

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません

東海第二発電所	工事計画審査資料
資料番号	補足-260-1 改2
提出年月日	平成30年5月15日

工事計画に係る補足説明資料

工事計画に係る説明資料（放射線管理施設）のうち
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

補足-260-1 【放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び
警報動作範囲について】

平成30年5月
日本原子力発電株式会社

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 (D/W), (S/C)	1
1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ), (高レンジ)	3
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ	5
2. エリアモニタリング設備	7
2.1 緊急時対策所エリアモニタ	7
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	7
2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要	12
2.2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) 及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ)	13
2.2.1 想定事故	13
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	14
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率	16
3. 固定式周辺モニタリング設備	22
3.1 モニタリング・ポスト	22
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	22
3.1.2 モニタリング・ポストの電源	25
3.1.3 モニタリング・ポストの伝送	27
4. 移動式周辺モニタリング設備	28
4.1 可搬型モニタリング・ポスト	28
4.1.1 モニタリング・ポストの代替測定装置	28
4.1.2 放射能放出率の算出	30
4.1.3 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲	33
4.2 可搬型放射能測定装置等	34
5. 計測結果の記録の保存	37
5.1 設計基準対象施設	37
5.2 重大事故等対処設備	37

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 (D/W), (S/C)

格納容器雰囲気放射線モニタは、(D/W) を 2 個、(S/C) を 2 個それぞれ対角に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。また、格納容器雰囲気放射線モニタは、非常用電源設備より受電している。

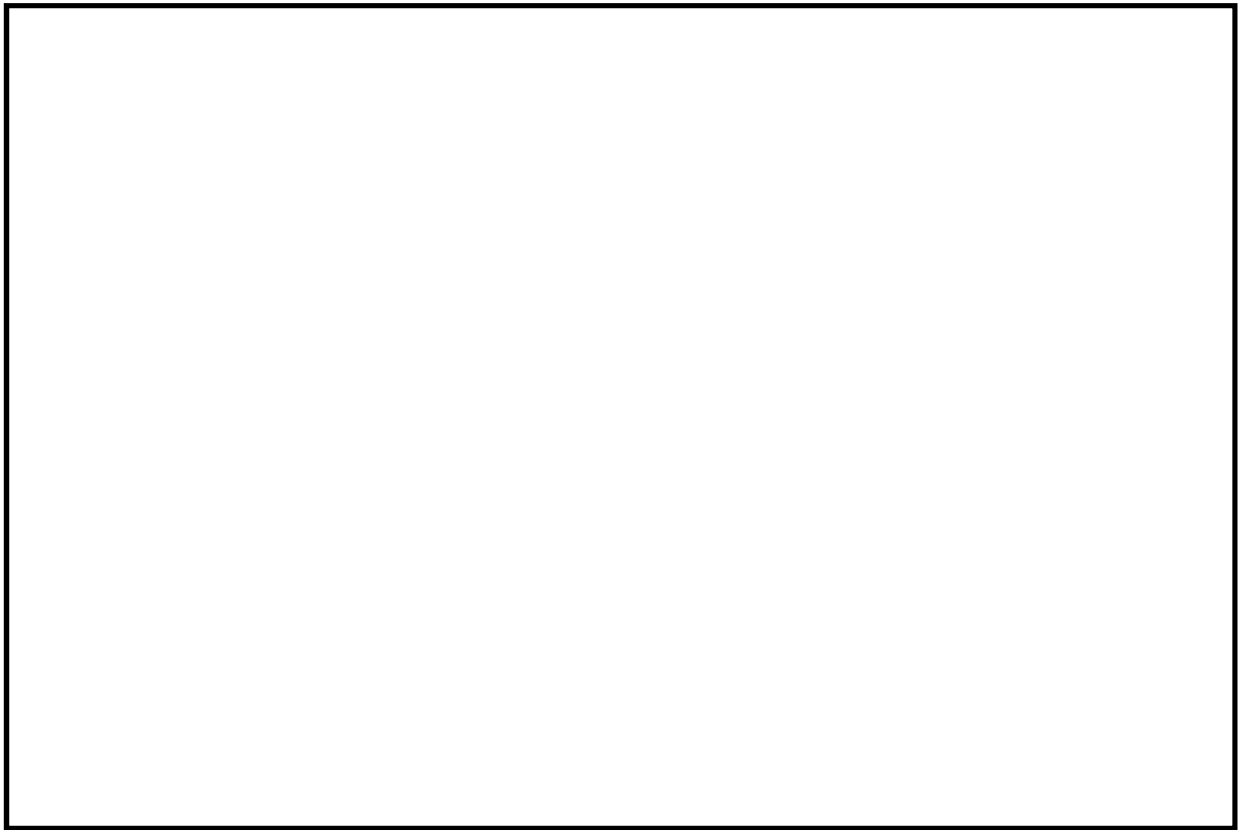
全交流動力電源喪失時においても常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

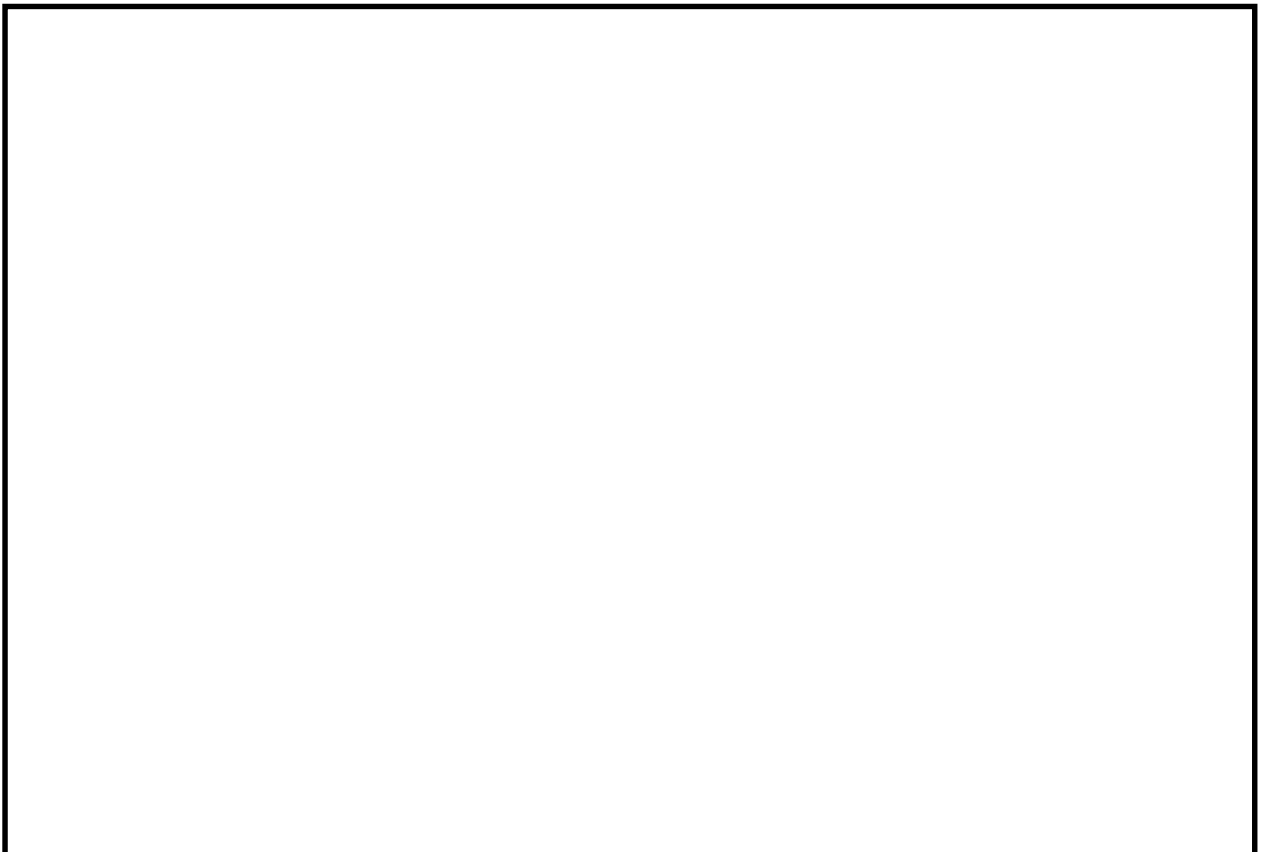
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

【格納容器雰囲気放射線モニタの配置図】





【格納容器雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



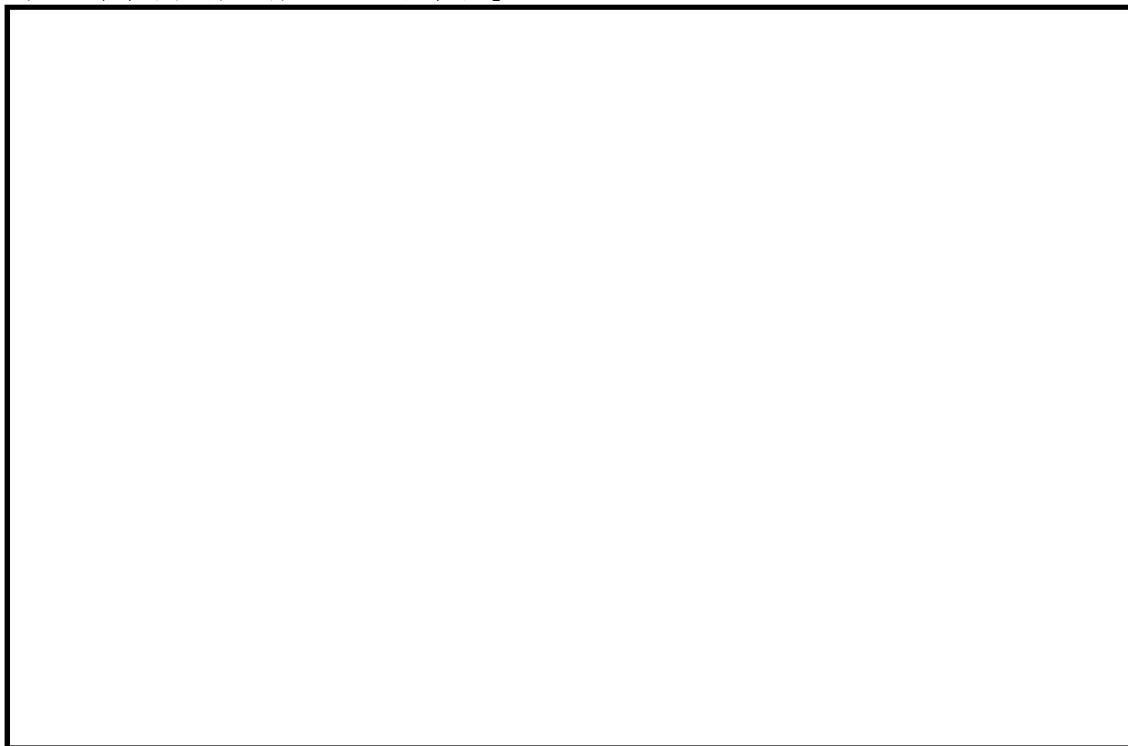
1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）

