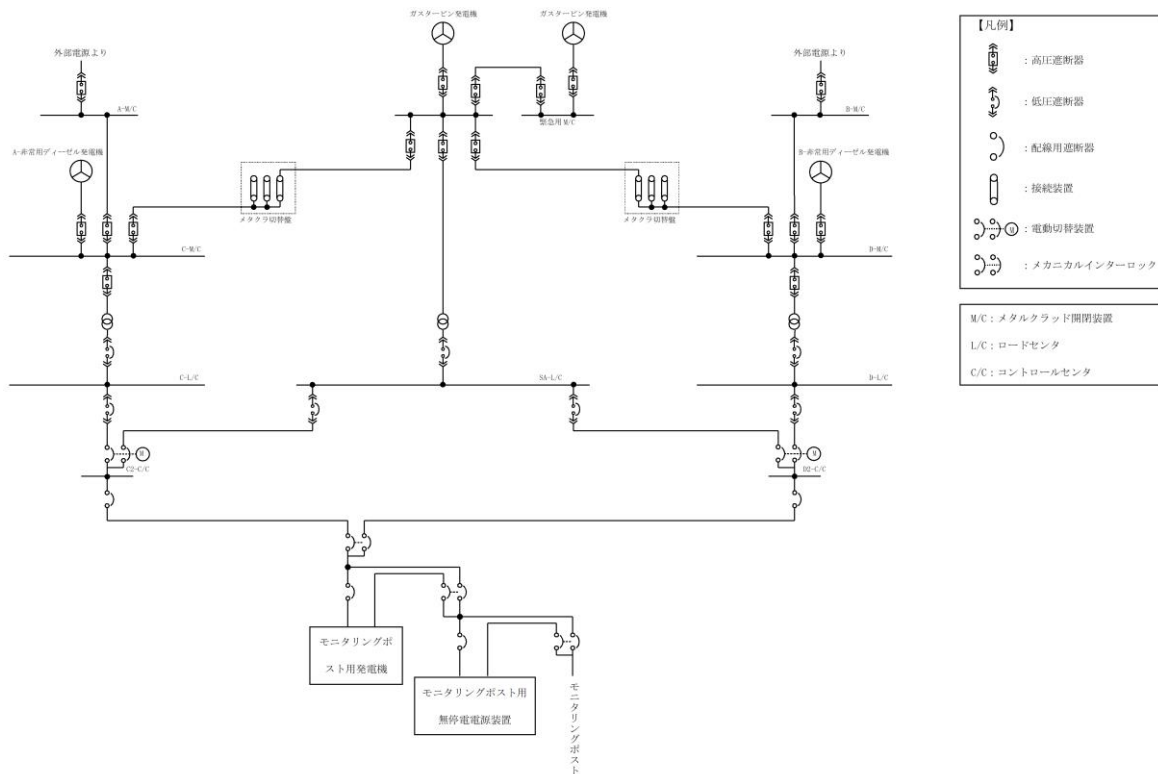


図 3-2 モニタリングポストの電源構成概略図

表 3-2 モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間*	燃料	備考
モニタリングポスト用無停電電源装置	局舎毎に1台 計6台	1.2kVA以上	蓄電池	約10分	—	停電時に電源を供給できる
モニタリングポスト用発電機	局舎毎に1台 計6台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約24時間	軽油	停電時に電源を供給できる

注記*：バックアップ時間は、各モニタリングポストの実負荷より算出。



(モニタリングポスト用無停電電源装置の写真)



(モニタリングポスト用発電機の写真)

3.1.3 モニタリングポストの伝送

モニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線系回線及び無線系回線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポストの伝送系は通常時、有線系回線と無線系回線にてデータ伝送し、有線系回線からのデータを採用しているが、万一有線系回線が切断された場合には、無線系回線から伝送されるデータを採用することで、継続して指示値を中央制御室及び緊急時対策所で監視できる。有線系回線と無線系回線は相互に依存せず、有線系回線による伝送が途絶しても、無線系回線のみで、その後長期間継続して伝送できる設計とすることで、多様性を有した設計とする。

