

(4) 可搬型スプレインズルの放水範囲について

本項は、2台の可搬型スプレインズルでSFP全域にスプレイできることを示すものである。(可搬型スプレインズルは予備を含め計8台を配備している。)

a. 放水角度の設定範囲

可搬型スプレインズルの放水角度は、縦方向に $10^{\circ} \sim 45^{\circ}$ の任意の角度(仰角)に設定することができる。また、横方向については、スプレインズル内に水が流れることにより、 $\pm 10^{\circ}$ 、 $\pm 15^{\circ}$ 、 $\pm 20^{\circ}$ の角度でノズルが旋回し、広範囲にスプレイすることが可能な構造となっている。また、ノズルの設定により、霧状から棒状までスプレイ水の形状を変更することが可能である。

b. 放水範囲

放水試験を実施し、放水範囲の確認を実施している。

(a) 試験条件

- ・放水角度(仰角): 30°
- ・旋回角度: $\pm 20^{\circ}$
- ・ノズル噴霧角: $17^{\circ} \sim 20^{\circ}$
- ・放水量: $60\text{m}^3/\text{h}$
- ・試験時間: 60sec
- ・直径約22cmのバケツを並べ放水量を確認

(b) 試験結果

旋回させない状態で飛距離を約15mになるよう設定した後、旋回状態にした場合の放水による分布を図6-6に示す。



図6-6 放水分布図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(c) 使用済燃料ピットへの放水範囲

放水試験結果から、2箇所より放水することにより使用済燃料ピット全域に放水することができる。

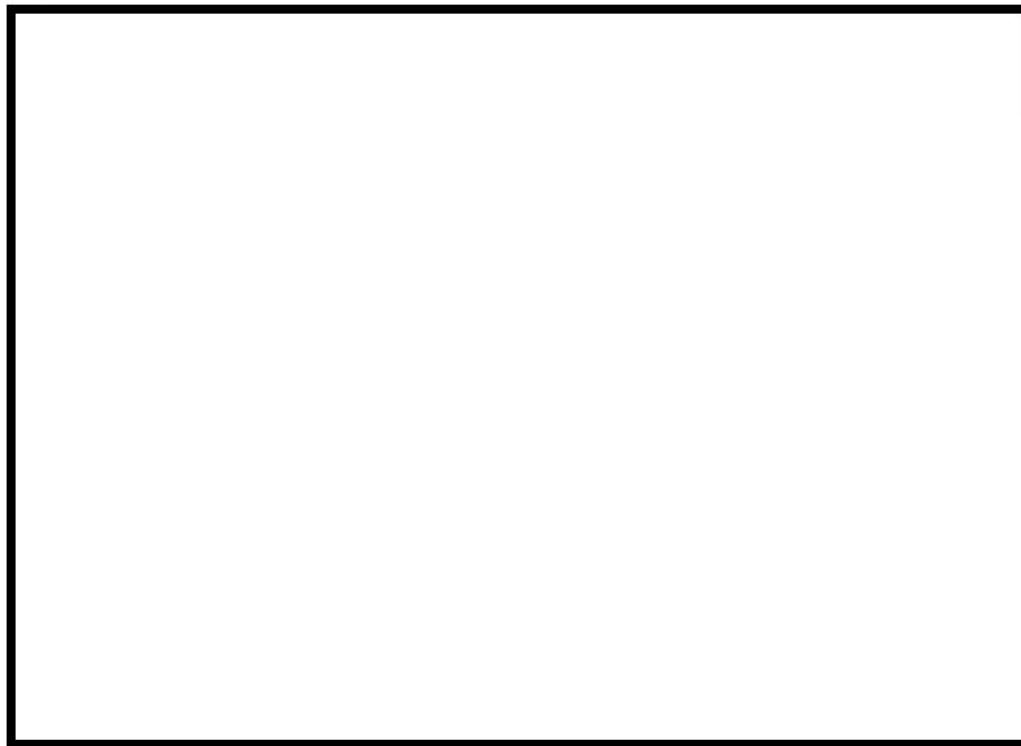


図6-7 使用済燃料ピットへの放水可能範囲

c. 可搬型スプレイノズルの設置位置による SFP 全域におけるスプレイの網羅性について

図6-8に示すとおり、可搬型スプレイノズル2台を SFP 近傍へ設置して SFP へスプレイすることで、A 及び B の SFP 全域をカバーすることが可能となる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図6-8 建屋内における可搬型スプレィノズルの設置場所（ルート1及び2）
（建屋内部でのスプレィ）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

また、図6-9にSFPへ近づけない場合を想定した、外部からのSFPスプレイを実施する場合の可搬型スプレイノズルの設置位置等について例示する。例では、燃料取扱棟の東側シャッターを開放して、SFPへスプレイする想定としている。可搬型スプレイノズルの性能曲線、建屋高さ及びSFPまでの距離を勘案すると（図6-10）、放射角30°程度でスプレイすれば、A及びBのSFPへスプレイすることが可能である。



図6-9 可搬型スプレイノズルの設置場所の例（建屋外(入口)からのスプレイ）



図6-10 可搬型スプレイノズルの性能曲線

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(5) SFP から漏えい発生時の遮蔽設計基準到達時間について

故意による大型航空機の衝突等により、SFP が大規模に損壊し大量の漏えいが発生した場合を想定して、米国における NEI-06-12 (B. 5. b 対応ガイド) では、SFP へのスプレイ能力として 200gpm (≒45.4m³/h) 以上を要求している。

仮に、泊発電所 3 号炉の SFP において、NEI-06-12 で要求されるスプレイ能力である 200gpm の漏えいが発生している想定とした場合、燃料取扱棟内での作業環境性等を考慮して十分に保守性を持たせた線量当量率である当該建屋内の遮蔽設計基準 (0.15mSv/h) を満足させるための水位 (以下「遮蔽水位」という。) を確保するためには、燃料頂部より約 4.25m の水深を確保できれば良いことから、当該水位に到達するまでには約 3.3m 分の漏えい (525m³ (隣接する燃料検査ピット及び燃料取替用チャンネルが切り離された厳しい条件)) 分の時間的余裕がある。

さらに厳しい想定として SFP が沸騰している状態を想定し、SFP 負荷が最大となるような場合の SFP 崩壊熱による蒸発量 (約 19.16m³/h) を加えた場合においても、上記の遮蔽水位に到達する時間は約 8.1 時間となる。(燃料集合体頂部が露出するまでには、さらに約 4.25m の水位がある。)

この間の考えられる現実的な対応として、まずは短時間で準備可能な常設の消火設備等を活用した SFP 注水により水位低下の緩和を図り、その後、可搬型大型送水ポンプ車による外部からの注水を並行して実施することにより水位の回復又は維持を試みる。ただし、注水によっても水位の維持が困難又は漏えい量が明らかに注水能力を上回ると判断した場合には、燃料体の冷却に有効かつ効果的な手段となり得る使用済燃料ピットへのスプレイ手段へ速やかに移行する。

以上のとおり、NEI-06-12 において要求されている SFP スプレイ能力 200gpm 程度の漏えいの発生を想定した場合でも、上記注水手段によって SFP 水位を維持できるものと考えられるが、注水が一切行われぬ想定とした場合であってもアクセス性の目安である遮蔽水位に到達するまでには 8.1 時間程度の時間余裕があり、当該時間内において、建屋内部での SFP スプレイを開始することが可能である。

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインズルによる
使用済燃料ピットへのスプレイ

【可搬型大型送水ポンプ車の設置，海水取水箇所への水中ポンプ設置，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレインズルの設置】

1. 作業概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインズルによる使用済燃料ピットへのスプレイを行うため，可搬型大型送水ポンプ車の設置，海水取水箇所への水中ポンプ設置，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレインズルの設置等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 8名（災害対策要員7名及び運転班員1名^{※1}）

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間40分（移動，放射線防護具着用含む）

※1 発電所対策本部体制時は運転班員1名が対応するが，夜間・休日の初動対応体制時は，災害対策要員（支援）1名が対応する。

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア，運搬ルート及び設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。
ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は，ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから，敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また，可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水場所（3号炉スクリーン室）～ 3A，3B－使用済燃料ピット	約900m×1系統	150A	約18本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレイ

【可搬型大型送水ポンプ車の設置，代替給水ピットへの吸管挿入，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレイノズルの設置】

1. 作業概要

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイを行うため，可搬型大型送水ポンプ車の設置，代替給水ピットへの吸管挿入，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレイノズルの設置等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間40分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア，運搬ルート及び設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。
ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は，ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから，敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また，可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており，人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約100m×1系統	150A	約2本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレイ

【可搬型大型送水ポンプ車の設置，原水槽への吸管挿入，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレイノズルの設置】

1. 作業概要

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイを行うため，可搬型大型送水ポンプ車の設置，原水槽への吸管挿入，可搬型ホース等の敷設，可搬型スプレイノズルの設置等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 8名（災害対策要員7名及び運転班員1名^{*1}）

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間40分（移動，放射線防護具着用含む）

※1 発電所対策本部体制時は運転班員1名が対応するが，夜間・休日の初動対応体制時は，災害対策要員（支援）1名が対応する。

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア，運搬ルート及び設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は，ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから，敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追隨していく作業であり容易である。また，可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており，人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
原水槽～ 3A, 3B－使用済燃料ピット	約650m×1系統	150A	約13本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



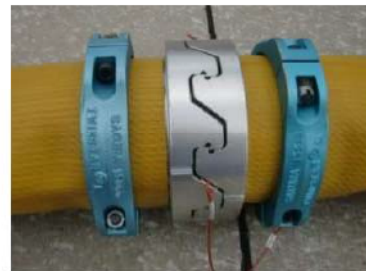
可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10. 3m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10. 3m)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

【原水槽への補給】

1. 作業概要

2次系純水タンク又はろ過水タンクの移送ラインに可搬型ホースを接続し、移送することにより原水槽への補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 3名

作業時間(想定) : 1時間20分

作業時間(実績) : 1時間(移動, 放射線防護具着用含む)

3. 作業の成立性について

アクセス性 : 夜間においても, LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境 : 作業エリア周辺には, 作業を行う上で支障となる設備はなく, また, 作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに, 冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

汚染が予想される場合は, 個人線量計を携帯し, 放射線防護具等を着用する。

作業性 : 可搬型ホースは, 人力で運搬・敷設が可能な仕様であり, カップラ等により容易かつ確実に接続できる。

連絡手段 : 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また, 事故時環境下において, 通常時の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)を使用し連絡を行う。



ろ過水タンクからの補給 (屋外 T.P. 10m)
(作業風景は類似作業)



2次系純水タンクからの補給 (屋外 T.P. 10m)
(作業風景は類似作業)

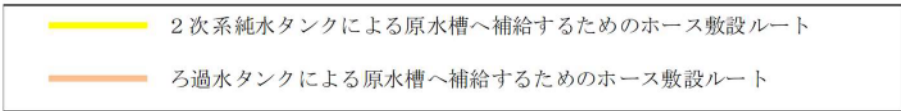
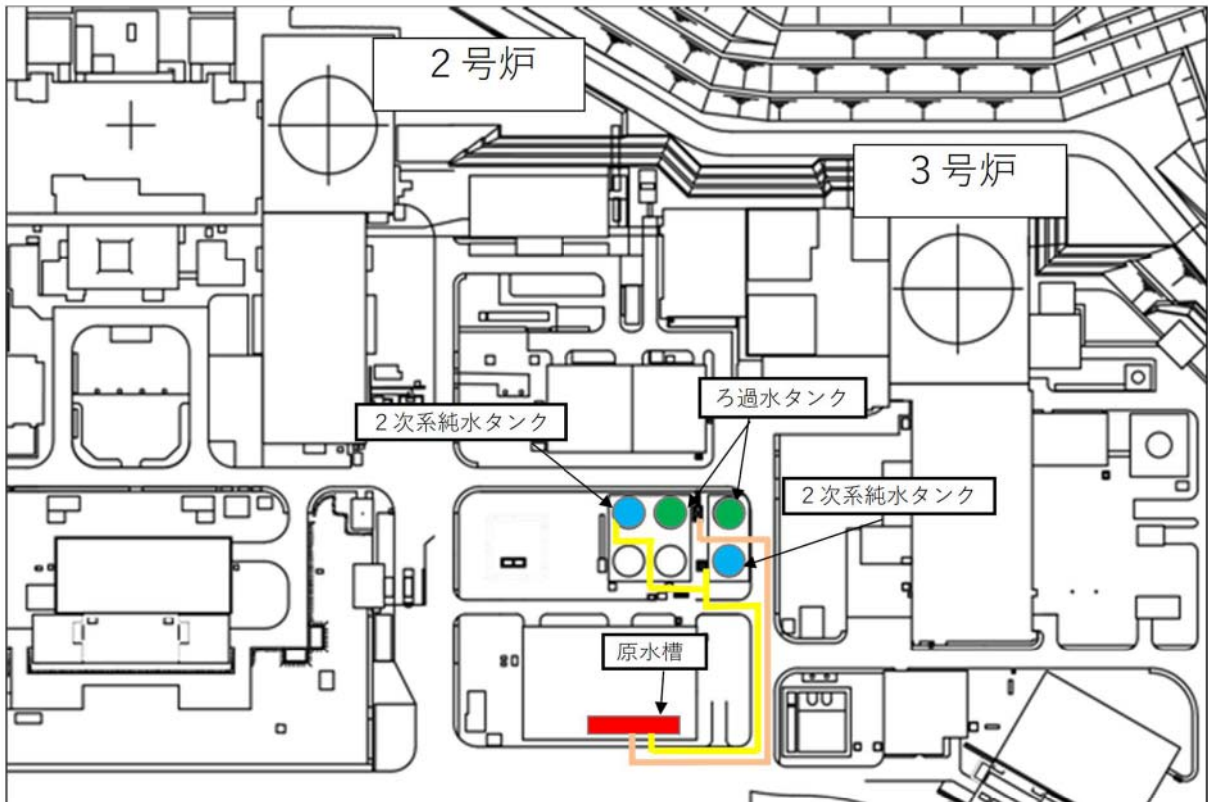


図1 原水槽への補給 ホース敷設ルート

使用済燃料ピットからの漏えい緩和

【使用済燃料ピットエリアからの漏えい緩和】

1. 作業概要

重大事故時等において、ステンレス鋼板及びガスケット材等を用いて使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを緩和する。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 2名

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（模擬）： 2時間（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

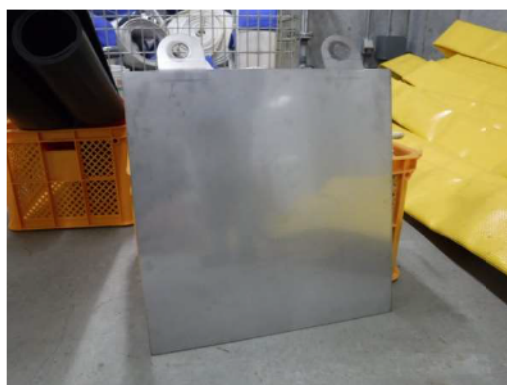
アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

作業性： 資機材は人力による移動が可能であるため、容易に実施できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



ステンレス鋼板



ガスケット材取り付けイメージ

使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

1. 概要

平成25年7月8日に施行された新規制基準のうち、「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」において、使用済燃料ピット監視設備に関する新たな要求が求められている。

このため、使用済燃料ピット監視設備について、新規制基準への適合性について確認した。

2. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）について

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）解釈第4項によって要求されている使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率については、使用済燃料ピット水位計（AM用）、使用済燃料ピット水位計（可搬型）、使用済燃料ピット温度計（AM用）及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより監視可能である。

また、使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できることについては、使用済燃料ピット監視カメラにて確認できる。

なお、これらの監視設備は、非常用所内電源から電源供給するとともに、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源供給が可能である。

設置許可基準第54条において想定する重大事故等は以下の通り。

○ 想定事故1（第1項 使用済燃料貯蔵槽冷却系及び補給系の故障）

水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

○ 想定事故2（第1項 使用済燃料冷却系配管等の破断）

サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内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。

○ 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の水位が異常に低下する事故。（第2項）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所※
使用済燃料ピット 水位計（AM用）	電波式 水位検出器	T. P. <input type="text"/> <input type="text"/>	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 水位計（可搬型）	フロート式 水位検出器	T. P. <input type="text"/> <input type="text"/>	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 温度計（AM用）	測温抵抗体	0～100℃	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 可搬型エリアモニ タ	半導体検出器, NaI (Tl) シンチ レーション検出器	10nSv/h～ 1000mSv/h	1	使用済燃料ピット区域 周辺
使用済燃料ピット 監視カメラ	赤外線サーモ カメラ	視野範囲内 (水温：-40～120℃, 水位：使用済燃料 ピット上端～燃料 頂部近傍)	1	使用済燃料ピット区域

※「第9図使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図」,
「第15図使用済燃料ピット監視設備設置場所」参照

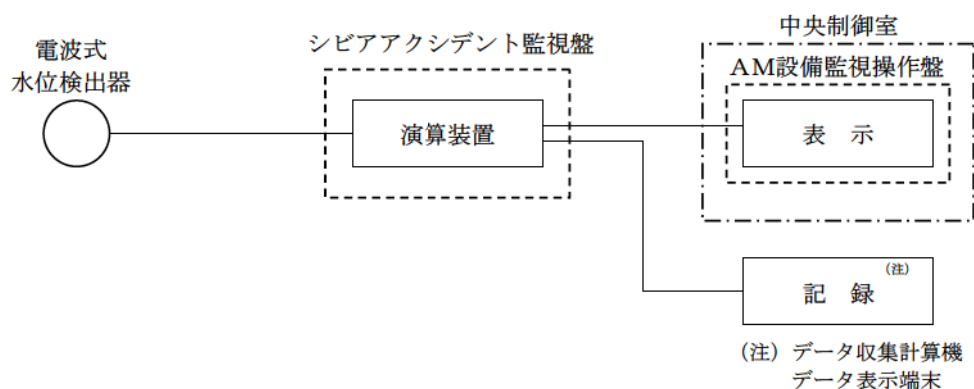
内は商業機密に属しますので公開できません

(1) 使用済燃料ピット水位計（AM用）

計測目的は、重大事故等により変動する可能性のある範囲のうち、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料ピット上端近傍までの水位監視である。

使用済燃料ピット水位（AM用）の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM用）を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。

（「第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照）



第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図

（設備仕様）

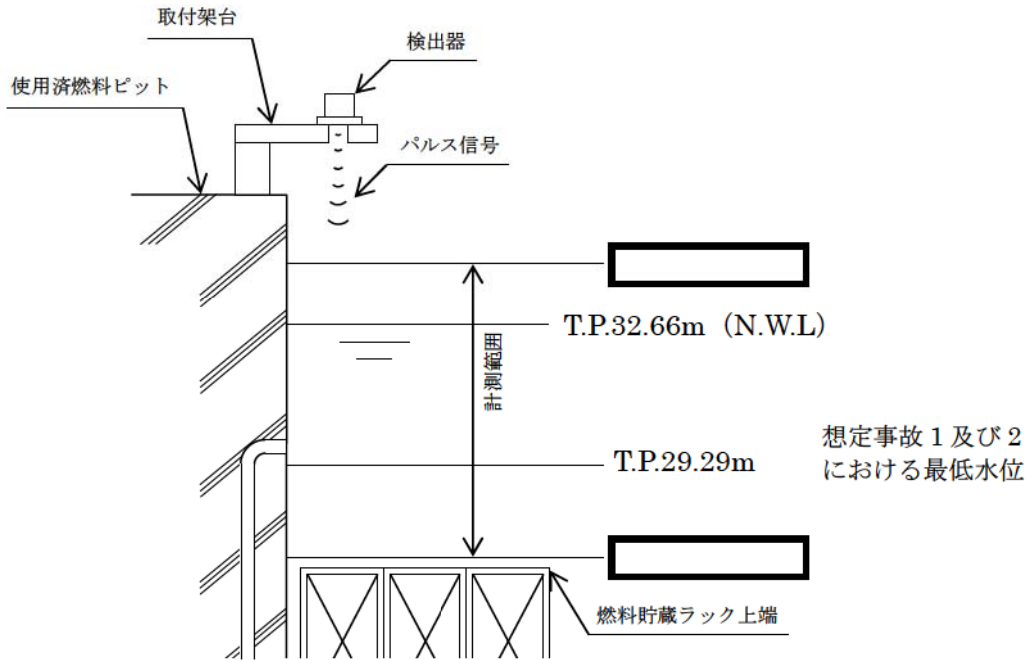
- ・計測範囲：T.P.
- ・個数：2
- ・取付箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB

使用済燃料ピットの電波式水位計は、パルス信号を水面に向け発信し、水位変動により変化する水面からの反射の往復時間の変化を検知することにより、水位を連続的に計測する。

設置許可基準第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1（a）想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料ピット冷却系配管が破断した場合の水位（T.P. 29.29m））を計測できる範囲を含む、燃料貯蔵ラック上端近傍（T.P. ）から使用済燃料ピット上端近傍（T.P. ）を計測範囲としている。

（「第2図 使用済燃料ピット水位計（AM用）の計測範囲」参照）

内は商業機密に属しますので公開できません

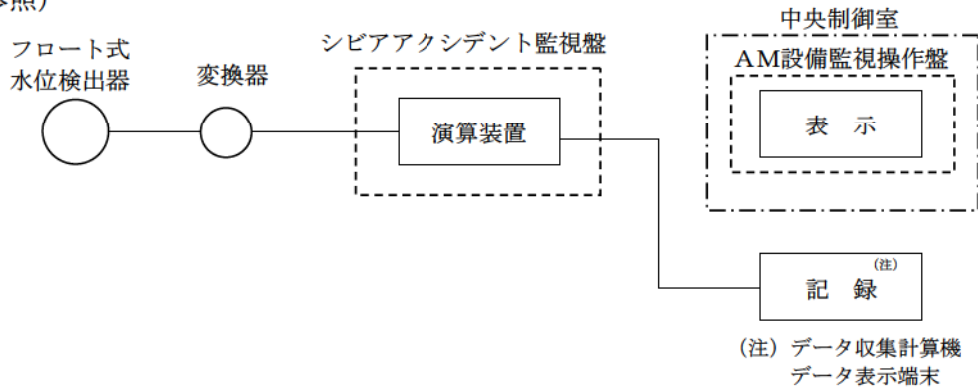


第2図 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

(2) 使用済燃料ピット水位計（可搬型）

計測目的は、設置許可基準第54条第2項に要求されている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場合においても、変動する可能性のある範囲にわたり水位を監視することである。

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の検出信号は、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロートの使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。（「第3図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の概略構成図」及び「第4図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の計測範囲」参照）

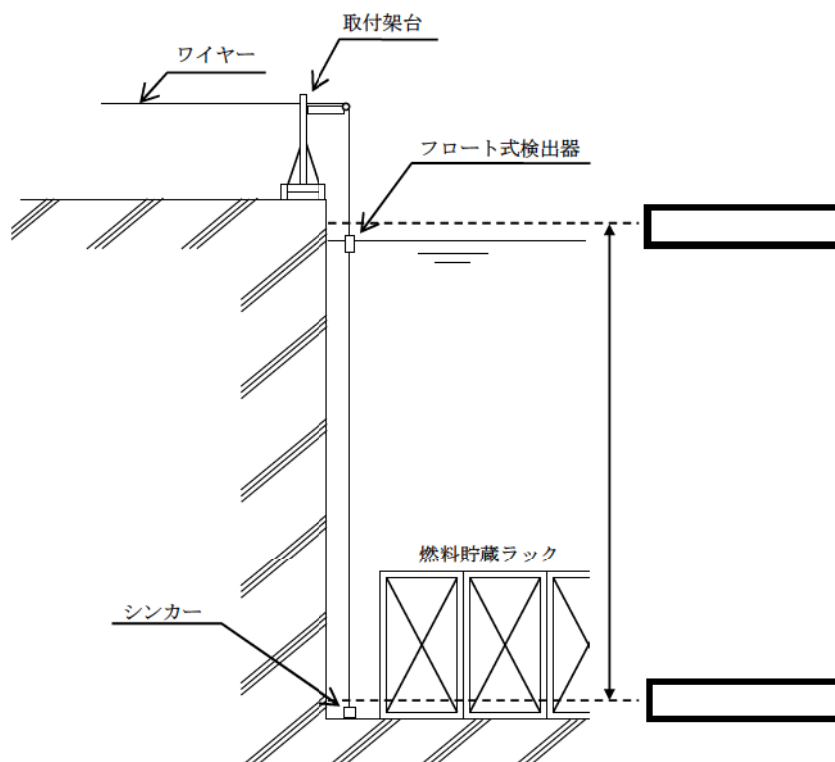


第3図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の概略構成図

内は商業機密に属しますので公開できません

(設備仕様)