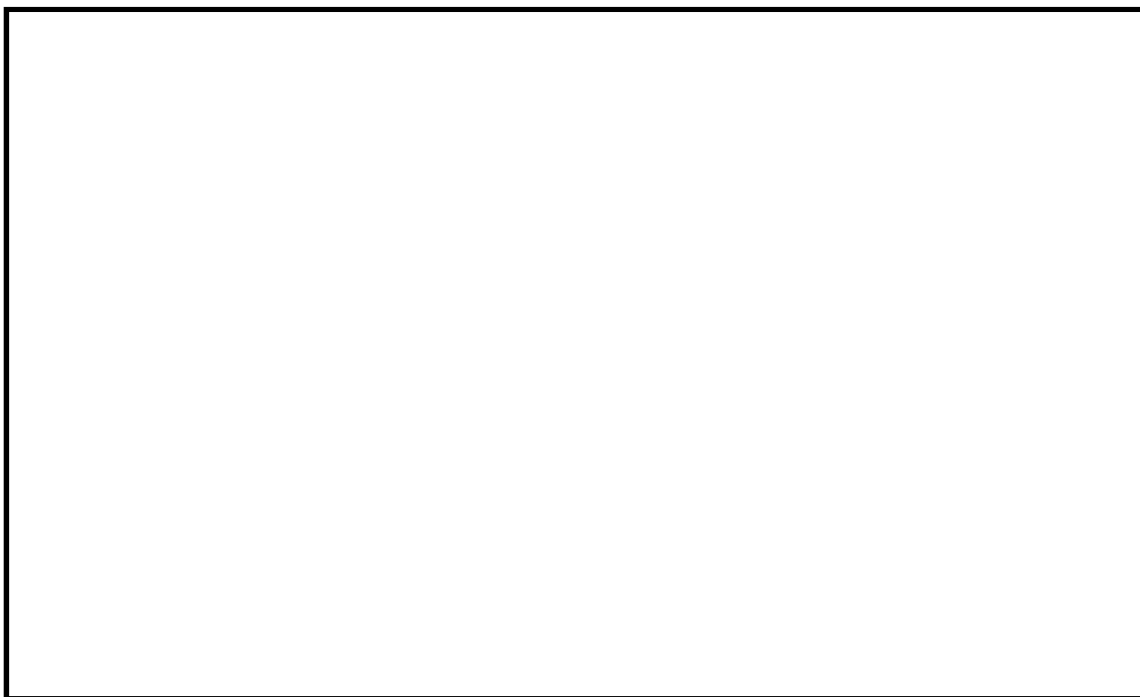
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

【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
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率（約 7×10^0 mSv/h）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フィルタ装置出口放射線モニタ（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。
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率（約 5×10^1 Sv/h）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フィルタ装置出口放射線モニタ（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。

【フィルタ装置出口放射線モニタの配置図】





【フィルタ装置出口放射線モニタの電源構成概略図】



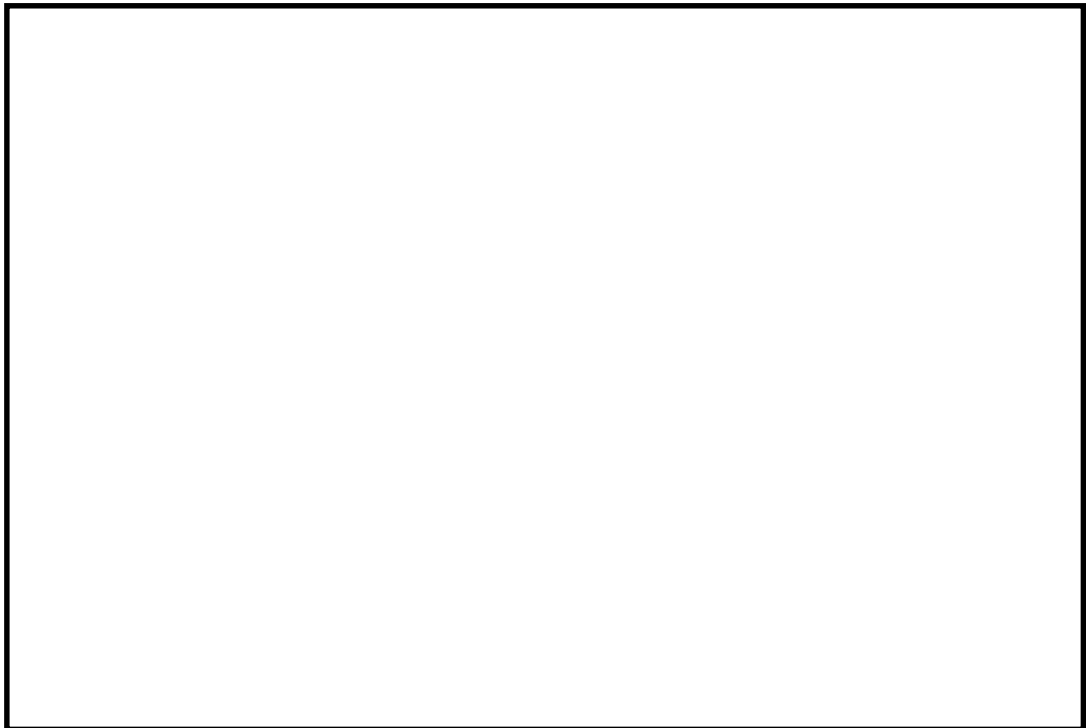
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

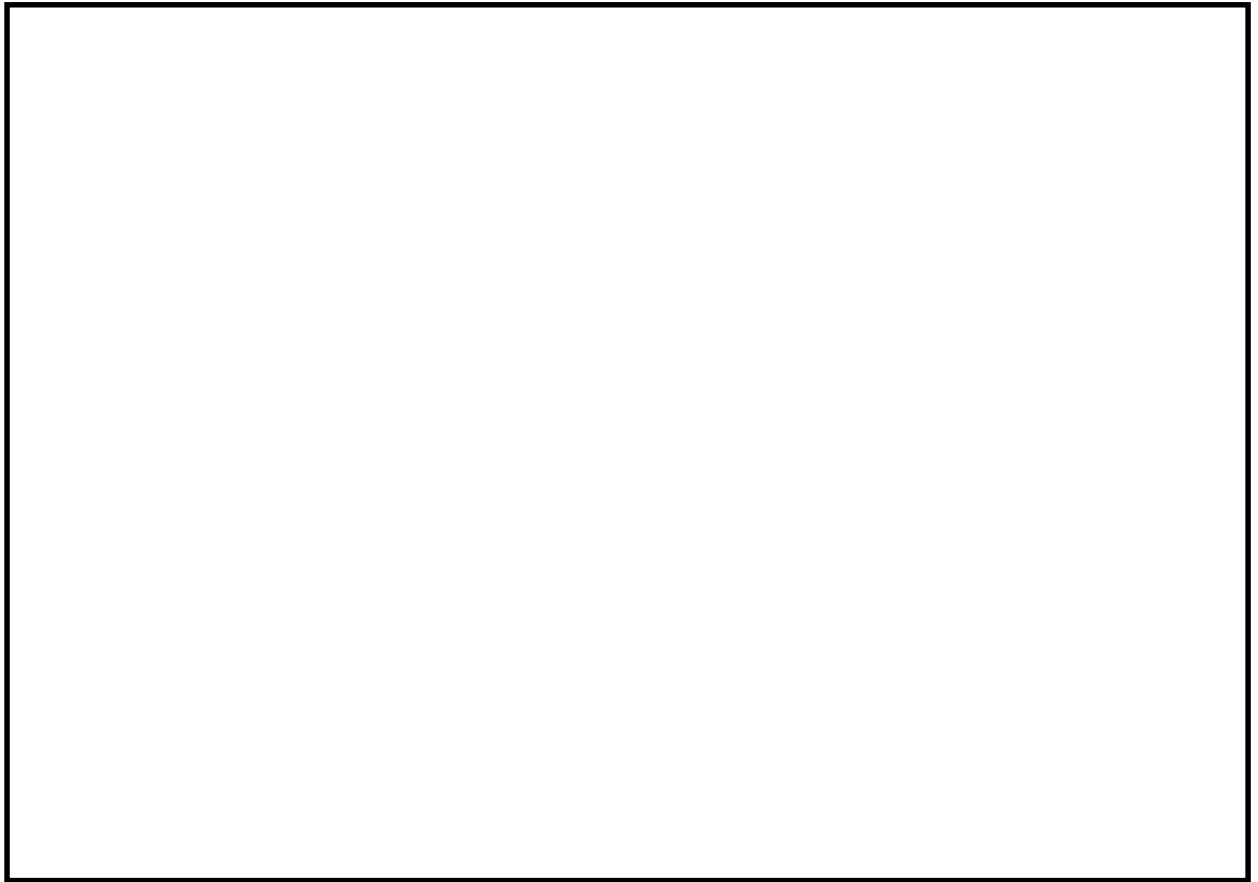
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	耐圧強化ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約 9×10^4 mSv/h）を計測できる範囲として設定する。