モニタリングポストの伝送概略図を図3-3に示す。

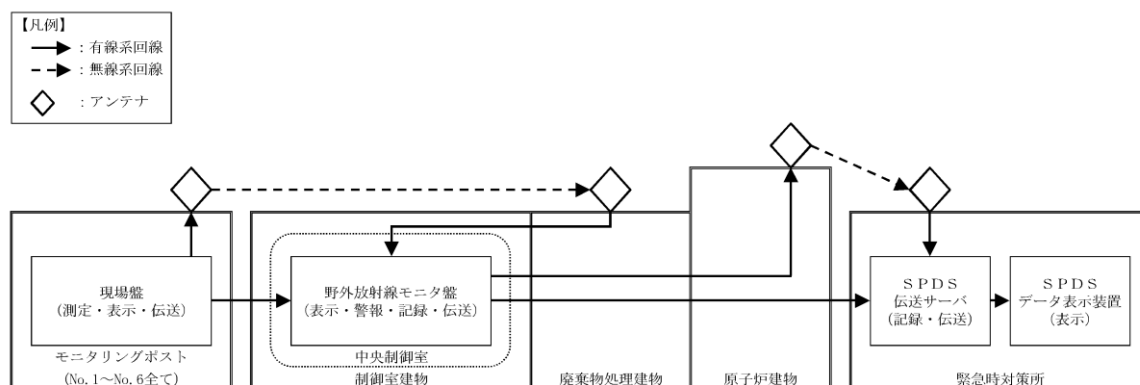


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

4. 移動式周辺モニタリング設備

4.1 可搬式モニタリングポスト

4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置

可搬式モニタリングポストは 10 台（モニタリングポストが機能喪失した際の代替測定用として 6 台，重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の空間線量率測定用として 3 台，緊急時対策所付近にて緊急時対策所の加圧判断用として 1 台），予備として 2 台を保管している。

可搬式モニタリングポストの計測範囲等を表 4-1，仕様を表 4-2，配置位置及び保管場所を図 4-1 に示す。

可搬式モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより 7 日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬式モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式モニタリングポストの伝送概略図を図 4-2 に示す。

表 4-1 可搬式モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリングポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁹ nGy/h*	10~10 ⁹ nGy/h	10 台 (予備 2 台)
	半導体			

注記*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10⁻¹Gy/h）等を満足する設計とする。

表 4-2 可搬式モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池（4 個）により 7 日以上供給可能。 7 日後からは、予備の蓄電池（4 個）と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は 1 個あたり約 6 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本 体：約 800(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 蓄電池：約 210(W)×約 180(D)×約 175(H)mm
重量	合 計：約 60kg 本 体：約 40kg 蓄電池：約 20kg（約 5kg/個×4 個）



アンテナ部

訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大 6 時間 30 分以内（2 名で車両を用いて屋外 9 箇所に設置。また、人力にて緊急時対策所近傍 1 箇所に設置）