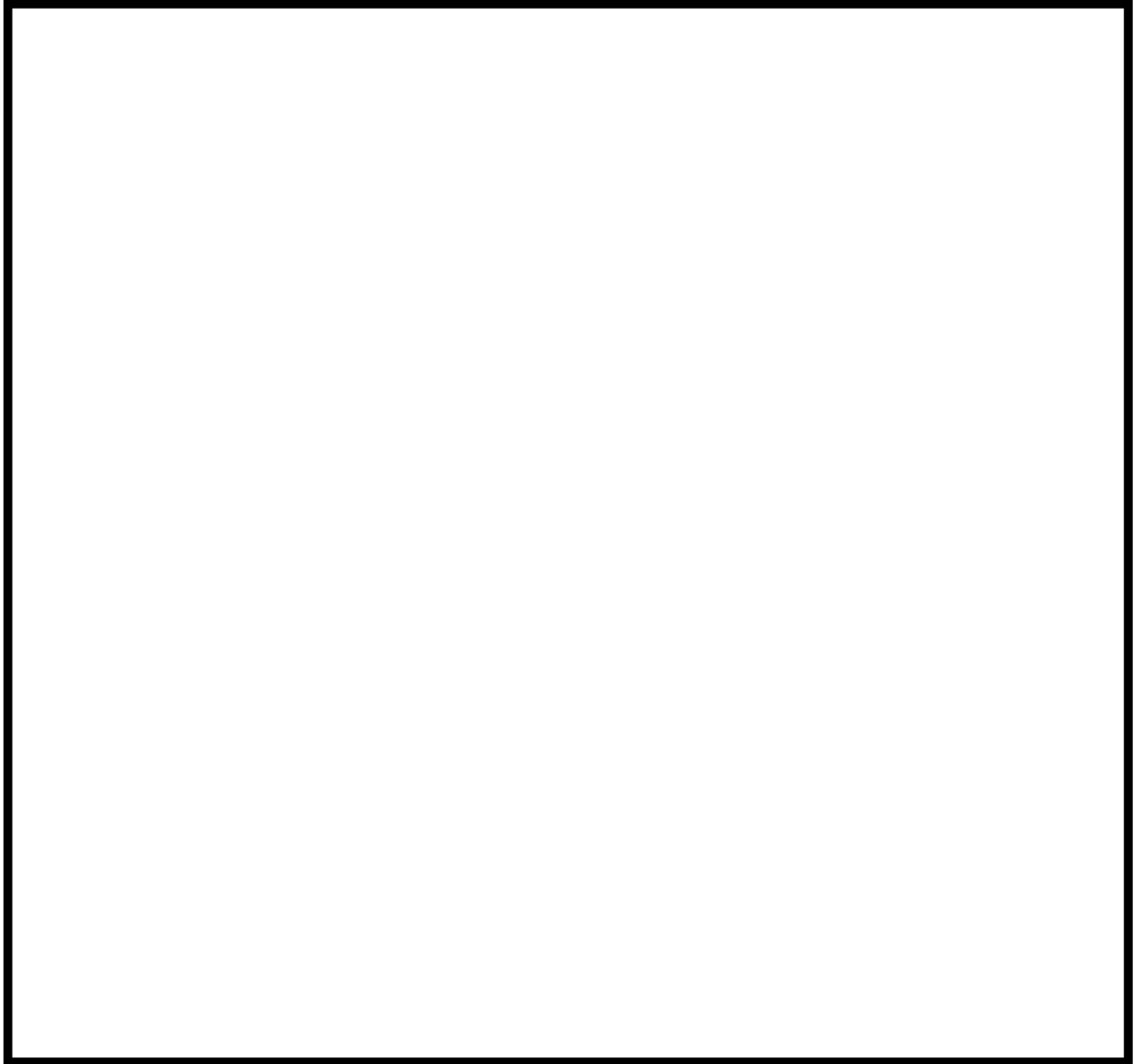
- ・計測範囲：
- ・個 数：2
- ・設置箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB




第4図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の計測範囲

内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の設置場所を「第5図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の配置概要図」に示す。



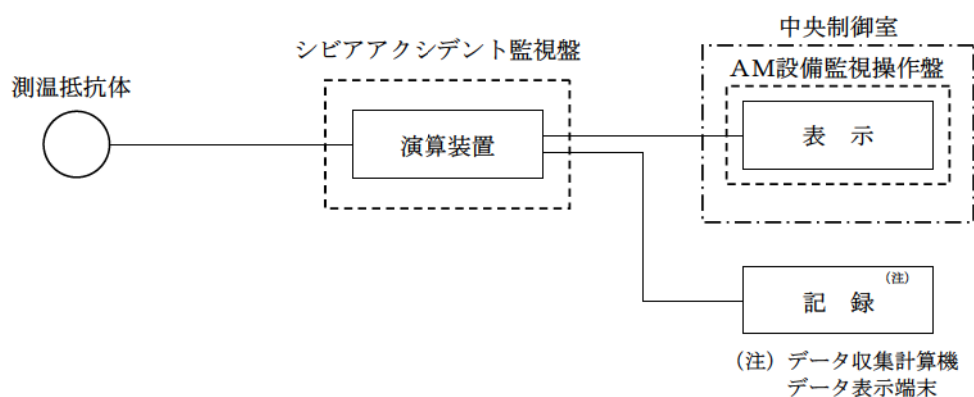
第5図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の配置概要図

 内は商業機密に属しますので公開できません

(3) 使用済燃料ピット温度計（AM用）

計測目的は、重大事故時等により水温の変動する可能性のある範囲のうち、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態の監視である。

使用済燃料ピット温度計（AM用）の検出信号は、測温抵抗体からの抵抗値をシビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度（AM用）を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。（「第6図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照）



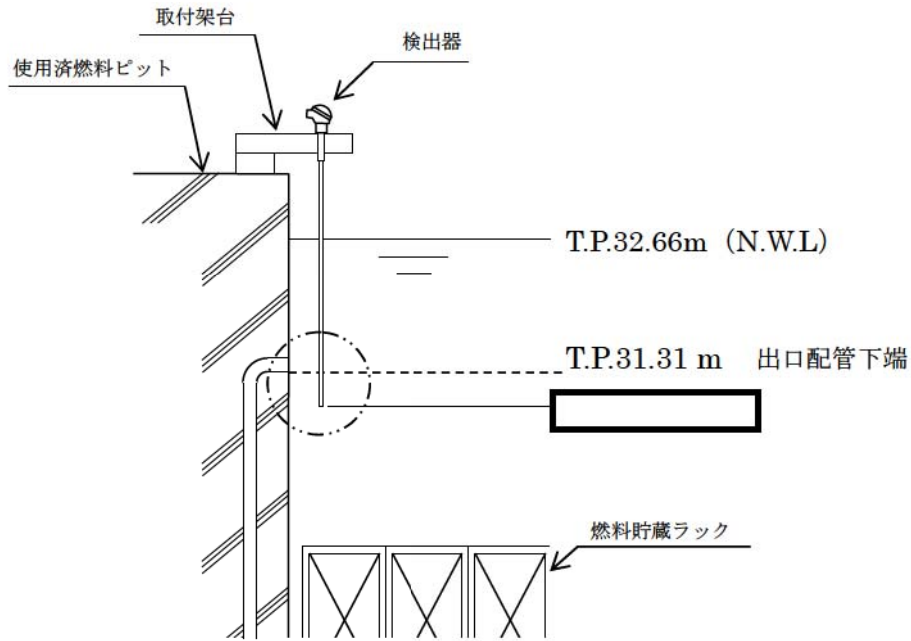
第6図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

（設備仕様）

- ・計測範囲：0～100℃
- ・個数：2
- ・取付箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB

使用済燃料ピット温度計（AM用）の計測範囲は、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～100℃の温度を計測可能としている。

なお、設置許可基準第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1（a）想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、想定事故2において冷却系配管破断により低下する水位である使用済燃料ピット出口配管下端を下回る位置（T.P. 31.31m）においても温度計測できる設置位置としている。（「第7図 使用済燃料ピット温度（AM用）の設置図」参照。）



第7図 使用済燃料ピット温度計（AM用）の設置図

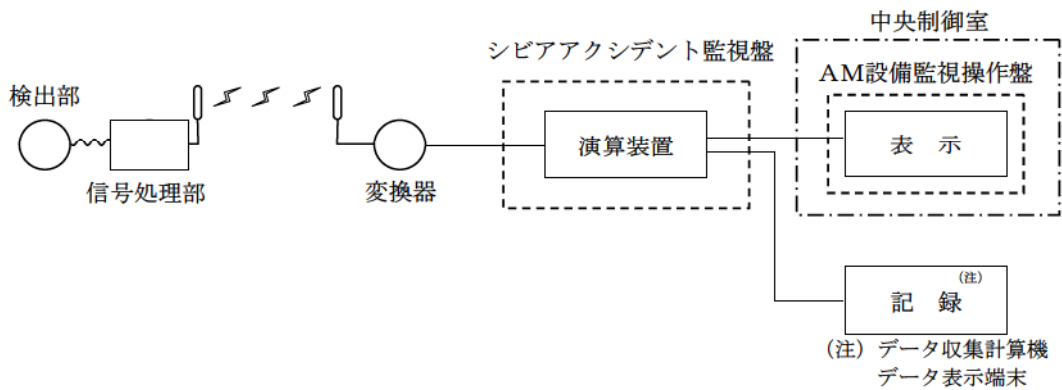
(4) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

計測目的は、重大事故等において使用済燃料ピット区域の空間線量率について変動する可能性のある範囲を測定し把握することである。

使用済燃料ピット区域の空間線量率を、半導体式検出器及びNaI（Tl）シンチレーション検出器を用いてパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線により変換器に伝送した後、電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて空間線量率信号へ変換する処理を行い、使用済燃料ピット区域の空間線量率を中央制御室に表示し、記録装置にて記録する。

（「第8図使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照）



第8図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

内は商業機密に属しますので公開できません

(設備仕様)

- ・計測範囲：10nSv/h～1,000mSv/h
- ・個数：1
- ・設置箇所：使用済燃料ピット区域周辺

使用済燃料ピットエリアモニタ（以下、既設エリアモニタと言う。）は、重大事故発生初期における空間線量率を計測する。計測範囲は $1\sim 10^5\mu\text{Sv/h}$ であり、配置場所は第9図の①である。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ（以下、可搬型エリアモニタと言う。）は、使用済燃料ピット区域周辺で空間線量率を測定する機器であり、既設エリアモニタ指示と可搬型エリアモニタの指示との比率などを把握することにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定可能である。計器レンジは10nSv/h～1000mSv/hと広範囲（8デカード）であり、重大事故時においても温度、湿度等の環境状態が厳しくならない場所に配置する。可搬型エリアモニタの配置場所は第9図の②を予定している（他の配置場所については補足資料7による）。配置場所の選定に際しては、以下に示す推定が可能となるよう、空間線量率の比率を把握可能な場所とする。

a. 可搬型エリアモニタによる使用済燃料ピット空間線量率の推定について

既設エリアモニタ及び可搬型エリアモニタの配置場所における空間線量率と使用済燃料ピット水位の関係を評価した結果を第10図に示す。第10図の評価結果のとおり、重大事故時に変動する可能性のある水位の範囲に対応する空間線量率を可搬型エリアモニタにより推定が可能である。

但し、第10図における評価は、原子炉停止後[]の燃料集合体が最大燃料保管数(1,440体)保管されている条件における線源強度から評価するなど保守的に評価している。そのため、重大事故発生時においては、その際の使用済燃料保管状態に応じて、第10図の評価値よりも小さな値になると考えられ、実際の運用に際しては、以下の(a)(b)の方法により推定する。

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(a) 重大事故等発生初期～既設エリアモニタの機能喪失まで

重大事故発生初期は既設エリアモニタによる監視を継続し、その間に第9図の②の場所に可搬型エリアモニタを配置する。

第9図の①と②が共に有意な指示をしている時点で空間線量率と水位の比率を把握することにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率とその傾向を推定可能な状態とする。第10図では、既設と可搬型は水遮蔽厚が400cm程度で両者とも指示上昇を示す。なお、上述のとおり、第10図は保守的な線源強度で評価したものであることから、実際の空間線量率は、より低い値で推移すると推定される。

(b) 既設エリアモニタの機能喪失以降

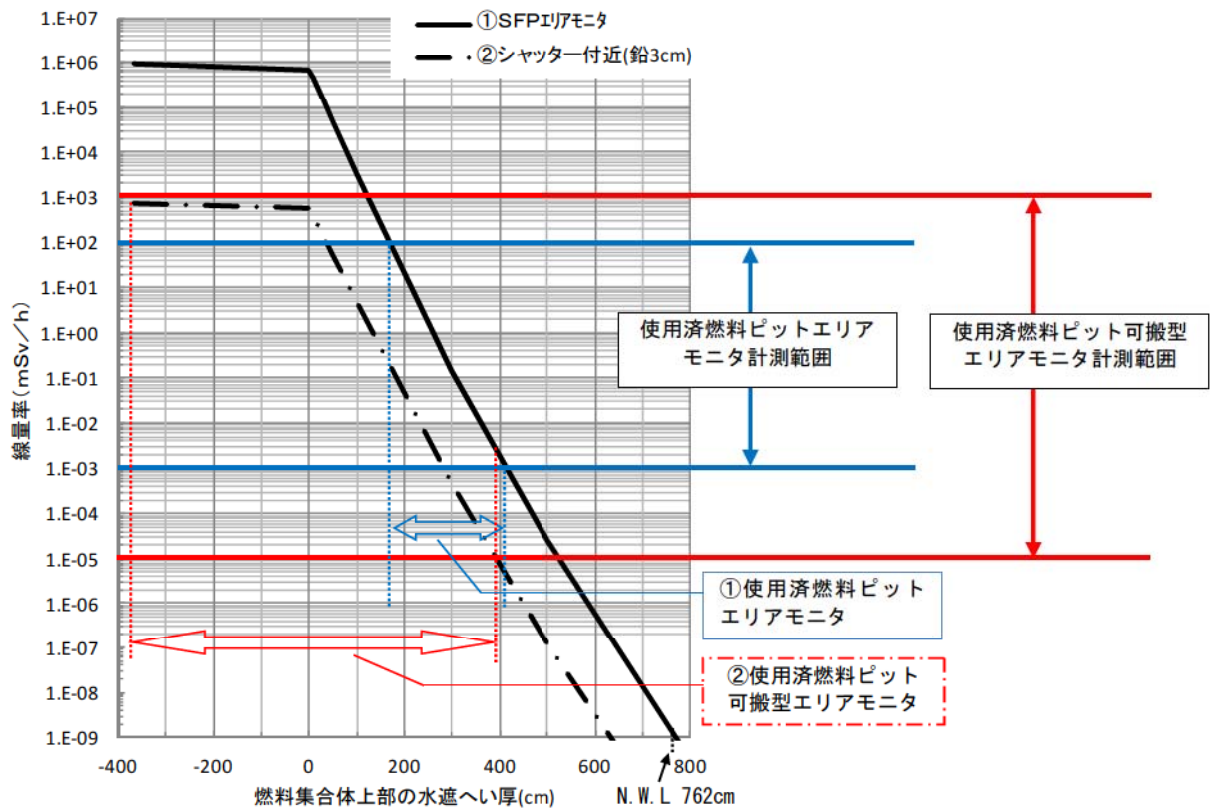
既設エリアモニタが計測範囲を超えるなどして機能喪失した後は、第9図②の可搬型エリアモニタの指示と水位計の指示を基に、使用済燃料ピット区域の空間線量率とその傾向の推定を継続する。

想定事故1, 2における最低水位よりさらに低い水位として、例えば燃料頂部+200cmの水位を想定した場合、第10図によると既設エリアモニタの位置で約20mSv/h、シャッター付近②（鉛3cm遮蔽あり）で約0.04mSv/hであることから、実際のシャッター付近②（鉛3cm遮蔽あり）での測定値が0.004mSv/hであった時は、第10図のグラフの関係から使用済燃料ピット空間線量率を2mSv/hと推定可能である。

以上より、常設したエリアモニタによる監視は事故発生直後から監視できる優位性があるものの、可搬型のエリアモニタの運用の方が重大事故等発生時の環境悪化の影響を回避でき、あらかじめ定めている場所で評価した評価値と、実際の測定値を比較・評価することにより使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できることから、重大事故等発生時における監視対応に柔軟性がある。また、使用済燃料ピットから大量の漏えいが発生する原因を考慮すると、このような状況においては、常設したエリアモニタは使用できなくなる恐れがあり、可搬型の方が使用済燃料ピットから離れた箇所に保管していることから生き残る可能性が高く、万一、故障した際にも代替品を用意できることから、可搬型エリアモニタは重大事故時の運用に適している。



第9図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図



第10図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と線量率の相関図

内は商業機密に属しますので公開できません

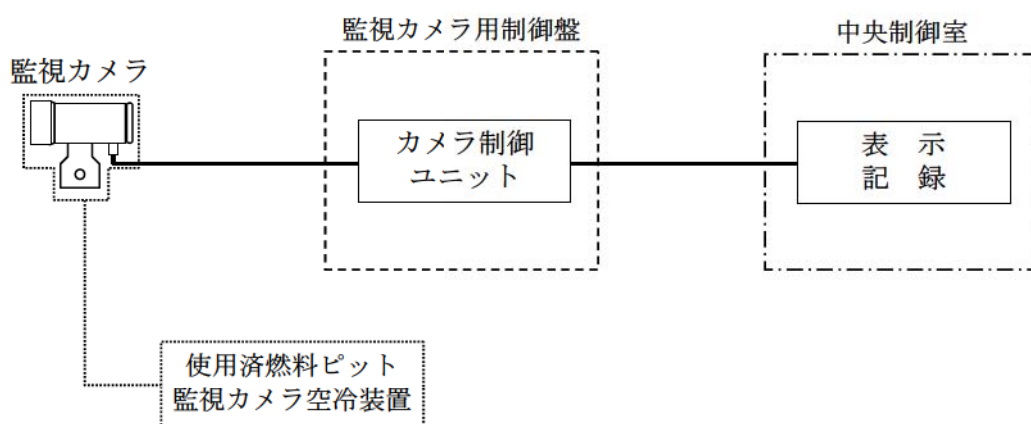
(5) 使用済燃料ピット監視カメラ

監視目的は、重大事故等発生時の使用済燃料ピットの状態監視である。

使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室のノート型監視パソコンに表示する。

なお、当該カメラは、照明が無くとも状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピット水の表面温度も監視可能である。

(「第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)

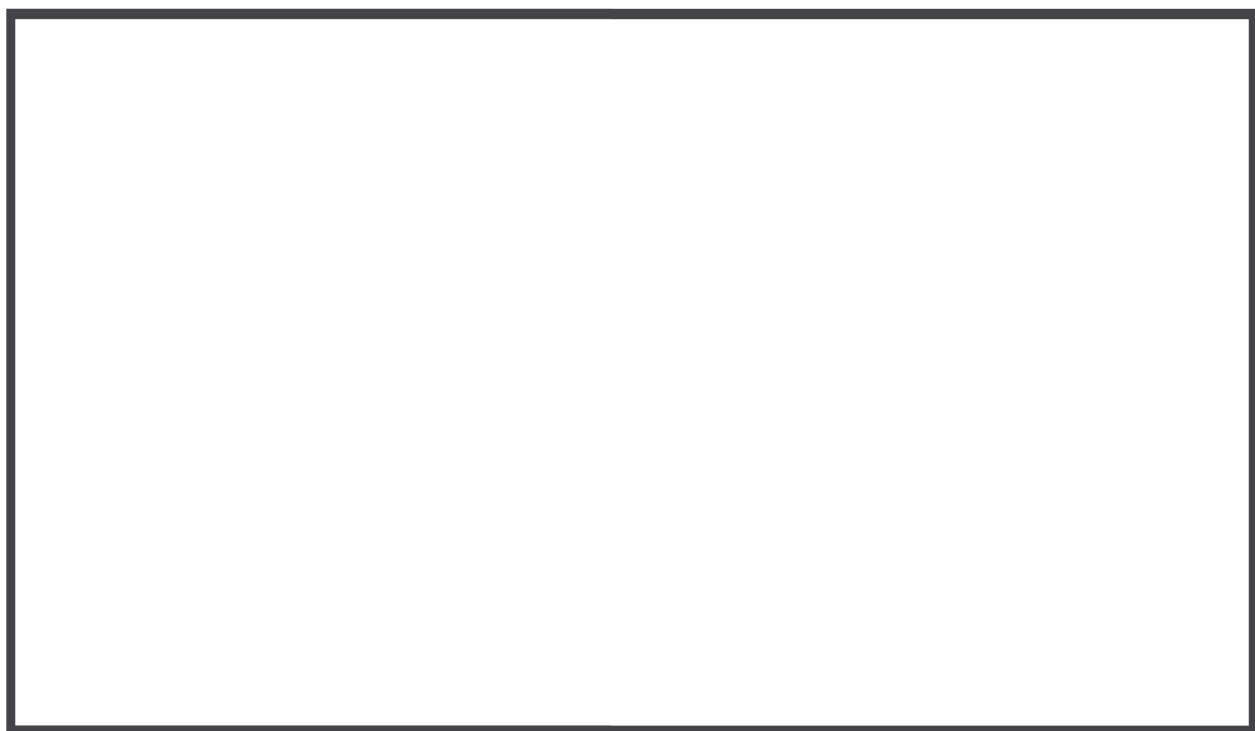
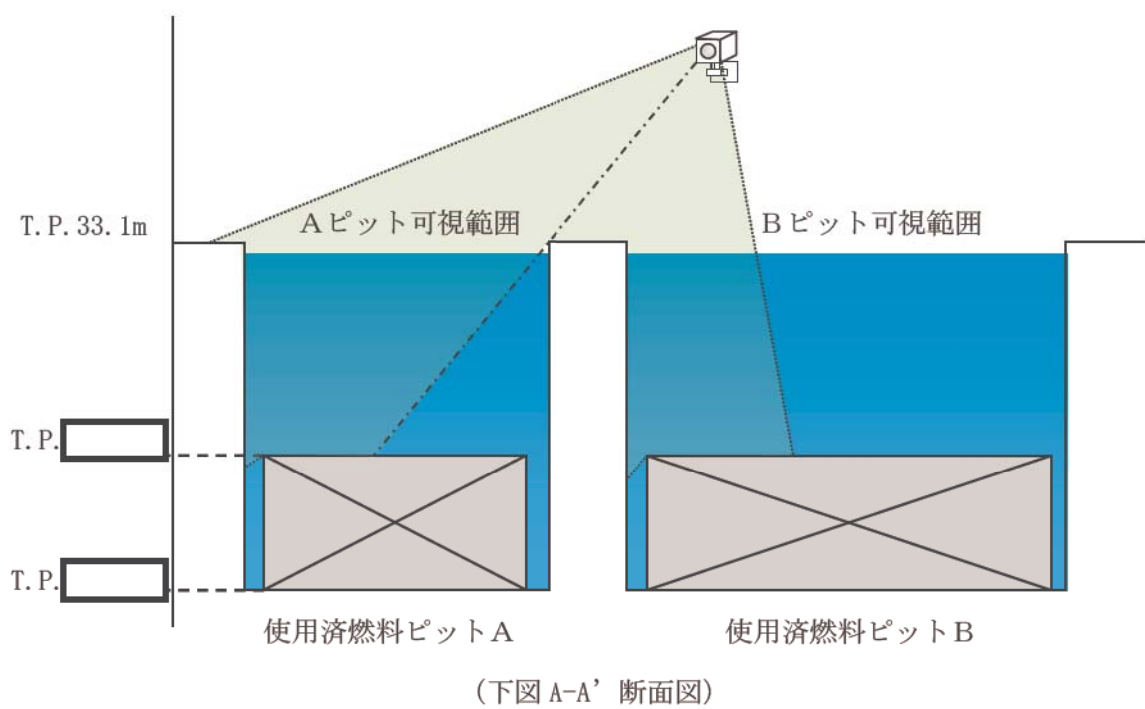


