

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-010 改7
提出年月日	2020年5月15日

工事計画に係る補足説明資料（放射線管理施設）

2020年5月

東京電力ホールディングス株式会社

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.	添付書類名称	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	
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	1. 出入管理設備 2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	
3	中央制御室の居住性に関する説明書		

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係  
 (工事計画に係る補足説明資料 (放射線管理施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
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	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	資料の一部を引用
	DB	第31条	監視設備	資料を概ね引用
	SA	第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	資料の一部を引用
	SA	第58条	計装設備	資料の一部を引用
	SA	第60条	監視測定設備	資料を概ね引用
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	SA	第59条	原子炉制御室	資料の一部を引用
	SA	第61条	緊急時対策所	資料の一部を引用

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 格納容器内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	4
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ	6
2. エリアモニタリング設備	8
2.1 可搬型エリアモニタ	8
2.1.1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	8
2.1.2 可搬型エリアモニタの設備の概要	13
2.2 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) 及び 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	14
2.2.1 想定事故	16
2.2.2 有効性評価における水位及び放射線量率について	17
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した場合における放射線量率	19
3. 固定式周辺モニタリング設備	29
3.1 モニタリングポスト	29
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	29
3.1.2 モニタリングポストの電源	31
3.1.3 モニタリングポストの伝送	33
4. 移動式周辺モニタリング設備	34
4.1 可搬型モニタリングポスト	34
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	34
4.1.2 放射能放出率の算出	37
4.1.3 可搬型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 可搬型気象観測装置	45

1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W), (S/C) <<DB/SA 兼用>>

格納容器内雰囲気放射線モニタは、(D/W) を 2 個、(S/C) をそれぞれ 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。

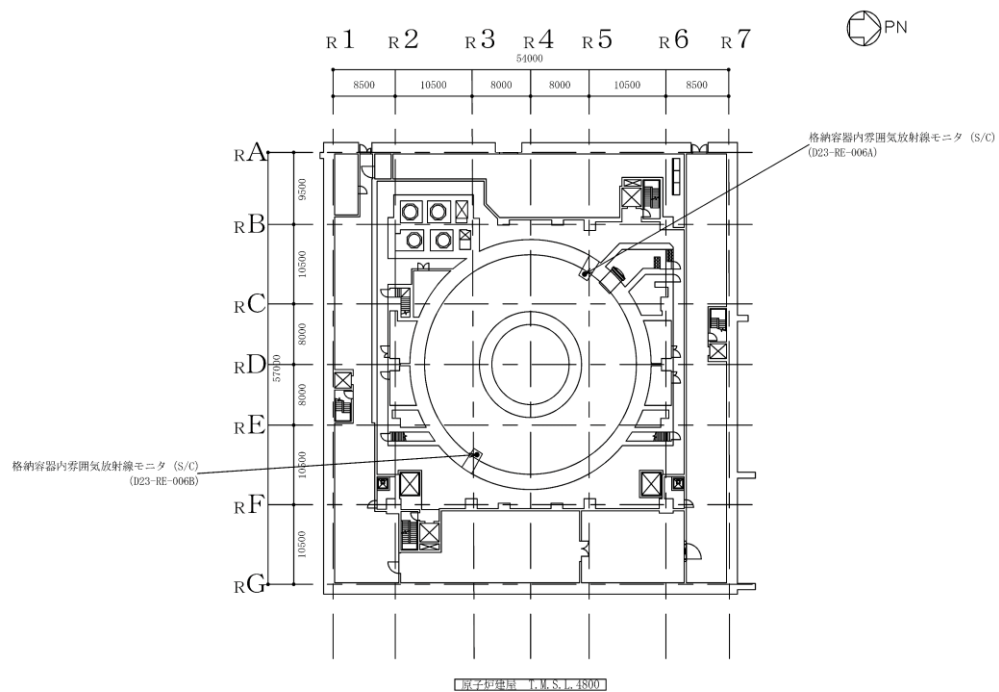
格納容器内雰囲気放射線モニタは、非常用直流電源設備又は計測制御用電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、非常用所内電源系である非常用ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

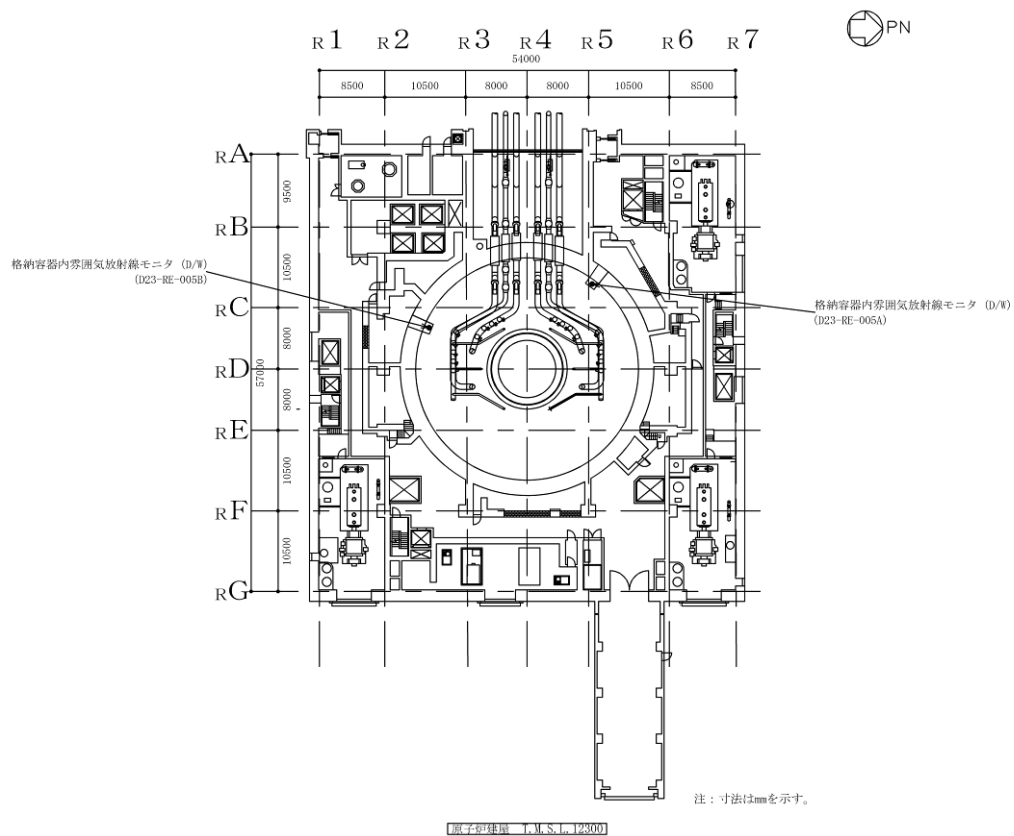
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」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

【格納容器内雰囲気放射線モニタの配置図】

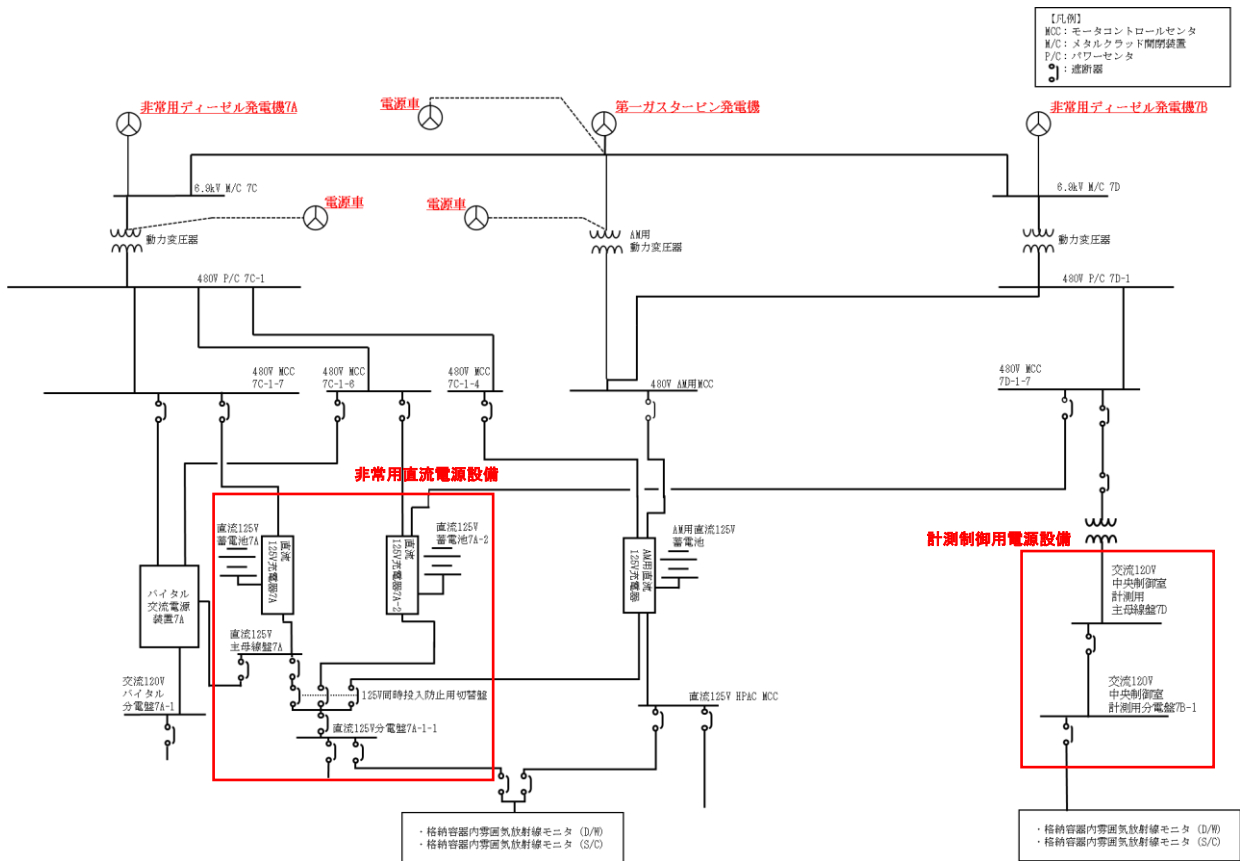


注：寸法はmmを示す。



注：寸法はmmを示す。

【格納容器内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 <<SA>>

フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 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
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/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*1（約 $7 \times 10^4$ mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

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。

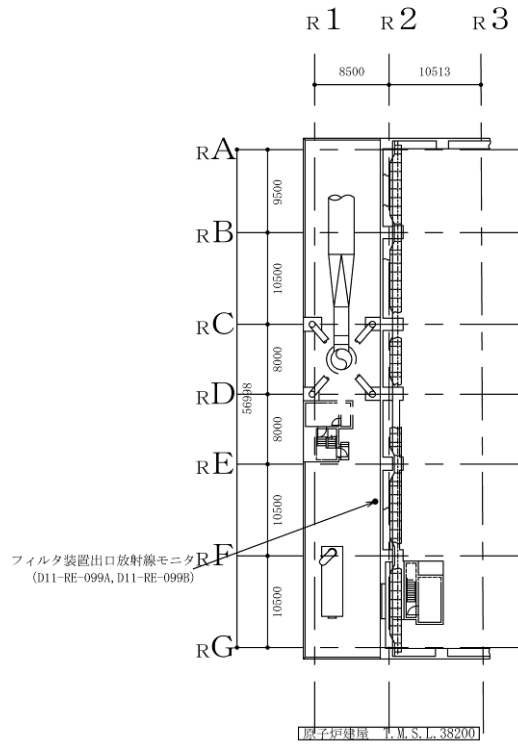
\*2：EP まとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

- ・ 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、原子炉停止から1時間後とする。
- ・ フィルタ装置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。