（可搬式モニタリングポストの写真）

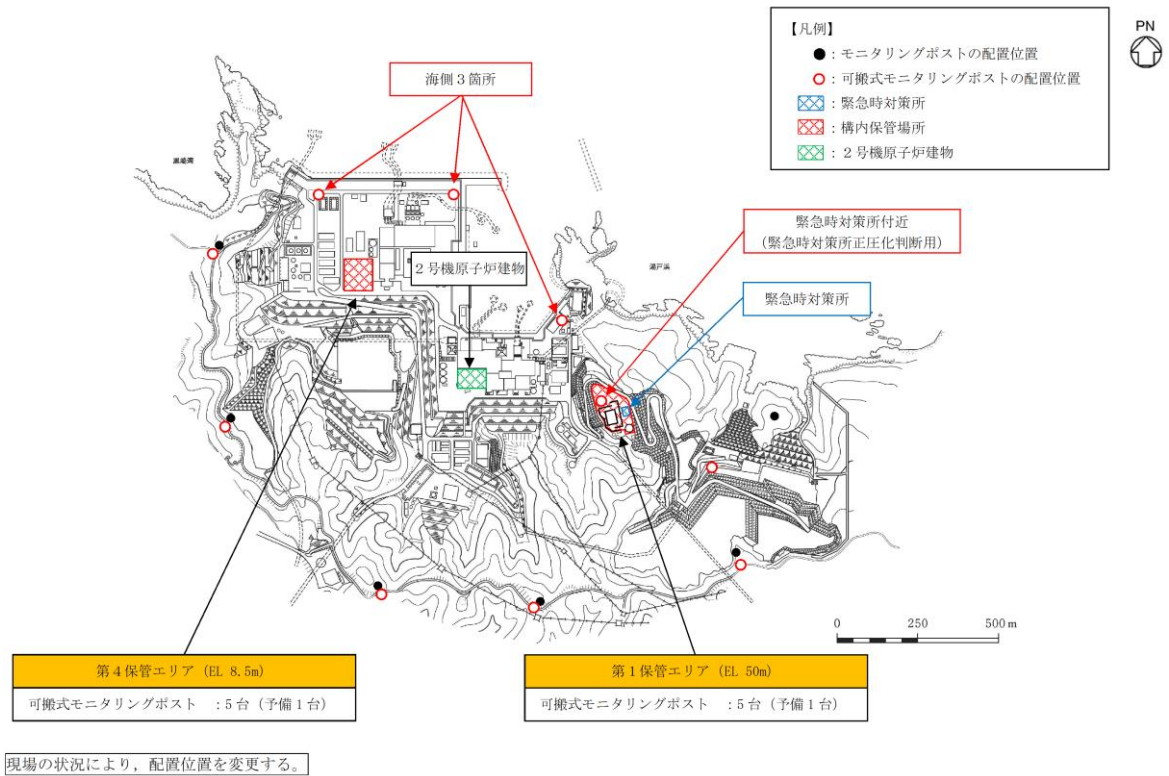


図 4-1 可搬式モニタリングポストの配置位置及び保管場所

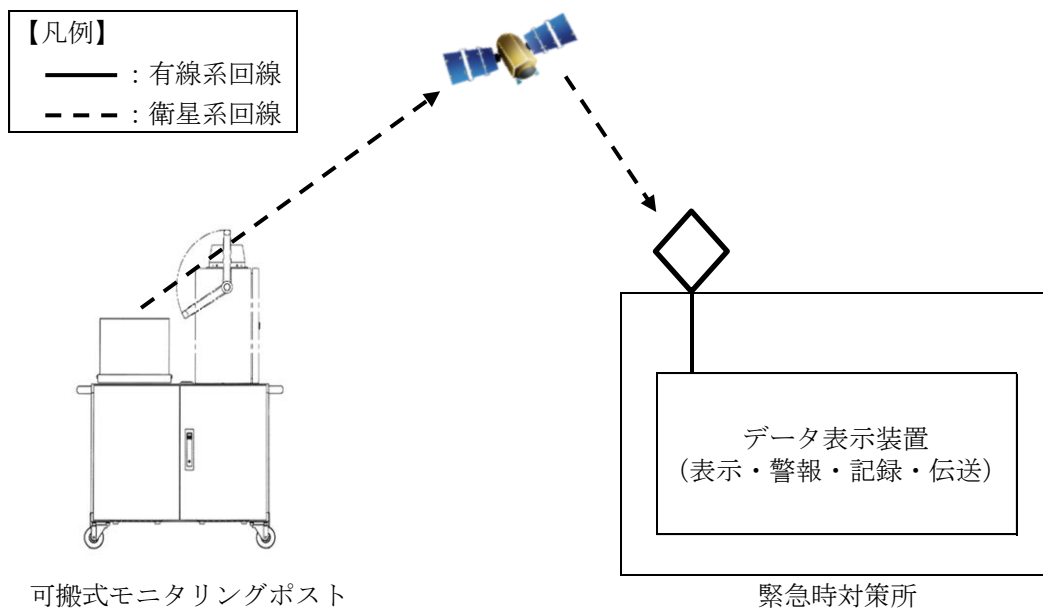


図 4-2 可搬式モニタリングポストの伝送概略図

4.1.2 放射能放出率の算出

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬式モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。(出典：環境放射線モニタリング指針(原子力安全委員会 平成22年4月))

a. 放射性希ガス放出率(Q)の算出式

$$Q=4 \times D \times U / D_0 / E \text{ (GBq/h)}$$

Q	: 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
D	: 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率*1 (μ Gy/h)
U	: 平均風速 (m/s)
D ₀	: 空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 (μ Gy/h) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis) *2
E	: 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率(Q)の算出式

$$Q=4 \times \chi \times U / \chi_0 \text{ (GBq/h)}$$

Q	: 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