第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

- ・計測範囲：視野範囲内（水温：-40～120℃，水位：使用済燃料ピット上端～燃料頂部近傍）
- ・個数：1
- ・設置箇所：使用済燃料ピット区域

使用済燃料ピット監視カメラは、水位の異常な低下において、使用済燃料ピット区域の状態や使用済燃料ピット保有水の温度を監視できる位置に設置している（「第 12 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野概要図」参照）



(平面図)

第 12 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野概要図

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(6) 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の監視設備

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する事象においては、使用済燃料ピットの水位及び空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、監視カメラにより状態及び水温の傾向を監視する。

- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料ピット水位計（可搬型）を配備することとしている。
- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における空間線量率については、使用済燃料ピット区域の空間線量率の上昇や使用済燃料ピット水の蒸散による環境状態の悪化を想定して、使用済燃料ピット区域周辺への設置や鉛遮蔽等により空間線量率を推定する。

【水位監視】

使用済燃料貯蔵槽の燃料貯蔵槽設備に係わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

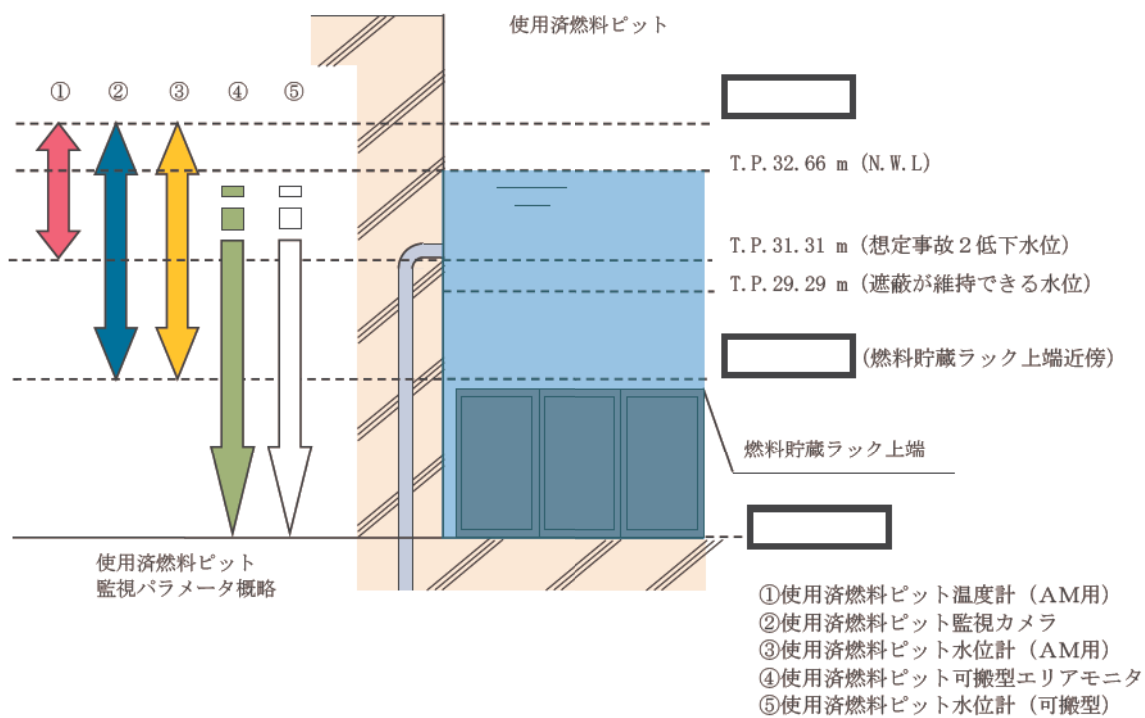
【水温監視】

水位監視を主として、必要に応じて監視カメラによる水温監視を行う。（水温は沸騰による蒸散状態では、ピット水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

【空間線量率監視】

使用済燃料ピット区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備については、「第 13 図 使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。



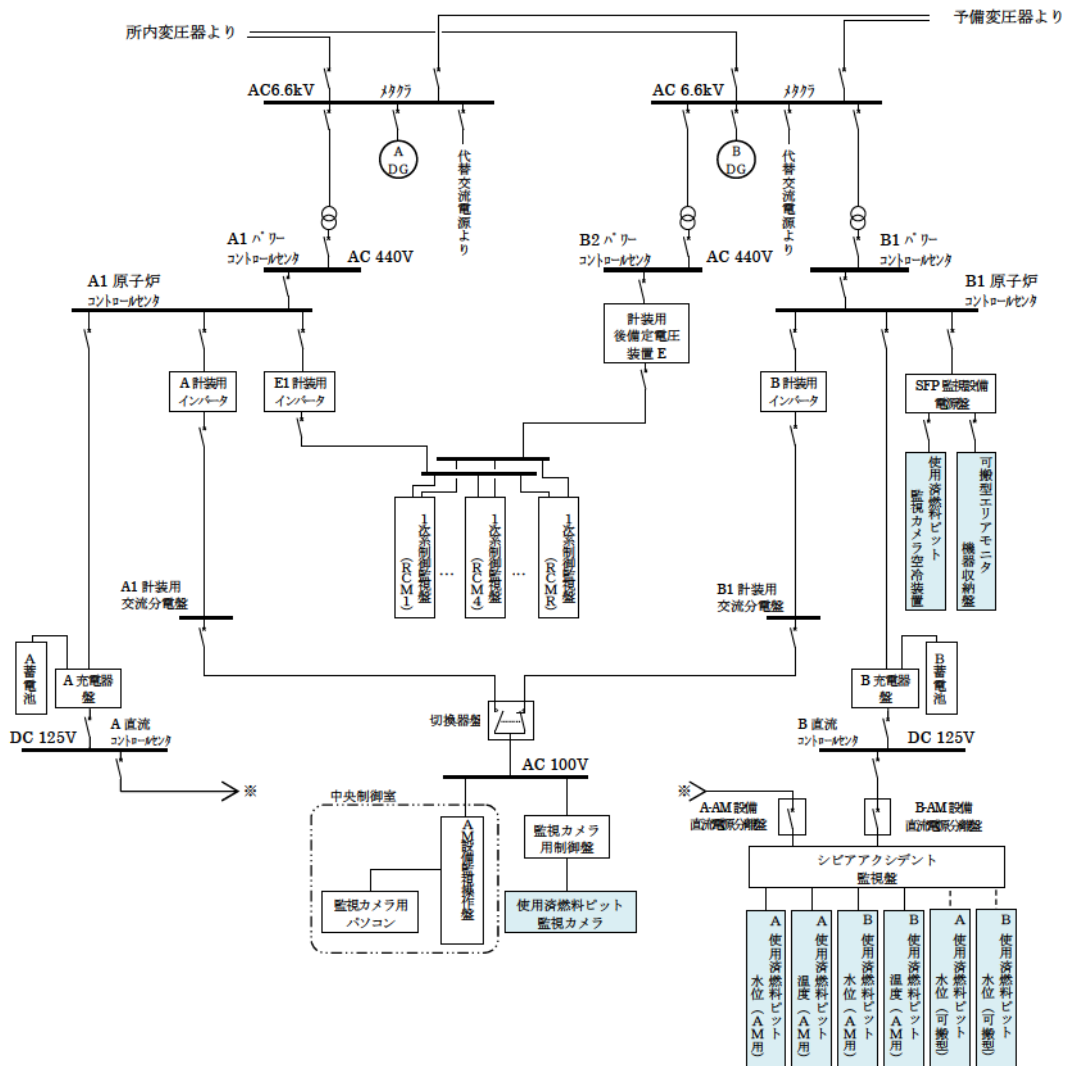
第 13 図 使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

内は商業機密に属しますので公開できません

3. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の電源構成

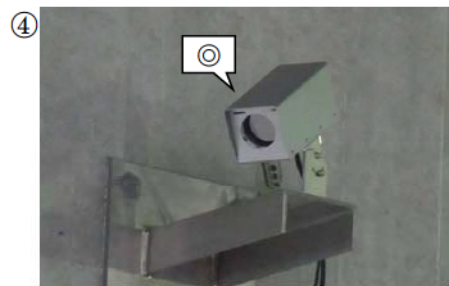
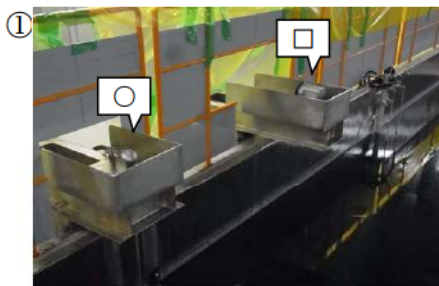
使用済燃料ピットの温度、水位、上部の空間線量率の監視設備及び監視カメラは、非常用所内電源から電源供給され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替非常用発電機から電源供給が可能である。（設置許可基準第五十四条 解釈第4項）

（「第14図 計測装置の電源構成概略図」参照）



第14図 計測装置の電源構成概略図

4. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の配置場所について
 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の設置場所を第 15 図に示す。



(記号凡例)

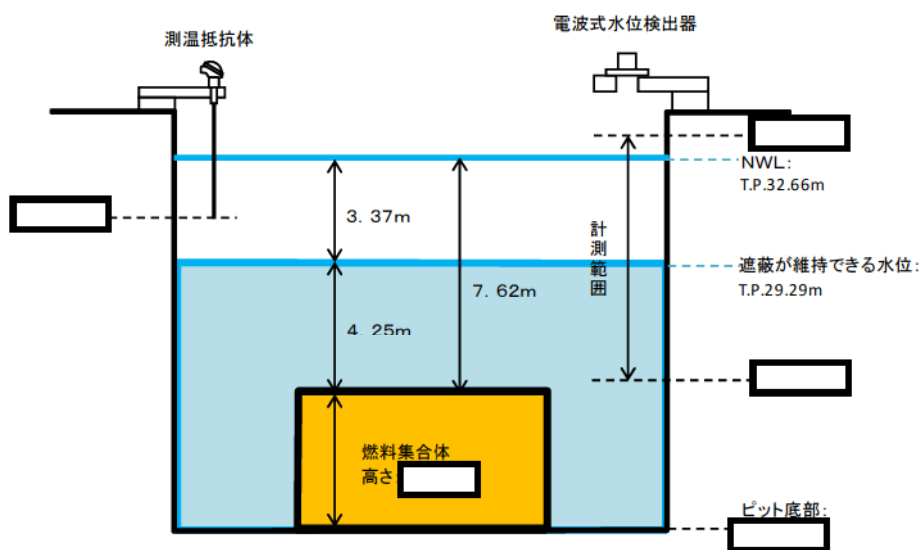
- | | |
|-----------------|-----|
| 使用済燃料ピット水位（AM用） | : □ |
| 使用済燃料ピット温度（AM用） | : ○ |
| 使用済燃料ピット監視カメラ | : ◎ |

第 15 図 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の設置場所

内は商業機密に属しますので公開できません

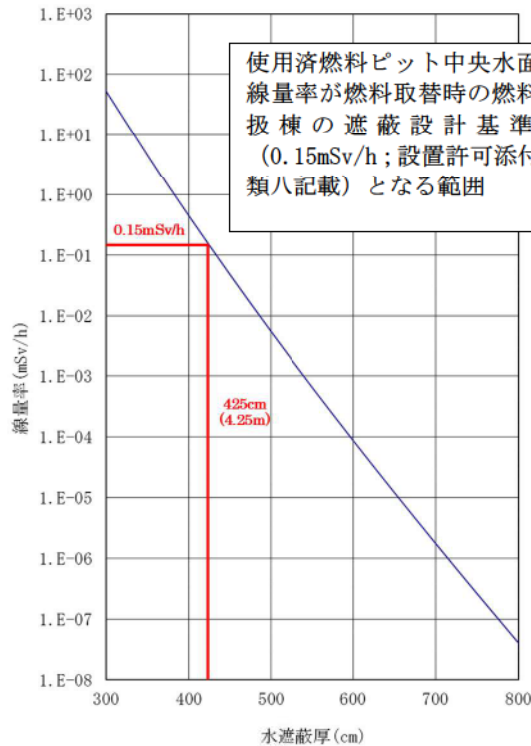
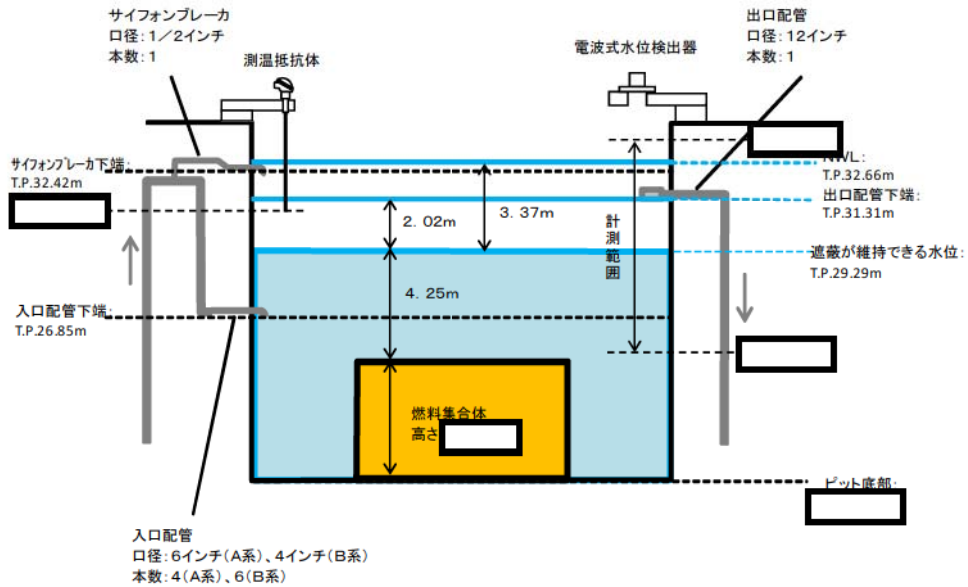
想定する事故等について

- (1) 「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54条第1項で要求される想定事故は第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 (使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障)
- 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。
- b. 想定事故2 (使用済燃料ピット冷却系配管等の破断)
- 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。
- (2) 「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54条第2項で要求される想定事故は、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する事故。
- (3) 有効性評価における水位及び線量当量率について
- 想定する事故において使用済燃料ピット保有水の水位が低下した場合でも、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h : 設置許可添付書類八記載) を超えない水位 (燃料集合体頂部から約4.25m) を維持できる。
- a. 想定事故1における想定水位 (概略図)



内は商業機密に属しますので公開できません

b. 想定事故 2 における想定水位 (概略図)



※水温 52°C, 燃料有効部からの評価値。

100°Cの水を考慮した場合, 必要水厚は, 約 11cm 増加するが, 本評価では, 燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること, 上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから, 評価上の余裕に含まれる。

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット事故時環境下での監視計器の健全性について

使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は建屋空間が大きく※，使用済燃料ピットの冷却機能喪失による蒸散蒸気は，監視計器を設置している建屋下部に留まることはないと考えられる。なお，燃料取扱棟（FH/B）は，気密性を有する建屋構造となっていないことから，通常，原子炉補助建屋換気設備により，燃料取扱棟（FH/B）内が負圧となるように設計されている。想定事故の場合，使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下であり，100℃以上に達することはない。）高湿度の環境での使用も考えられるが，検出器取付構造及び設置位置により，発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから，監視計器は事故時環境下でも使用可能である。なお，使用済燃料ピット監視カメラについては，空気による冷却により耐環境性の向上を図ることとしている。

※ 燃料取扱棟 縦：約 57m，横：約 17m，高さ：約 15～22m

		計器仕様	環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合評価		
水位	使用済燃料ピット水位計 (AM用)	2個	計測範囲	□	～T. P. 29. 29m	○	計測範囲は，有効性評価成立性確認結果，想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。	○
			温度	-20～70℃*1	～100℃	○	*1: メーカー試験にて□℃で機能維持確認済。耐環境性向上のため，□℃で機能維持確認済。	○
		湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	～100%	○	防水機能 (いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造) であり問題ない。	○	
		電波式	放射線	<10Gy/h	1. 3×10 ² mGy/h	△	計測範囲は，有効性評価成立性確認結果，想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。ただし，ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるためその後は使用済ピット水位計 (可搬型) により監視する。	○
	使用済燃料ピット水位計 (可搬型) フロート式	2個	計測範囲	□	～T. P. 29. 29m	○	計測範囲は，使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合においても想定範囲内 (使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍) であり問題ない。	○
			温度 湿度 放射線	—	—	○	使用済燃料ピット区域内の構成材料が無機物 (ステンレス鋼) で構成されており問題ない。	○


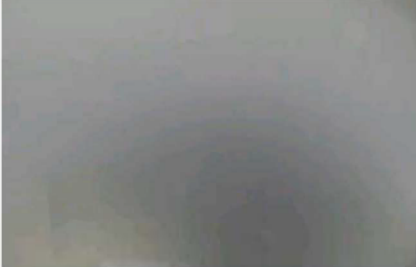
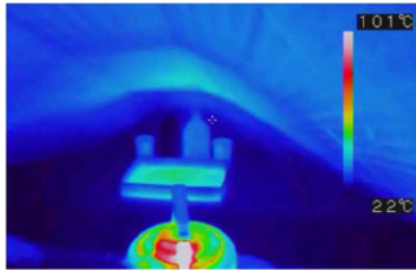
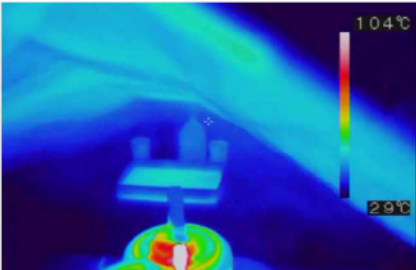
□内は商業機密に属しますので公開できません

		計器仕様		環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合評価	
水温	使用済燃料ピット 温度計 (AM用)	2 個	測定位置	T. P. [] m ²	~T. P. 29.29m	△	*2:SFP 出口配管下端高さまで測定可能。 水位が計測位置以下となった場合、雰囲気温度を計測するが、監視カメラ(赤外線)にて水位表面温度を監視可能である。また、補給により水位が出口配管(計測点)まで回復した後は、計測可能である。	○
			計測範囲	0~100℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○
	測温抵抗体	温度	150℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○	
	湿度	100% (IP67「水中への浸漬に対する保護」)	~100%	○	防水機能(規定の圧力、時間での水中に浸漬した場合でも影響を受けない構造)であり問題ない。	○		
	放射線	—	—	○	構成材料が無機物で構成されており問題ない。	○		
空間線量率	使用済燃料ピット 可搬型 エリア モニタ 半導体 NaI(Tl) シンチレーション	1 個	計測範囲	10nSv/h~ 1000mSv/h	隔離距離や遮蔽物による測定場所までの減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料が露出した場合でも使用済燃料ピット区域内の線量率を推定できるように評価し把握している。	○
			温度	-19~40℃	屋外設置	○	屋外に設置するため問題ない。	○
			湿度	100%以下	屋外設置	○		○
			放射線	—	隔離距離や遮蔽物による測定場所までの減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料が露出した場合でも使用済燃料ピット区域内の線量率を推定できるように評価し把握している。	○
状態監視	使用済燃料ピット 監視カメラ 赤外線	1 個	温度	-15~50℃*4	~100℃	△	*4:メーカー試験にて [] で機能維持確認済。 ・雰囲気温度 [] の環境での使用も想定し、空気による冷却等により、耐環境性向上を図る。	○
			湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	~100%	○	防水機能(いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造)であり問題ない。	○
			放射線	線量率: <20Gy/h	6.0×10 ⁶ mGy/h	△	ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済ピット水位計(可搬型)を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

蒸気雰囲気下での使用済燃料ピット監視カメラによる監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下で視界が利かない状態となり，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも監視可能である。

	蒸気なし状態での映像	蒸気雰囲気下での映像
可視 カメラ		
赤外線 カメラ		

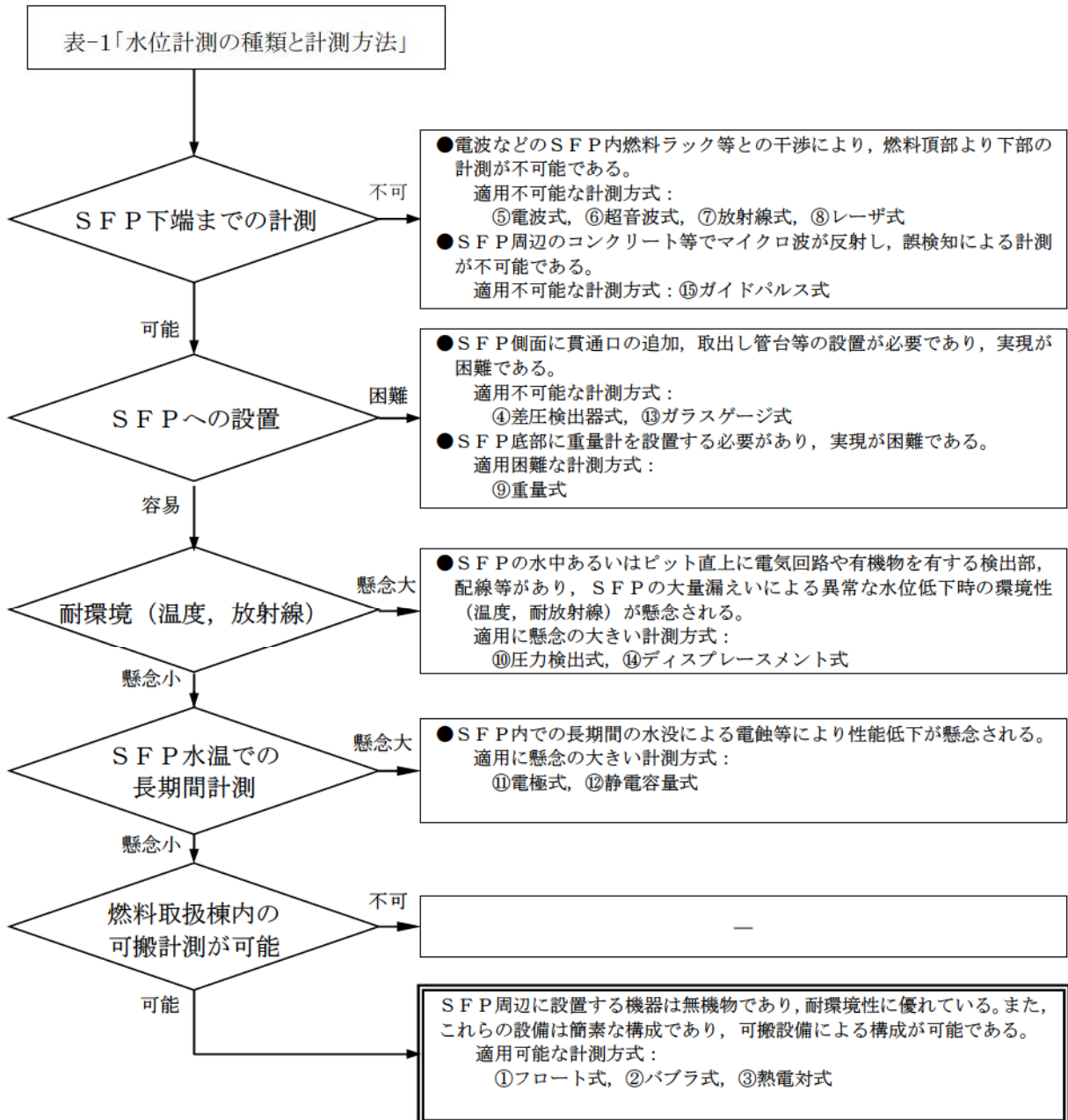
*表示画面における最高温度と最低温度を示す。

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の成立性について

「第 16 図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー」より、使用可能であると選定した 3 つの方式から、使用済燃料ピット上部より下部まで連続計測が可能であること及び測定原理が直接的でシンプルであることから、フロート式を採用した。