【耐圧強化ベント系放射線モニタの配置図】



【耐圧強化ベント系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 緊急時対策所エリアモニタ

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加圧設備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となる。

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、緊急時対策所加圧設備に係る判断基準を検討する。

(2) 判断に用いるパラメータ

可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所建屋付近に設置し、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。
緊急時対策所エリアモニタ	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。
原子炉圧力容器温度等	炉心損傷に伴う原子炉格納容器圧力の上昇等を確認し、原子炉の状況を把握することができる。
モニタリング・ポスト、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所建屋付近に設置するものを除く）	緊急時対策所建屋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。
気象観測設備（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 加圧設備等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
準備判断	パラメータの監視強化及び空気ポンベ加圧に係る準備	・炉心が損傷し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合	—	監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合
			・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の線量当量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度が炉心損傷判断基準である300℃以上を確認した場合
			・格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
			・原子炉圧力容器温度	
			・可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの指示値が有意な上昇傾向となった場合
使用開始判断	緊急時対策所は空気ポンベ加圧、緊急時対策所以外の緊急時対策所建屋内については外気少量取り込み	・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原子炉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	通常水位+6.4 m ^{*1}
			・格納容器内酸素濃度 (SA)	4.3 % ^{*2}
			・可搬型モニタリング・ポスト	20 mSv/h 以上
			・緊急時対策所エリアモニタ	0.5 mSv/h 以上

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準
停止判断	緊急時対策所以外の緊急時対策所建屋内について外気取り込み量を増加させた建屋浄化運転	<ul style="list-style-type: none"> ・プルーム放出が収束 ・モニタリング・ポスト等の線量当量率が屋外作業可能なレベルまで低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポスト 	指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下し、安定した場合
			<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置出口放射線モニタ(低レンジ) ・フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ) 	指示値低下
	空気ボンベによる加圧運転を停止	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所建屋内の放射性物質を排出 	—	建屋浄化運転に切換えした1時間後

注記 *1: 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント前(サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5 mにて実施)に加圧設備への切り替え操作を行う。

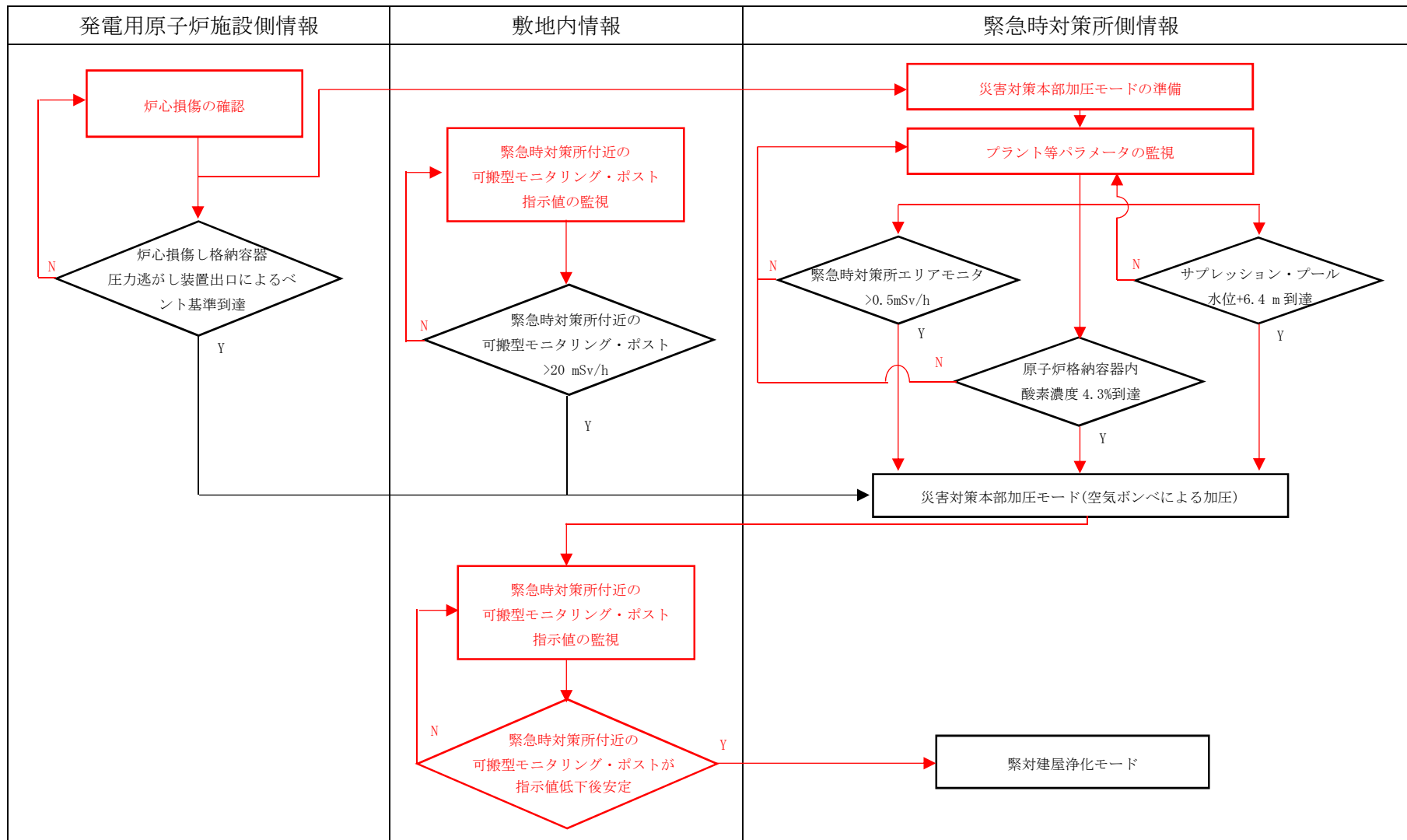
*2: 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準

② 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリング・ポスト	20 mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> ・空気ポンベ加圧による加圧を開始するための指標として設定する。 ・プルーム通過時の敷地内の線量当量率は、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 20 mSv/h を設定。 ・原子炉格納容器ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量当量率約 10 mSv/h よりも高い値とすることで原子炉格納容器ベント実施時等のプルーム放出に伴う線量当量率の上昇を確実に判断できることから、誤判断を防止する。
緊急時対策所エリアモニタ	0.5 mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポストによる検知や判断が遅れた場合等、空気ポンベによる加圧を開始するための指標として設定する。 ・対策要員の被ばく線量が 7 日間で 100 mSv を満足する基準 (100 mSv / (7 d × 24 h)) として設定する。 ・原子炉格納容器ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量当量率は最大でも約 10 mSv/h であり、原子炉格納容器ベント実施前の原子炉建屋内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、緊急時対策所外壁等の遮蔽で、緊急時対策所内は十分に低い線量となっているため、プルーム放出に伴う線量当量率の上昇を確実に判断できる。

○加圧判断フロー

【前提条件：事故進展中，緊急時対策所内の体制確立済，緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポスト設置済】



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
緊急時対策所 エリアモニタ	半導体式	B. G. ～999.9 mSv/h	—	緊急時対策所建屋 (EL. 約 23 m)	1 (予備 1)

(2) 緊急時対策所エリアモニタの仕様

項目	内容
電源	緊急時対策所用代替電源設備より給電可能
記録	記録装置にて電磁的に記録, 保存
概略寸法	検出部: 約 60 (W) × 約 25 (D) × 約 145 (H) mm (コネクタ, スイッチ等の突起部を除く) 表示部: 約 352 (W) × 約 90 (D) × 約 270 (H) mm (取手, ゴムシート, スタンド等の突起部を除く)
重量	検出部 (プローブ): 約 270 g 表示部: 約 6 kg

2.2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）における計測範囲は以下に示す想定事故 1, 2 及び使用済燃料プール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プール内の水位が異常に低下した場合に想定される最大線量率を測定可能な設計としている。

2.2.1 想定事故

a. 「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 69 条第 1 項での想定事故は、「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 37 条解釈 3-1(a) 想定事故 1 及び(b) 想定事故 2 であり、下記のとおりである。

(a) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(b) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故。

b. 「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 69 条第 2 項での想定事故は、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、原子炉建屋原子炉棟 6 階での重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作時の基準線量率（10 mSv/h）を超えない水位として、通常水位より約 0.86 m とする。（図 2-2-2-1 参照）

なお、本有効性評価で用いる線源（制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋 6 階床面高さ（線源との最短距離）としている。

線量率計算モデルの評価点は、線源との最短距離に等しい距離で各線源の真上に置いている。

線源毎の評価点における、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を合計したものを表 2-2-2-1 に示す。