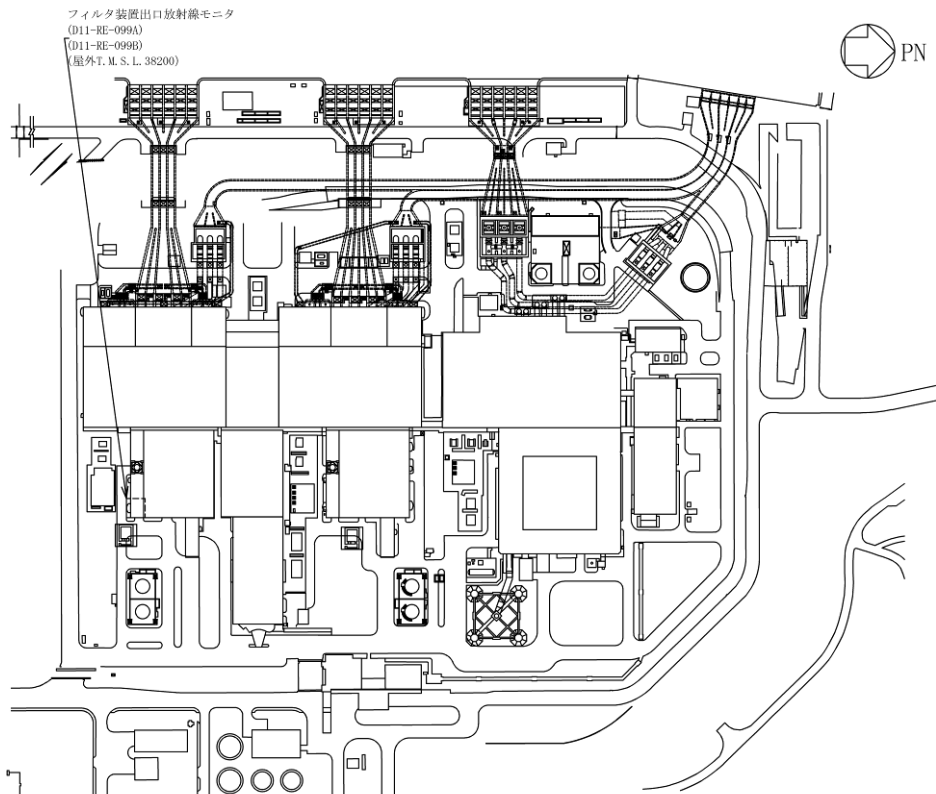
また、「1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ」で記載している排気ラインの最大線量当量率の値と差異が生じる主な理由は、以下二点となる。

- ・ 計測対象の配管径が異なる（フィルタ装置出口配管：500A、耐圧強化ベント系配管：300A）
- ・ 配管からモニタ設置位置までの距離が異なる（フィルタ装置出口放射線モニタ：30cm、耐圧強化ベント系放射線モニタ：25cm）

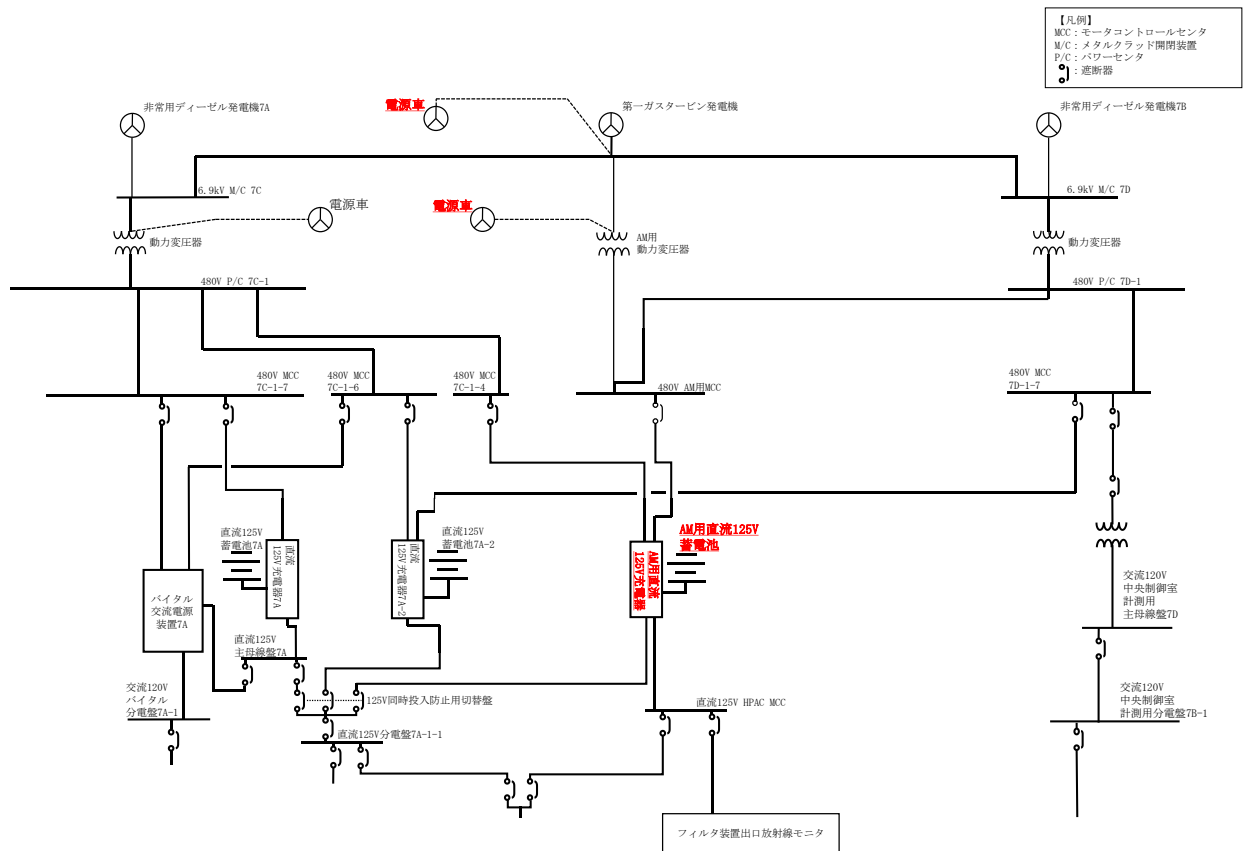
【フィルタ装置出口放射線モニタの配置図】



注：寸法はmmを示す。



【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 <<SA>>

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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V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
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	耐圧強化ベント使用時（炉心損傷している場合）に、想定される排気ラインの最大線量当量率*1（約 $4 \times 10^4$ mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

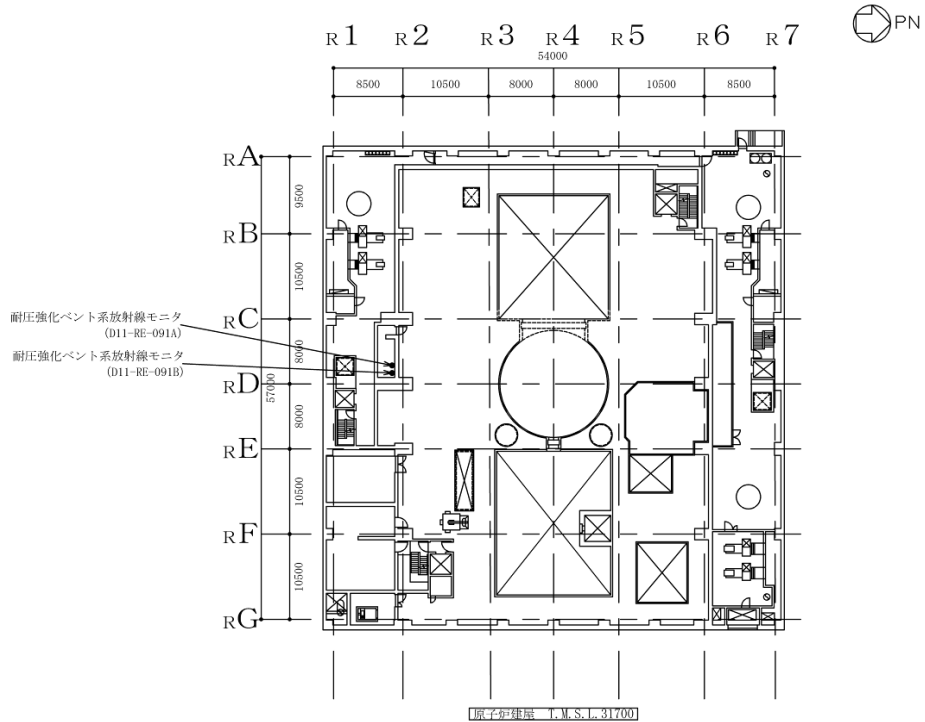
注記\*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

\*2：EPまとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定される排気ライン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。

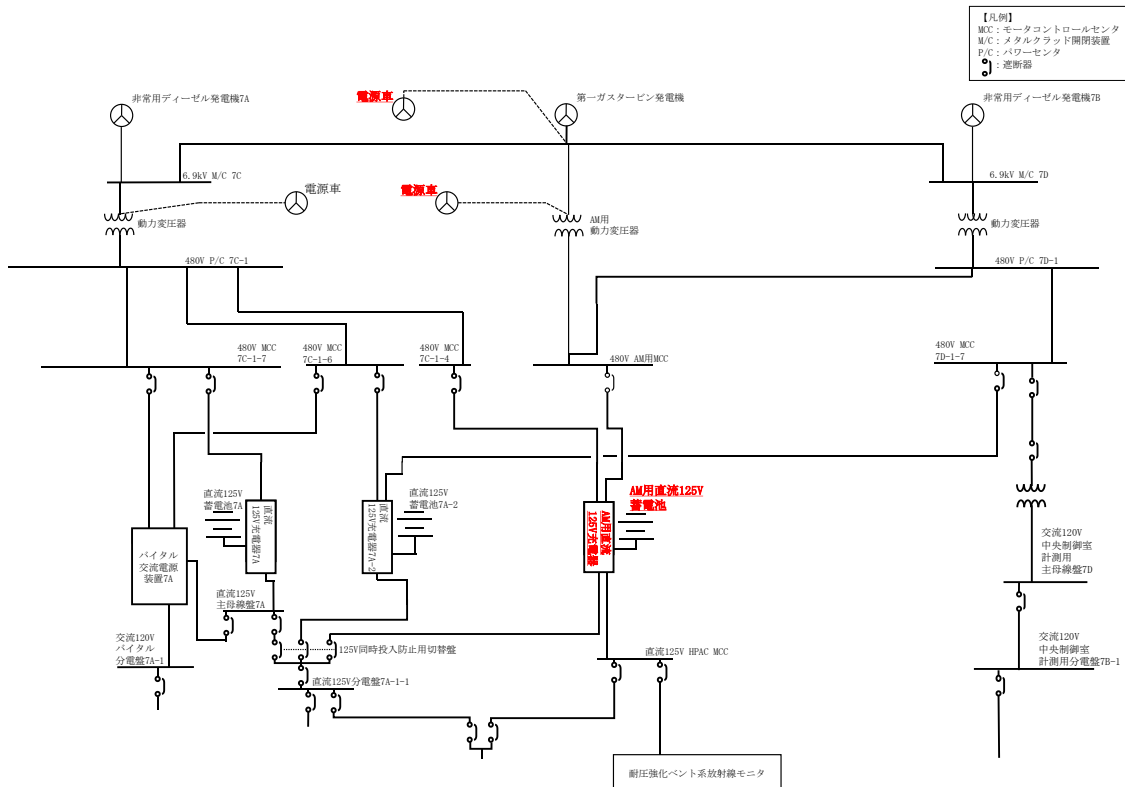
- 耐圧強化ベントの開始時間は、原子炉停止から1時間後とする。
- 耐圧強化ベント系配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。

【耐圧強化ベント系放射線モニタの配置図】



注：寸法はmmを示す。

【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 可搬型エリアモニタ

#### 2.1.1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置に係る判断基準の検討について

##### (1) 判断基準に係る検討

放射性雲放出後における5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の陽圧化装置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、5号機原子炉建屋内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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽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

可搬型モニタリングポスト	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍の屋外に設置し、線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬型エリアモニタ	5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、線量率の測定により放射性雲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出来る。
モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト（5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に設置するものを除く）	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍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放射性雲の通過を把握することができる。
可搬型気象観測設備（風向等）	放射性雲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、放射性雲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 陽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陽圧化装置による陽圧化に係る準備	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	—
			格納容器内雰囲気放射線モニタ	格納容器内雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	—
			原子炉圧力容器温度		—
使用開始	5号機原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化装置にて陽圧化	放射性雲放出・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	—
			可搬型モニタリングポスト	約20mGy/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。
			可搬型エリアモニタ	約0.5mGy/h以上	

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
停止	陽圧化装置による陽圧化の停止（可搬型陽圧化空調機による陽圧化への切替え）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリングポストの指示値低下</li> <li>・放射性雲の放出が収束</li> </ul>	可搬型モニタリングポスト	約 0.2mGy/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。
			フィルタ装置出口放射線モニタ	約 3.2mSv/h 以下*	

注記\*：「工事計画に係る補足説明資料（原子炉格納施設） 資料4 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料（格納容器圧力逃がし装置の設計）」参照。