項目	仕様 他		評価	備考
計測範囲		使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍まで計測が可能。	○	—
計測の連続性	連続計測	使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍まで連続計測が可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続監視可能。
計測原理	フロート式	フロート式は、従来より一般的に採用されており、豊富な実績もあることから計測に対する大きな問題はない。	○	—
耐環境性	SFP内フロート SFP区域内フロート吊込架台、ワイヤー及びワイヤー支持柱	SFP区域内は、ピット水の沸騰による蒸散による温度、湿度の上昇及び異常な水位の低下により放射線量が上昇するが、SFP区域内は、無機物で構成しているフロート等であり、耐環境性に優れている。	○	水位変換器等の電気部品他は、SFP環境（温度、湿度、放射線）の影響を受けない場所に設置。
可搬/恒設	可搬設備	・フロート ・フロート吊込架台 ・ワイヤー及びワイヤー支持柱 ・水位変換器	○	
	恒設設備	・中央制御室への伝送路	○	

内は商業機密に属しますので公開できません



第 16 図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー

表－1 水位計測の種類と計測方式（1／3）

種類	①フロート式	②バブラー式	③熱電対式	④差圧伝送器式	⑤電波式
計測方式	<p>【フロートのみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水面にフロートを投入し、水面の変化によるフロートの位置の変化をワイヤーを介して、別の場所に設置する検出部に伝達し、その位置の変化量を水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にエアバージ配管を投入し、少量の空気をバージし、その背圧が配管先端の水圧に等しくなる原理を用いる。その背圧の変化を別の場所に設置する差圧検出器で水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>水中に、熱電対を用いた温度検出器を投入し、水中と気中に生じる温度差、あるいは熱伝導率の差による温度変化を熱電対で計測し、検出点があるか水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に設置する差圧検出器まで導き、下端と大気中の水頭圧差により水位として計測する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された電波が水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

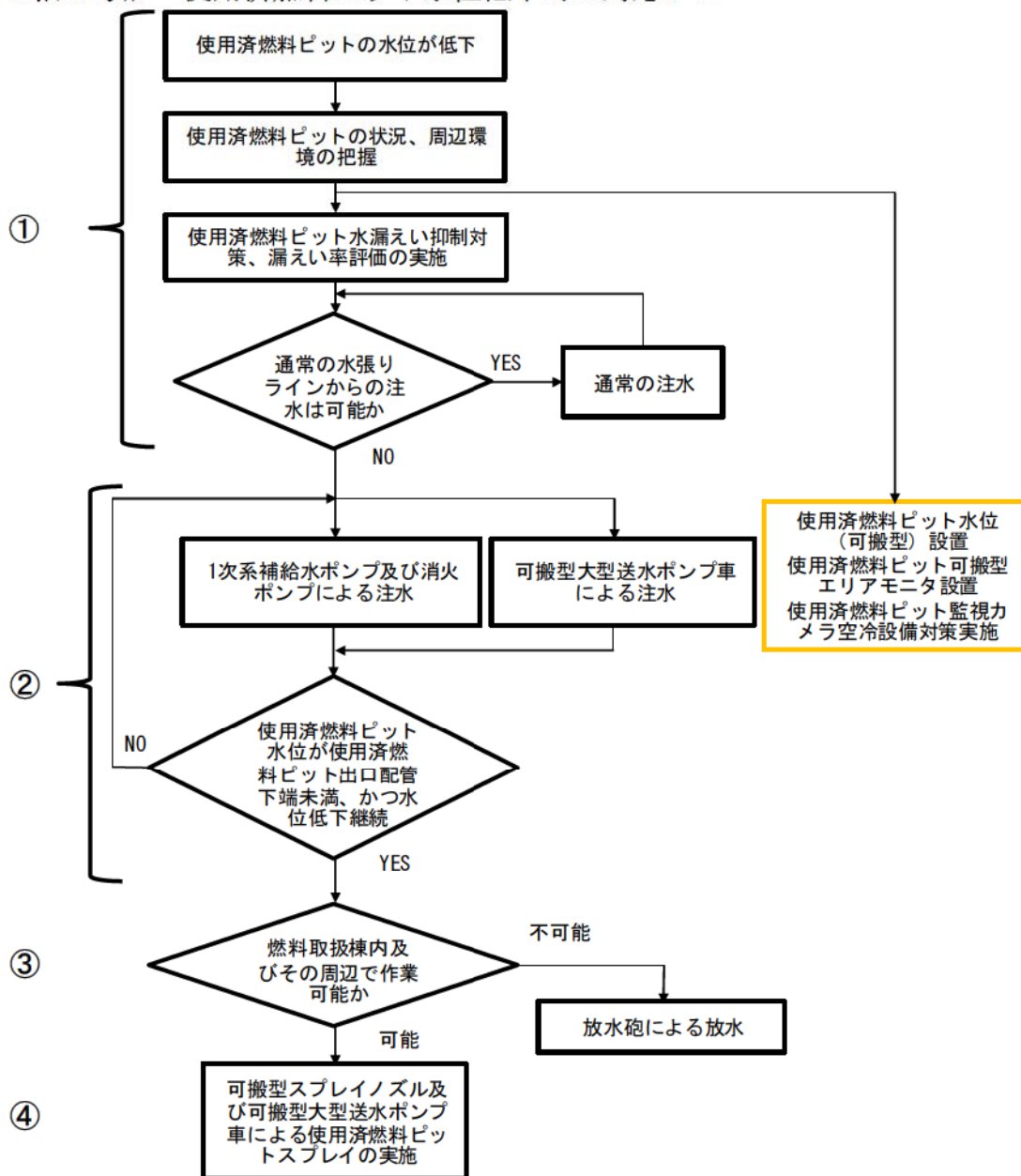
表－1 水位計測の種類と計測方式（2／3）

種類	⑥超音波式	⑦放射線式	⑧レーザ式	⑨重量式	⑩圧力検出式
計測方式	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された超音波パルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの外側に放射線同位元素と線量計を設置し、放射されるγ線が、水を透過するときに吸収される原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信されたレーザパルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの重量を計測し、水量を算出することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内底部に歪ゲージなどを用いた圧力検出器を投入し、水頭圧を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

表－1 水位計測の種類と計測方式（3／3）

種類	⑪ 電極式	⑫ 静電容量式	⑬ ガラスゲージ式	⑭ ディスプレースメント式	⑮ ガイドパルス式
計測方式	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>ピットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、電極が水中の場合、通電することにより電流が流れる原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ピットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、水中と気中の静電容量の差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ピットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に引出し、連通管をカメラなどを用いて目視することにより、水位を確認する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にディスプレイサを固定設置し、水位変化に伴うディスプレイサの浮力の変化を移動量または力として取り出し、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ワイヤーにマイクロ波を伝搬させ、比誘電率の高い水面で反射した波の到達時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要	<p>中央制御室へ ケーブル 電極 ON-OFF ラック</p>	<p>中央制御室へ 静電容量計測器 ラック 2本の線間の静電容量の変化を計測</p>	<p>中央制御室へ カメラ ガラスケース ラック</p>	<p>中央制御室へ 伝送器 浮力 ディスプレイサ ラック 浮力検知(移動量または力)</p>	<p>中央制御室へ ワイヤー マイクロ波発信器 ラック マイクロ波</p>

参考：泊3号炉 使用済燃料ピット水位低下時の対応フロー

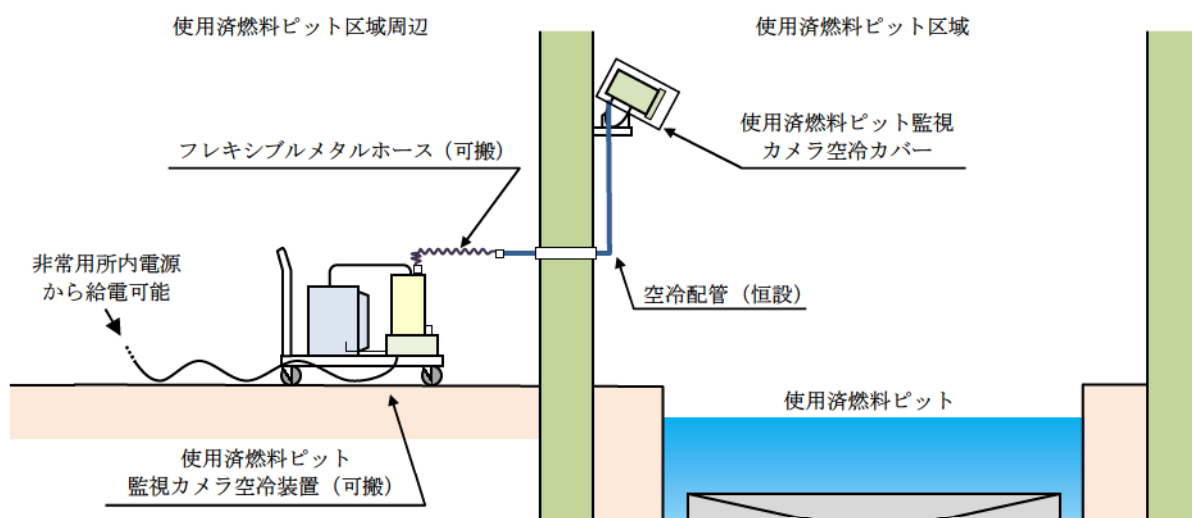


各計器監視機能

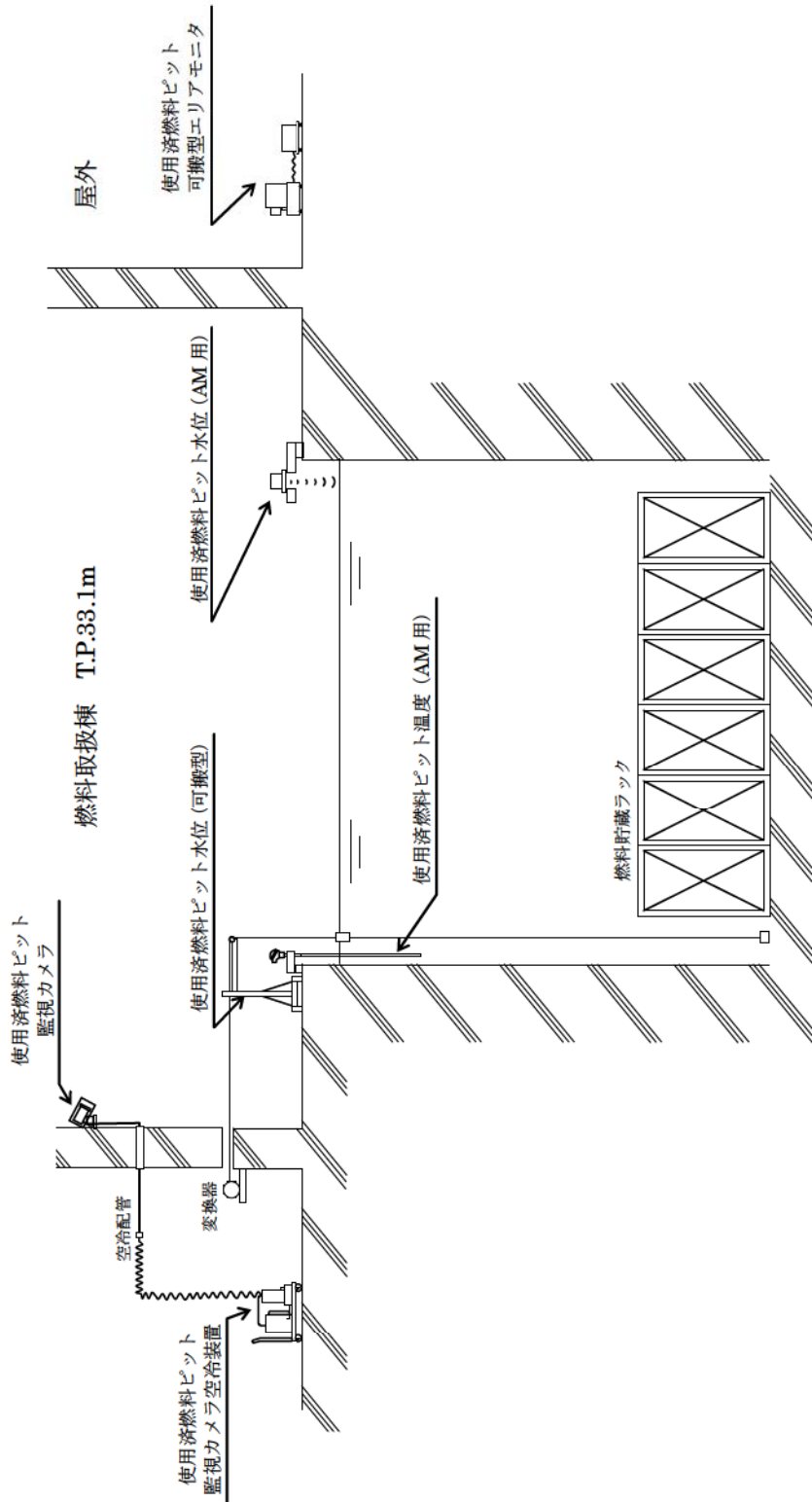
計器名称		①	②	③	④
水位	使用済燃料ピット水位				
	使用済燃料ピット水位(AM用)				
	使用済燃料ピット水位(可搬型)				
温度	使用済燃料ピット温度				
	使用済燃料ピット温度(AM用)				
	使用済燃料ピット監視カメラ				
線量当量率	使用済燃料ピットエリアモニタ				
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ				

使用済燃料ピット監視計器機能維持対策（蒸気雰囲気下）

使用済燃料ピットにおいて、重大事故等が発生した場合、使用済燃料監視設備は多様性を持たせており、対策に必要な情報を把握できると考えているが、使用済燃料ピット監視カメラについては、蒸気雰囲気下でも機能維持ができるよう以下の対策を実施する。

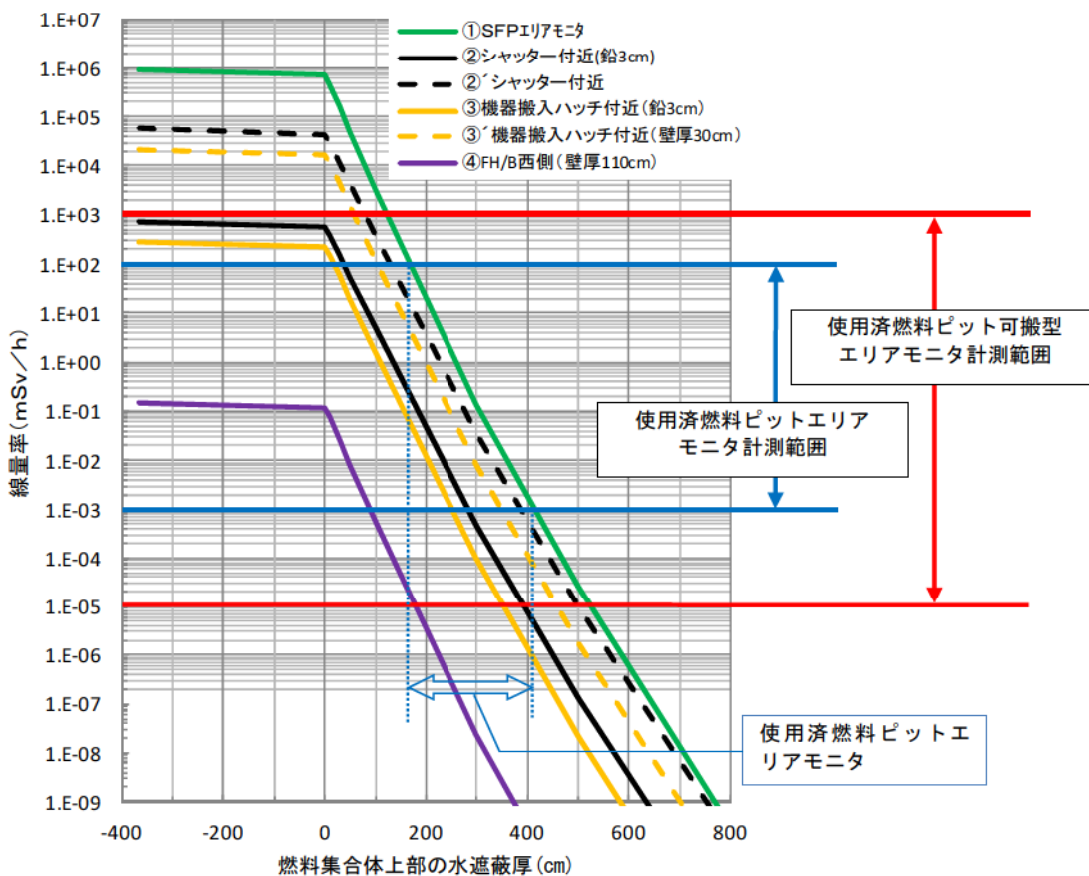
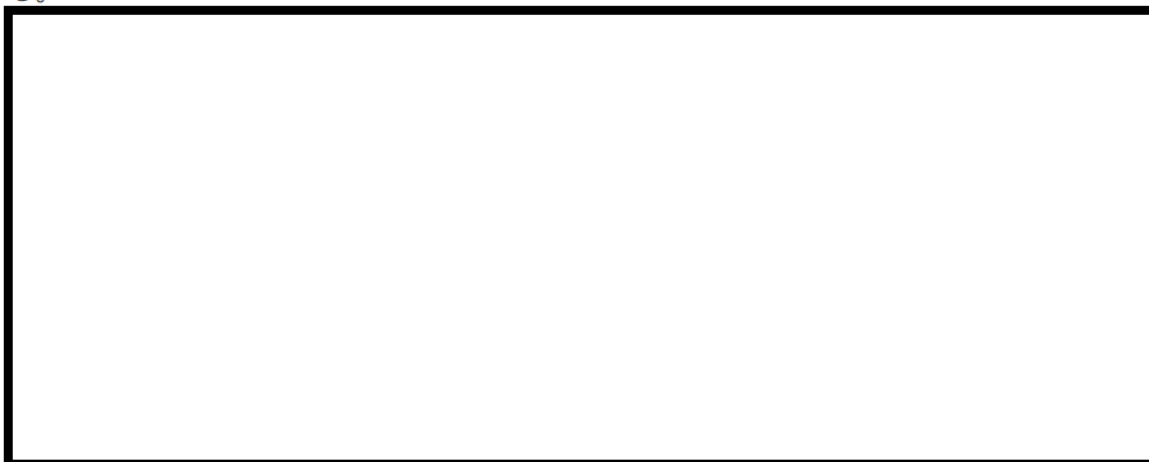


使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の全体概要



使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる監視について

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、あらかじめ設定している設置場所での線量率の相関(減衰率)関係を評価し把握しておくことにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。



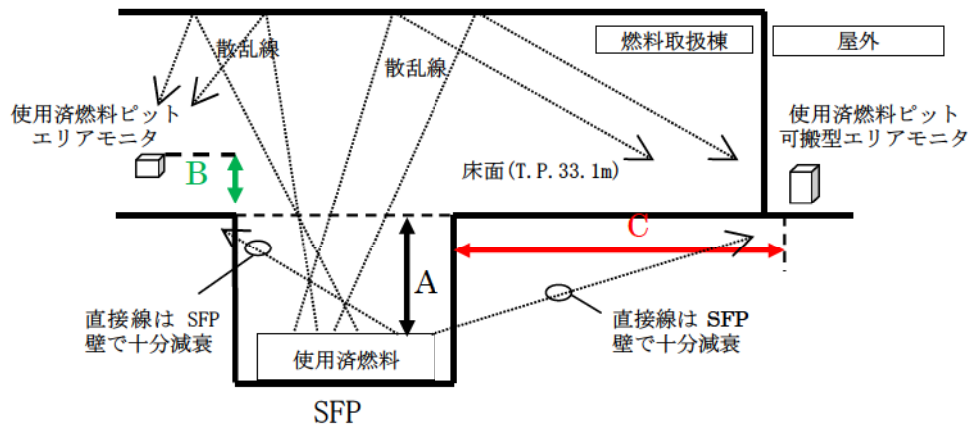
内は商業機密に属しますので公開できません

S F P 監視設備の線量評価手法等について

(1) 評価手法

S F P 監視設備である使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの位置関係は、第 17 図に示すとおり、使用済燃料から非直視の位置関係にある。このため、使用済燃料からの直接線は S F P 壁で十分に減衰するため、S F P 鉛直方向からの散乱線による S F P 監視設備位置の線量率を評価する。

評価モデルとしては、第 18 図のとおり、S F P に貯蔵された使用済燃料を体積線源と見なし、床面 (T.P. 33. 1m) における S F P から S F P 監視設備設置位置までの距離を S F P 鉛直方向の距離として距離減衰を考慮して線量率を計算し、この計算結果に散乱の減衰率を乗じて S F P 監視設備位置の線量率を評価する。

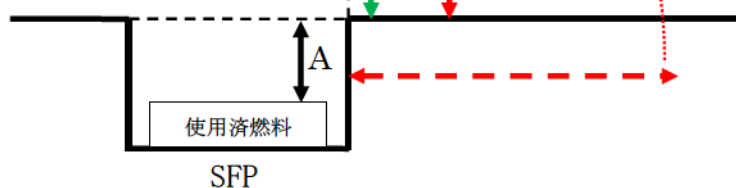


第 17 図 S F P 監視設備と使用済燃料の位置関係イメージ

線量率計算は SPAN-SLAB コードを用い、直接線と同じモデルとして線量率を計算し、この計算結果に散乱の減衰率(0.1)*を乗じて S F P 監視設備位置の線量率を評価している。
 なお、使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽計算に用いている原子炉停止後 [] の線源強度を使用。

※ 減衰率は「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」にて散乱線の簡易計算手法により散乱係数を算出。

床面(T.P.33.1m)



評価点までの距離は、SFP 壁面から最短となるように設定。

第 18 図 線量率評モデル

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(2) S F P貯蔵中の使用済燃料の頂部が露出してから線量率の傾向について

S F Pに貯蔵中の使用済燃料が冠水している場合は、第19図のとおり、S F Pの水位低下（水遮蔽厚の減少）に伴って線量率が大きく上昇する。また、使用済燃料の頂部が露出してからは、S F P水位が更に低下しても燃料集合体の自己遮蔽の効果により線量率の大きな上昇はない。

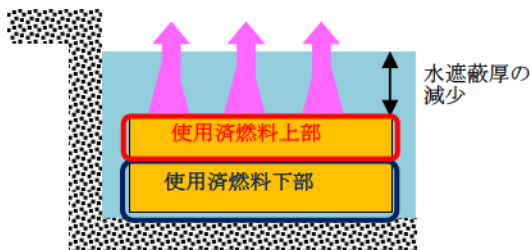
評価では、使用済燃料を体積線源と見なした計算モデルとしているが、実際はS F Pの水位が低下して燃料頂部が露出すると、燃料下部から燃料集合体間の隙間及び最外周に配列された燃料とS F P壁の隙間を通して天井方向へ抜けるガンマ線の影響が考えられる。燃料間の隙間及び最外周に配列された燃料とS F P壁の隙間を抜けて天井方向へ抜けるガンマ線については、天井にて散乱し可搬型エリアモニタ等へ到達すると考えられるが、線量率への寄与としては、評価上最短距離（燃料～オペフロ+オペフロ～評価点までの水平距離）を使用していること及び保守的な散乱係数を設定していること（天井方向への散乱の入射角が鋭角になるため散乱係数は0.1より十分小さくなる）により、評価上の保守性に十分包含されている。