また、線源毎の線量率計算は QAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いている。

a. 使用済燃料プール保有水高さ

燃料集合体頂部より上の水の高さ＝約 7.26 m

b. 必要水遮蔽厚さ

グラフから約 6.40 m 以上

c. 放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）

燃料集合体頂部から約 6.40 m（通常水位から約 0.86 m）

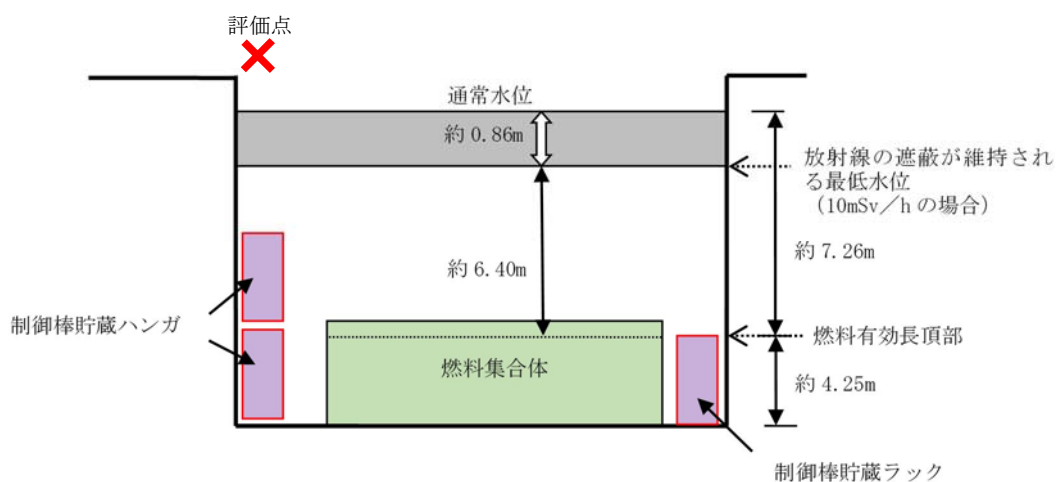


図 2-2-2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

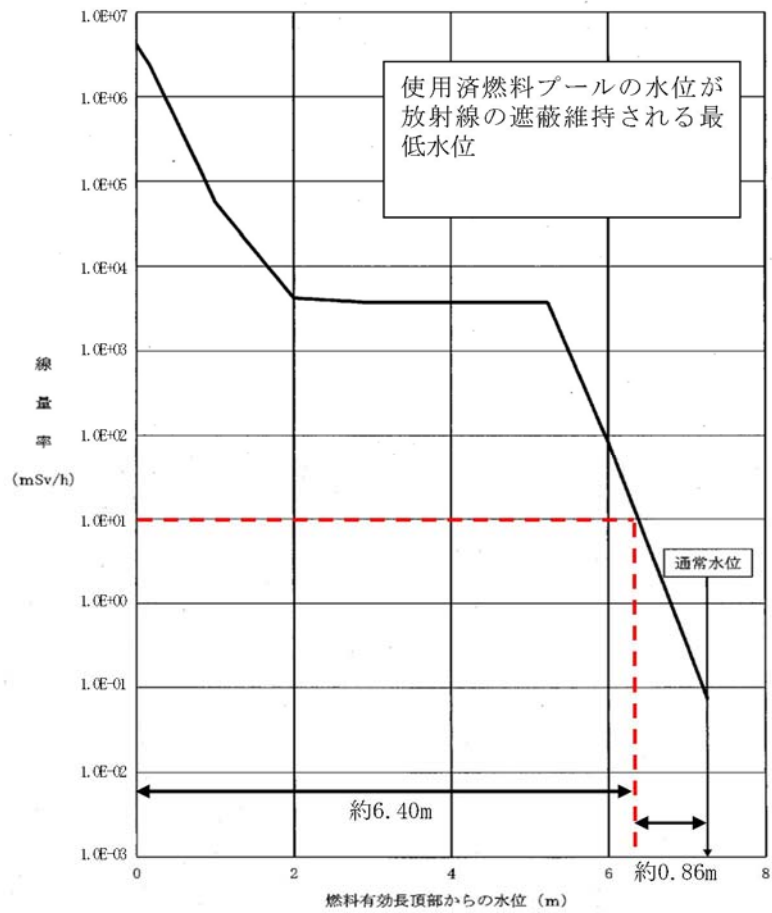


表 2-2-2-1 放射線の遮蔽が維持される水位

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率

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合には、使用済燃料プール周辺の線量率が非常に高くなる。従って、使用済燃料プールの線量率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率を測定できる必要があるため、以下の評価により、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ）、（低レンジ）により測定可能であることを確認した。

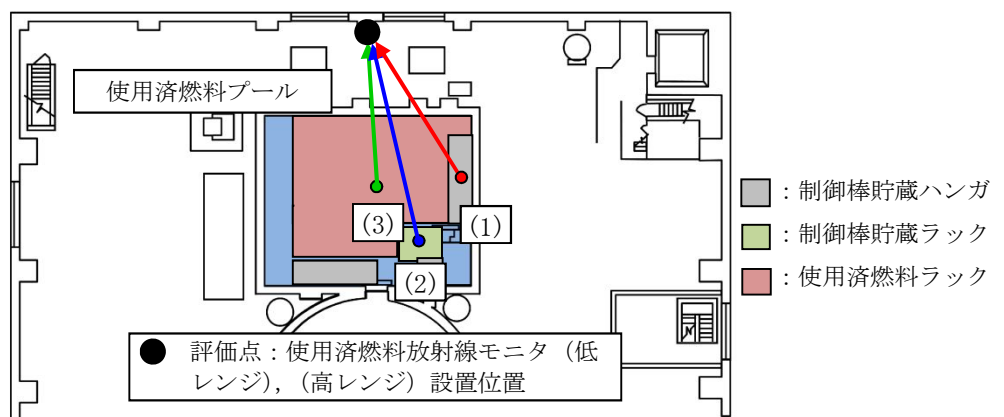
線源（制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置を設定した。

なお、線源毎の線量率計算はQAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いている。

(1) 評価点の設定について

使用済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、使用済燃料プール周辺の線量率が非常に高くなる。このような状況においても使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ）、（低レンジ）により、使用済燃料プール周辺の線量率を測定する必要があるため、線量率評価における評価点は使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図 2-2-3-1 に示す。

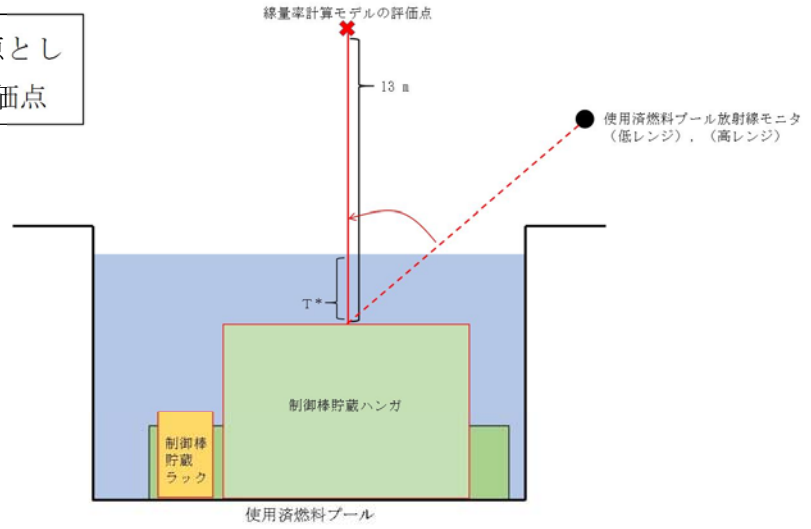
線量率計算モデルの評価点は、図 2-2-3-2 に示すとおり評価点と線源（制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の線量率計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



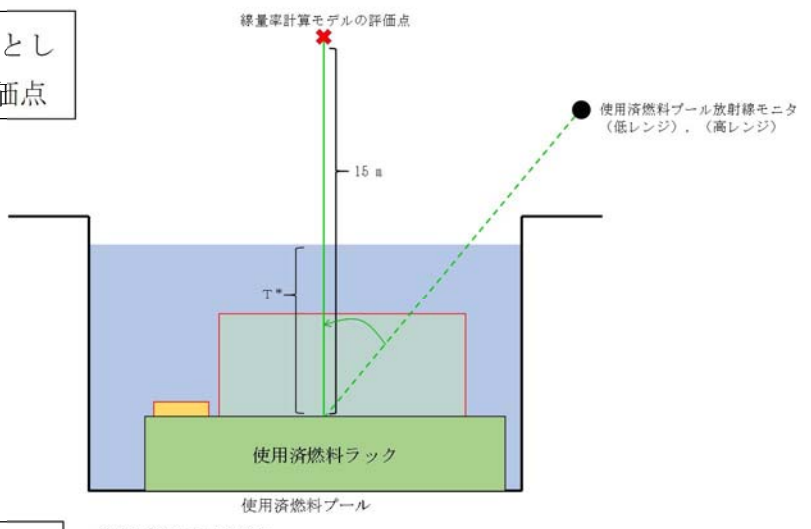
- (1) 制御棒貯蔵ハンガから線量評価点までの最短距離は 13 m
- (2) 制御棒貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は 18 m
- (3) 使用済燃料ラックから線量評価点までの最短距離は 15 m

図 2-2-3-1 各線源と評価点の平面位置関係

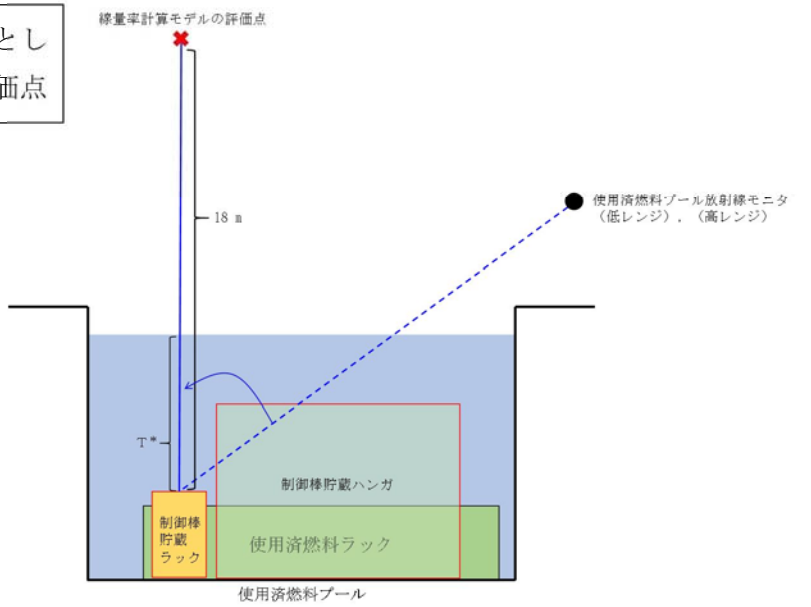
制御棒貯蔵ハンガを線源とした線量率計算モデルの評価点



使用済燃料ラックを線量とした線量率計算モデルの評価点



制御棒貯蔵ラックを線源とした線量率評価モデルの評価点



*パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (m) を示す。使用済燃料ラックを例とすると水面から評価点までの距離は $15 - T$ m となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-2-3-2 線量率計算モデルの評価点の立面概要図