χ	: 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度*1 (Bq/m ³)
U	: 平均風速 (m/s)
χ_0	: 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度 (Bq/m ³) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s) *2

注記*1: モニタリングで得られたデータを使用

*2: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times (5 \times 10^4) \times 1.0 / (6.0 \times 10^{-4}) / 0.5 \\ &= 6.7 \times 10^8 \text{GBq/h} \\ &\quad (6.7 \times 10^{17} \text{Bq/h})\end{aligned}$$

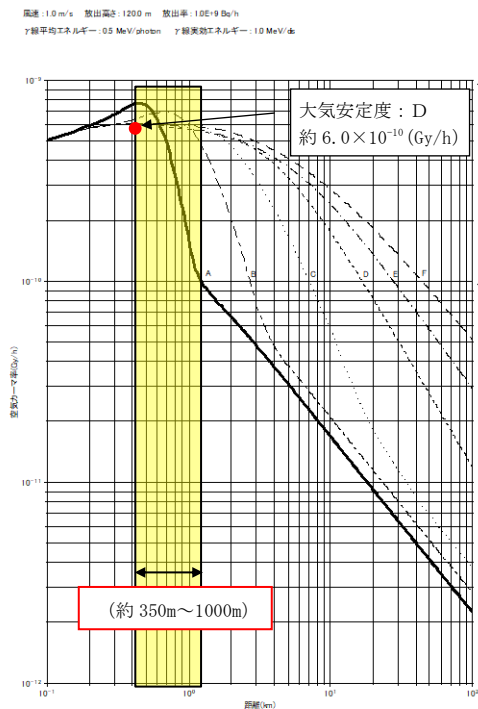
- | | | |
|---|----------------|--|
| { | 4 | : 安全係数 |
| | D | : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率*
⇒50mGy/h (5×10 ⁴ μGy/h) 1Sv=1Gy とした |
| | U | : 放出地上高さにおける平均風速 (m/s)
⇒1.0m/s |
| | D ₀ | : 6.0×10 ⁻⁴ μSv/h (放出高さ 120m, 距離 350m) |
| | E | : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
⇒0.5MeV/dis |

注記* : 放射性よう素の放射能放出率は、可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し、放射能測定装置により測定したデータから算出する。