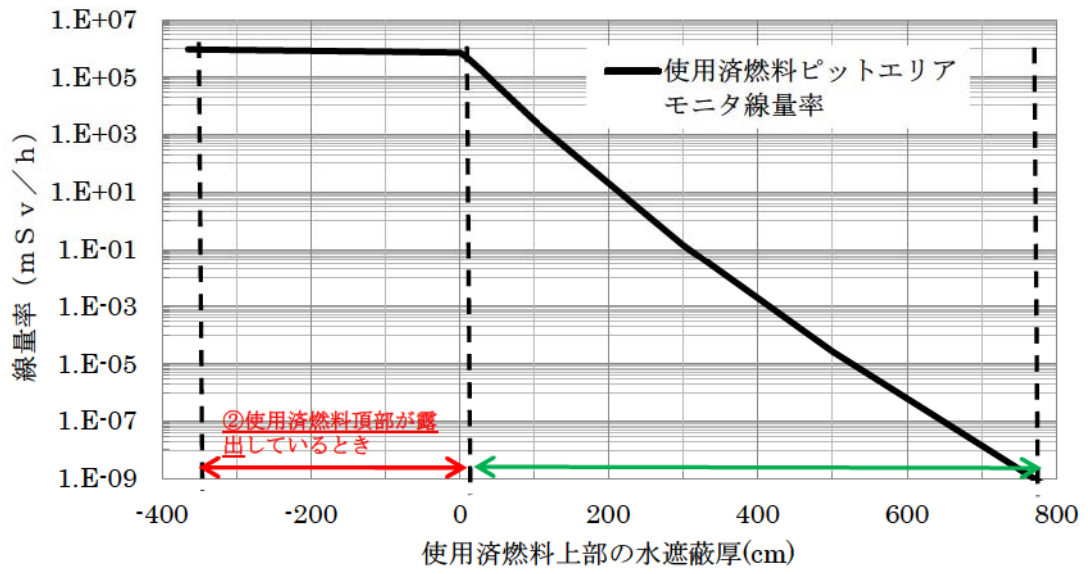
【①使用済燃料が冠水しているとき】

S F P水位が低下すると使用済燃料の鉛直方向の水遮蔽厚が減少するため、線量率が大きく上昇する。

【②使用済燃料頂部が露出しているとき】

使用済燃料頂部が露出しても、使用済燃料下部からの放射線は使用済燃料上部により遮蔽（自己遮蔽）され、使用済燃料上部の線量率の寄与が支配的となる。水位低下による使用済燃料の自己遮蔽効果（「燃料集合体構造材+水」の合算密度→「燃料集合体構造材のみ」の密度）の低下は小さいため、線量率の大きな上昇はない。





第 19 図 貯蔵中の使用済燃料からの線量分布

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

- 【使用済燃料ピット可搬型水位計の設置】
- 【使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの設置】
- 【使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備】

1. 作業概要

重大事故時等に、設計基準対象の使用済燃料ピット監視計器が使用できなくなることを想定し、使用済燃料ピット可搬型水位計及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを設置する。また、重大事故時における使用済燃料ピット監視カメラの耐環境性の向上を図るために、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備を実施する。

2. 必要要員数及び作業時間

(1) 使用済燃料ピット可搬型水位計の設置

- 必要要員数： 2名
- 操作時間（想定）： 2時間
- 操作時間（実績）： 1時間45分（移動、放射線防護具着用含む）

(2) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの設置、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備

- 必要要員数： 2名
- 操作時間（想定）： 2時間
- 操作時間（実績）： 1時間1分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

作業性： 【使用済燃料ピット可搬型水位計】

変換器とケーブル接続BOXとの接続はコネクタ接続であり、容易に接続可能である。また、使用済燃料ピット可搬型水位計設置時の使用工具については、一般工具を用いた簡易な作業であるため、問題なく実施できる。

【使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ】

検出器用ケーブルの接続はコネクタ接続であり、容易に接続可能である。また、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置時の使用工具については、一般工具を用いた簡易な作業だけであるため、問題なく実施できる。

【使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置】

配管との接続はカプラ接続であり、工具の必要はなく、容易に接続が可能である。また、電源ケーブルはコンセントプラグ接続であり、容易に接続可能であるため、問題なく実施できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



収納（運搬）状態



組立状態



変換器



ケーブル接続 BOX

使用済燃料ピット可搬型水位計



可搬型エリアモニタ
測定処理部



可搬型エリアモニタ
検出器側



検出器用ケーブル接続

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ



監視カメラ空冷装置



空冷配管との接続



電源ケーブル接続

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計について

重大事故等が発生した場合、使用済燃料ピットの水位を把握するために使用済燃料ピットから100m以上の離隔を取った場所に使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計（①図参照）を配備している。

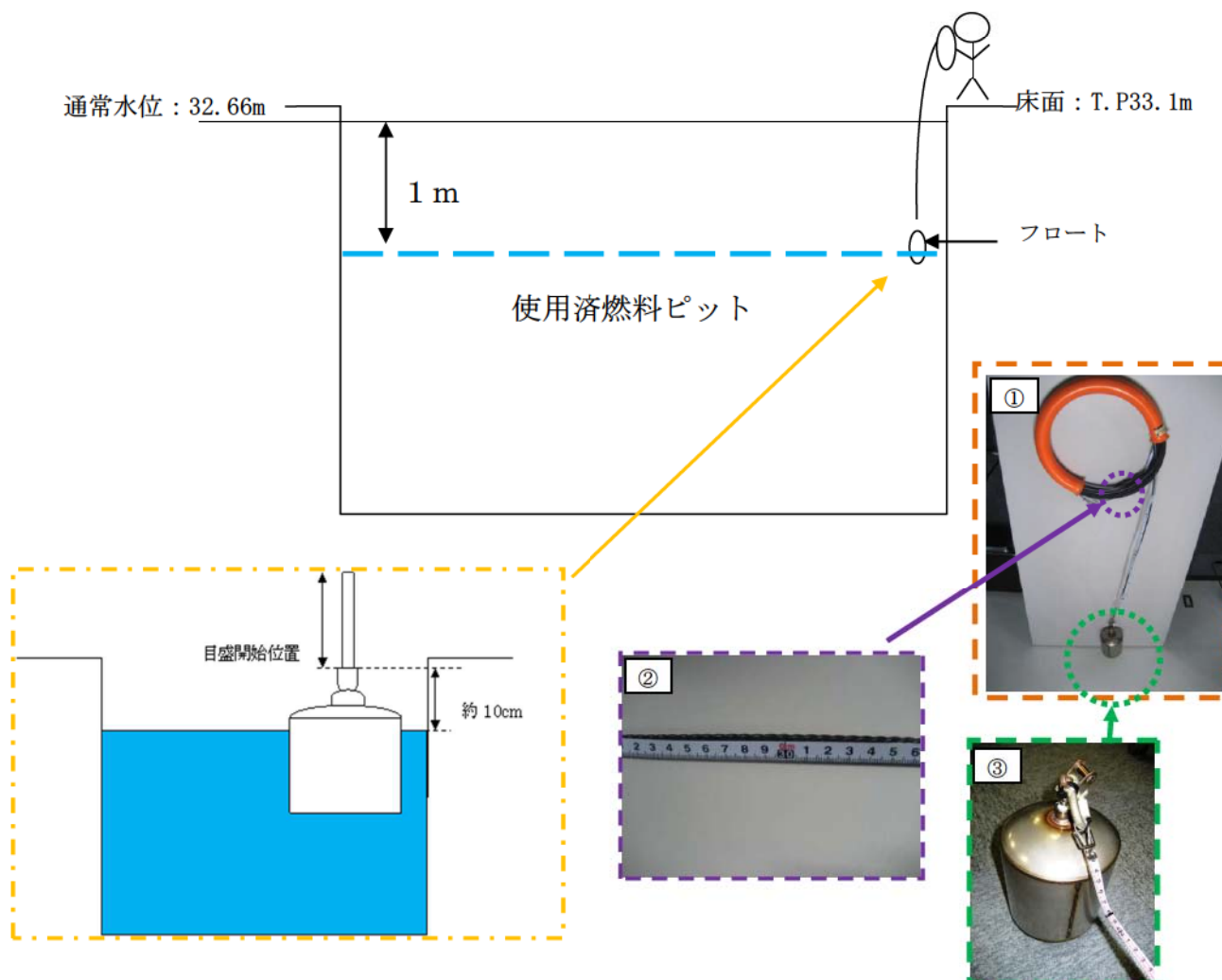
（1）携帯型水位、水温計

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計は目盛付ロープ先端にフロート（2.6Kg）を取り付けたものであり、使用済燃料ピット床面（T.P.33.1m）より目盛付ロープを垂らし、手で感じるロープの重さの変化により水面へ到達したことが確認できる。その際のロープの長さから使用済燃料ピット水位を算出する。

水位計測定範囲：30m

【水位測定方法】

- ・人力にて使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計を水面へ降ろす。
 - ・フロートが水面へ到達したことが確認できたら目盛を読み取る。
- （②、③図参照）
- ・読み取った値と計測場所との関係により水位を換算する。（別紙参照）



例) ロープ長が 1.14m の場合

床面の高さを基準とし、フロートが S F P 水面に浮いた状態でロープを S F P 壁面に這わせてフロートから床面までのロープ長を確認しロープ長が 1.14m の場合の水面位置は次のとおりとなる。

$$\text{床面 } 33.1\text{m} - 1.14\text{m} - 0.2\text{m}^{*1} - 0.1\text{m}^{*2} = \underline{\text{水面 T.P31.66m}}$$

となり、通常水位 - 1 m であることが確認できる。

※ 1 計測尺の目盛はゼロ点を基準として -0.2m から +30m の表示となっている。

※ 2 水面から目盛開始位置までの長さ

(2) 携帯型水位計、携帯型水温計

携帯型水位計は、水面に向けて超音波を照射し反射して戻ってくるまでの時間を計測し、超音波の速度から反射したものととの距離を逆算することにより、使用済燃料ピットの水面までの距離を把握するものである。

携帯型水温計は、使用済燃料ピット水の表面から放出される赤外線放射エネルギーを赤外線センサーを用いて計測することにより、使用済燃料ピットの表面温度を把握するものである。

なお、それぞれの計器は電池式でバックライト機能も付加されており、施設内の電源喪失時においても容易に測定することが可能である。

[測定範囲]

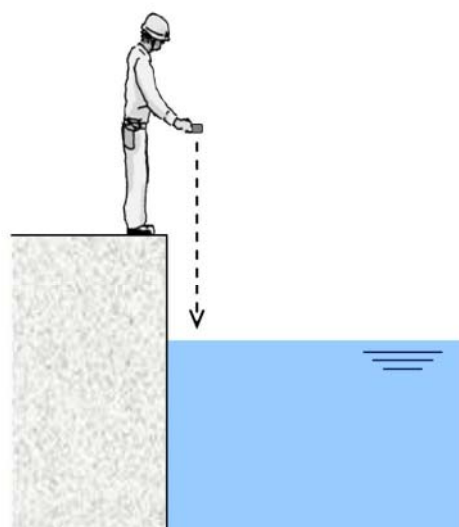
- ・ 携帯型水位計 : 0.6~16m (最小表示 : 0.01m)
- ・ 携帯型水温計 : -40~510°C (最小表示 : 1°C)



[携帯型水位計]



[携帯型温度計]



[測定概略]

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計換算表

(必要遮蔽水厚 (燃料上部+4.25m) まで (1/2))

(単位: m)

床面	水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離	水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離
	-0.30	T.P.33.10	8.06	0.66	T.P.32.14	7.10
	-0.29	T.P.33.09	8.05	0.67	T.P.32.13	7.09
	-0.28	T.P.33.08	8.04	0.68	T.P.32.12	7.08
	-0.27	T.P.33.07	8.03	0.69	T.P.32.11	7.07
	-0.26	T.P.33.06	8.02	0.70	T.P.32.10	7.06
	-0.25	T.P.33.05	8.01	0.71	T.P.32.90	7.05
	-0.24	T.P.33.04	8.00	0.72	T.P.32.80	7.04
	-0.23	T.P.33.03	7.99	0.73	T.P.32.70	7.03
	-0.22	T.P.33.02	7.98	0.74	T.P.32.60	7.02
	-0.21	T.P.33.01	7.97	0.75	T.P.32.50	7.01
	-0.20	T.P.33.00	7.96	0.76	T.P.32.40	7.00
	-0.19	T.P.32.99	7.95	0.77	T.P.32.30	6.99
	-0.18	T.P.32.98	7.94	0.78	T.P.32.20	6.98
	-0.17	T.P.32.97	7.93	0.79	T.P.32.10	6.97
	-0.16	T.P.32.96	7.92	0.80	T.P.32.00	6.96
	-0.15	T.P.32.95	7.91	0.81	T.P.31.99	6.95
	-0.14	T.P.32.94	7.90	0.82	T.P.31.98	6.94
	-0.13	T.P.32.93	7.89	0.83	T.P.31.97	6.93
	-0.12	T.P.32.92	7.88	0.84	T.P.31.96	6.92
	-0.11	T.P.32.91	7.87	0.85	T.P.31.95	6.91
	-0.10	T.P.32.90	7.86	0.86	T.P.31.94	6.90
	-0.09	T.P.32.89	7.85	0.87	T.P.31.93	6.89
	-0.08	T.P.32.88	7.84	0.88	T.P.31.92	6.88
	-0.07	T.P.32.87	7.83	0.89	T.P.31.91	6.87
	-0.06	T.P.32.86	7.82	0.90	T.P.31.90	6.86
	-0.05	T.P.32.85	7.81	0.91	T.P.31.89	6.85
	-0.04	T.P.32.84	7.80	0.92	T.P.31.88	6.84
	-0.03	T.P.32.83	7.79	0.93	T.P.31.87	6.83
	-0.02	T.P.32.82	7.78	0.94	T.P.31.86	6.82
	-0.01	T.P.32.81	7.77	0.95	T.P.31.85	6.81
	0.00	T.P.32.80	7.76	0.96	T.P.31.84	6.80
	0.01	T.P.32.79	7.75	0.97	T.P.31.83	6.79
	0.02	T.P.32.78	7.74	0.98	T.P.31.82	6.78
	0.03	T.P.32.77	7.73	0.99	T.P.31.81	6.77
	0.04	T.P.32.76	7.72	1.00	T.P.31.80	6.76
	0.05	T.P.32.75	7.71	1.01	T.P.31.79	6.75
	0.06	T.P.32.74	7.70	1.02	T.P.31.78	6.74
	0.07	T.P.32.73	7.69	1.03	T.P.31.77	6.73
	0.08	T.P.32.72	7.68	1.04	T.P.31.76	6.72
	0.09	T.P.32.71	7.67	1.05	T.P.31.75	6.71
	0.10	T.P.32.70	7.66	1.06	T.P.31.74	6.70
	0.11	T.P.32.69	7.65	1.07	T.P.31.73	6.69
	0.12	T.P.32.68	7.64	1.08	T.P.31.72	6.68
	0.13	T.P.32.67	7.63	1.09	T.P.31.71	6.67
	0.14	T.P.32.66	7.62	1.10	T.P.31.70	6.66
	0.15	T.P.32.65	7.61	1.11	T.P.31.69	6.65
	0.16	T.P.32.64	7.60	1.12	T.P.31.68	6.64
	0.17	T.P.32.63	7.59	1.13	T.P.31.67	6.63
	0.18	T.P.32.62	7.58	1.14	T.P.31.66	6.62
	0.19	T.P.32.61	7.57	1.15	T.P.31.65	6.61
	0.20	T.P.32.60	7.56	1.16	T.P.31.64	6.60
	0.21	T.P.32.59	7.55	1.17	T.P.31.63	6.59
	0.22	T.P.32.58	7.54	1.18	T.P.31.62	6.58
	0.23	T.P.32.57	7.53	1.19	T.P.31.61	6.57
	0.24	T.P.32.56	7.52	1.20	T.P.31.60	6.56
	0.25	T.P.32.55	7.51	1.21	T.P.31.59	6.55
	0.26	T.P.32.54	7.50	1.22	T.P.31.58	6.54
	0.27	T.P.32.53	7.49	1.23	T.P.31.57	6.53
	0.28	T.P.32.52	7.48	1.24	T.P.31.56	6.52
	0.29	T.P.32.51	7.47	1.25	T.P.31.55	6.51
	0.30	T.P.32.50	7.46	1.26	T.P.31.54	6.50
	0.31	T.P.32.49	7.45	1.27	T.P.31.53	6.49
	0.32	T.P.32.48	7.44	1.28	T.P.31.52	6.48
	0.33	T.P.32.47	7.43	1.29	T.P.31.51	6.47
	0.34	T.P.32.46	7.42	1.30	T.P.31.50	6.46
	0.35	T.P.32.45	7.41	1.31	T.P.31.49	6.45
	0.36	T.P.32.44	7.40	1.32	T.P.31.48	6.44
	0.37	T.P.32.43	7.39	1.33	T.P.31.47	6.43
	0.38	T.P.32.42	7.38	1.34	T.P.31.46	6.42
	0.39	T.P.32.41	7.37	1.35	T.P.31.45	6.41
	0.40	T.P.32.40	7.36	1.36	T.P.31.44	6.40
	0.41	T.P.32.39	7.35	1.37	T.P.31.43	6.39
	0.42	T.P.32.38	7.34	1.38	T.P.31.42	6.38
	0.43	T.P.32.37	7.33	1.39	T.P.31.41	6.37
	0.44	T.P.32.36	7.32	1.40	T.P.31.40	6.36
	0.45	T.P.32.35	7.31	1.41	T.P.31.39	6.35
	0.46	T.P.32.34	7.30	1.42	T.P.31.38	6.34
	0.47	T.P.32.33	7.29	1.43	T.P.31.37	6.33
	0.48	T.P.32.32	7.28	1.44	T.P.31.36	6.32
	0.49	T.P.32.31	7.27	1.45	T.P.31.35	6.31
	0.50	T.P.32.30	7.26	1.46	T.P.31.34	6.30
	0.51	T.P.32.29	7.25	1.47	T.P.31.33	6.29
	0.52	T.P.32.28	7.24	1.48	T.P.31.32	6.28
	0.53	T.P.32.27	7.23	1.49	T.P.31.31	6.27
	0.54	T.P.32.26	7.22	1.50	T.P.31.30	6.26
	0.55	T.P.32.25	7.21	1.51	T.P.31.29	6.25
	0.56	T.P.32.24	7.20	1.52	T.P.31.28	6.24
	0.57	T.P.32.23	7.19	1.53	T.P.31.27	6.23
	0.58	T.P.32.22	7.18	1.54	T.P.31.26	6.22
	0.59	T.P.32.21	7.17	1.55	T.P.31.25	6.21
	0.60	T.P.32.20	7.16	1.56	T.P.31.24	6.20
	0.61	T.P.32.19	7.15	1.57	T.P.31.23	6.19
	0.62	T.P.32.18	7.14	1.58	T.P.31.22	6.18
	0.63	T.P.32.17	7.13	1.59	T.P.31.21	6.17
	0.64	T.P.32.16	7.12	1.60	T.P.31.20	6.16
	0.65	T.P.32.15	7.11	1.61	T.P.31.19	6.15

内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計換算表

(必要遮蔽水厚 (燃料上部+4.25m) まで (2/2))

(単位: m)

水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離
1.62	T.P.31.18	6.14
1.63	T.P.31.17	6.13
1.64	T.P.31.16	6.12
1.65	T.P.31.15	6.11
1.66	T.P.31.14	6.10
1.67	T.P.31.13	6.09
1.68	T.P.31.12	6.08
1.69	T.P.31.11	6.07
1.70	T.P.31.10	6.06
1.71	T.P.31.90	6.05
1.72	T.P.31.80	6.04
1.73	T.P.31.70	6.03
1.74	T.P.31.60	6.02
1.75	T.P.31.50	6.01
1.76	T.P.31.40	6.00
1.77	T.P.31.30	5.99
1.78	T.P.31.20	5.98
1.79	T.P.31.10	5.97
1.80	T.P.31.00	5.96
1.81	T.P.30.99	5.95
1.82	T.P.30.98	5.94
1.83	T.P.30.97	5.93
1.84	T.P.30.96	5.92
1.85	T.P.30.95	5.91
1.86	T.P.30.94	5.90
1.87	T.P.30.93	5.89
1.88	T.P.30.92	5.88
1.89	T.P.30.91	5.87
1.90	T.P.30.90	5.86
1.91	T.P.30.89	5.85
1.92	T.P.30.88	5.84
1.93	T.P.30.87	5.83
1.94	T.P.30.86	5.82
1.95	T.P.30.85	5.81
1.96	T.P.30.84	5.80
1.97	T.P.30.83	5.79
1.98	T.P.30.82	5.78
1.99	T.P.30.81	5.77
2.00	T.P.30.80	5.76
2.01	T.P.30.79	5.75
2.02	T.P.30.78	5.74
2.03	T.P.30.77	5.73
2.04	T.P.30.76	5.72
2.05	T.P.30.75	5.71
2.06	T.P.30.74	5.70
2.07	T.P.30.73	5.69
2.08	T.P.30.72	5.68
2.09	T.P.30.71	5.67
2.10	T.P.30.70	5.66
2.11	T.P.30.69	5.65
2.12	T.P.30.68	5.64
2.13	T.P.30.67	5.63
2.14	T.P.30.66	5.62
2.15	T.P.30.65	5.61
2.16	T.P.30.64	5.60
2.17	T.P.30.63	5.59
2.18	T.P.30.62	5.58
2.19	T.P.30.61	5.57
2.20	T.P.30.60	5.56
2.21	T.P.30.59	5.55
2.22	T.P.30.58	5.54
2.23	T.P.30.57	5.53
2.24	T.P.30.56	5.52
2.25	T.P.30.55	5.51
2.26	T.P.30.54	5.50
2.27	T.P.30.53	5.49
2.28	T.P.30.52	5.48
2.29	T.P.30.51	5.47
2.30	T.P.30.50	5.46
2.31	T.P.30.49	5.45
2.32	T.P.30.48	5.44
2.33	T.P.30.47	5.43
2.34	T.P.30.46	5.42
2.35	T.P.30.45	5.41
2.36	T.P.30.44	5.40
2.37	T.P.30.43	5.39
2.38	T.P.30.42	5.38
2.39	T.P.30.41	5.37
2.40	T.P.30.40	5.36
2.41	T.P.30.39	5.35
2.42	T.P.30.38	5.34
2.43	T.P.30.37	5.33
2.44	T.P.30.36	5.32
2.45	T.P.30.35	5.31
2.46	T.P.30.34	5.30
2.47	T.P.30.33	5.29
2.48	T.P.30.32	5.28
2.49	T.P.30.31	5.27
2.50	T.P.30.30	5.26
2.51	T.P.30.29	5.25
2.52	T.P.30.28	5.24
2.53	T.P.30.27	5.23
2.54	T.P.30.26	5.22
2.55	T.P.30.25	5.21
2.56	T.P.30.24	5.20

水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離
2.57	T.P.30.23	5.19
2.58	T.P.30.22	5.18
2.59	T.P.30.21	5.17
2.60	T.P.30.20	5.16
2.61	T.P.30.19	5.15
2.62	T.P.30.18	5.14
2.63	T.P.30.17	5.13
2.64	T.P.30.16	5.12
2.65	T.P.30.15	5.11
2.66	T.P.30.14	5.10
2.67	T.P.30.13	5.09
2.68	T.P.30.12	5.08
2.69	T.P.30.11	5.07
2.70	T.P.30.10	5.06
2.71	T.P.30.90	5.05
2.72	T.P.30.80	5.04
2.73	T.P.30.70	5.03
2.74	T.P.30.60	5.02
2.75	T.P.30.50	5.01
2.76	T.P.30.40	5.00
2.77	T.P.30.30	4.99
2.78	T.P.30.20	4.98
2.79	T.P.30.10	4.97
2.80	T.P.30.00	4.96
2.81	T.P.29.99	4.95
2.82	T.P.29.98	4.94
2.83	T.P.29.97	4.93
2.84	T.P.29.96	4.92
2.85	T.P.29.95	4.91
2.86	T.P.29.94	4.90
2.87	T.P.29.93	4.89
2.88	T.P.29.92	4.88
2.89	T.P.29.91	4.87
2.90	T.P.29.90	4.86
2.91	T.P.29.89	4.85
2.92	T.P.29.88	4.84
2.93	T.P.29.87	4.83
2.94	T.P.29.86	4.82
2.95	T.P.29.85	4.81
2.96	T.P.29.84	4.80
2.97	T.P.29.83	4.79
2.98	T.P.29.82	4.78
2.99	T.P.29.81	4.77
3.00	T.P.29.80	4.76
3.01	T.P.29.79	4.75
3.02	T.P.29.78	4.74
3.03	T.P.29.77	4.73
3.04	T.P.29.76	4.72
3.05	T.P.29.75	4.71
3.06	T.P.29.74	4.70
3.07	T.P.29.73	4.69
3.08	T.P.29.72	4.68
3.09	T.P.29.71	4.67
3.10	T.P.29.70	4.66
3.11	T.P.29.69	4.65
3.12	T.P.29.68	4.64
3.13	T.P.29.67	4.63
3.14	T.P.29.66	4.62
3.15	T.P.29.65	4.61
3.16	T.P.29.64	4.60
3.17	T.P.29.63	4.59
3.18	T.P.29.62	4.58
3.19	T.P.29.61	4.57
3.20	T.P.29.60	4.56
3.21	T.P.29.59	4.55
3.22	T.P.29.58	4.54
3.23	T.P.29.57	4.53
3.24	T.P.29.56	4.52
3.25	T.P.29.55	4.51
3.26	T.P.29.54	4.50
3.27	T.P.29.53	4.49
3.28	T.P.29.52	4.48
3.29	T.P.29.51	4.47
3.30	T.P.29.50	4.46
3.31	T.P.29.49	4.45
3.32	T.P.29.48	4.44
3.33	T.P.29.47	4.43
3.34	T.P.29.46	4.42
3.35	T.P.29.45	4.41
3.36	T.P.29.44	4.40
3.37	T.P.29.43	4.39
3.38	T.P.29.42	4.38
3.39	T.P.29.41	4.37
3.40	T.P.29.40	4.36
3.41	T.P.29.39	4.35
3.42	T.P.29.38	4.34
3.43	T.P.29.37	4.33
3.44	T.P.29.36	4.32
3.45	T.P.29.35	4.31
3.46	T.P.29.34	4.30
3.47	T.P.29.33	4.29
3.48	T.P.29.32	4.28
3.49	T.P.29.31	4.27
3.50	T.P.29.30	4.26
3.51	T.P.29.29	4.25