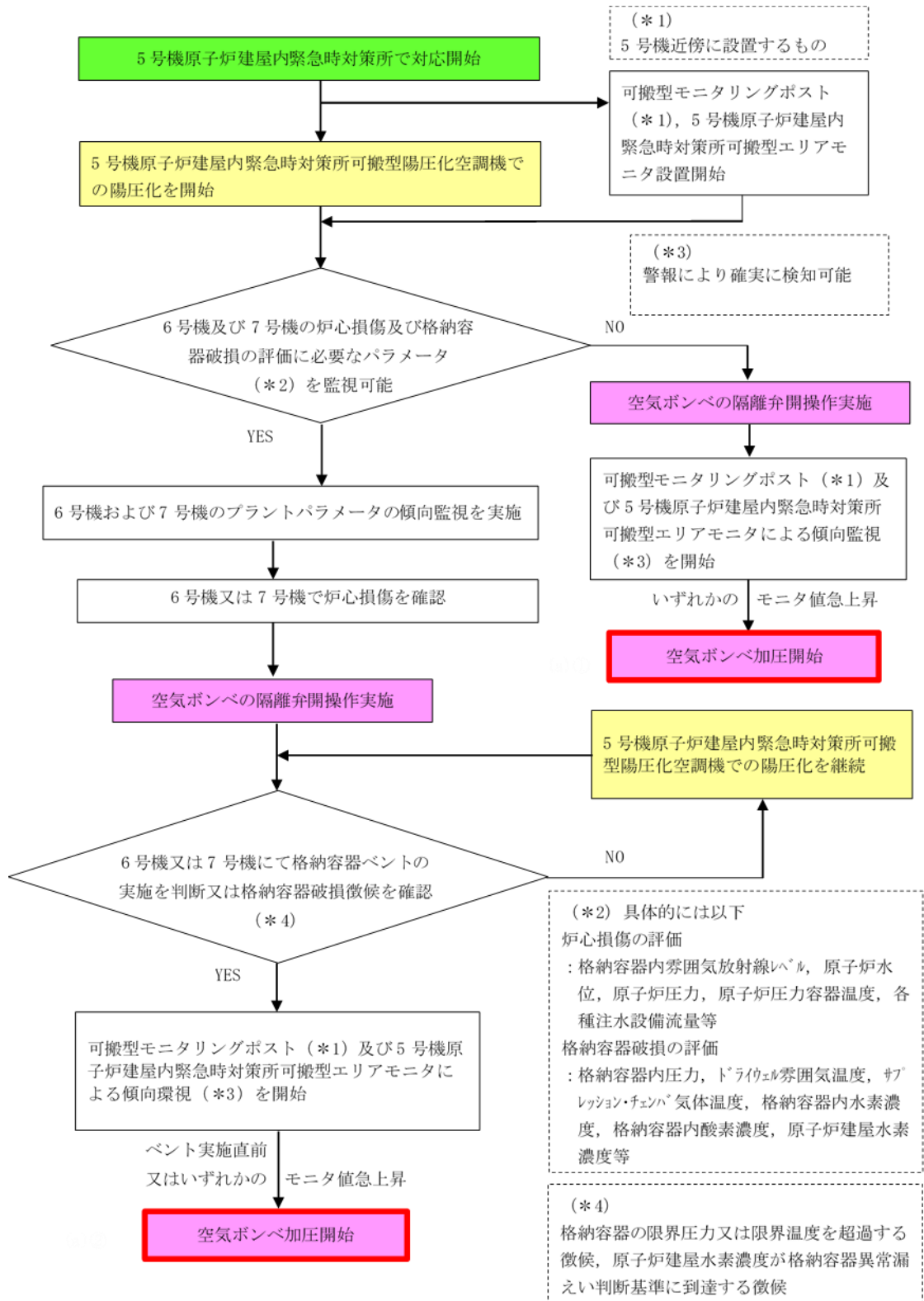
② 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリングポスト	約 20mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 陽圧化装置による陽圧化を開始するための指標として設定する。</li> <li>・ 原子炉格納容器破損に伴い 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所周辺に放射性雲が通過した場合、5 号機原子炉建屋内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 20mGy/h を設定する。</li> <li>・ 原子炉格納容器が健全の場合において、5 号機原子炉建屋付近の線量当量率は最大でも約 10mSv/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放射性雲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。</li> </ul>
可搬型エリアモニタ	約 0.5mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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において、陽圧化装置による陽圧化を開始するための指標として設定する。</li> <li>・ 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))。</li> <li>・ 原子炉格納容器破損に伴う放射性雲通過前の 5 号機原子炉建屋付近の線量当量率は最大でも約 10mSv/h* であり、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線、放射性雲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、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽により減衰され、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 内は十分に低い線量当量率となっているため、放射性雲通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。</li> </ul>

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附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\*



注記\*：柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号機 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 可搬型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
可搬型エリアモニタ	半導体	0.001～99.99 mSv/h	計測範囲 内で可変	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所 (T.M.S.L.27800mm)	2台 (予備1台)

### (2) 可搬型エリアモニタの仕様

項目	内容
電源	乾電池（単一×4本） 約300時間の測定が可能
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 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ） <<SA>>

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ），（高レンジ）は，常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。

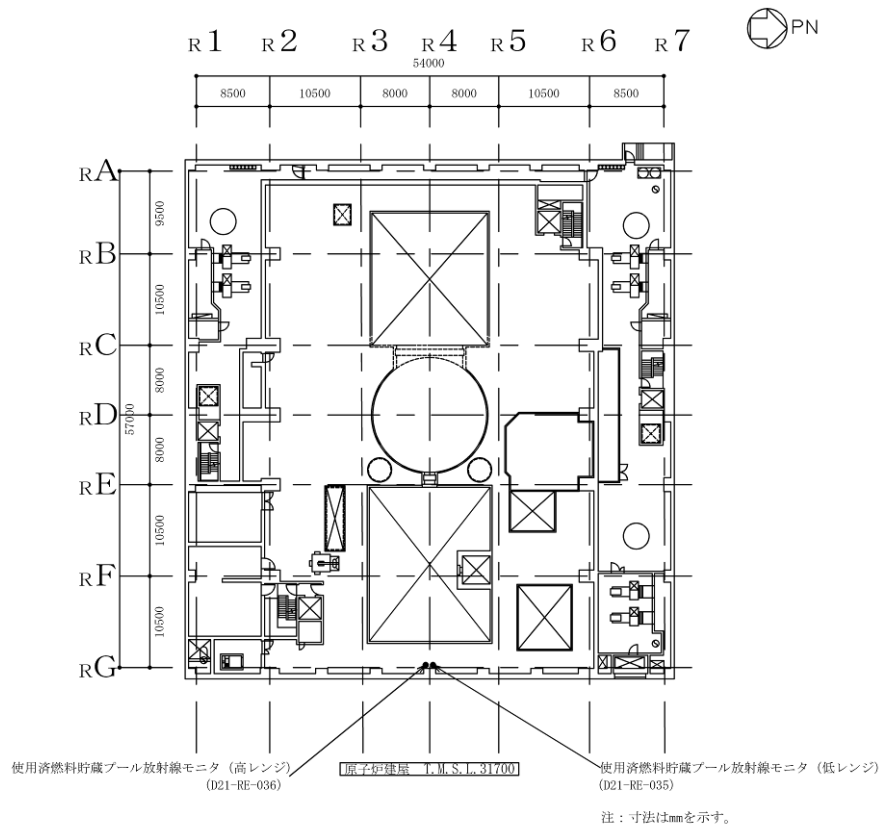
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動範囲について線量当量率 <sup>*1</sup> を監視可能である <sup>*2</sup> 。 計測上限値は，重大事故等時における計測に対して使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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。
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	$10 \sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動範囲について線量当量率 <sup>*1</sup> を監視可能である <sup>*2</sup> 。 計測下限値は，重大事故等時における計測に対して使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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。

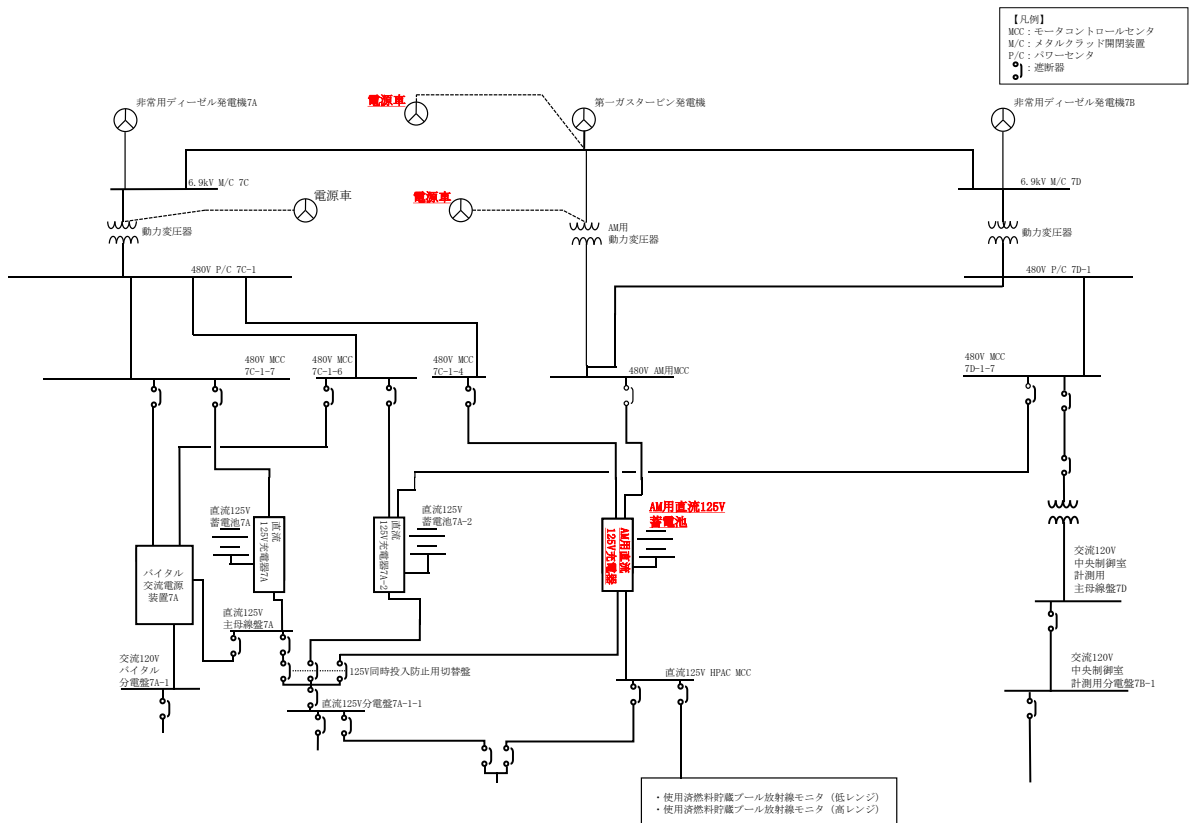
注記\*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり，「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで，放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては，本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

\*2：重大事故等時における使用済燃料貯蔵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放射線量率について」，「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した場合における放射線量率」に示し，重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合においても，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ），（高レンジ）により測定可能であることを確認した。

【使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの配置図】



【使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの電源構成概略図】



### 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条及び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放射線量率について

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、原子炉建屋オペレーションフロアでの重大事故等対応要因による使用済燃料貯蔵プールへの注水準備操作時の基準線量当量率（10mSv/h）を超えない水位として、通常水位より約2.1m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）からの放射線量率を求める際に設定する評価点は、重大事故等時に原子炉建屋オペレーティングフロアでの操作の可能性がある作業箇所を想定した点としている。

放射線量率計算モデルの評価点は、評価点と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、使用済燃料貯蔵プール水位に応じた放射線量率算出結果を合計したものを図2-2に示す。

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

- a. 使用済燃料貯蔵プール保有水高さ  
有効燃料棒頂部より上の水の高さ＝約7.0m
- b. 必要水遮蔽厚さ  
グラフから約4.9m以上
- c. 放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）  
有効燃料棒頂部から約4.9m（通常水位から約2.1m）