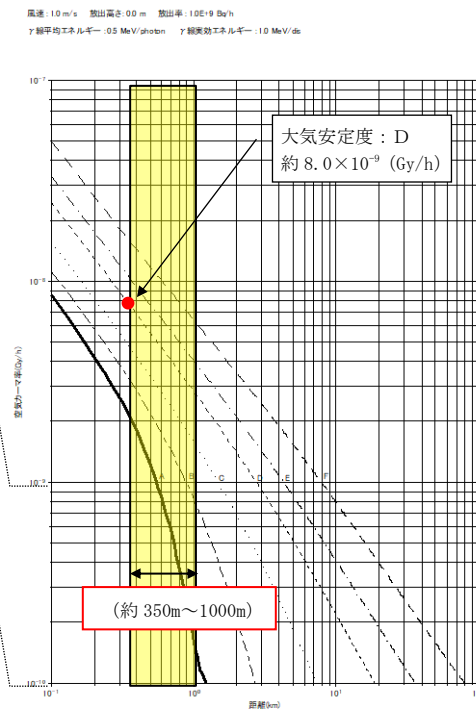
(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリングポストは、地表面に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さと測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬式モニタリングポストで十分に測定が可能である。

【放出高さ 120m の場合】



【放出高さ 0m の場合】



- 排気筒高さ 地上高 120m
- 敷地グラウンドレベル EL8.5m
- 可搬式モニタリングポスト配置位置
(原子炉建物から約 350m~1000m 付近)

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」 (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010)

図 4-3 各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による空気カーマ率分布図

4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、周辺監視区域内で線量当量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて 11～24mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（2号機とモニタリングポスト No.4）約 700m 程度の場合）が必要と考えられる。

また、海側の放出を考慮して設置する可搬式モニタリングポストと炉心との距離が約 350m 程度であるため、同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて 12～88mSv/h 程度である。

このため、1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建物から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011年3月15日 9:00）。これをもとに炉心から約 350m 及び約 700m における値を計算すると、線量当量率はそれぞれ約 12～88mSv/h 及び約 11～24mSv/h となる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表 4-3 に示す。

表 4-3 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離 (m)	線量当量率 (mSv/h)
海側 約 350	約 12～88*
モニタリングポスト代替 約 700	約 11～24*
約 900	約 11

注記*：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-010）を用いて算出

4.2 可搬型放射能測定装置等

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の放射能測定装置等を使用する。

放射能測定装置等の計測範囲等を表 4-4 に示し、小型船舶の仕様等を表 4-5 に示す。また、放射能測定装置等の写真を図 4-4、放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図 4-5 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4-6 に示す。

表 4-4 放射能測定装置等の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数	保管場所
可搬式ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
NaIシンチレーションサーベイメータ	NaI (Tl)シンチレーション	0~30ks ⁻¹ *1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin ⁻¹ *1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
α・β線サーベイメータ	ZnS (Ag)シンチレーション	0~100kmin ⁻¹ *1	サンプリング記録	1台 (予備1台)	緊急時対策所
	プラスチックシンチレーション	0~100kmin ⁻¹ *1			
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~300mSv/h*1	サンプリング記録	2台 (予備1台)	緊急時対策所

注記*1:「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

*2:「放射能観測車の代替測定」と共用

表 4-5 小型船舶の仕様等

項目	内容
数量	1台 (予備1台)
定員	5名
最大積載重量	500kg
動力源	軽油
モニタリング時に 持ち込む資機材	<ul style="list-style-type: none"> ・電離箱サーベイメータ : 1台 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台 ・海水採取用資機材 (容器等) : 1式
保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア : 1台 (EL 50m) ・第4保管エリア : 1台 (EL 8.5m)
運搬方法	クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する



(可搬式ダスト・よう素サンプラ)



(NaIシンチレーションサーベイメータ)



(GM汚染サーベイメータ)



(α ・ β 線サーベイメータ)



(電離箱サーベイメータ)