SFP 携帯型水位計換算表 (必要遮蔽厚 (燃料上部+4.25m) まで

(単位:m)

	0	0.01	0.02	0.03	0.04	0.05	0.06	0.07	0.08	0.09
0	33.10 (8.06)	33.09 (8.05)	33.08 (8.04)	33.07 (8.03)	33.06 (8.02)	33.05 (8.01)	33.04 (8.00)	33.03 (7.99)	33.02 (7.98)	33.01 (7.97)
0.1	33.00 (7.96)	32.99 (7.95)	32.98 (7.94)	32.97 (7.93)	32.96 (7.92)	32.95 (7.91)	32.94 (7.90)	32.93 (7.89)	32.92 (7.88)	32.91 (7.87)
0.2	32.90 (7.86)	32.89 (7.85)	32.88 (7.84)	32.87 (7.83)	32.86 (7.82)	32.85 (7.81)	32.84 (7.80)	32.83 (7.79)	32.82 (7.78)	32.81 (7.77)
0.3	32.80 (7.76)	32.79 (7.75)	32.78 (7.74)	32.77 (7.73)	32.76 (7.72)	32.75 (7.71)	32.74 (7.70)	32.73 (7.69)	32.72 (7.68)	32.71 (7.67)
0.4	32.70 (7.66)	32.69 (7.65)	32.68 (7.64)	32.67 (7.63)	32.66 (7.62)	32.65 (7.61)	32.64 (7.60)	32.63 (7.59)	32.62 (7.58)	32.61 (7.57)
0.5	32.60 (7.56)	32.59 (7.55)	32.58 (7.54)	32.57 (7.53)	32.56 (7.52)	32.55 (7.51)	32.54 (7.50)	32.53 (7.49)	32.52 (7.48)	32.51 (7.47)
0.6	32.50 (7.46)	32.49 (7.45)	32.48 (7.44)	32.47 (7.43)	32.46 (7.42)	32.45 (7.41)	32.44 (7.40)	32.43 (7.39)	32.42 (7.38)	32.41 (7.37)
0.7	32.40 (7.36)	32.39 (7.35)	32.38 (7.34)	32.37 (7.33)	32.36 (7.32)	32.35 (7.31)	32.34 (7.30)	32.33 (7.29)	32.32 (7.28)	32.31 (7.27)
0.8	32.30 (7.26)	32.29 (7.25)	32.28 (7.24)	32.27 (7.23)	32.26 (7.22)	32.25 (7.21)	32.24 (7.20)	32.23 (7.19)	32.22 (7.18)	32.21 (7.17)
0.9	32.20 (7.16)	32.19 (7.15)	32.18 (7.14)	32.17 (7.13)	32.16 (7.12)	32.15 (7.11)	32.14 (7.10)	32.13 (7.09)	32.12 (7.08)	32.11 (7.07)
1	32.10 (7.06)	32.09 (7.05)	32.08 (7.04)	32.07 (7.03)	32.06 (7.02)	32.05 (7.01)	32.04 (7.00)	32.03 (6.99)	32.02 (6.98)	32.01 (6.97)
1.1	32.00 (6.96)	31.99 (6.95)	31.98 (6.94)	31.97 (6.93)	31.96 (6.92)	31.95 (6.91)	31.94 (6.90)	31.93 (6.89)	31.92 (6.88)	31.91 (6.87)
1.2	31.90 (6.86)	31.89 (6.85)	31.88 (6.84)	31.87 (6.83)	31.86 (6.82)	31.85 (6.81)	31.84 (6.80)	31.83 (6.79)	31.82 (6.78)	31.81 (6.77)
1.3	31.80 (6.76)	31.79 (6.75)	31.78 (6.74)	31.77 (6.73)	31.76 (6.72)	31.75 (6.71)	31.74 (6.70)	31.73 (6.69)	31.72 (6.68)	31.71 (6.67)
1.4	31.70 (6.66)	31.69 (6.65)	31.68 (6.64)	31.67 (6.63)	31.66 (6.62)	31.65 (6.61)	31.64 (6.60)	31.63 (6.59)	31.62 (6.58)	31.61 (6.57)
1.5	31.60 (6.56)	31.59 (6.55)	31.58 (6.54)	31.57 (6.53)	31.56 (6.52)	31.55 (6.51)	31.54 (6.50)	31.53 (6.49)	31.52 (6.48)	31.51 (6.47)
1.6	31.50 (6.46)	31.49 (6.45)	31.48 (6.44)	31.47 (6.43)	31.46 (6.42)	31.45 (6.41)	31.44 (6.40)	31.43 (6.39)	31.42 (6.38)	31.41 (6.37)
1.7	31.40 (6.36)	31.39 (6.35)	31.38 (6.34)	31.37 (6.33)	31.36 (6.32)	31.35 (6.31)	31.34 (6.30)	31.33 (6.29)	31.32 (6.28)	31.31 (6.27)
1.8	31.30 (6.26)	31.29 (6.25)	31.28 (6.24)	31.27 (6.23)	31.26 (6.22)	31.25 (6.21)	31.24 (6.20)	31.23 (6.19)	31.22 (6.18)	31.21 (6.17)
1.9	31.20 (6.16)	31.19 (6.15)	31.18 (6.14)	31.17 (6.13)	31.16 (6.12)	31.15 (6.11)	31.14 (6.10)	31.13 (6.09)	31.12 (6.08)	31.11 (6.07)
2	31.10 (6.06)	31.09 (6.05)	31.08 (6.04)	31.07 (6.03)	31.06 (6.02)	31.05 (6.01)	31.04 (6.00)	31.03 (5.99)	31.02 (5.98)	31.01 (5.97)
2.1	31.00 (5.96)	30.99 (5.95)	30.98 (5.94)	30.97 (5.93)	30.96 (5.92)	30.95 (5.91)	30.94 (5.90)	30.93 (5.89)	30.92 (5.88)	30.91 (5.87)
2.2	30.90 (5.86)	30.89 (5.85)	30.88 (5.84)	30.87 (5.83)	30.86 (5.82)	30.85 (5.81)	30.84 (5.80)	30.83 (5.79)	30.82 (5.78)	30.81 (5.77)
2.3	30.80 (5.76)	30.79 (5.75)	30.78 (5.74)	30.77 (5.73)	30.76 (5.72)	30.75 (5.71)	30.74 (5.70)	30.73 (5.69)	30.72 (5.68)	30.71 (5.67)
2.4	30.70 (5.66)	30.69 (5.65)	30.68 (5.64)	30.67 (5.63)	30.66 (5.62)	30.65 (5.61)	30.64 (5.60)	30.63 (5.59)	30.62 (5.58)	30.61 (5.57)
2.5	30.60 (5.56)	30.59 (5.55)	30.58 (5.54)	30.57 (5.53)	30.56 (5.52)	30.55 (5.51)	30.54 (5.50)	30.53 (5.49)	30.52 (5.48)	30.51 (5.47)
2.6	30.50 (5.46)	30.49 (5.45)	30.48 (5.44)	30.47 (5.43)	30.46 (5.42)	30.45 (5.41)	30.44 (5.40)	30.43 (5.39)	30.42 (5.38)	30.41 (5.37)
2.7	30.40 (5.36)	30.39 (5.35)	30.38 (5.34)	30.37 (5.33)	30.36 (5.32)	30.35 (5.31)	30.34 (5.30)	30.33 (5.29)	30.32 (5.28)	30.31 (5.27)
2.8	30.30 (5.26)	30.29 (5.25)	30.28 (5.24)	30.27 (5.23)	30.26 (5.22)	30.25 (5.21)	30.24 (5.20)	30.23 (5.19)	30.22 (5.18)	30.21 (5.17)
2.9	30.20 (5.16)	30.19 (5.15)	30.18 (5.14)	30.17 (5.13)	30.16 (5.12)	30.15 (5.11)	30.14 (5.10)	30.13 (5.09)	30.12 (5.08)	30.11 (5.07)
3	30.10 (5.06)	30.09 (5.05)	30.08 (5.04)	30.07 (5.03)	30.06 (5.02)	30.05 (5.01)	30.04 (5.00)	30.03 (4.99)	30.02 (4.98)	30.01 (4.97)
3.1	30.00 (4.96)	29.99 (4.95)	29.98 (4.94)	29.97 (4.93)	29.96 (4.92)	29.95 (4.91)	29.94 (4.90)	29.93 (4.89)	29.92 (4.88)	29.91 (4.87)
3.2	29.90 (4.86)	29.89 (4.85)	29.88 (4.84)	29.87 (4.83)	29.86 (4.82)	29.85 (4.81)	29.84 (4.80)	29.83 (4.79)	29.82 (4.78)	29.81 (4.77)
3.3	29.80 (4.76)	29.79 (4.75)	29.78 (4.74)	29.77 (4.73)	29.76 (4.72)	29.75 (4.71)	29.74 (4.70)	29.73 (4.69)	29.72 (4.68)	29.71 (4.67)
3.4	29.70 (4.66)	29.69 (4.65)	29.68 (4.64)	29.67 (4.63)	29.66 (4.62)	29.65 (4.61)	29.64 (4.60)	29.63 (4.59)	29.62 (4.58)	29.61 (4.57)
3.5	29.60 (4.56)	29.59 (4.55)	29.58 (4.54)	29.57 (4.53)	29.56 (4.52)	29.55 (4.51)	29.54 (4.50)	29.53 (4.49)	29.52 (4.48)	29.51 (4.47)
3.6	29.50 (4.46)	29.49 (4.45)	29.48 (4.44)	29.47 (4.43)	29.46 (4.42)	29.45 (4.41)	29.44 (4.40)	29.43 (4.39)	29.42 (4.38)	29.41 (4.37)
3.7	29.40 (4.36)	29.39 (4.35)	29.38 (4.34)	29.37 (4.33)	29.36 (4.32)	29.35 (4.31)	29.34 (4.30)	29.33 (4.29)	29.32 (4.28)	29.31 (4.27)
3.8	29.30 (4.26)	29.29 (4.25)								

	0.06	←水位計読み値(0.01mオーダー)
3.1	29.94	←T.P.(m)
	(4.90)	←燃料上部までの距離(m)

↑
水位計読み値(0.1mオーダー)

重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について

1. 評価事象

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。

2. 考慮する被ばく経路

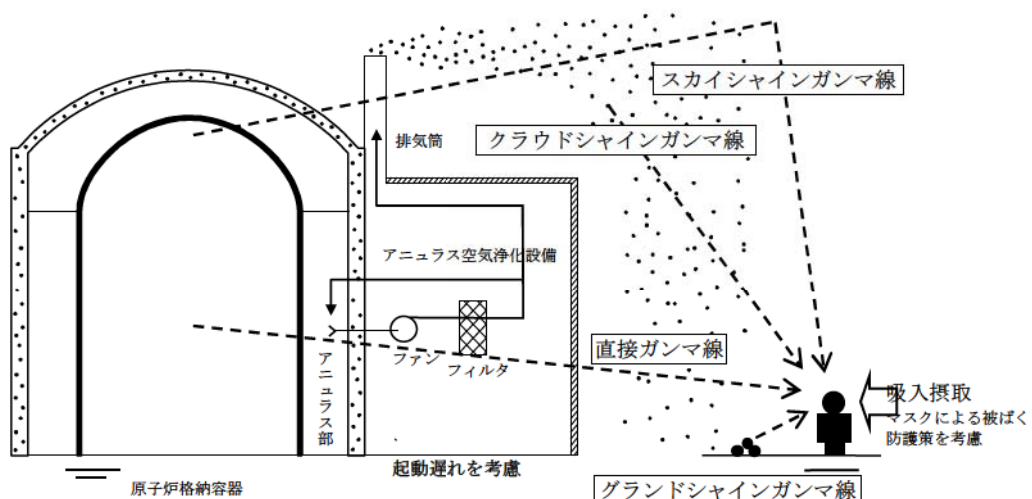
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく

- ・直接ガンマ線
- ・スカイシャインガンマ線

(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

- ・クラウドシャインによる外部被ばく
- ・グランドシャインによる外部被ばく
- ・吸入摂取による内部被ばく



第 2-1 図 被ばく経路イメージ

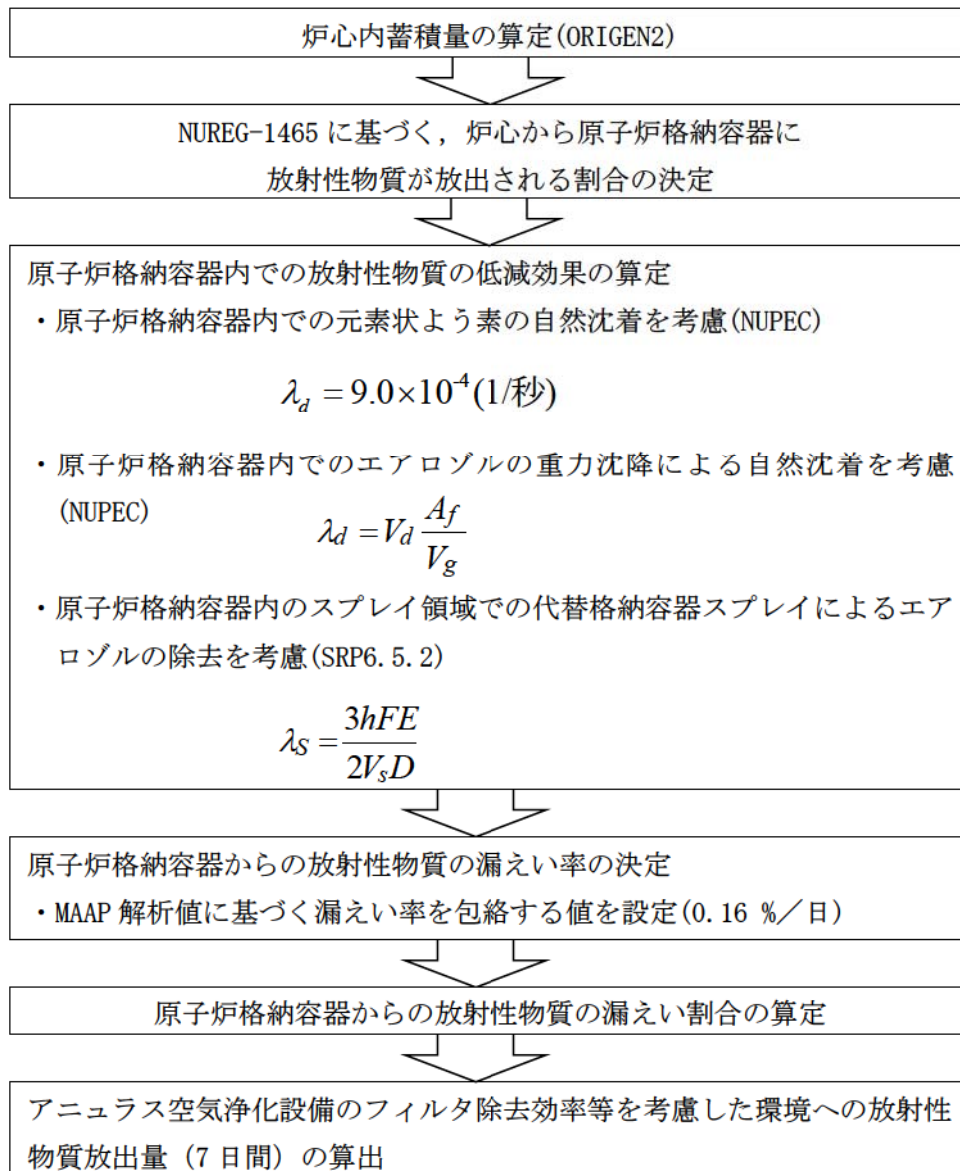
3. 評価対象作業

評価対象とする作業は，事象発生後，原子炉容器破損以降に屋外で実施する災害対策要員の作業として，「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」，「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業とする。

4. 評価条件

4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価

放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第 4-1 図に示す。



第 4-1 図 大気中への放射性物質放出量算定の概略フロー

原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。

原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については 0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。第 4-2 図～第 4-5 図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を示す。

また、第 4-6 図～第 4-11 図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射量の推移グラフを示す。

4.2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、泊発電所 3 号炉からの放出として、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。3 号炉からの評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を 1 時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度 97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。

4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線は QAD コード、スカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価する。

4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価

地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。

なお、4.で述べた評価条件については、第 4-1 表～第 4-7 表に整理する。

5. 評価のプロセス

4. の評価条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。

今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第 5-1 表に示す。

6. 放射線管理上の防護装備について

評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく線量評価において全面マスクの着用を考慮する。

7. 評価結果

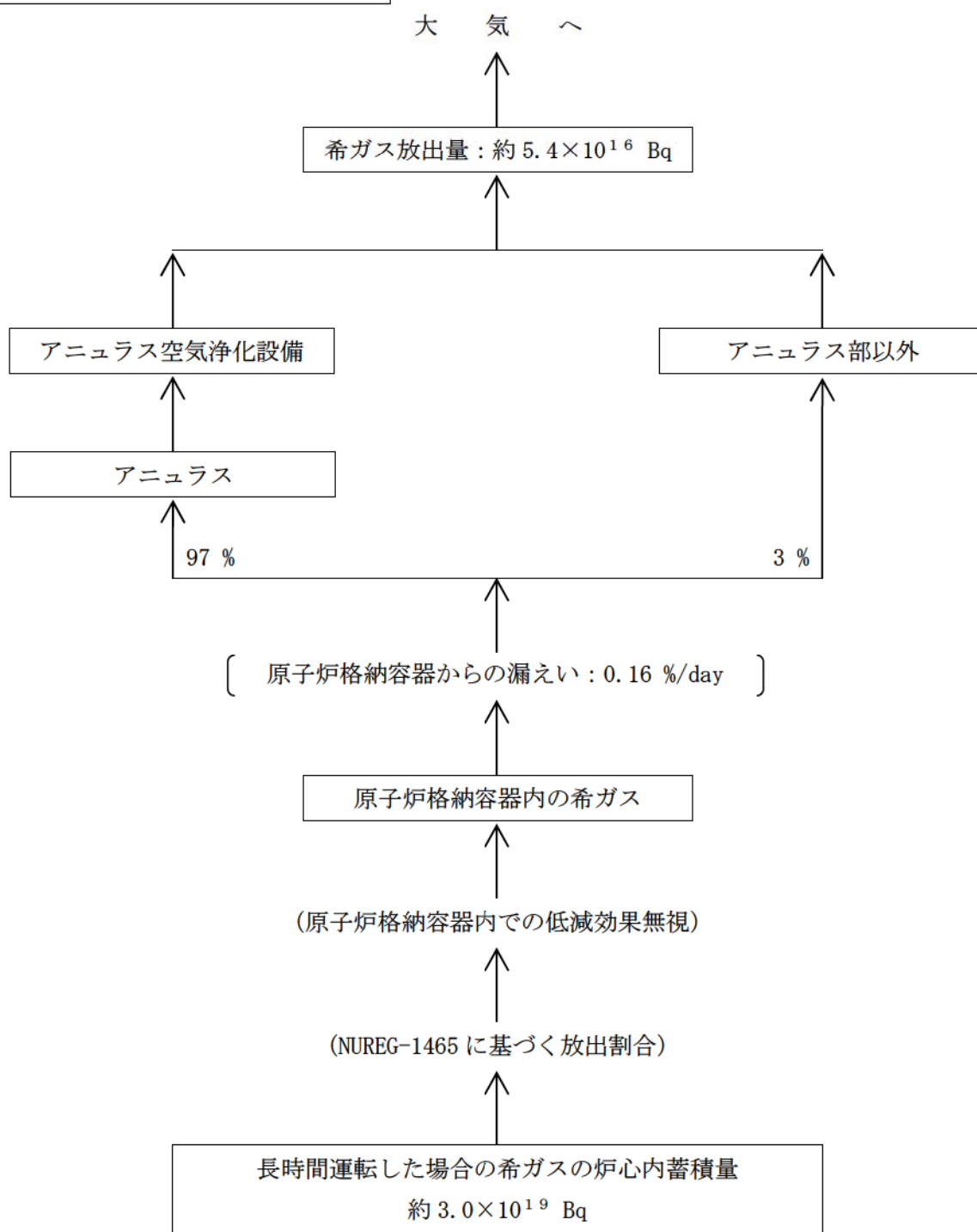
追而 第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばく線量は約 34mSv、約 68mSv、約 16mSv であり、作業期間中 100mSv を下回ることを確認した。なお、これらの作業員が実施する屋内作業を考慮しても、作業期間中 100 mSv を下回る。

評価対象作業選定の考え方及び評価点・評価時間の設定の考え方を別紙 1 に示す。

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位 : Bq (GROSS 値)