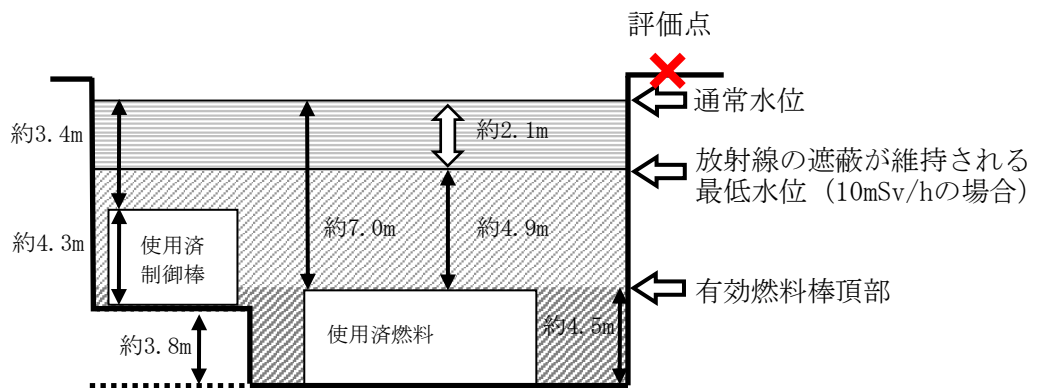


図2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

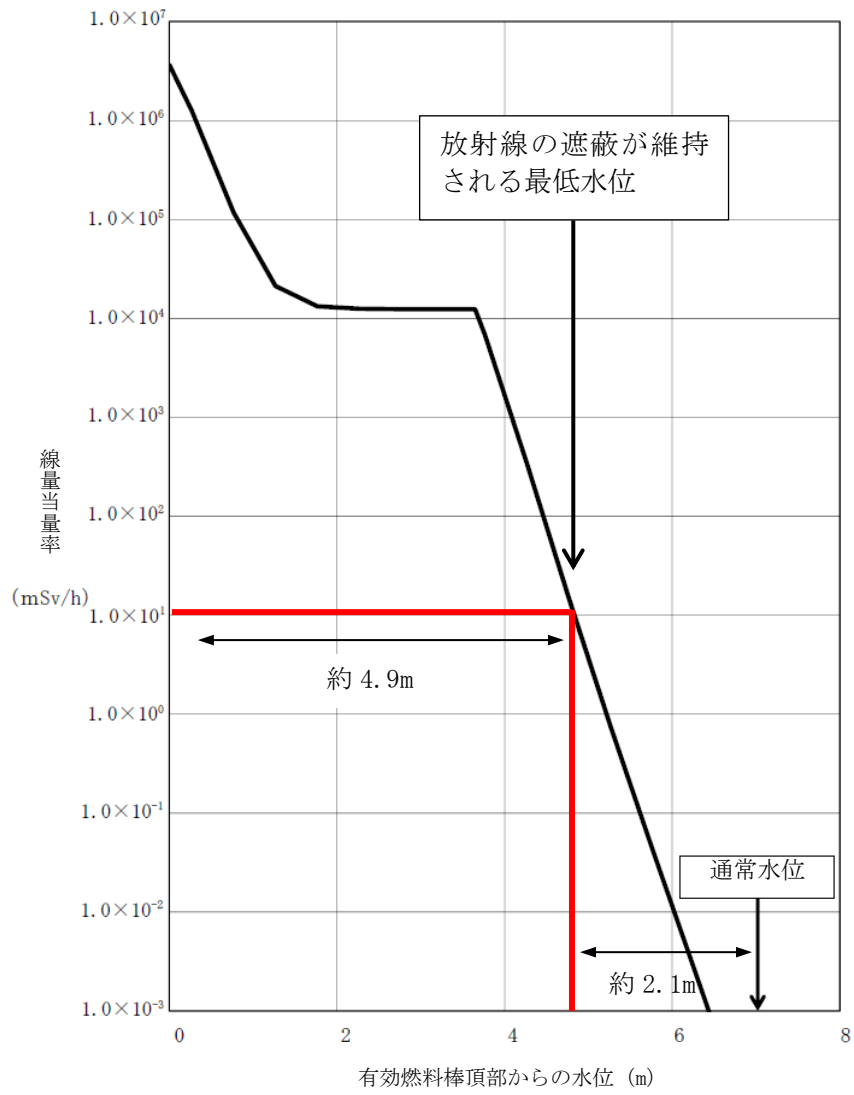


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

### 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した場合における放射線量率

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

線源（使用済制御棒、使用済燃料）からの放射線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ設置位置を設定した。

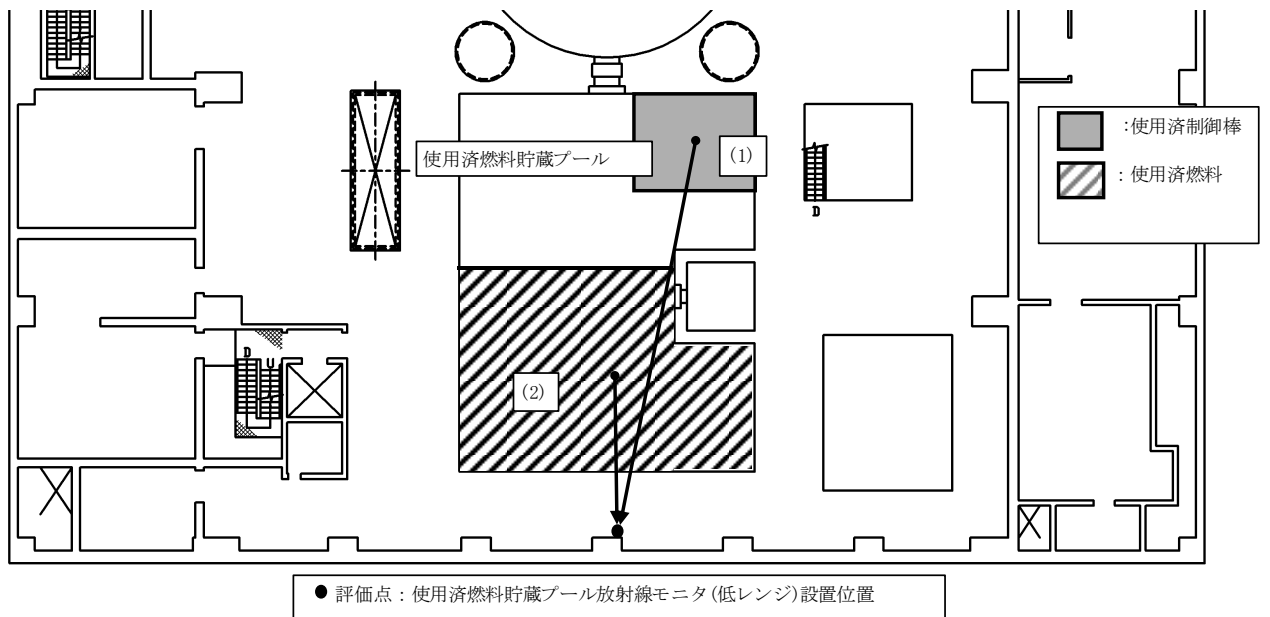
なお、線源毎の放射線量率計算は QAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いている。

#### (1) 評価点の設定について

使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、使用済燃料貯蔵プール周辺の放射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貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）により、使用済燃料貯蔵プール周辺の放射線量率を測定する必要があるため、放射線量率評価における評価点は使用済燃料貯蔵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 2-3 に示す。

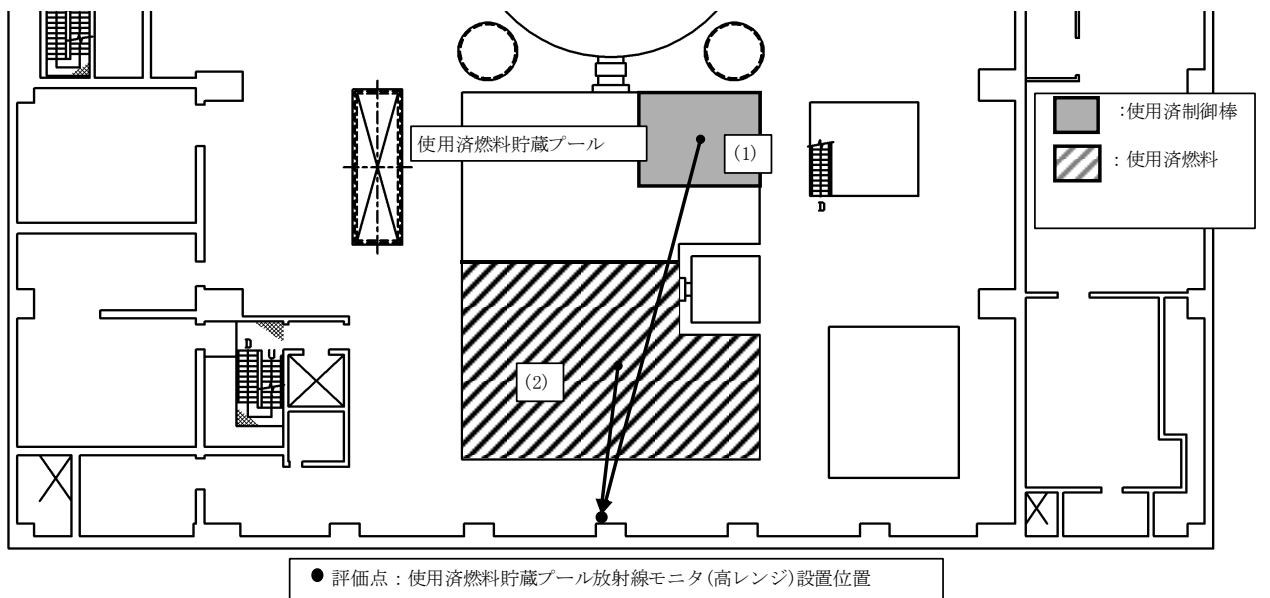
放射線量率計算モデルの評価点は、図 2-4 に示すとおり評価点と線源（使用済制御棒、使用済燃料）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の放射線量率計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料貯蔵プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。





- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 20 m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15 m

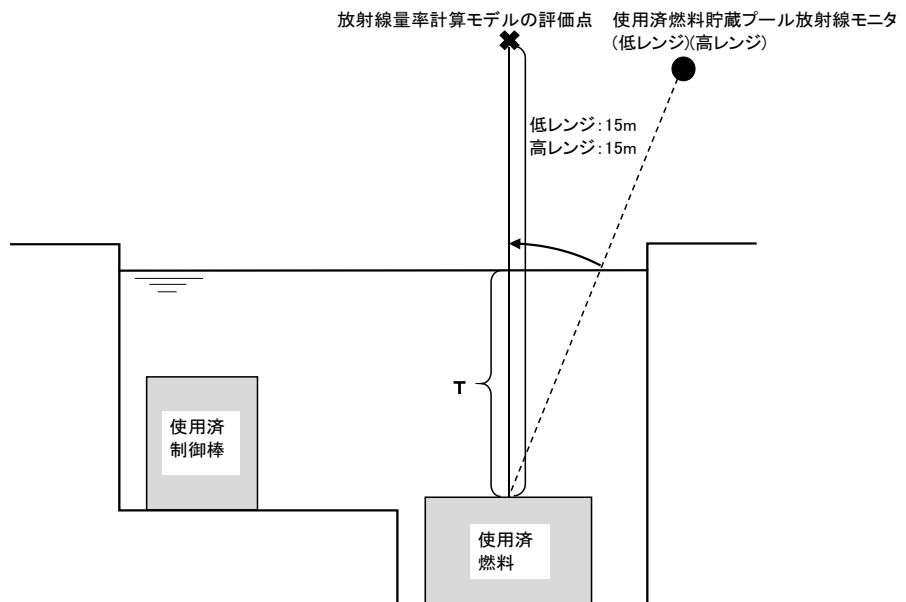
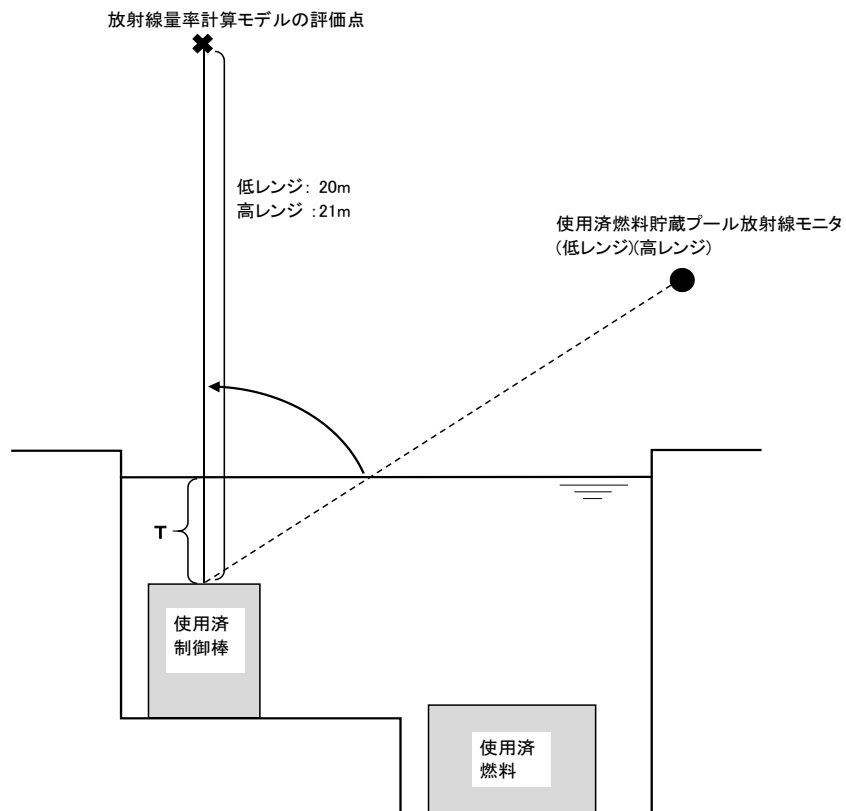
① 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）



- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 21 m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15 m

② 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



\*パラメータTは、線源から使用済燃料貯蔵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  $15-T$  m となり、水位低下時の放射線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-4 放射線量率計算モデルの評価点の立面概要図

(2) 評価結果

線源毎に放射線量率計算モデルの評価点における，使用済燃料貯蔵プール水位に応じた放射線量率算出結果(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，使用済燃料貯蔵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貯蔵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。

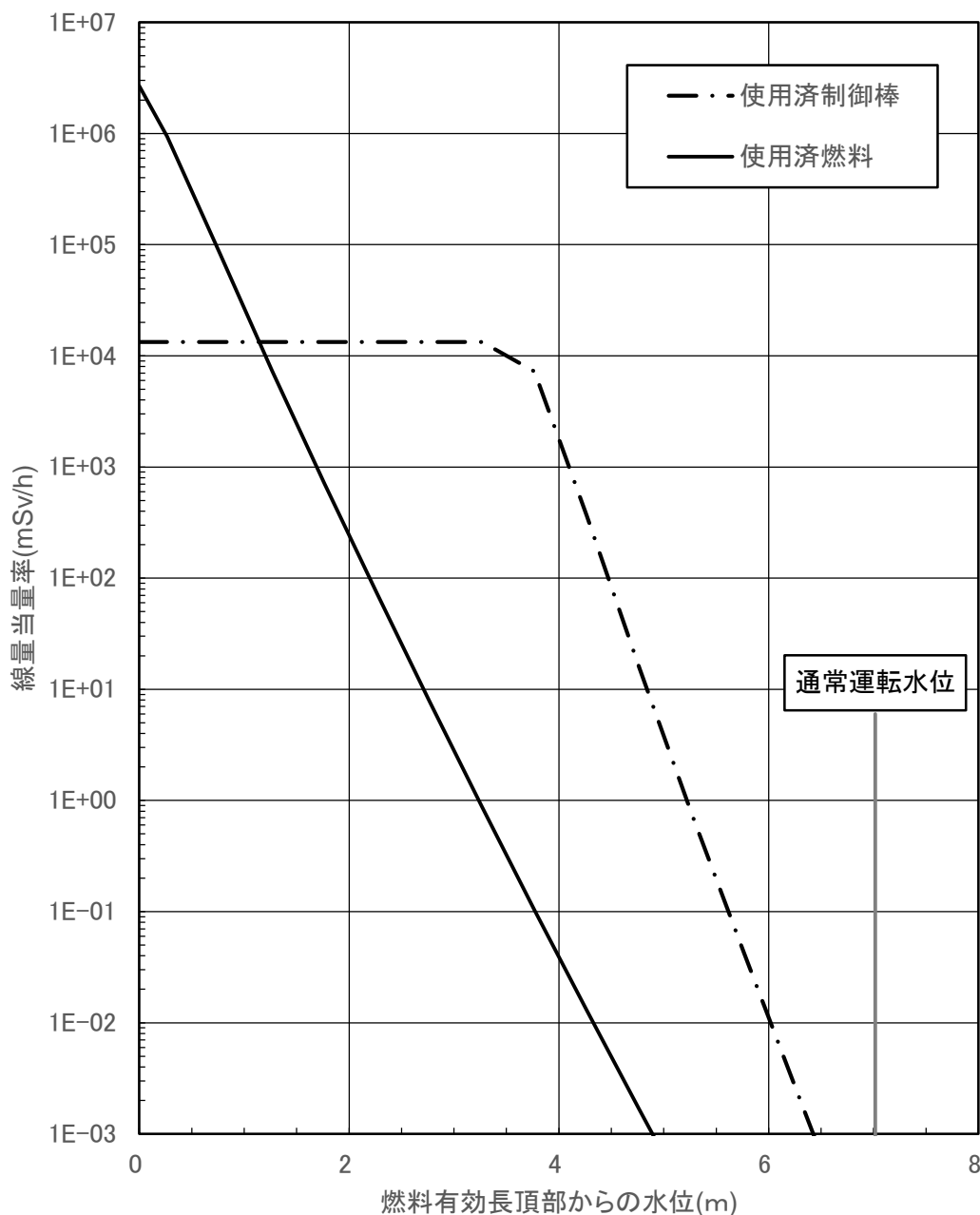


図 2-5 線源毎の使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）設置位置における放射線量率推移

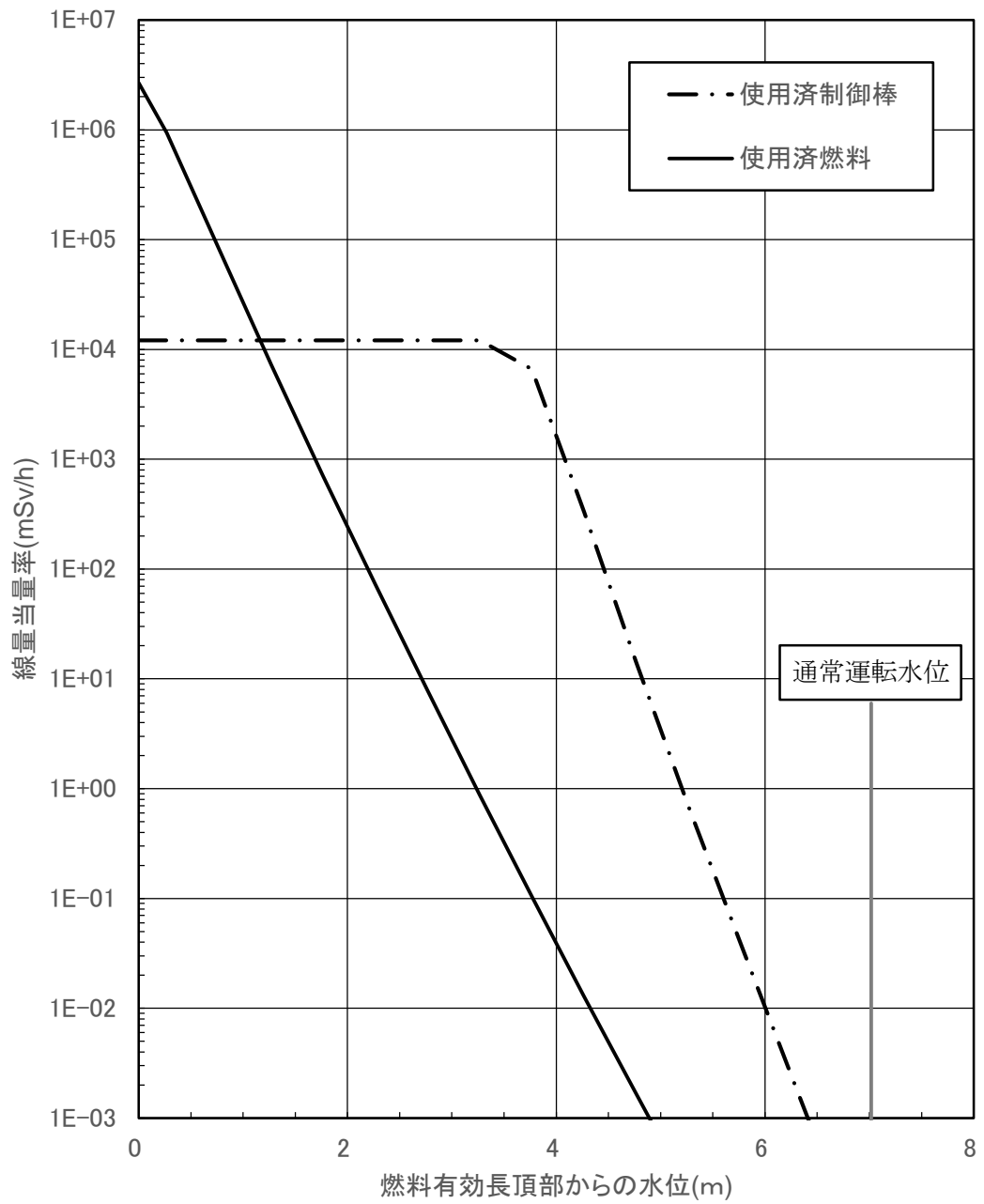


図 2-6 線源毎の使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）設置位置における放射線量率推移

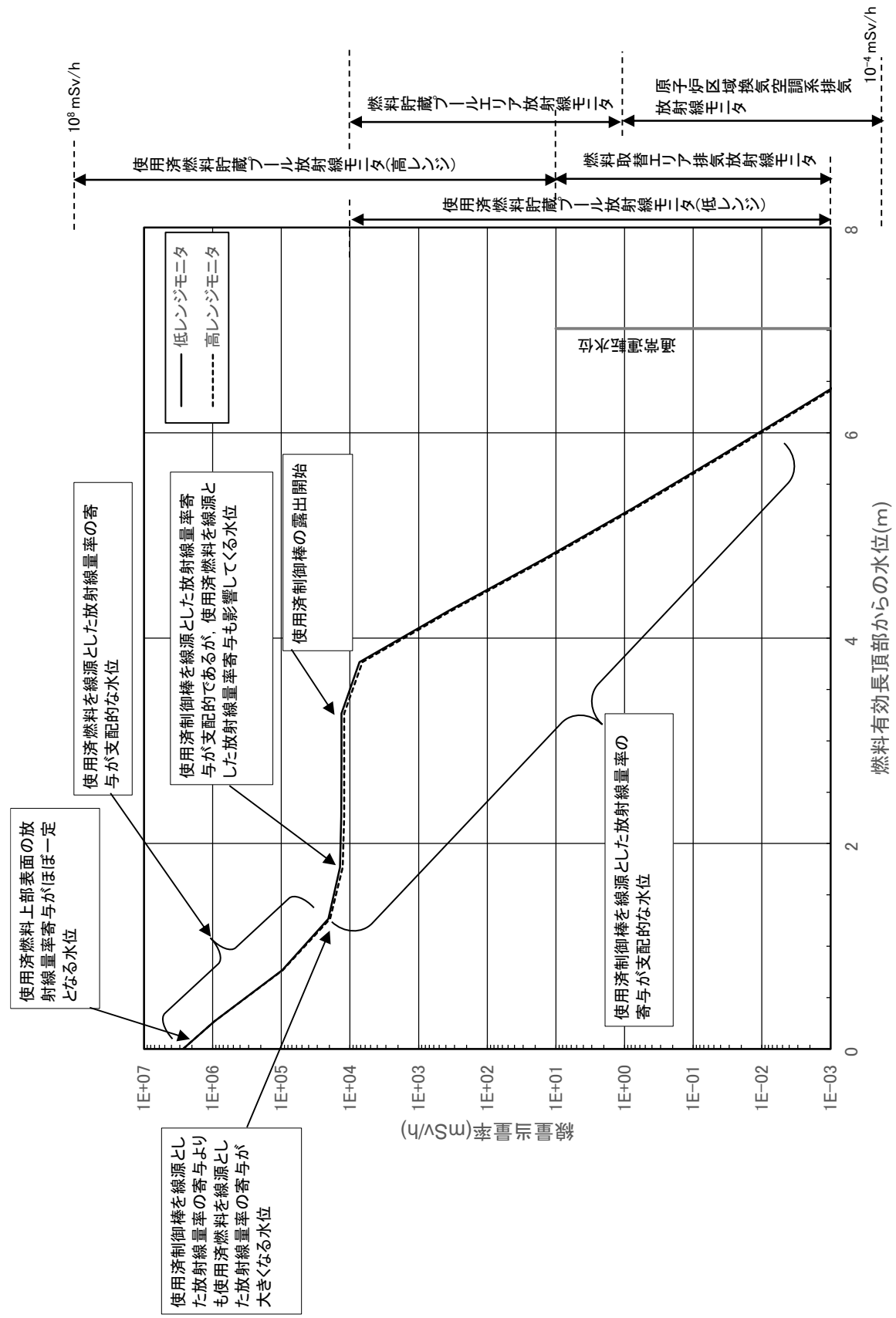


図 2-7 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ設置位置における放射線量率推移

(参考) 使用済燃料貯蔵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) 使用済燃料貯蔵プールの水面における放射線量率の計算においては貯蔵容量分 (3444 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は 100°C とし、水の密度は 0.958g/cm<sup>3</sup>\* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.2m×約 12.7m×約 3.7m) 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放射線量率計算においては使用済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) 使用済燃料貯蔵プールの水温は 100°C とし、水の密度は 0.958g/cm<sup>3</sup>\* とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の使用済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、遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済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性能の小さい水とみなす。
- (5) 使用済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 204 本と想定する。平均的な取替本数 19 本が定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転+70 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 日目に制御棒取り替えとした。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。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 日本機械学会蒸気表」