図 4-4 放射能測定装置等の写真

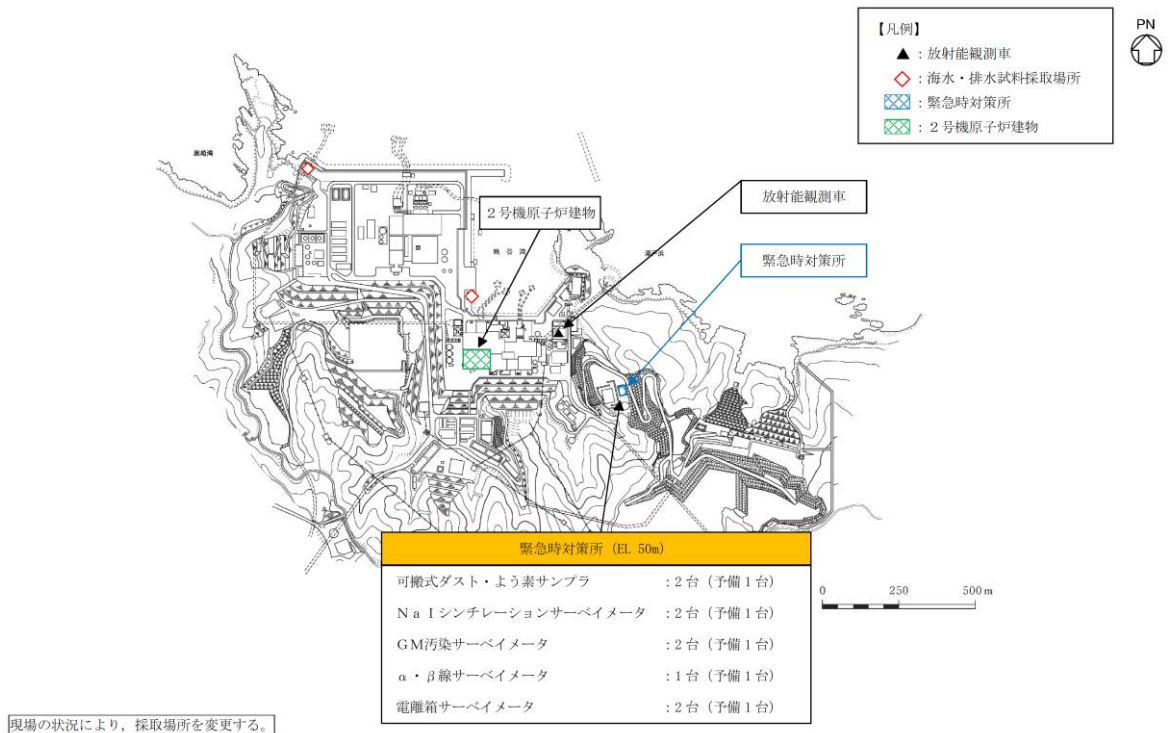


図 4-5 放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

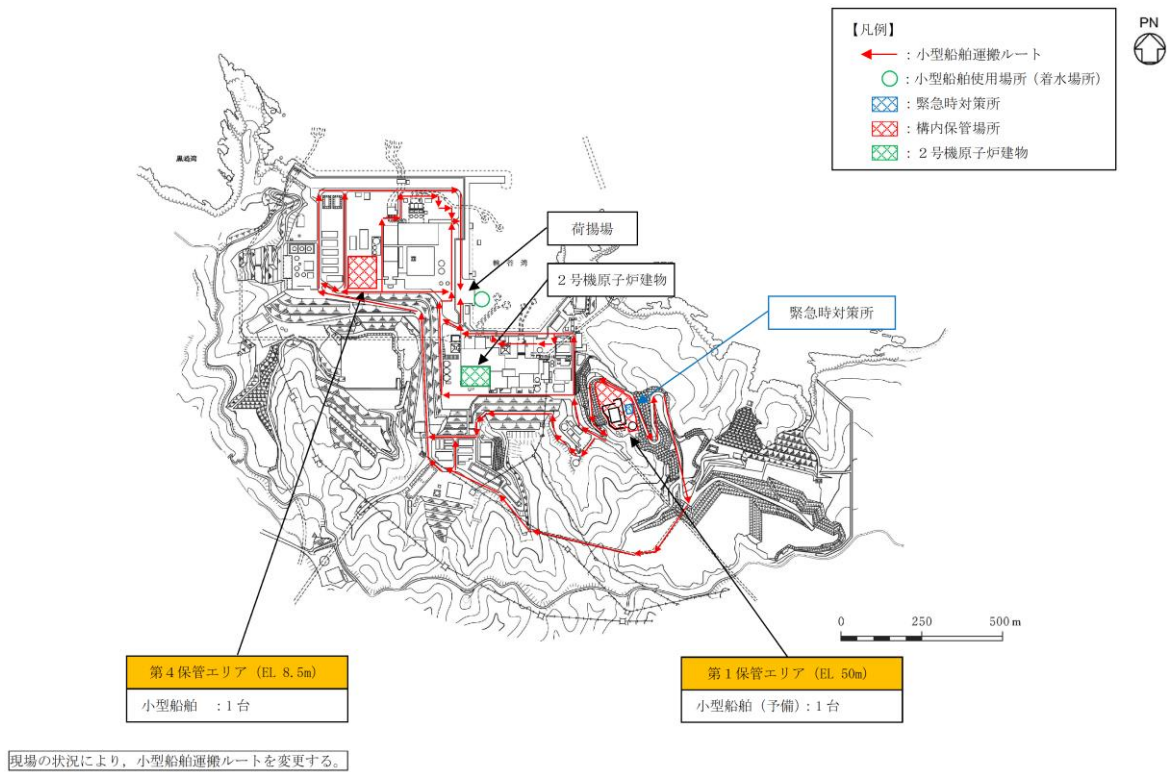


図 4-6 小型船舶の保管場所及び移動ルート

5. 気象観測設備

5.1 可搬式気象観測装置

可搬式気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録するための1台、予備として1台を保管している。

可搬式気象観測装置の計測範囲等を表5-1、仕様を表5-2、配置位置及び保管場所を図5-1に示す。

可搬式気象観測装置の電源は、外部バッテリーにより24時間以上連続で稼働できる設計としており、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また、測定データは、可搬式気象観測装置の電子メモリに記録するとともに、衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式気象観測装置の伝送概略図を図5-2に示す。

表5-1 可搬式気象観測装置の計測範囲等

名称	計器の種類	計測範囲	個数
可搬式気象観測装置	風向風速計	風向 16方位 風速 0.4~90m/s	1台 (予備1台)
	日射計	0~1.4kW/m ²	
	放射収支計	-0.347~1.042kW/m ²	
	雨量計	0~100mm	

表5-2 可搬式気象観測装置の仕様

項目	内容
電源	蓄電池（8個）により24時間以上供給可能。
記録	測定値は1週間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。
概略寸法	測定器架台：全長3300mm×高さ3000mm