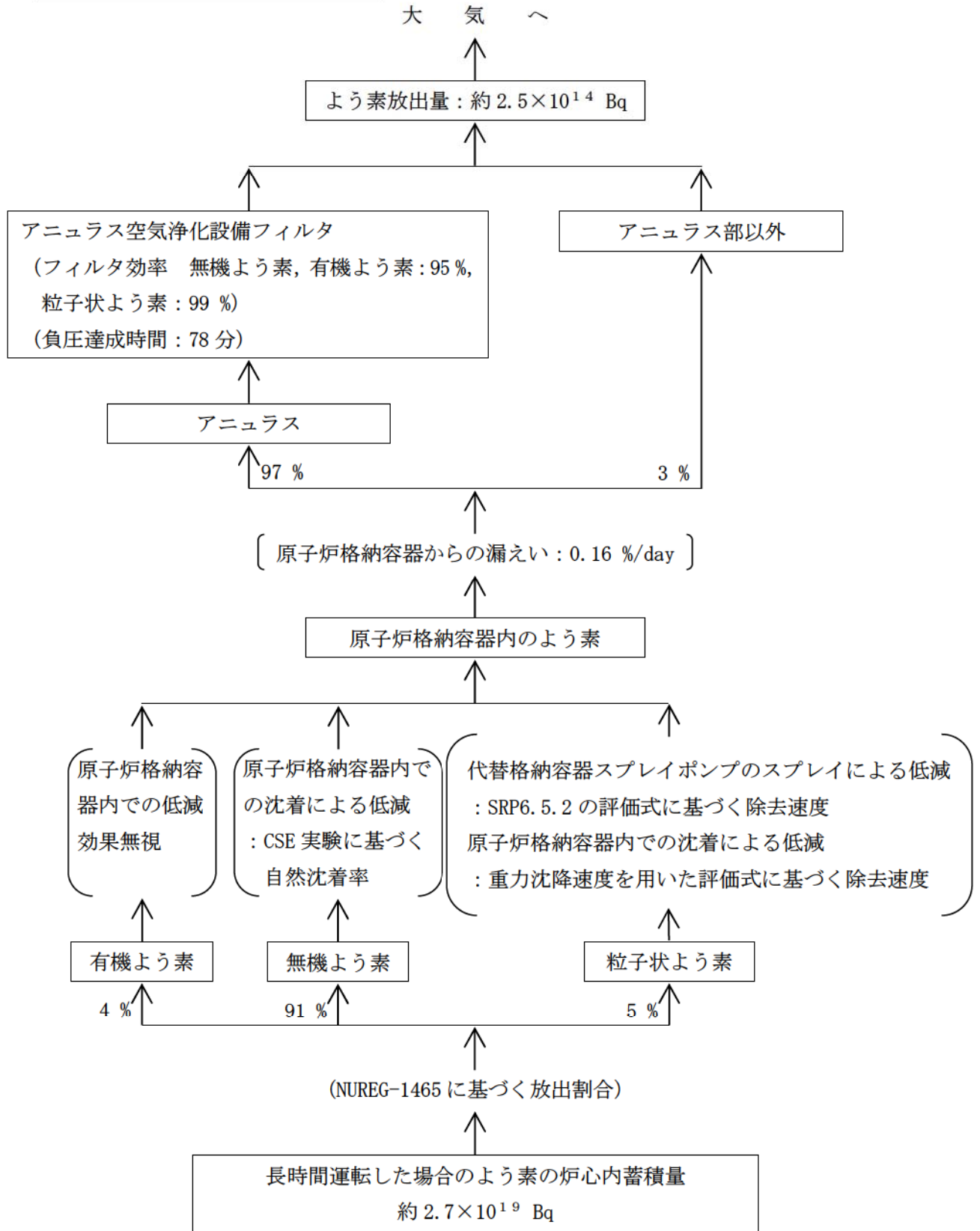


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

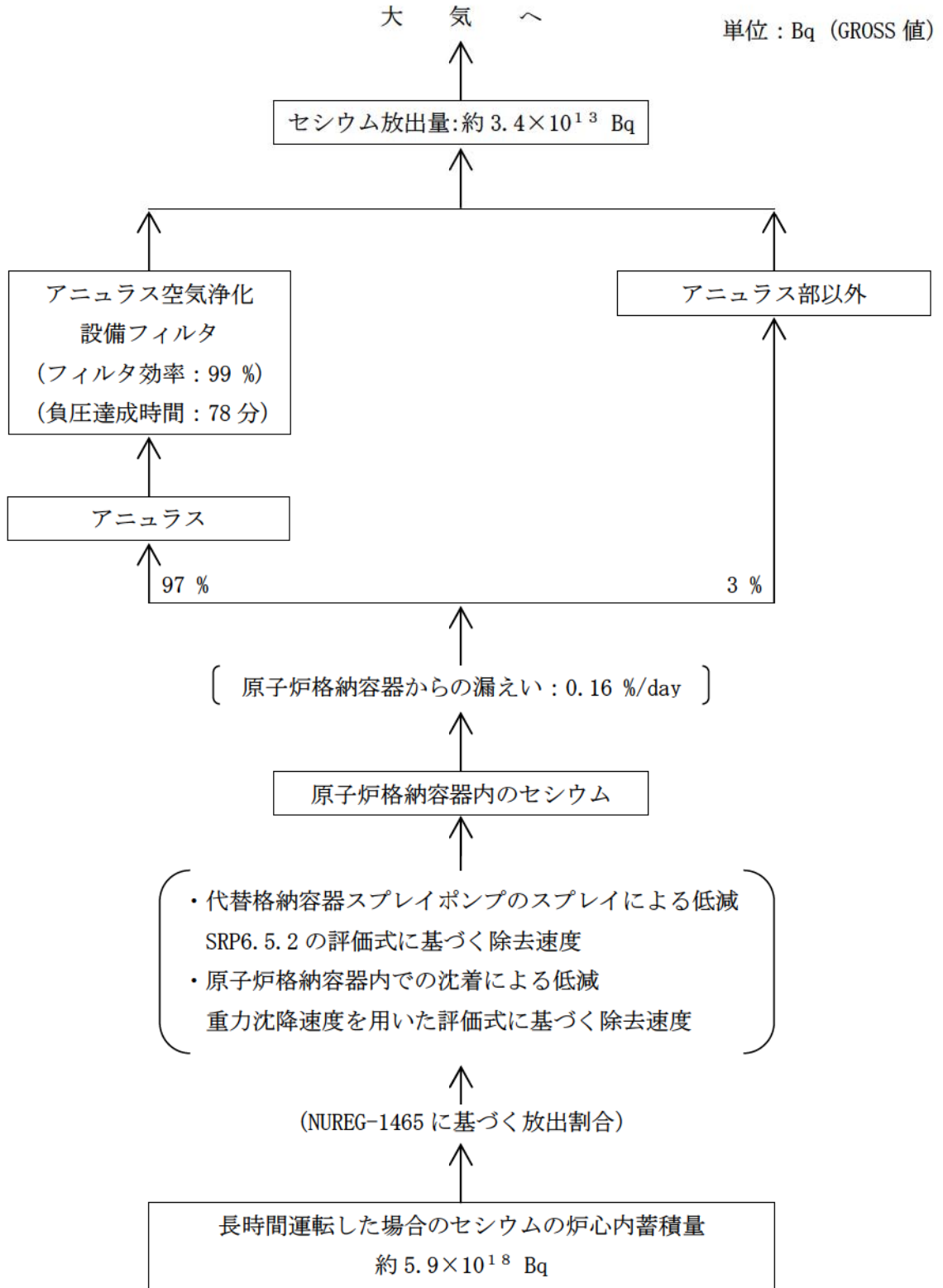
単位 : Bq (GROSS 値)



第 4-3 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

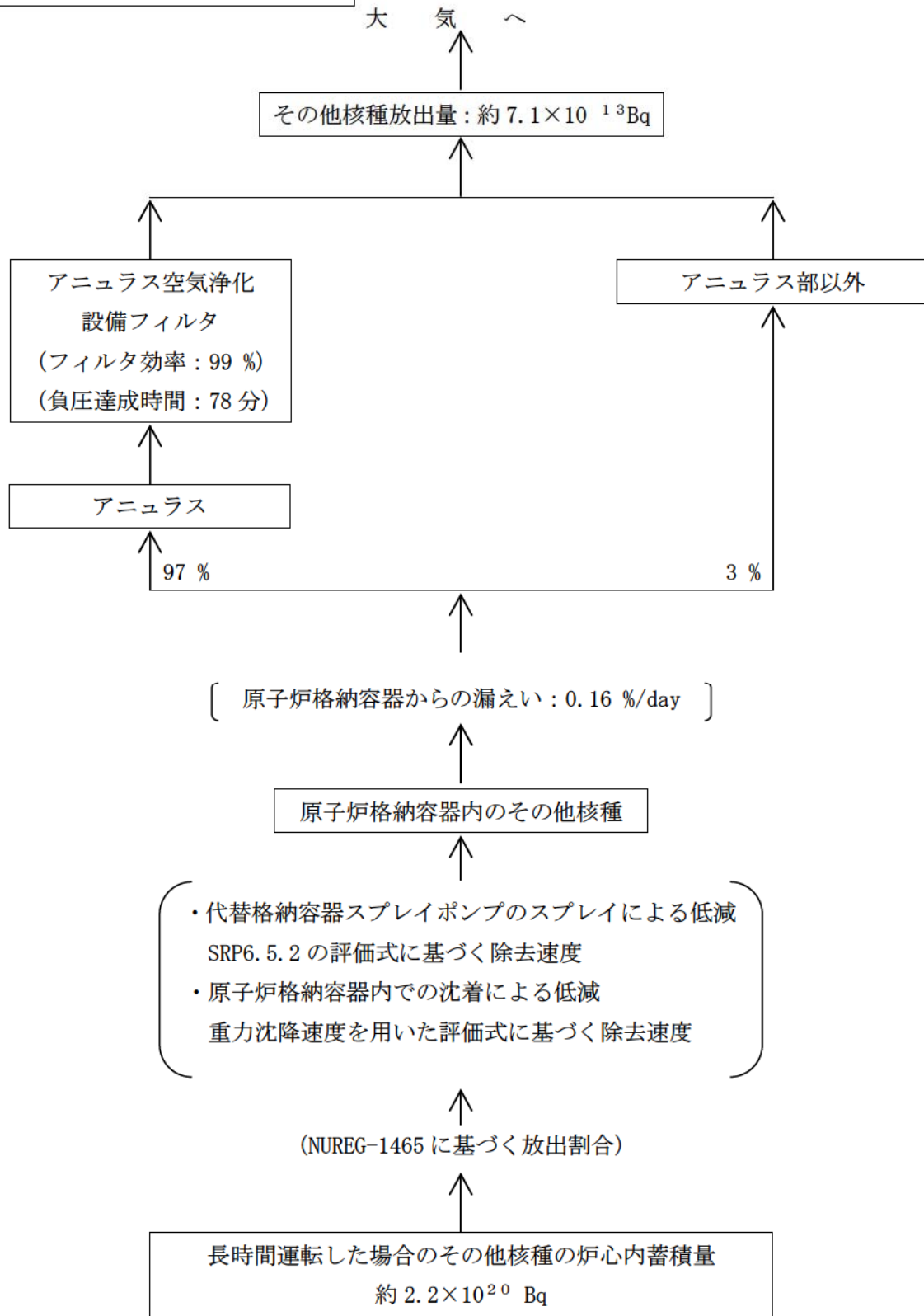


第 4-4 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

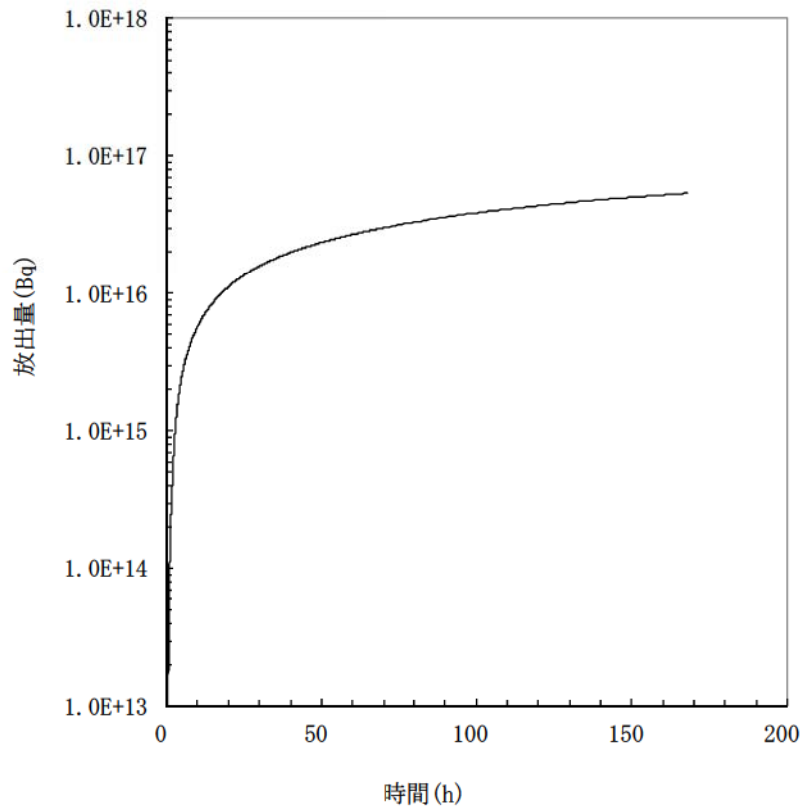
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

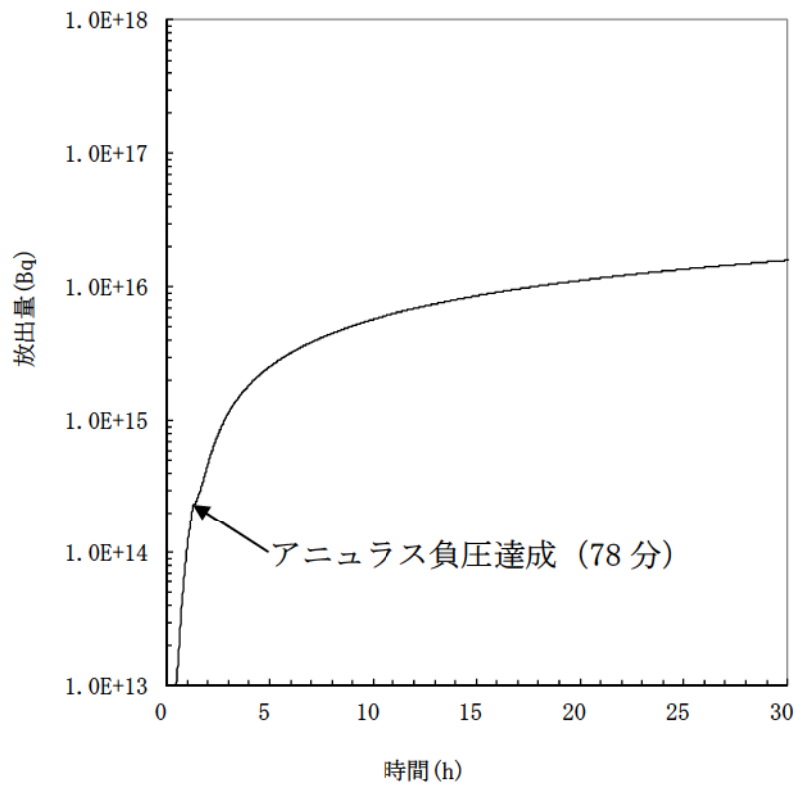


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

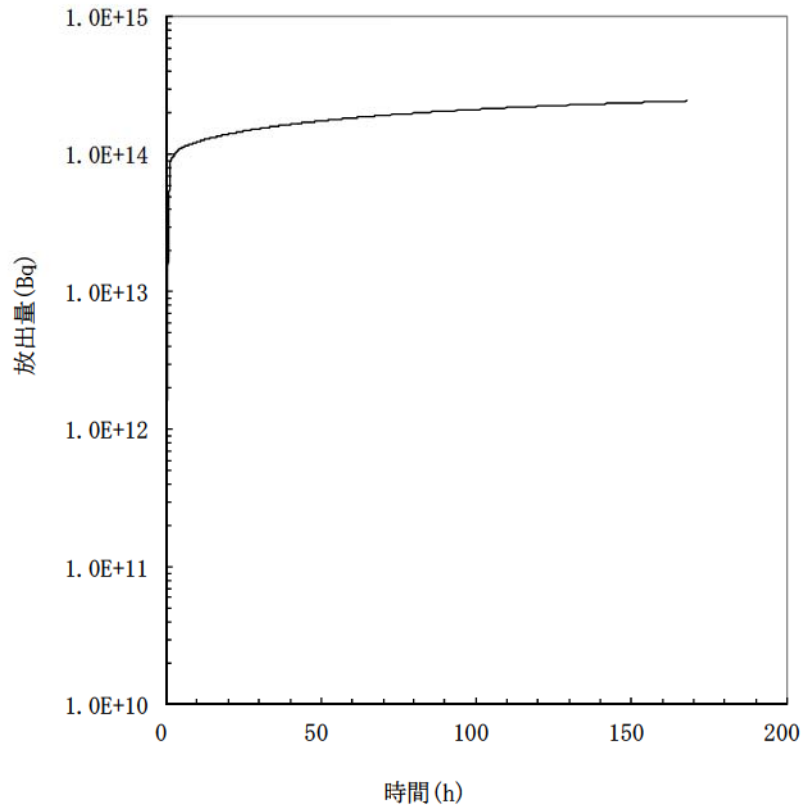
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価



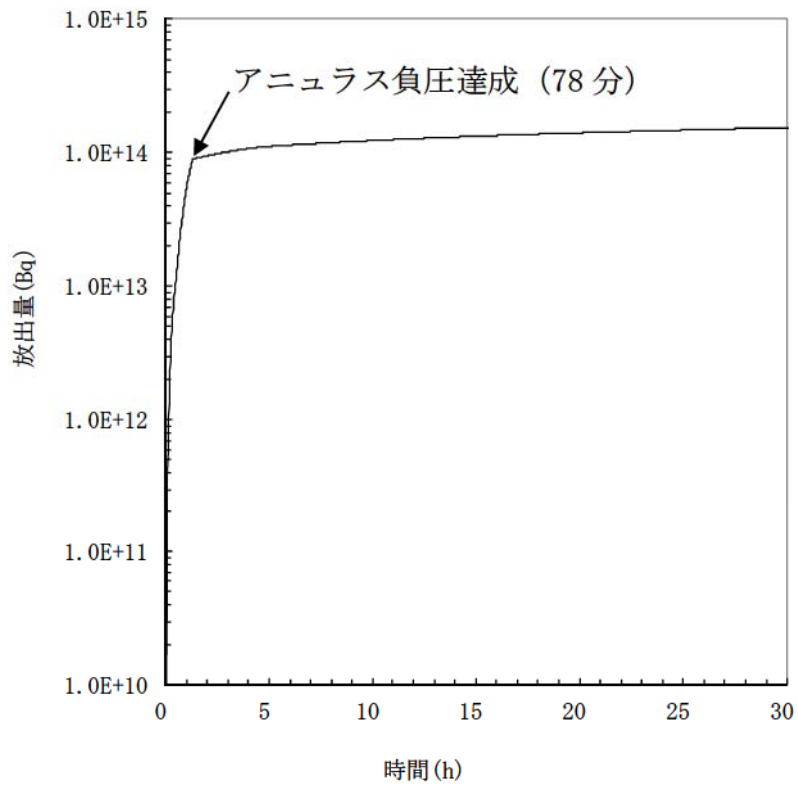
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



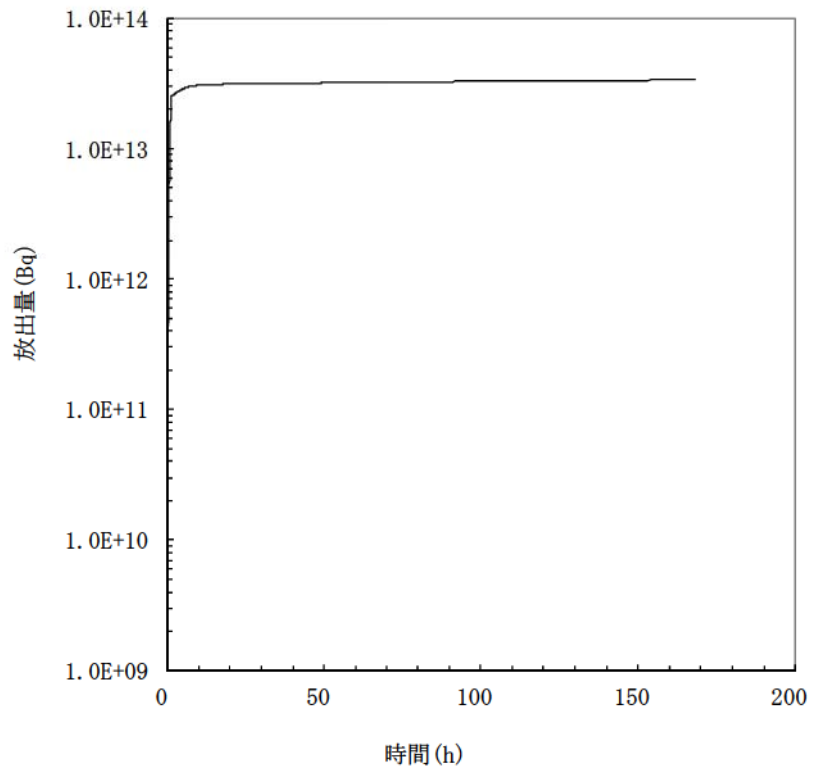
第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



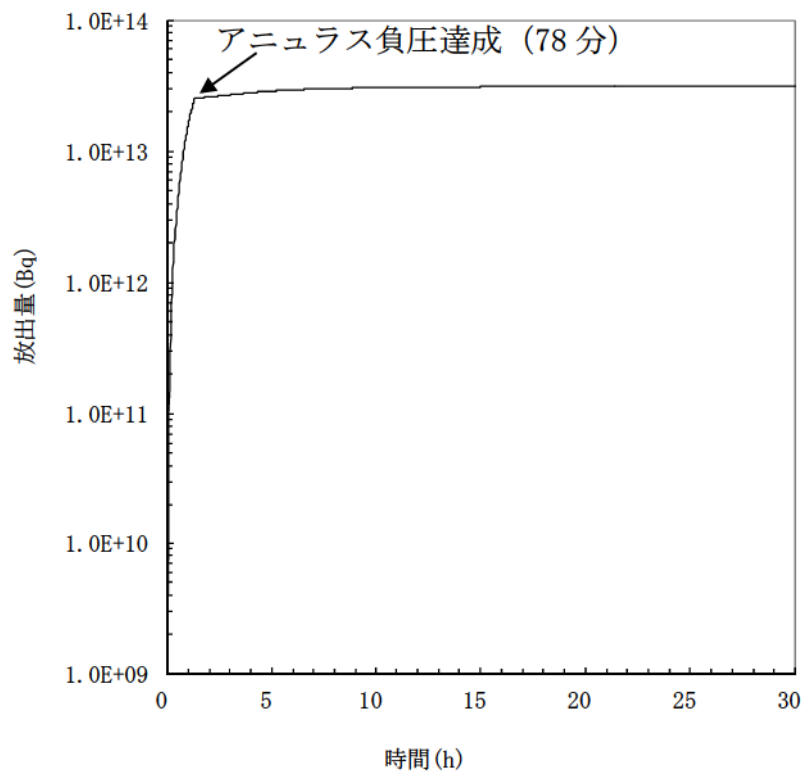
第 4-8 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 4-9 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



第 4-10 図 セシウム積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第4-11図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross値)の推移 (30時間)

第4-1表(1/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選 定 理 由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間(ウラン燃料) 最高 30,000 時間(MOX 燃料)	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しくなる MOX 燃料装荷炉心を設定。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料), 3(MOX 燃料) 装荷比率は, 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料	長半減期核種の蓄積により, 評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定。
原子炉格納容器 に放出される 核分裂生成物量, 放出時間	Xe 類 : 100 %, I 類 : 75 % Cs 類 : 75 %, Te 類 : 30.5 % Ba 類 : 12 %, Ru 類 : 0.5 % Ce 類 : 0.55 %, La 類 : 0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ, 核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release~Late in-Vessel までを考慮) を設定。 (別紙 2 参照)
よう素の形態	粒子状よう素 : 5 % 元素状よう素 : 91 % 有機よう素 : 4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して, pH 調整ができず, pH>7 となると限らないため, pH によらず有機よう素割合を保守的に設定するために, R. G. 1. 195 のよう素割合に基づき設定。 (添付 3 参照)
原子炉格納容器等への 元素状よう素の 沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定。 (別紙 4 参照)
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。 (別紙 5 参照)
代替格納容器スプレイによる スプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき, 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替格納容器スプレイによる エアロゾルのスプレイ除去 効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6. 5. 2 に示された評価式等に基づき設定。 (別紙 6 参照)
原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち, 原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定。 (別紙 7 参照)

第 4-1 表 (2/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	現行許認可 (添付書類十) の考え方に同じ。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60 分後起動)	ファン 1 台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間 60 分+起動後負圧達成時間 18 分の合計)。起動遅れ時間 60 分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0 % 78 分~ : 99 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙 8 参照)
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0 % 78 分~ : 95 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙 8 参照)

第 4-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (7 日積算)

評価項目	評価結果	
希ガス	Gross 値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10 ¹³ Bq

第 4-3 表 大気中拡散条件

評価条件	使用値	選 定 理 由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。 泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 (別紙9参照)
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。
放出源 及び 放出源高さ	排気筒 73.1 m 地上 0 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。
累積出現頻度	97 %	従前の大気拡散の評価と同様に設定。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。
巻き込みを生じる 代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。
放射性物質濃度の評価点 及び着目方位	第 4-4 表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。
建屋投影面積	2,700 m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。
形状係数	1/2	現行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。