(3) 評価結果

線源毎に線量率計算モデルの評価点における、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を図 2-2-3-3 に示す。また、それらの結果の合計を図 2-2-3-4 に示す。表に示すとおり、使用済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においても使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）にて計測可能である。

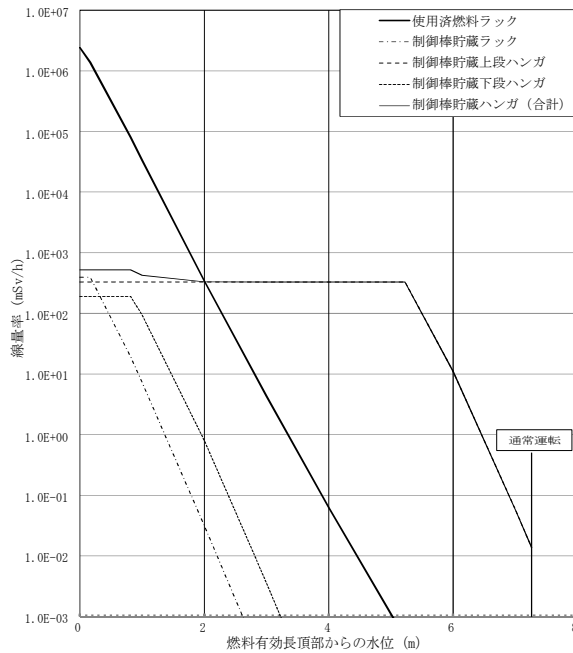


図 2-2-3-3 各線源から使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量率推移

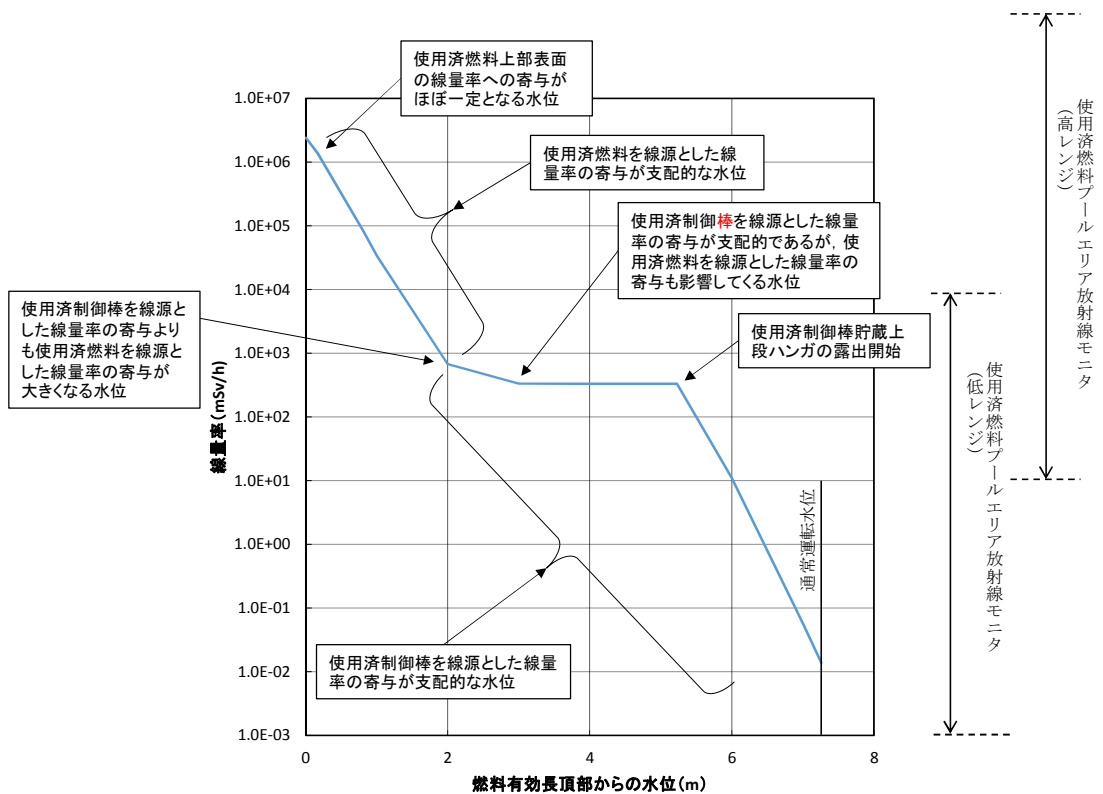


図 2-2-3-4 使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量率推移

(参考) 使用済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) 使用済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 (2250 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm³* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 7.8 m × 約 7.8 m × 約 3.7 m) を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力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効果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**制御棒貯蔵ラック**又は制御棒貯蔵ハンガ全てに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm³* とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の**制御棒貯蔵ラック**又は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。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) **制御棒貯蔵ラック**又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ラックと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 180 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転 + 100 日定検を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し、10 日目に制御棒取替えとした。また、10 定期検査以上前の取替分は、保守的に全て 10 定期検査前取替とした。Hf 制御棒は 5 定期検査に一度取り替えるものとした。制御棒の冷却期間及び保管本数を第 1 表に示す。なお、最大保管数量は 134 本にて運用 (制御棒貯蔵ラックへの貯蔵及び制御棒貯蔵ハンガ 1 本あたりプール壁側に制御棒 2 本の吊り下げにて管理) するため、評価上の想定は保守的な計算条件と言える。

注記 * : 「1999 日本機械学会蒸気表」

2. 線 源

2.1 使用済燃料の線源強度

使用済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 (cm⁻³・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 10⁶時間 (約 114 年) *², 原子炉停止後貯蔵までの期間を、9 日*³, 原子炉運転中の燃料集合体 1 体当たりの熱出力を 4.31 MW (9 × 9 燃料 (A 型)), 燃料集合体体積は 7.2 × 10⁴ cm³ とする。

注記 *1: Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, 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9日とは、過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

2.2 使用済制御棒の線源強度

2.2.1 評価方法

(1) 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、照射の中性子束並びに被照射材料(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、付録21「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(2) 各制御棒(Hf, B₄C)の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。

(3) 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、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して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

ORIGEN2に入力する放射化断面積は、JENDL-3.3ベースBS340J33.LIBを適用する(BWR STEP-III ボイド率40% UO₂ < 60 GWd/THM)。

3. 遮蔽計算

3.1 計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は、評価点を制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋6階床面高さ（使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）の計測範囲の評価ではモニタ設置位置）とし、線量率計算モデルの評価点としては評価点と線源（制御棒貯蔵ハンガ，制御棒貯蔵ラック，使用済燃料ラック）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である「QAD-CGGP2R コード（ver1.04）」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（ver1.04）の検証、妥当性評価については、付録 20「計算機プログラム（解析コード）の概要」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，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，設計基準事故時に発電所周辺監視区域境界付近の外部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4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視，記録を行うことができる設計とする。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる。

モニタリング・ポストの空気吸収線量率計（東海，東海第二発電所共用（以下同じ））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： $10^1\sim 10^5$ nGy/h）及び高レンジ域を測定する電離箱（計測範囲： $10^{-8}\sim 10^{-1}$ Gy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲 $10^{-8}\sim 10^{-1}$ Gy/hを測定できるよう設計している。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30～40 nGy/h）からの有意な変動を検知するため，平常値の10倍を目安（約400 nGy/h）に設定する。