## 【2】 線源

### 【2.1】 使用済燃料の線源強度

#### 【2.1.1】 評価方法

使用済燃料貯蔵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 ORIGEN2 コード\*<sup>1</sup>を使用する。ORIGEN2 では、反応断面積、照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成を入力することで使用済燃料の線源強度を計算する。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、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」別紙 1「計算機プログラム (解析コード) の概要・ORIGEN2」に示す。

使用済燃料の照射期間は、1915 日 (取出燃焼度 50Gwd/t ÷ 比出力 約 26MW/t) と

し、原子炉停止後貯蔵までの期間を10日\*2とする。燃料組成はSTEP-III 9×9型(低Gd)、初期濃縮度は□ wt%、燃料集合体1体当たりのU重量は□ kgとする。

注記 \*1: A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

\*2: 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踏まえ余裕を見た日数を設定した。

### 【2.1.2】 反応断面積

ORIGEN2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(BWR STEP-III ボイド率40% UO<sub>2</sub> < 60GWd/THM)。

## 【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(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。
- (2) 各使用済制御棒(Hf, B<sub>4</sub>C)の単位体積当たりの線源強度は、各々の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, B<sub>4</sub>C)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。

### 【2.2.2】 反応断面積

ORIGEN2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(BWR STEP-III ボイド率40% UO<sub>2</sub> < 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 (d)	本数 (本)
H f 型 制御棒	0	10	10
	1	506	10
	2	1002	10
	3	1498	10
	4	1994	10
	5	2490	7
	6	2986	25
	7	3482	21
	9	4474	4
	10	4970	21
B <sub>4</sub> C型 制御棒	0	10	9
	1	506	9
	2	1002	9
	3	1498	9
	4	1994	9
	5	2490	6
	7	3482	4
	10	4970	21



### 【3】 遮蔽計算

#### 【3.1】 計算方法

使用済燃料貯蔵プール水深の遮蔽の計算は、評価点を制御棒貯蔵ハンガの真上の原子炉建屋4階床面高さ（使用済燃料貯蔵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、放射線量率計算モデルの評価点としては評価点と線源（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、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」別紙2「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（使用済燃料貯蔵プール水深）
- ・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，設計基準事故時に周辺監視区域に隣接する地域における外部放射線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト9台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視，記録を行うことができる設計とする。

モニタリングポストの空間ガンマ線測定装置は，低レンジ域を測定する NaI (Tl) シンチレーション（計測範囲： $10\sim 10^4$ nGy/h）及び高レンジ域を測定するイオンチェンバ（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，直ちに中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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3倍（約  $130$ nGy/h）及び10倍を目安（約  $430$ 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。

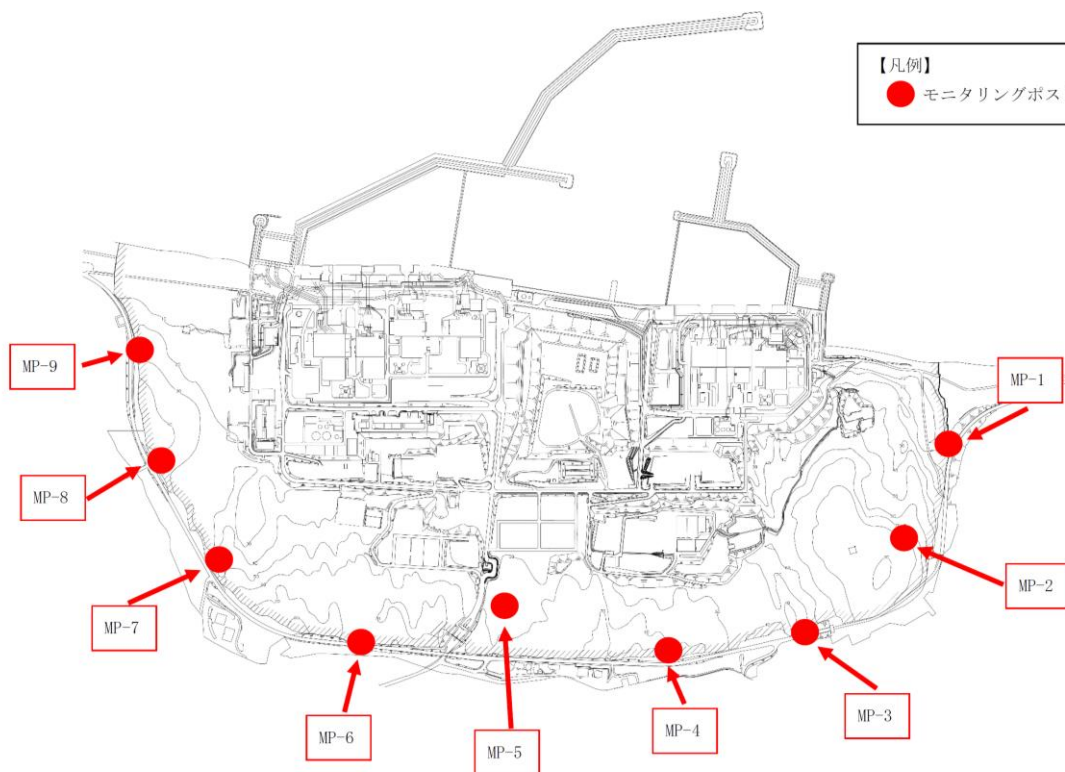


図3-1 モニタリングポストの配置図

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 <sup>4</sup> nGy/h	計測範囲で可変	各 1 台	周辺監視区域 境界付近 (全 9 箇所)
	イオンチェンバ	10~10 <sup>8</sup> nGy/h		各 1 台	



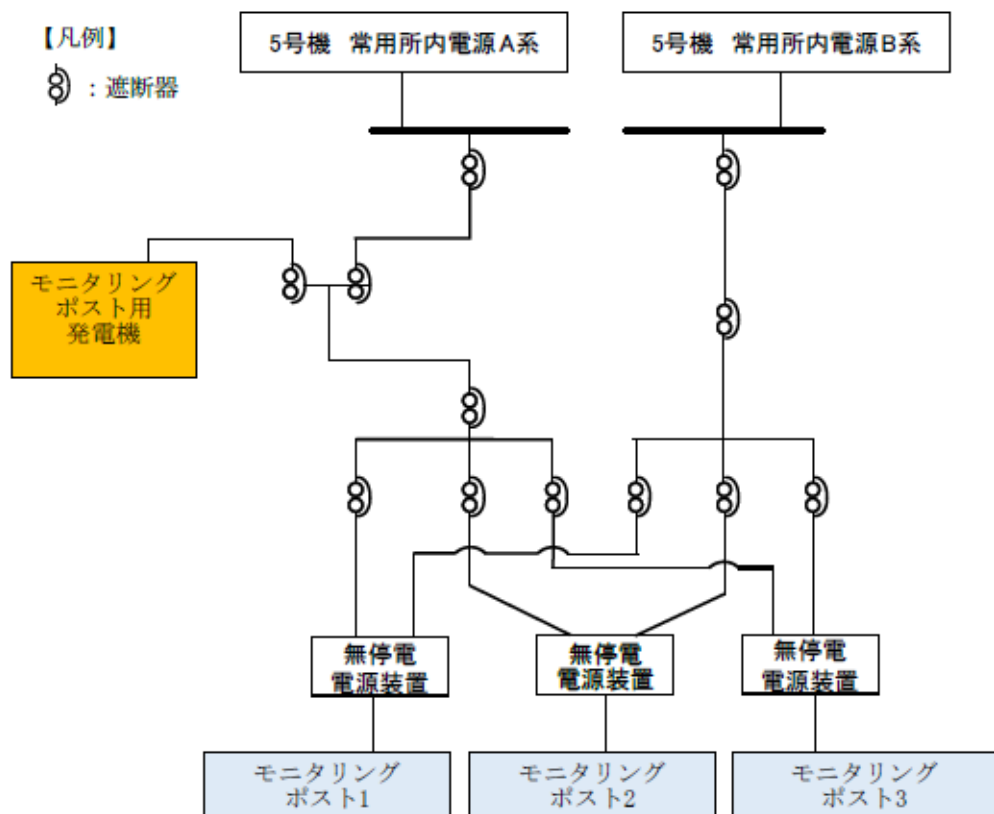
モニタリングポストの写真

### 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、5号機の常用所内電源系に接続し、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、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間も機能を維持できる設計とする。

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、モニタリングポスト用発電機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に示す。



(※3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9についても同様。)

図3-2 モニタリングポストの電源構成概略図

表 3-2 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	台数	出力	発電方式	バックアップ時間*3	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に1台 計9台	1.5kVA (3.0kVA) *1 (5.0kVA) *2	蓄電池	約15時間以上	—	常用電源喪失時に自動起動し、モニタリングポスト用発電機を起動するまでの期間を担保する。
モニタリングポスト用発電機	3局舎毎に1台 計3台	約40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後15時間以内に手動起動させ、約18時間ごとに給油を行いつつ、所内電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため、機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより対応する。

注記\*1 : モニタリングポスト1,5局舎

\*2 : モニタリングポスト8局舎

\*3 : 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発電機の写真



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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）までのデータ伝送系は、有線及び衛星または無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、直ちに中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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3-3に示す。

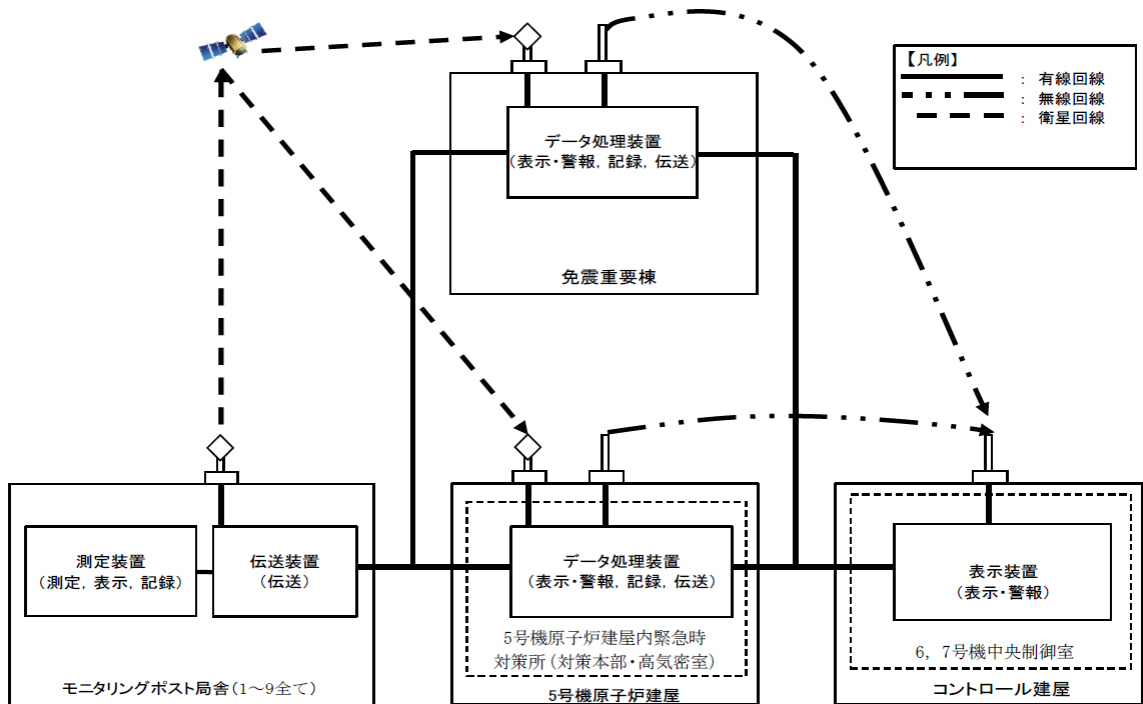


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

#### 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 15 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 9 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，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍にて 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内の加圧判断用として 1 台），予備として 1 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，仕様を表 4-2，配置位置及び保管場所を図 4-1 に示す。

可搬型モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより 5 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，衛星回線により 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に伝送することができる。