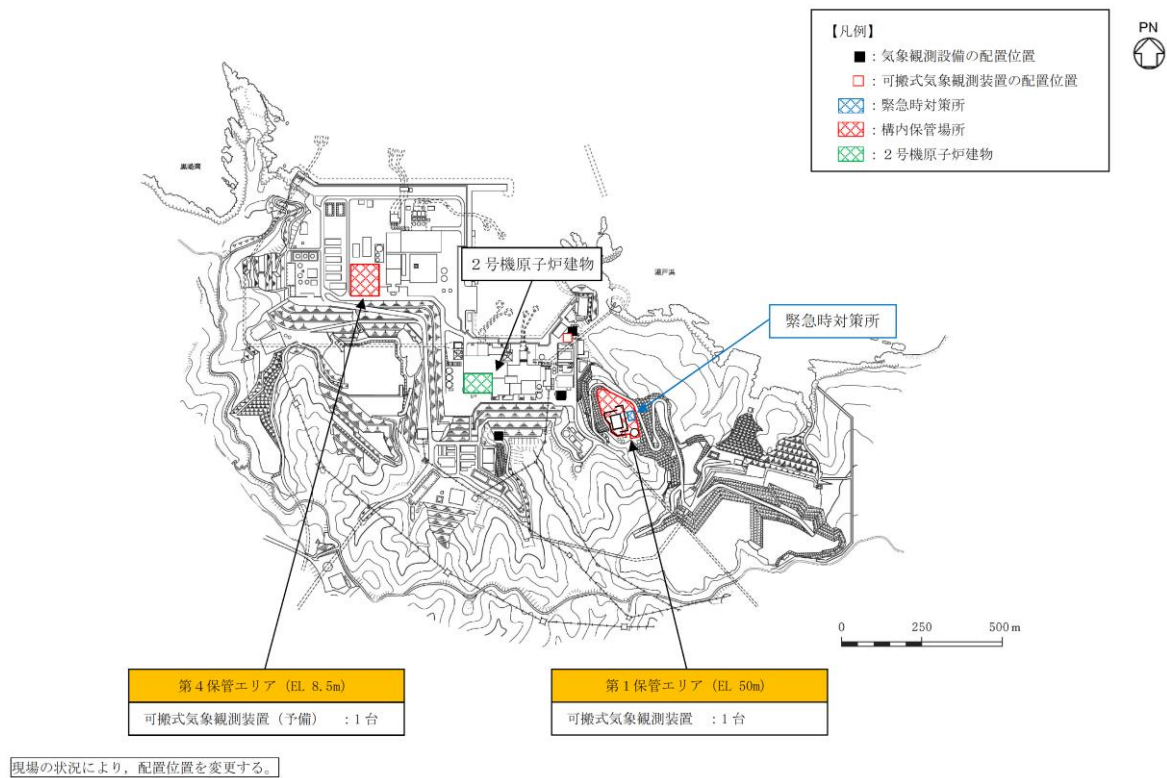


図 5-1 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

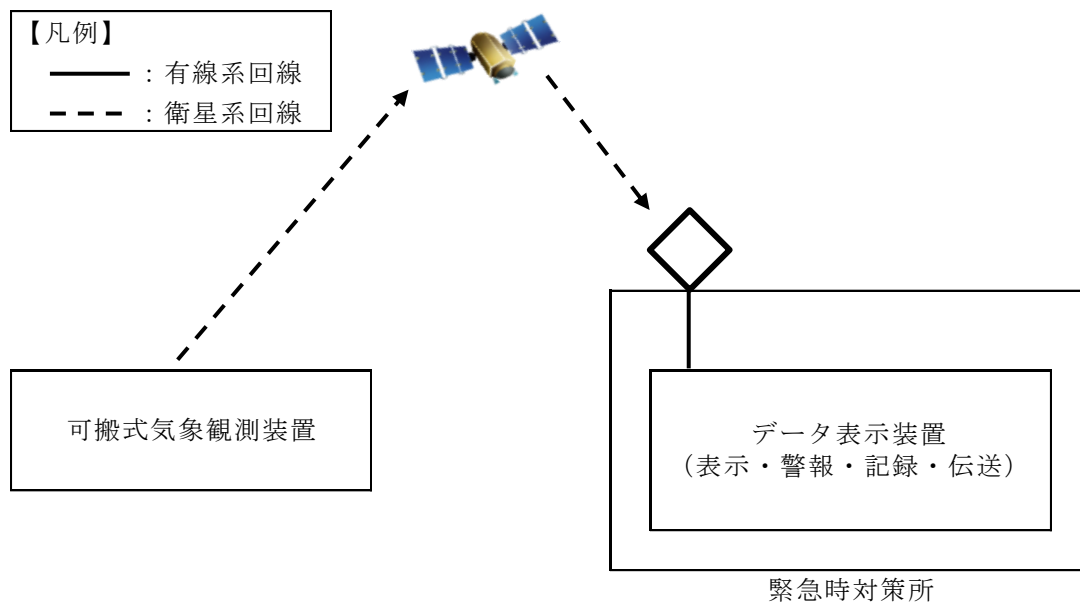


図 5-2 可搬式気象観測装置の伝送概略図