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

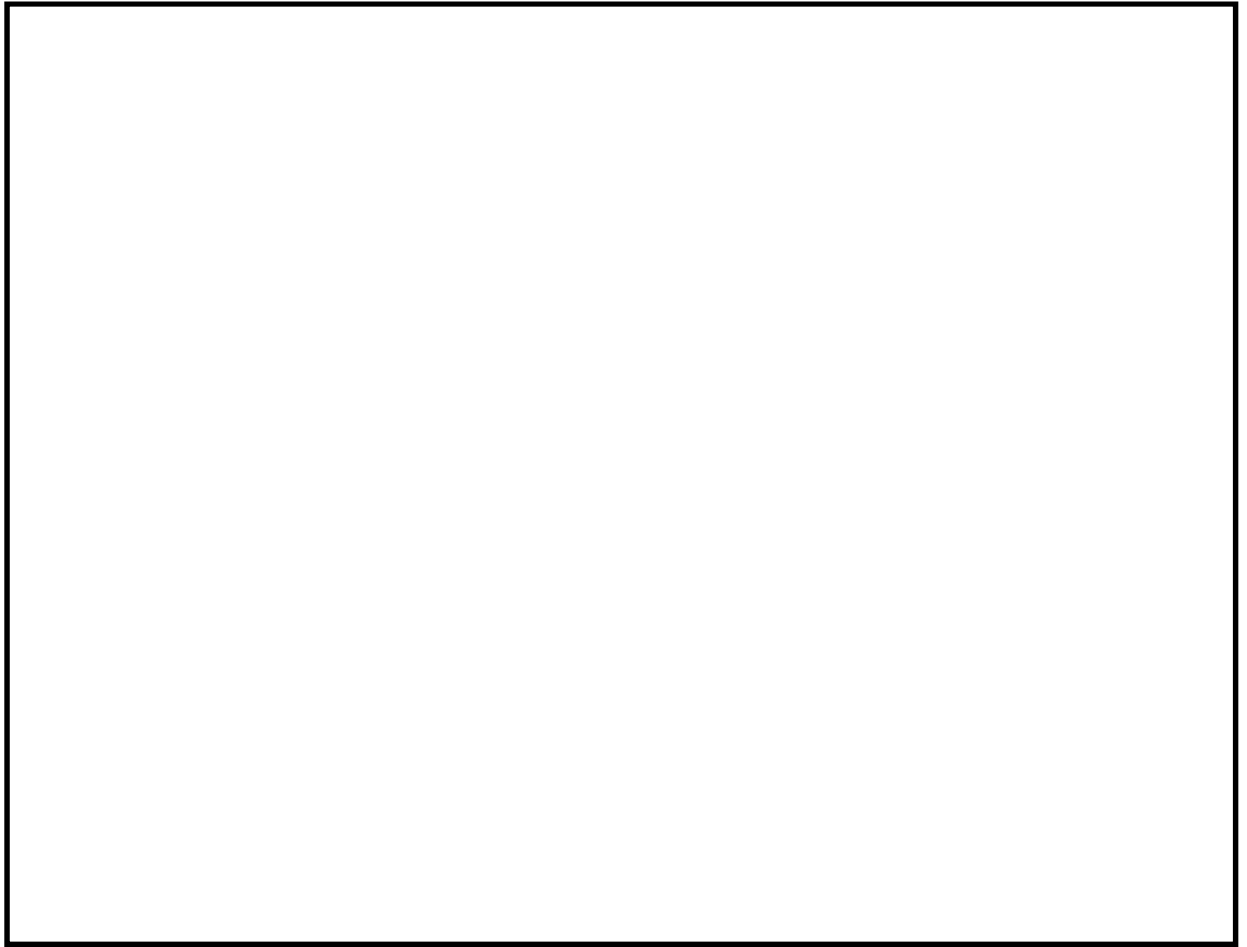
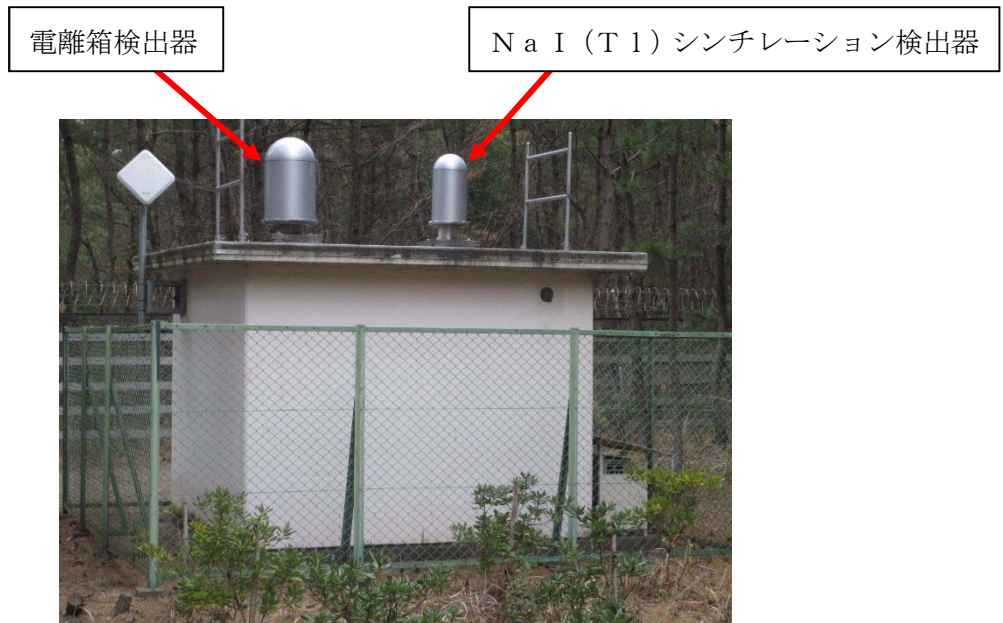


図 3-1-1-1 モニタリング・ポストの配置図

表 3-1-1-1 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	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	1	モニタリング・ポストは 周辺監視区域 境界付近に 4 台
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	1	



(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、非常用所内電気設備に接続し、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・ポスト専用の無停電電源装置を有し、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。

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及び可搬型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3-1-2-1に示す。

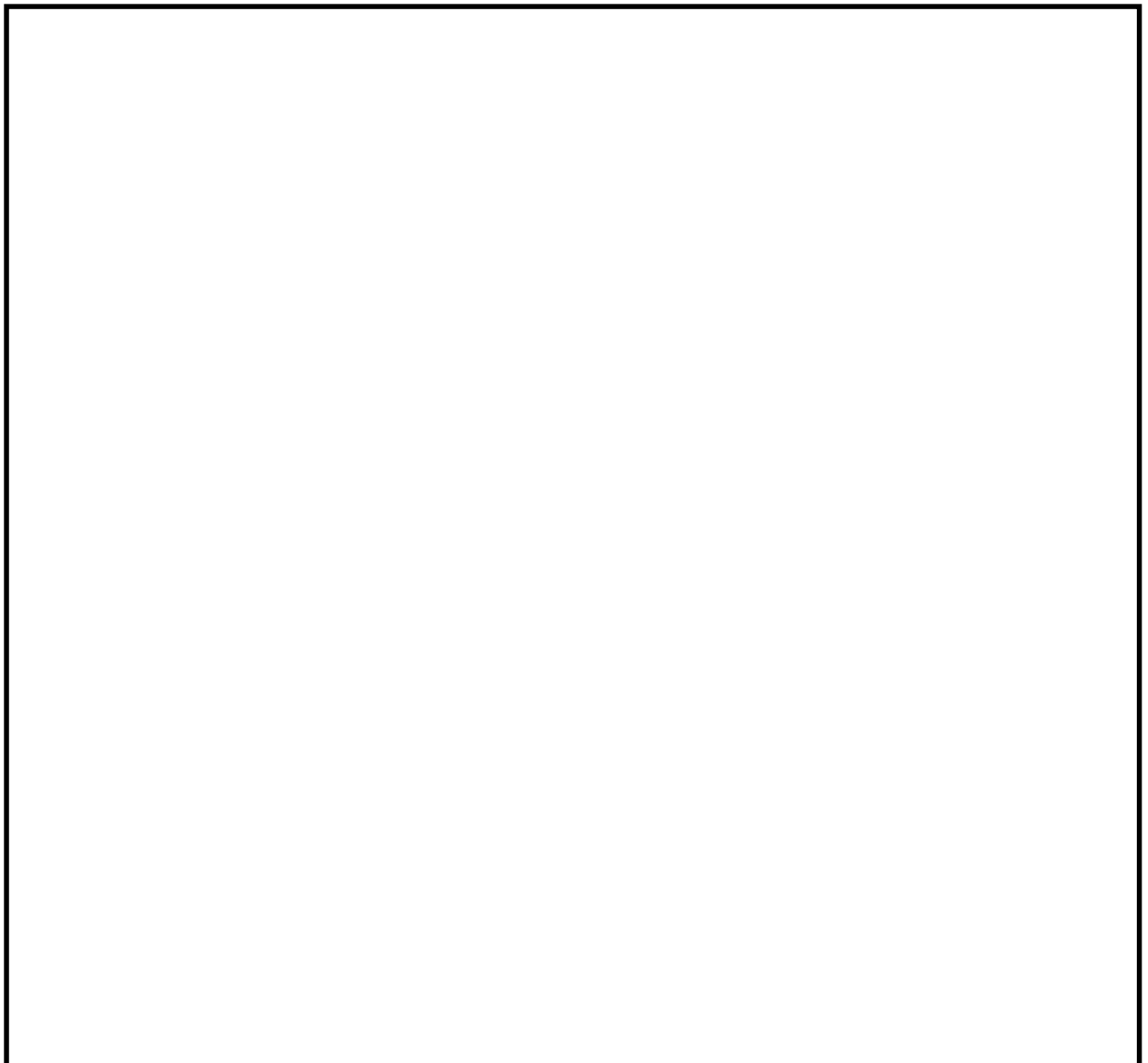
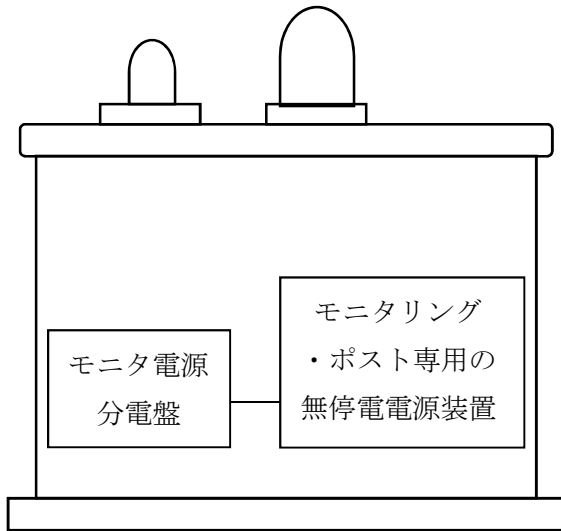


図3-1-2-1 モニタリング・ポストの電源構成図

(1) 無停電電源装置の設備仕様

項目	個数	容量	発電方式	バックアップ時間	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎 に1台 計4台	3.0 kVA	蓄電池	約12時間	—	

(2) モニタリング・ポストの電源（無停電電源装置）概略図



モニタリング・ポスト



モニタリング
・ポスト専用の
無停電電源装置

モニタリング・ポスト専用の
無停電電源装置の写真

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、有線及び無線により、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・ポストの伝送概略図を図 3-1-3-1 に示す。