可搬型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	10~10 <sup>9</sup> nGy/h*	計測範囲 で可変	15 台 (予備 1 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<sup>-1</sup>Gy/h）等を満足する設計とする。

表 4-2 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（2 個ずつ）により 5 日以上供給可能 5 日後からは、予備の外部バッテリー（2 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 日間以上本体の電子メモリに記録。
伝送	衛星回線により、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてデータ監視。
概略寸法	本体：約 700(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 外部バッテリー：約 420(W)×約 330(D)×約 180(H)mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg（約 17kg/個×2 個）



アンテナ部

訓練により運搬・配置作業ができることを確認している。配置にかかる時間は、最大約 7 時間（2 名で車両を用いて屋外 14 箇所に設置。また、別の 2 名で人力にて 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に 1 箇所に設置）

可搬型モニタリングポストの写真



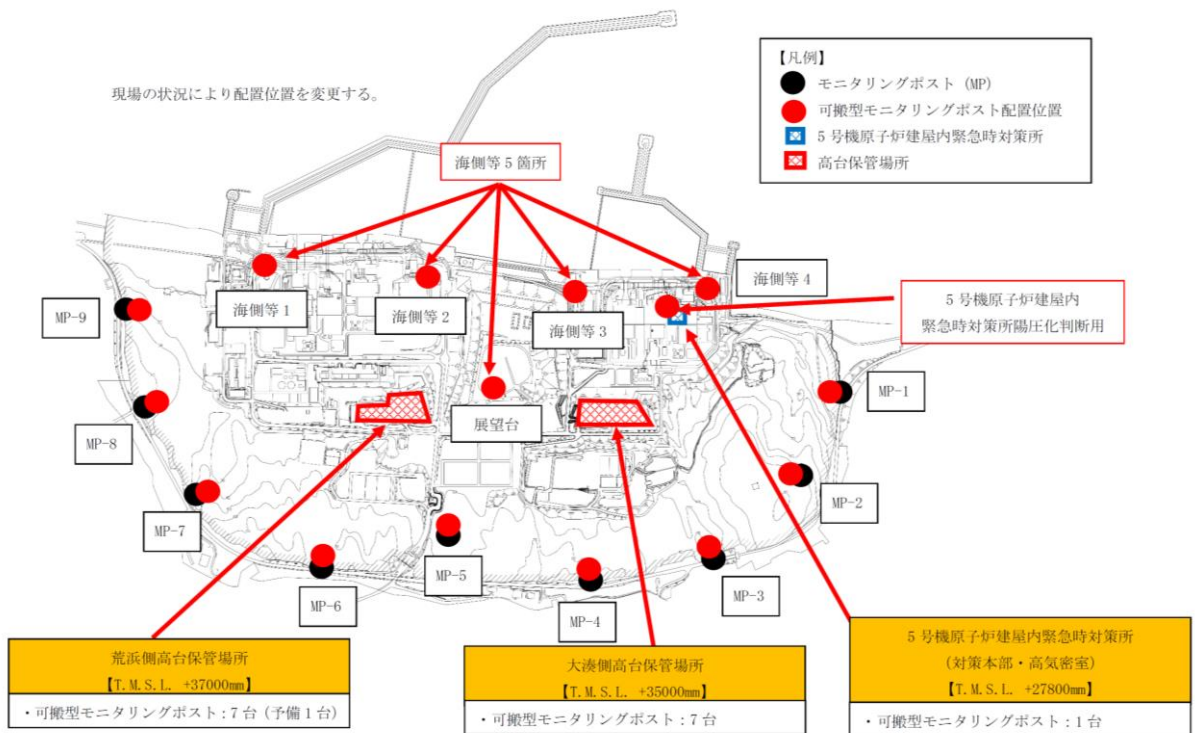


図 4-1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

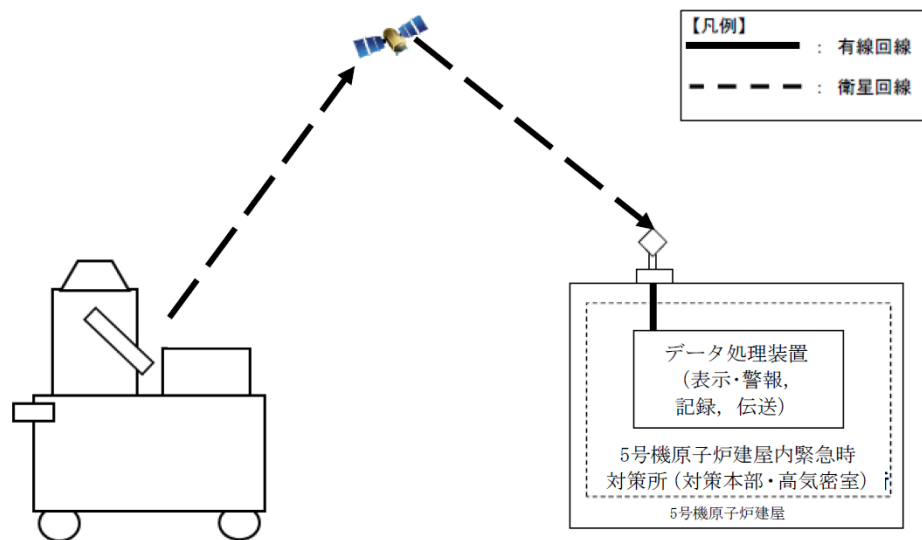


図 4-2 可搬型モニタリングポストの伝送概略図

#### 4.1.2 放射能放出率の算出

##### (1) 原子力発電所周辺線量予想評価システムによる算出

重大事故等時において、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、原子力発電所周辺線量予想評価システム（以下、DIANA という。）を使用する。

DIANA は、地形形状を考慮して大気拡散評価が可能であり、放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の放射線量率の計算を行うことができる。このシステムを利用し、単位放出率あたりのモニタリングポスト等の位置での放射線量率を求め、実測された放射線量率との比例計算により、実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は、「4.1.2(2) 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

図 4-3 に DIANA による評価の概略図を示す。

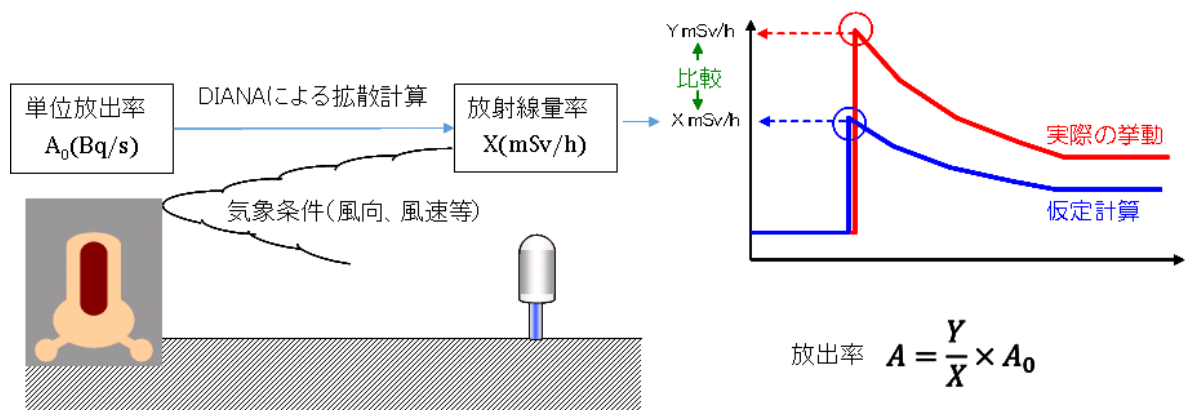


図 4-3 DIANA による評価の概略図

(2) 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

a. 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、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、可搬型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

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

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<sup>\*1</sup> ( $\mu\text{Gy/h}$ )

$D_0$  : 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 ( $\mu\text{Gy/h}$ )

(at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis) <sup>\*2</sup>

U : 平均風速 (m/s)

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

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

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

$\chi$  : 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<sup>\*1</sup> ( $\text{Bq/m}^3$ )

U : 平均風速 (m/s)

$\chi_0$  : 地上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の放射性よう素濃度 ( $\text{Bq/m}^3$ )

(at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s) <sup>\*2</sup>

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「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.1 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.6 \times 10^8 \text{ (GBq/h)} \\ &\quad (3.6 \times 10^{17} \text{ Bq/h}) \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) 実測された空間放射線量率  
⇒ 50mGy/h (5 × 10<sup>4</sup> μGy/h) 1Sv=1Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速  
⇒ 1.0m/s

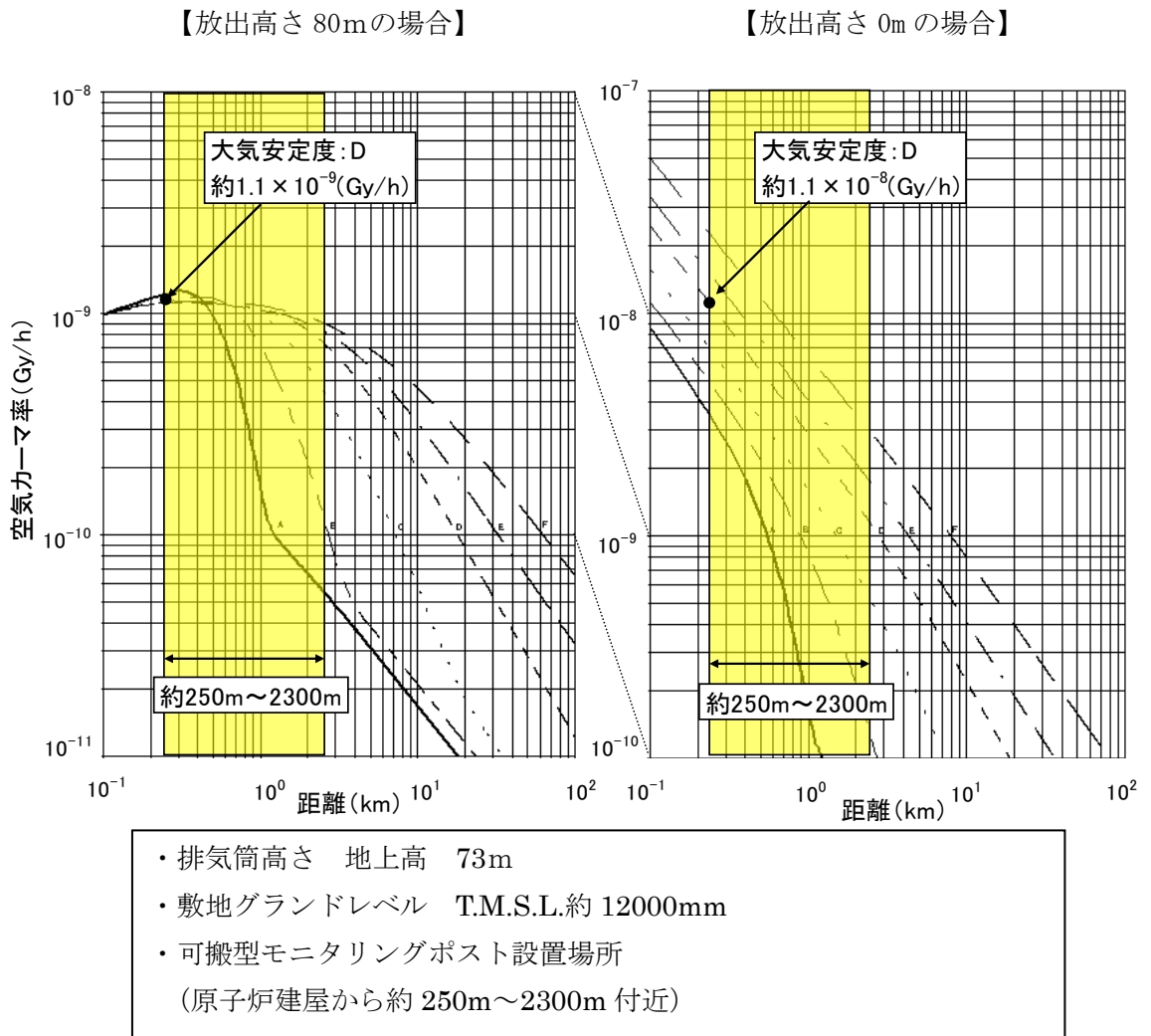
D<sub>0</sub> : 1.1 × 10<sup>-3</sup> μGy/h (放出高さ 80m, 距離 250m)

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。

b. 高い位置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、プルーム高さで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型モニタリングポストで十分に計測が可能である。