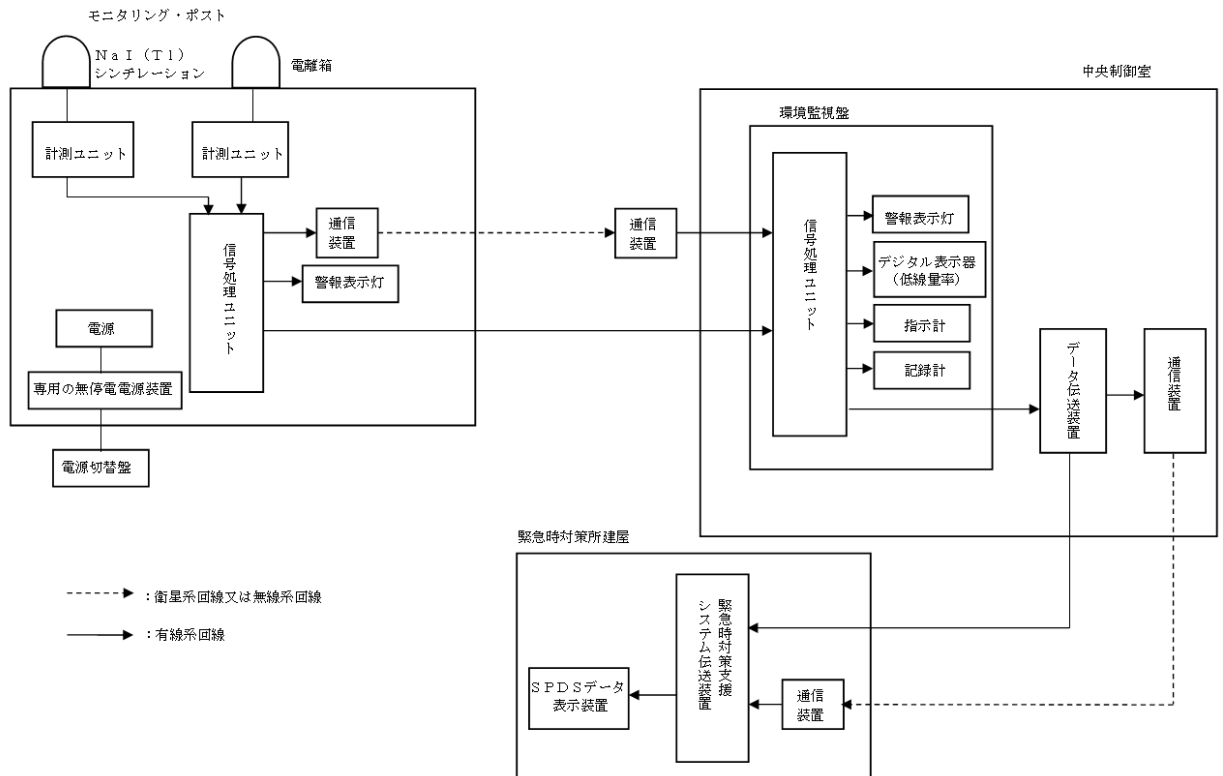


図 3-1-3-1 モニタリング・ポストの伝送概略図

4. 移動式周辺モニタリング設備

4.1 可搬型モニタリング・ポスト

4.1.1 モニタリング・ポストの代替測定装置

可搬型モニタリング・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4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5台、緊急時対策所建屋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。

可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を表4-1-1-1、仕様を表4-1-1-2、配置位置を図4-1-1-1に示す。

可搬型モニタリング・ポストの電源は、外部バッテリーにより6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、可搬型モニタリング・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。

表 4-1-1-1 可搬型モニタリング・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
可搬型モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. ~10 ⁹ nGy/h	—	10 (予備 2)
	半導体			

表 4-1-1-2 可搬型モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（10個）により6日間以上連続で稼働可能。6日後からは、予備の外部バッテリー（4個ずつ）と交換することにより継続して計測可能。
記録	測定値は7日間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にデータ伝送。
概略寸法	本体（測定部）：約350（W）×約240（D）×約555（H）mm バッテリー部：約350（W）×約240（D）×約420（H）mm
重量	本体（検出・測定部）：約15kg バッテリー部（外部バッテリー4個含む）：約17kg 外部バッテリー（6個）：約10.5kg アンテナ部：約5kg 設置台：約5kg 外線ケーブル：約2kg 合計：約54.5kg ※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、最大約475分（2名でリヤカーを用いて10箇所設置）

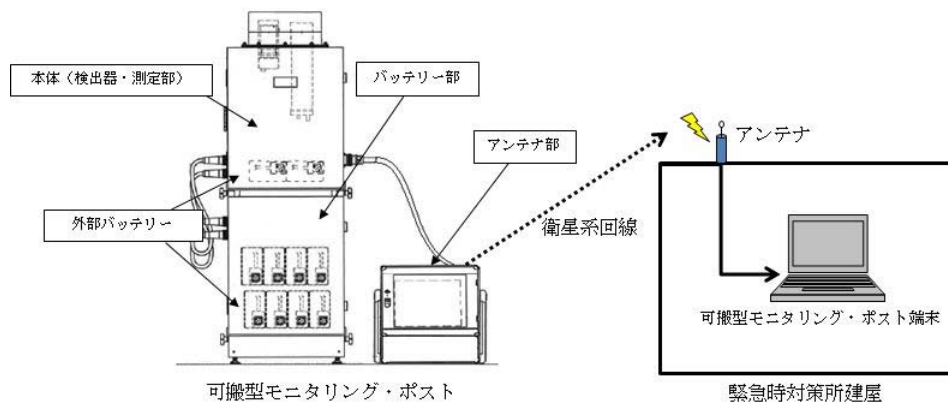


図 4-1-1-1 可搬型モニタリング・ポストの配置位置

4.1.2 放射能放出率の算出

環境放射線モニタリング指針に基づき、重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた測定データより、放射能放出率を算出する。

(1) 放射能放出率の算出式について

放射能放出率の算出には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

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

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表面モニタリング地点で実測された空気カーマ率*1 ($\mu\text{Gy/h}$)

D_0 : 風下の空気カーマ率図のうち、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*2 ($\mu\text{Gy/h}$)

(放出率 : 1 GBq/h, 風速 : 1 m/s, 実効エネルギー : 1 MeV/dis)

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から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

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

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

χ : 風下の地表面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/cm^3)

χ_0 : 地表高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度*2 (Bq/cm^3) (at 放出率 : 1 GBq/h, 風速 : 1 m/s)

U : 平均風速 (m/s)

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及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)を使用

(2) 放射能放出率の計算例

放射能放出率の計算例として、地上高さから放出された放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を以下に示す。(風速は「1.0 m/s」、大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned}
 \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\
 &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 2.0 \times 10^{-2} / 0.5 \\
 &= 1.6 \times 10^6 \text{ (GBq/h)} \\
 &= 1.6 \times 10^{15} \text{ (Bq/h)}
 \end{aligned}$$

4 : 安全係数

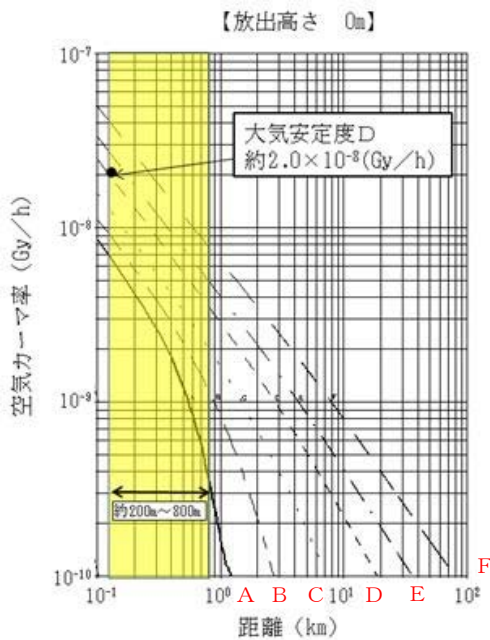
D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空気カーマ率*1
 $\Rightarrow 50 \text{ mGy/h (} 5.0 \times 10^4 \text{ Gy/h)}$ (1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速
 $\Rightarrow 1.0 \text{ m/s}$

D_0 : 放出高さ 0 m 及び大気安定度 D に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 (距離 200 m)
 $\Rightarrow 2.0 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Gy/h}$

E : 原子炉停止からの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
 $\Rightarrow 0.5 \text{ MeV/dis}$

注記 *1: 放射性よう素の場合は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取、測定したデータから算出する。



D_0 は左記グラフより求める。

・可搬型モニタリング・ポスト設置場所
 (原子炉建屋原子炉棟から約 200~800 m)