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）

図 4-4 地表面における放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

#### 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11~12mSv/h程度（炉心との距離が最も短い（7号機とMP-1）約800m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型モニタリングポストと炉心との距離は、約250m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17~125mSv/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線量当量率は、原子炉建屋から約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）。これを基に炉心から約250m及び約800mにおける値を計算すると、線量当量率はそれぞれ約17~125mSv/h及び約11~12mSv/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250	約17~125*
モニタリング・ ポスト代替 約800	約11~12*
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/Code2004-010）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4-4に示し、小型船舶の仕様等を表4-5に示す。また、可搬型放射能測定装置等の写真を図4-5、可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図4-6に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図4-7に示す。

表4-4 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	個数	保管場所
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台*2 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin <sup>-1</sup> *1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
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	0.1~30μGy/h*1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
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	0~100kmin <sup>-1</sup> *1	サンプリング記録	1台 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~1000mSv/h*1	サンプリング記録	2台 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）

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装置」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)
最大積載重量	900kg
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 海水採取用機材 (容器等) : 1 式
保管場所	荒浜側高台保管場所 : 1 台 (T. M. S. L. 37000mm) 大湊側高台保管場所 : 1 台 (T. M. S. L. 35000mm)
移動方法	ポートトレーラーを牽引, またはユニック車にて 荒浜側放水口砂浜または物揚場まで運搬する。



可搬型ダスト・よう素サンプラ

GM 汚染サーベイメータ

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

電離箱サーベイメータ

図 4-5 可搬型放射能測定装置等の写真



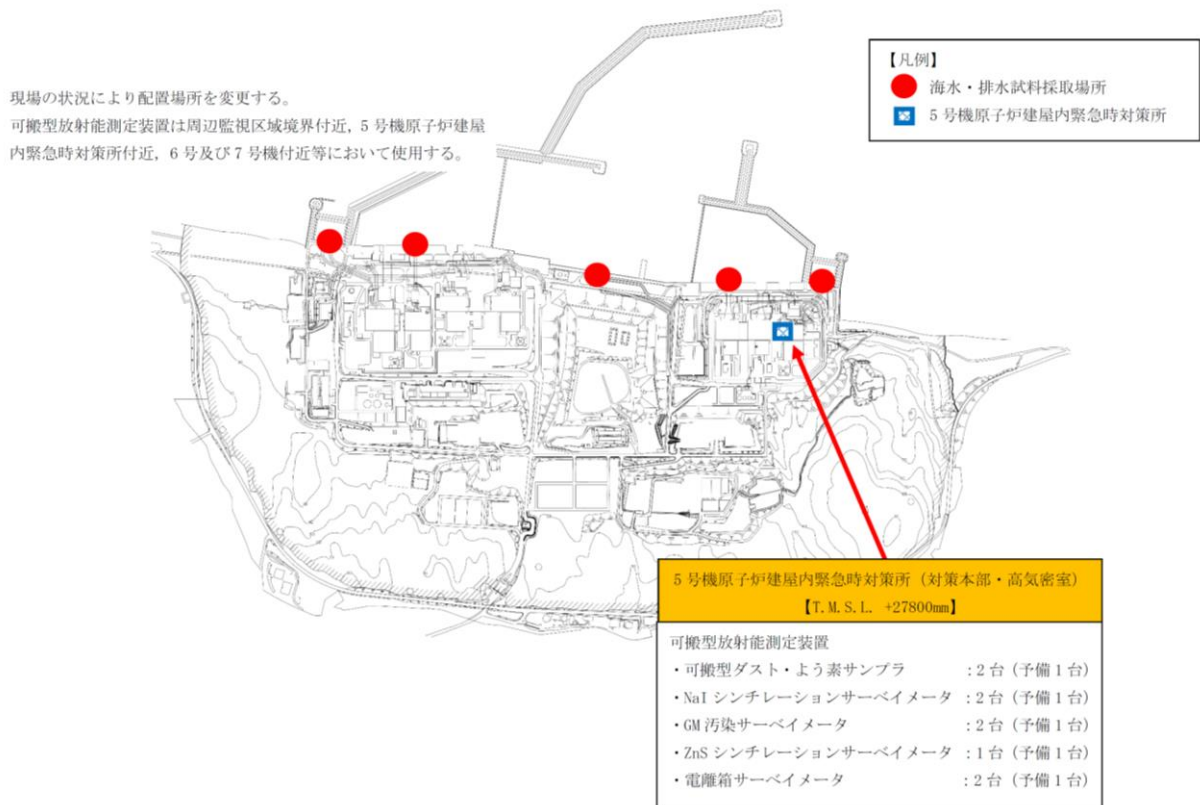


図 4-6 可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

小型船舶（海上モニタリング用）運搬ルートは、現場の状況により変更する。

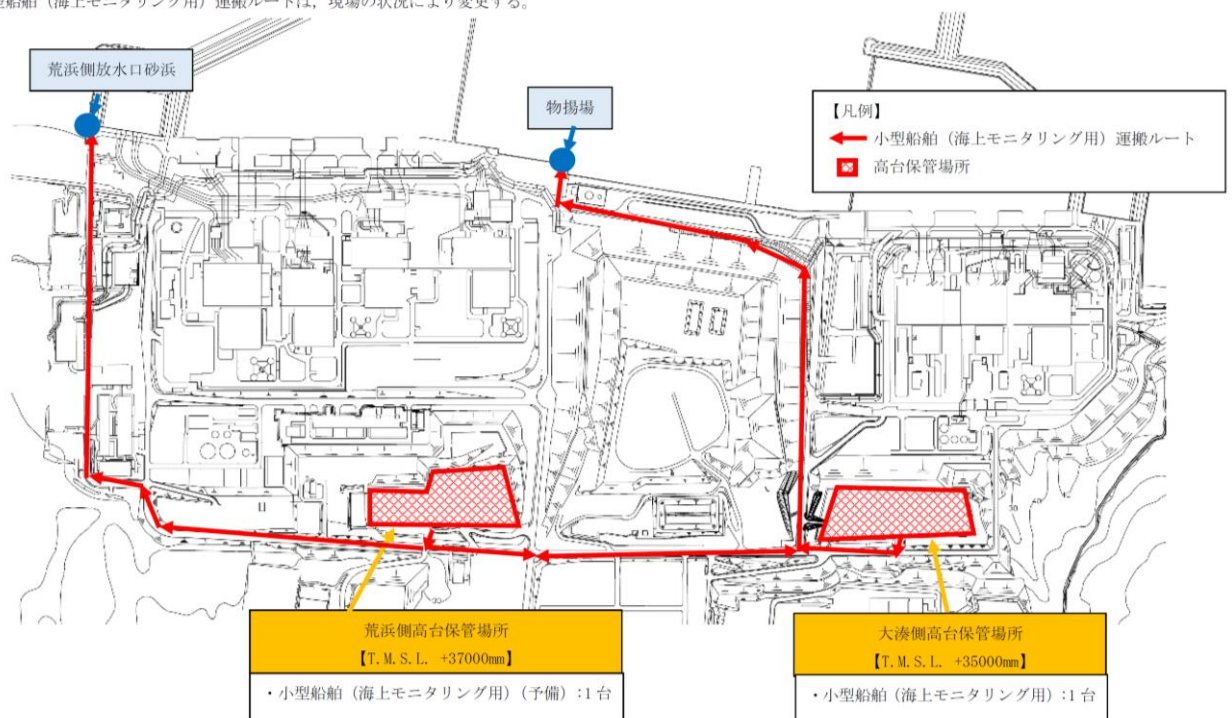


図 4-7 小型船舶の保管場所及び移動ルート

## 5. 気象観測設備

### 5.1 可搬型気象観測装置

可搬型気象観測装置は、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。

可搬型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。

可搬型気象観測装置の電源は、外部バッテリーにより5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、可搬型気象観測装置の電子メモリに記録するとともに、衛星回線により5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に伝送することができる。

可搬型気象観測装置の伝送概略図を図5-2に示す。

表5-1 可搬型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
可搬型気象観測装置	風向風速計	風向：0～360° 風速：1～60m/s	1台 (予備1台)
	日射計	0～2kW・m <sup>-2</sup>	
	放射収支計	10μV/W/m <sup>2</sup>	
	雨雪計	0～100mm	
	感雨雪計	有・無	

表5-2 可搬型気象観測装置の仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（5個ずつ）により5日以上供給可能
記録	測定値は7日間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星回線により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてデータ監視。
概略寸法	測定器架台：半径：1542×高さ：1900mm

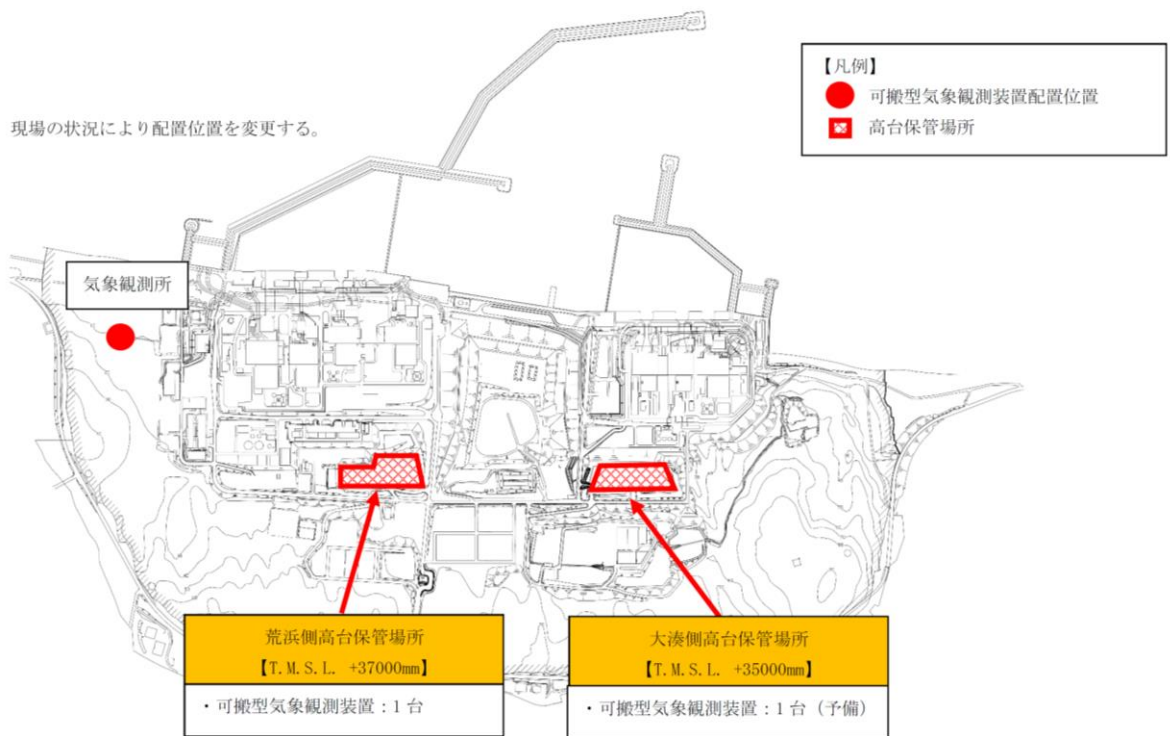


図 5-1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

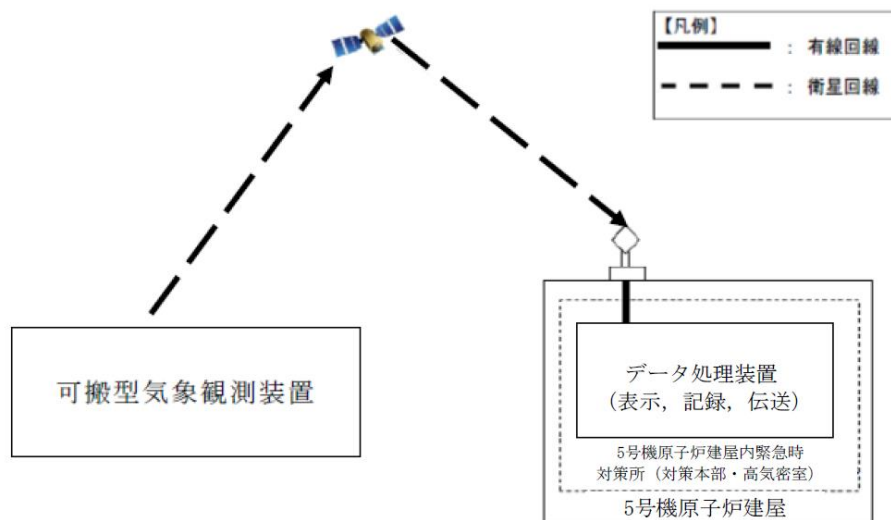


図 5-2 可搬型気象観測装置の伝送概略図