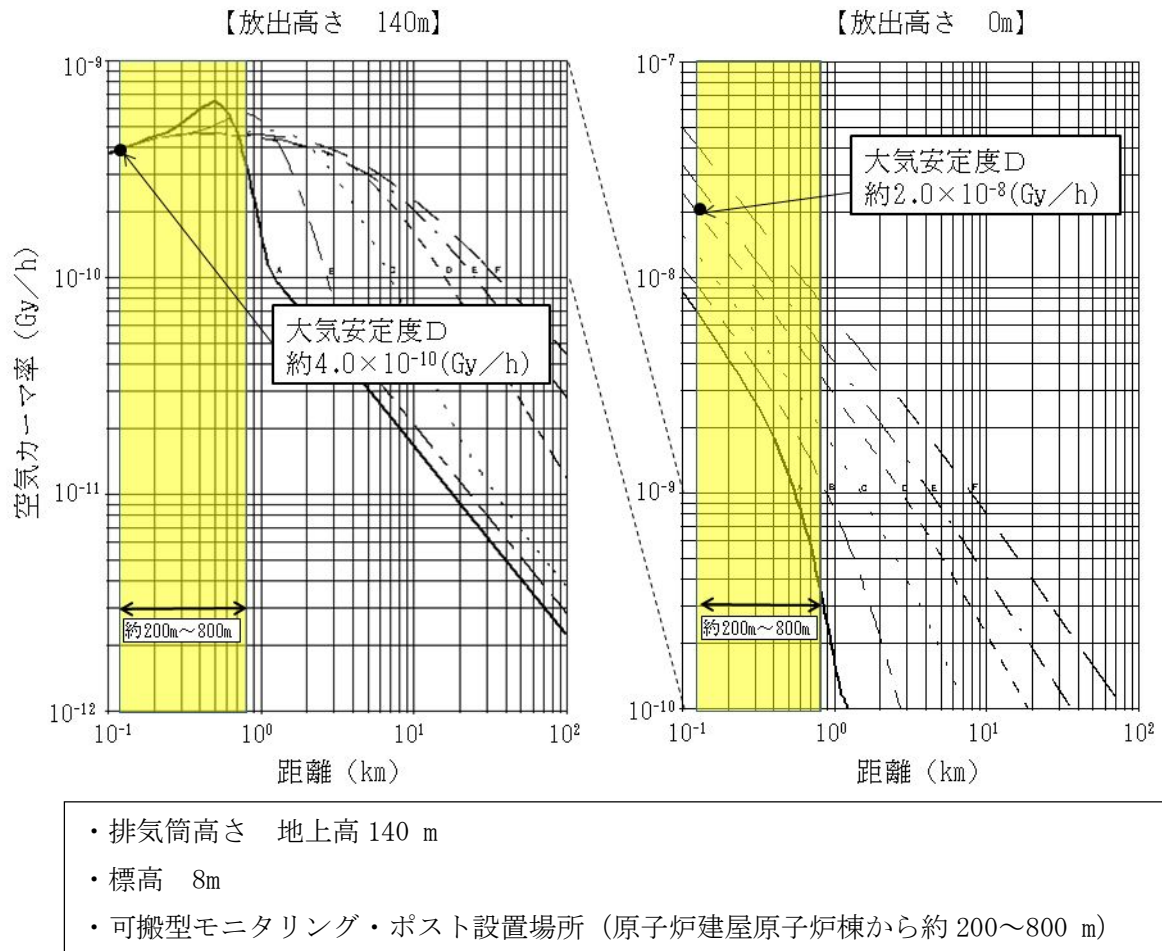
グラフでは各大気安定度 (A~F) における分布図を示している。なお、大気安定度は風速並びに日射量及び放射収支量を基に決定される大気の振る舞いを示すものである。

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及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 4-1-2-1 各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ 線による空気カーマ率分布図(1)

(3) 排気筒高さから放出された場合の測定について

可搬型モニタリング・ポストは、地上位置に設置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて空間線量率は低くなる。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、地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に計測が可能である。図 4-1-2-2 に各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ 線による空気カーマ率分布図を示す。



出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及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 4-1-2-2 各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ 線による空気カーマ率分布図(2)

4.1.3 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲

(1) 重大事故時における線量当量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故時等において、放出放射能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150 mSv/h程度（炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200 mの場合）が必要と考えられる。

このため、1000 mSv/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、設置場所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周辺の最大線量当量率は、原子炉建屋から約900 mの距離にある正門付近で約11 mSv/h（2011年3月15日 9:00）であった。これを基に炉心から約200 mにおける値を計算すると線量当量率は約13～150 mSv/hとなる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表4-1-3-1に示す。

表4-1-3-1 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離	線量当量率
原子炉建屋原子炉棟から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約200 m	約13～150 mSv/h *
福島第一原子力発電所の正門付近 約900 m	約11 mSv/h

注記 *：風速1 m/s，放出高さ30 m，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及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、可搬型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、以下の可搬型放射能測定装置等を使用する。

可搬型放射能測定装置等の計測範囲等を表 4-2-1 に示し、小型船舶の仕様等を表 4-2-2 に示す。また、可搬型放射能測定装置等の写真を図 4-2-1、可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図 4-2-2 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4-2-3 に示す。

表 4-2-1 可搬型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	数量
電離箱サーベイ・メータ	電離箱	0.001～1000 mSv/h	サンプリング 記録	1 (予備 1)
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	—	—	—	2 (予備 1)
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	B. G. ～30 μ Gy/h	サンプリング 記録	2 (予備 1)
β 線サーベイ・メータ	GM管	B. G. ～99.9 kmin ⁻¹	サンプリング 記録	2 (予備 1)
ZnSシンチレーション サーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーション	B. G. ～99.9 kmin ⁻¹	サンプリング 記録	2 (予備 1)

表 4-2-2 小型船舶の仕様等

項目	内容
数量	1 艇 (予備 1 艇)
最大積載重量	350 kg 以上
動力源	外部バッテリー：2 セット (予備 1 セット) 使用可能時間：1 セットあたり約 1 時間 航続距離：1 セットあたり約 15 km
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1 台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台 採取用資機材：1 式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所 (西側, 南側)
移動方法	保管場所から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。




		
<p>電離箱サーベイ・メータ</p>	<p>可搬型ダスト・よう素 サンプラ</p>	<p>NaIシンチレーション サーベイ・メータ</p>
		
<p>β線サーベイ・メータ</p>	<p>ZnSシンチレーション サーベイ・メータ</p>	

図 4-2-1 可搬型放射能測定装置等の写真



図 4-2-2 可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

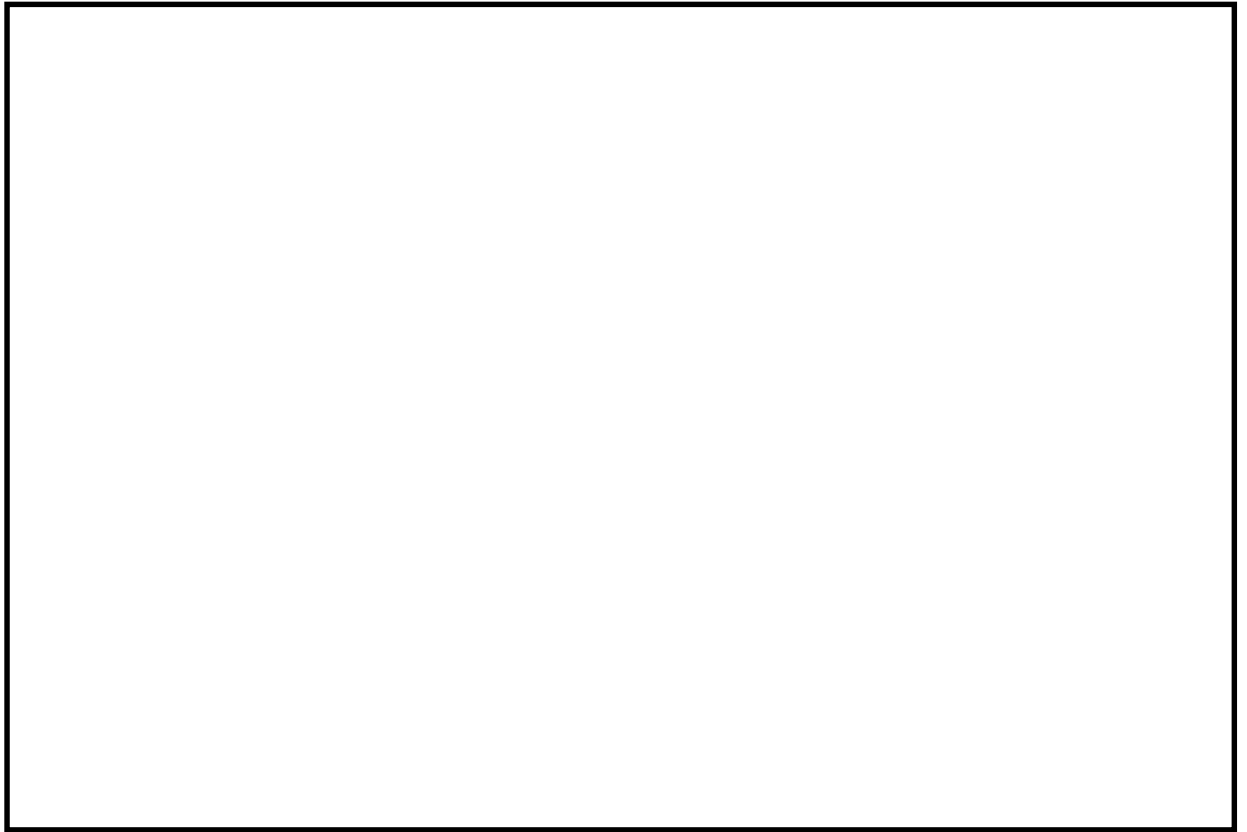


図 4-2-3 小型船舶の保管場所及び移動ルート

5. 計測結果の記録の保存

5.1 設計基準対象施設

「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条第4項に係る計測結果は、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、一次冷却材の放射性物質の濃度及び周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度の継続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し保存する。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表5-1-1に示す。

5.2 重大事故等対処設備

重大事故等における各計測装置の計測結果は、計測装置に応じた記録方法により記録し、保存できる設計とする。

緊急時対策所エリアモニタの計測結果は、記録装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) の計測結果は、緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的にデータを記録できるよう、14日以上保存できる設計とする。

可搬型モニタリング・ポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を1分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置 (衛星系回線) により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

β 線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、ZnSシンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータによる計測結果は、従事者が記録し、保存できる設計とする。

表 5-1-1 記録を保存する計測項目と計測装置等 (1/2)

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	γ線測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度および線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	漏えい検出系核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	排ガス放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ
	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ
	廃棄物処理建屋排気筒放射線モニタ
	γ線測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	γ線測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域(管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。)内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量率	原子炉建屋エリアモニタ (燃料取替フロア燃料プール)

表 5-1-1 記録を保存する計測項目と計測装置等 (2/2)

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率	モニタリング・ポスト (東海, 東海第二発電所共用)
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	γ線測定装置 放射能観測車 (東海, 東海第二発電所共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)
	気象観測設備 風速 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)