第 4-4 表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m^3)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
③	80m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	地上放出：約 2.2×10^{-4} 排気筒放出：約 8.9×10^{-5}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-19}
⑥	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	地上放出：約 3.6×10^{-4} 排気筒放出：約 1.6×10^{-4}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 5.7×10^{-19}
⑦	40m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約 2.5×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 1.7×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
⑧	30m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	地上放出：約 4.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.4×10^{-4}	地上放出：約 2.6×10^{-18} 排気筒放出：約 5.0×10^{-19}
⑨	60m	5	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約 3.9×10^{-4} 排気筒放出：約 1.7×10^{-4}	地上放出：約 2.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.5×10^{-19}
⑩	220m	2	SW, WSW	地上放出：約 3.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 2.2×10^{-18} 排気筒放出：約 3.2×10^{-19}

※ 放出源から評価点までの水平距離

第 4-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様	
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ ドーム部：0.3 m～1.0m 円筒部：1.0 m 施工誤差-5 mm を考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 0.3 m～1.0 m，円筒部 1.0 m である。線量計算では，設計値に施工誤差（-5 mm）を考慮してモデル化。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	<p>QAD 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。</p> <p>計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。</p> <p>QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

第 4-7 表 線量換算係数, 呼吸率, 地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の 4 倍として設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 より 0.3cm/秒と設定 (別紙 10 参照)
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

第5-1表 (1/2) 作業員の対応手順と所要時間 (事故初期に行う作業)

手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は単独業務 移動して対応要員	手順の内容	経過時間(分)						備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			10	20	30	40	50	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
手配の項目	必要な要員と作業項目	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360	370	380	390	400	410	420	430	440	450	460	470	480	490	500	510	520	530	540	550	560	570	580	590	600	610	620	630	640	650	660	670	680	690	700	710	720	730	740	750	760	770	780	790	800	810	820	830	840	850	860	870	880	890	900	910	920	930	940	950	960	970	980	990	1000	1010	1020	1030	1040	1050	1060	1070	1080	1090	1100	1110	1120	1130	1140	1150	1160	1170	1180	1190	1200	1210	1220	1230	1240	1250	1260	1270	1280	1290	1300	1310	1320	1330	1340	1350	1360	1370	1380	1390	1400	1410	1420	1430	1440	1450	1460	1470	1480	1490	1500	1510	1520	1530	1540	1550	1560	1570	1580	1590	1600	1610	1620	1630	1640	1650	1660	1670	1680	1690	1700	1710	1720	1730	1740	1750	1760	1770	1780	1790	1800	1810	1820	1830	1840	1850	1860	1870	1880	1890	1900	1910	1920	1930	1940	1950	1960	1970	1980	1990	2000	2010	2020	2030	2040	2050	2060	2070	2080	2090	2100	2110	2120	2130	2140	2150	2160	2170	2180	2190	2200	2210	2220	2230	2240	2250	2260	2270	2280	2290	2300	2310	2320	2330	2340	2350	2360	2370	2380	2390	2400	2410	2420	2430	2440	2450	2460	2470	2480	2490	2500	2510	2520	2530	2540	2550	2560	2570	2580	2590	2600	2610	2620	2630	2640	2650	2660	2670	2680	2690	2700	2710	2720	2730	2740	2750	2760	2770	2780	2790	2800	2810	2820	2830	2840	2850	2860	2870	2880	2890	2900	2910	2920	2930	2940	2950	2960	2970	2980	2990	3000	3010	3020	3030	3040	3050	3060	3070	3080	3090	3100	3110	3120	3130	3140	3150	3160	3170	3180	3190	3200	3210	3220	3230	3240	3250	3260	3270	3280	3290	3300	3310	3320	3330	3340	3350	3360	3370	3380	3390	3400	3410	3420	3430	3440	3450	3460	3470	3480	3490	3500	3510	3520	3530	3540	3550	3560	3570	3580	3590	3600	3610	3620	3630	3640	3650	3660	3670	3680	3690	3700	3710	3720	3730	3740	3750	3760	3770	3780	3790	3800	3810	3820	3830	3840	3850	3860	3870	3880	3890	3900	3910	3920	3930	3940	3950	3960	3970	3980	3990	4000	4010	4020	4030	4040	4050	4060	4070	4080	4090	4100	4110	4120	4130	4140	4150	4160	4170	4180	4190	4200	4210	4220	4230	4240	4250	4260	4270	4280	4290	4300	4310	4320	4330	4340	4350	4360	4370	4380	4390	4400	4410	4420	4430	4440	4450	4460	4470	4480	4490	4500	4510	4520	4530	4540	4550	4560	4570	4580	4590	4600	4610	4620	4630	4640	4650	4660	4670	4680	4690	4700	4710	4720	4730	4740	4750	4760	4770	4780	4790	4800	4810	4820	4830	4840	4850	4860	4870	4880	4890	4900	4910	4920	4930	4940	4950	4960	4970	4980	4990	5000	5010	5020	5030	5040	5050	5060	5070	5080	5090	5100	5110	5120	5130	5140	5150	5160	5170	5180	5190	5200	5210	5220	5230	5240	5250	5260	5270	5280	5290	5300	5310	5320	5330	5340	5350	5360	5370	5380	5390	5400	5410	5420	5430	5440	5450	5460	5470	5480	5490	5500	5510	5520	5530	5540	5550	5560	5570	5580	5590	5600	5610	5620	5630	5640	5650	5660	5670	5680	5690	5700	5710	5720	5730	5740	5750	5760	5770	5780	5790	5800	5810	5820	5830	5840	5850	5860	5870	5880	5890	5900	5910	5920	5930	5940	5950	5960	5970	5980	5990	6000	6010	6020	6030	6040	6050	6060	6070	6080	6090	6100	6110	6120	6130	6140	6150	6160	6170	6180	6190	6200	6210	6220	6230	6240	6250	6260	6270	6280	6290	6300	6310	6320	6330	6340	6350	6360	6370	6380	6390	6400	6410	6420	6430	6440	6450	6460	6470	6480	6490	6500	6510	6520	6530	6540	6550	6560	6570	6580	6590	6600	6610	6620	6630	6640	6650	6660	6670	6680	6690	6700	6710	6720	6730	6740	6750	6760	6770	6780	6790	6800	6810	6820	6830	6840	6850	6860	6870	6880	6890	6900	6910	6920	6930	6940	6950	6960	6970	6980	6990	7000	7010	7020	7030	7040	7050	7060	7070	7080	7090	7100	7110	7120	7130	7140	7150	7160	7170	7180	7190	7200	7210	7220	7230	7240	7250	7260	7270	7280	7290	7300	7310	7320	7330	7340	7350	7360	7370	7380	7390	7400	7410	7420	7430	7440	7450	7460	7470	7480	7490	7500	7510	7520	7530	7540	7550	7560	7570	7580	7590	7600	7610	7620	7630	7640	7650	7660	7670	7680	7690	7700	7710	7720	7730	7740	7750	7760	7770	7780	7790	7800	7810	7820	7830	7840	7850	7860	7870	7880	7890	7900	7910	7920	7930	7940	7950	7960	7970	7980	7990	8000	8010	8020	8030	8040	8050	8060	8070	8080	8090	8100	8110	8120	8130	8140	8150	8160	8170	8180	8190	8200	8210	8220	8230	8240	8250	8260	8270	8280	8290	8300	8310	8320	8330	8340	8350	8360	8370	8380	8390	8400	8410	8420	8430	8440	8450	8460	8470	8480	8490	8500	8510	8520	8530	8540	8550	8560	8570	8580	8590	8600	8610	8620	8630	8640	8650	8660	8670	8680	8690	8700	8710	8720	8730	8740	8750	8760	8770	8780	8790	8800	8810	8820	8830	8840	8850	8860	8870	8880	8890	8900	8910	8920	8930	8940	8950	8960	8970	8980	8990	9000	9010	9020	9030	9040	9050	9060	9070	9080	9090	9100	9110	9120	9130	9140	9150	9160	9170	9180	9190	9200	9210	9220	9230	9240	9250	9260	9270	9280	9290	9300	9310	9320	9330	9340	9350	9360	9370	9380	9390	9400	9410	9420	9430	9440	9450	9460	9470	9480	9490	9500	9510	9520	9530	9540	9550	9560	9570	9580	9590	9600	9610	9620	9630	9640	9650	9660	9670	9680	9690	9700	9710	9720	9730	9740	9750	9760	9770	9780	9790	9800	9810	9820	9830	9840	9850	9860	9870	9880	9890	9900	9910	9920	9930	9940	9950	9960	9970	9980	9990	10000

・上記要員に加え、災害対策本部委員員3名にて現場各所に巡回監視を行う。
 ・機内作業時間による必要要員は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員を配置する。
 ・各要員の作業内容は、機内作業時間による必要要員を考慮した上で機内での作業として設定したため、機内作業時間は手帳に記載した作業時間とは異なる。機内作業時間については機内作業時間により算出。
 注：機内作業時間と機内作業時間とは異なる。機内作業時間とは機内作業時間とは異なる。機内作業時間については機内作業時間により算出。

第7-1表 評価結果

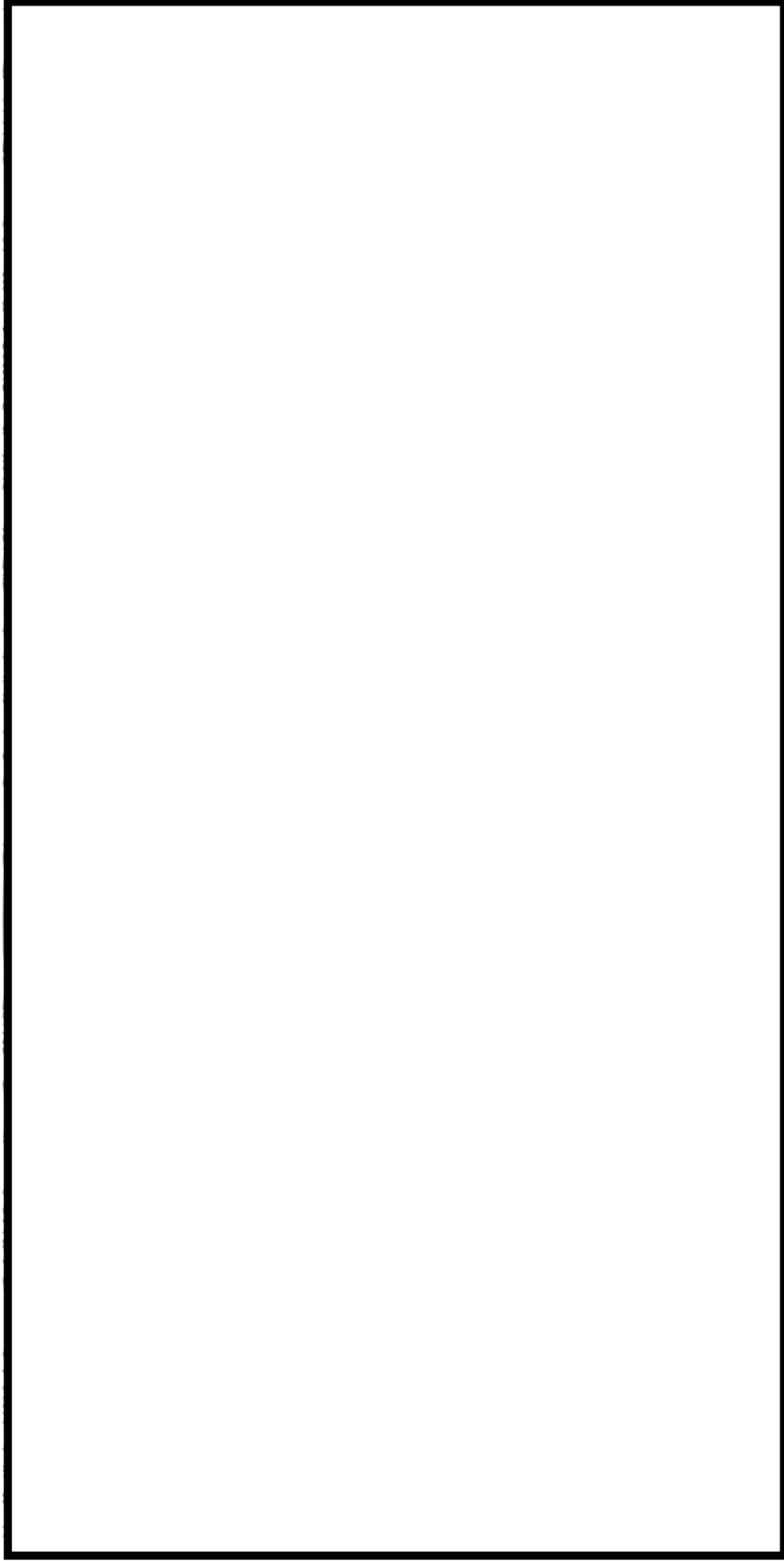
作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) 【マスクあり】				線量評価点	
			合計 ^{※1※2}	クォント ^{※3} 線量	クォウト ^{※3} 線量	直接・スカイ シャイン線量 ^{※3}	クォラント ^{※3} 線量 /クォウト ^{※3} 線量	直接・スカイ シャイン線量
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続, 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後7.5時間)	約34	約3.3	約0.55	約30	⑧, ⑩	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑫, ⑦, ④, ①, ⑯, ⑩, ⑪, ②
使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続	2時間45分 (事故後14時間)	約68	約1.5	約0.24	約166	⑧, ⑥, ⑩	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑦, ⑥, ⑤, ④, ②, ⑱
原子炉補機冷却水系統への 通水確保 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続, 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約16	約1.0	約0.12	約14	⑧, ⑩, ③	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑦, ④, ②, ③

追而

※1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

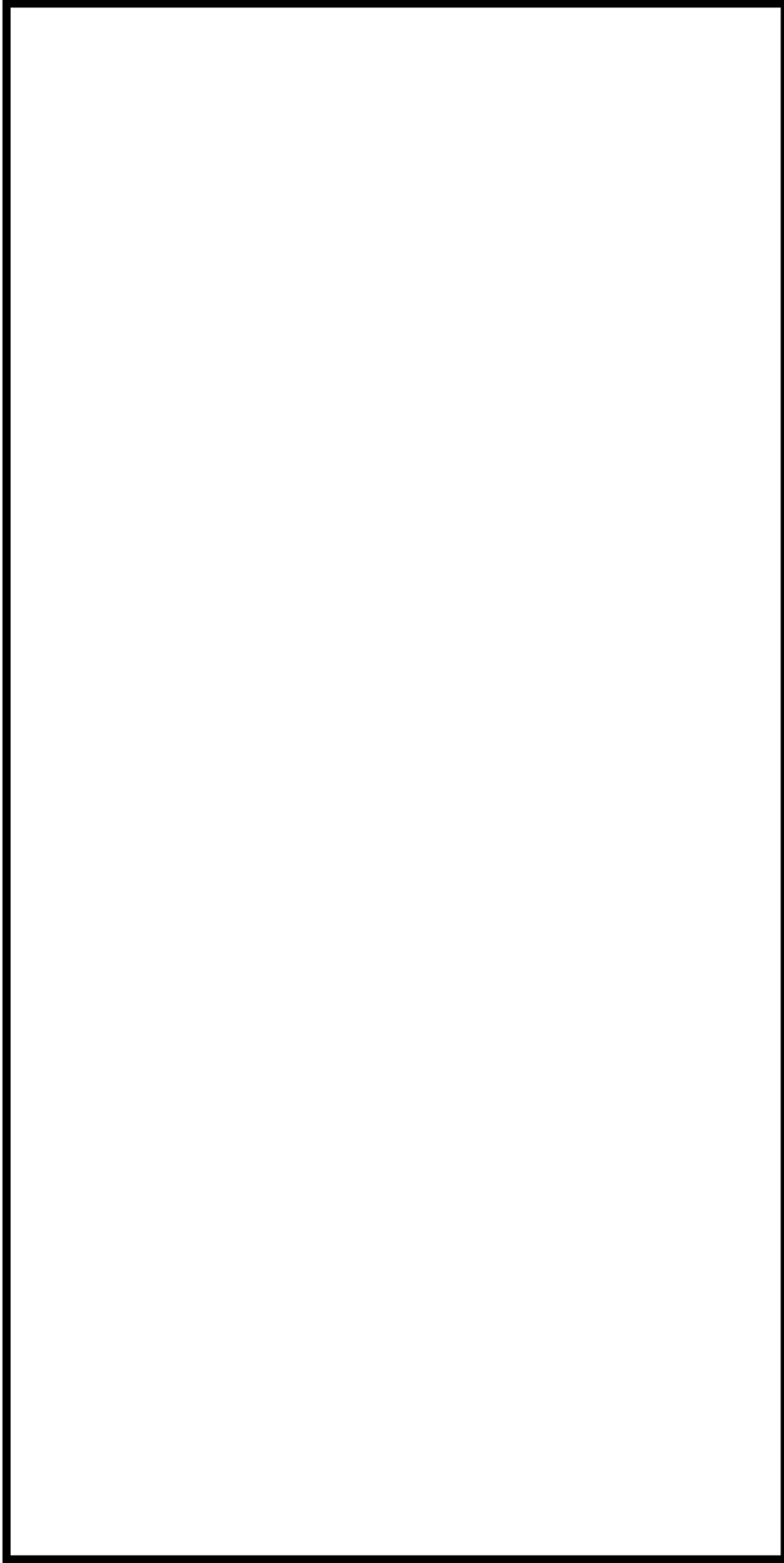
※2：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。

※3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。



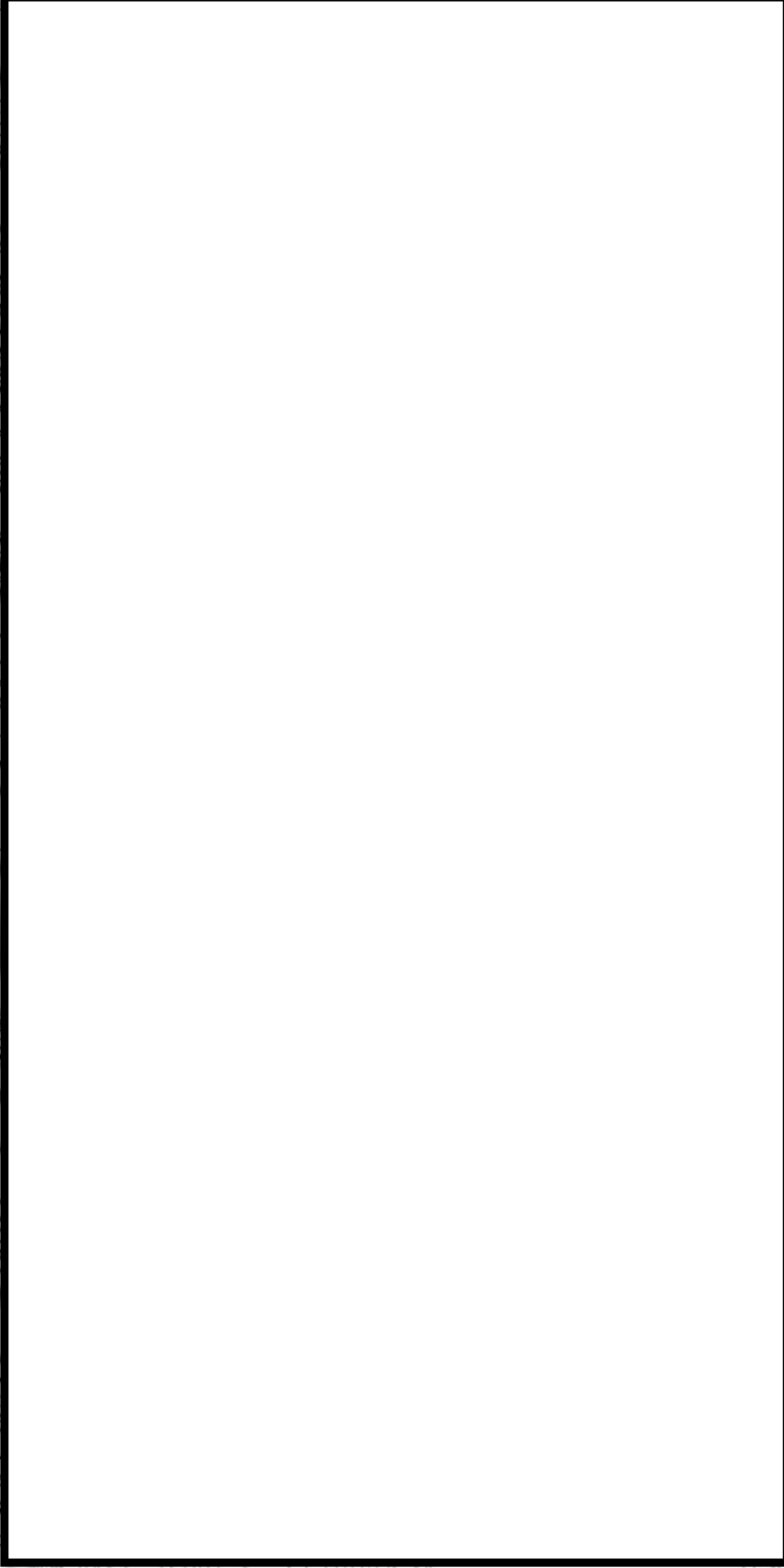
第7-1図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点

：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-2 図 使用済燃料ピットへの注水確保の作業動線と評価点
□ : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

追而



第7-3 図 原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）の作業動線と評価点
□：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙一覧

- 別紙 1. 評価対象作業の選定及び評価点・評価時間設定の考え方について
- 別紙 2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 別紙 3. よう素の化学形態の設定について
- 別紙 4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について
- 別紙 5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 別紙 6. スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 別紙 7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 別紙 8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について
- 別紙 9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 別紙 10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

評価対象作業の選定及び評価点・評価時間設定の考え方について

1. 評価対象作業の選定の考え方について

1.1 基本的な考え方

- ・ 事故後、原子炉容器破損以降に参集要員による交替を考慮せず運転員及び災害対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点から最も厳しい作業を対象とする。
- ・ 原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。
- ・ 参集要員による対応が可能な作業については、交替を考慮できるため、評価対象とはしない。

1.2 評価対象作業の選定

評価対象作業として、運転員及び災害対策要員の作業の中で基本的な考え方に照らし合わせて作業を選定する。

運転員及び災害対策要員の作業の中で、被ばくの観点で厳しい災害対策要員の実施する屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業を対象とする。他の屋外作業は参集要員で対応可能な作業である。災害対策要員等の作業を下表に整理する。

表 1-2 (2/2) 作業員の対応手順と所要時間 (長期作業)

手順の項目	作業員(名) (作業に必要な作業員) 【】は動作前後 移動してきた作業員	必要の要員と作業項目	所要時間(分)		備考
			約2.50時間	24時間	
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	3名 【】は動作前後 移動してきた作業員 ※資材作業員A、B、C	<p>手順の内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース取込、内管給水(日本水質)と接続、ホース延長(車庫内)による可搬型ホース取込 ●ホース延長(車庫内)による可搬型ホース取込、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース取込、格納庫内への水中ポンプ設置 (見込操作) 	<p>約2.50時間</p> <p>燃料取扱用ホシターへの補給開始</p> <p>燃料取扱用ホシターへの補給終了</p> <p>格納庫内 自然対流給油 (見込操作)</p>	<p>燃料取扱用ホシターへの補給は燃料取扱用ホシターへの水が枯渇する50時間(約2.50時間)までに対応が可能である。</p> <p>※1 使用済燃料ホシターへの日本水補給と乾燥の手順のための余裕の対応を要する。</p>	
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	運転員b	●燃料取扱用ホシターへの補給準備	10分		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員D	●可搬型大型送水ポンプ車(A)による燃料取扱用ホシターへの補給 (見込操作)		18時間	燃料取扱用ホシターへの補給は、主に酒造的に水を確保する。
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員A、B、C	●可搬型ホース取込、内管給水(日本水質)と接続、ホース延長(車庫内)による可搬型ホース取込、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース取込、格納庫内への水中ポンプ設置 (見込操作)	10分		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	運転員a	●燃料取扱用ホシターへの補給準備	20分		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	運転員b	●燃料取扱用ホシターへの補給準備	20分		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	運転員c	●燃料取扱用ホシターへの補給準備	18時間		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員D	●可搬型大型送水ポンプ車(A)による燃料取扱用ホシターへの補給 (見込操作)		18時間	
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員A、B、C	●ホース延長(車庫内)による可搬型ホース取込、可搬型大型送水ポンプ車(A)の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース取込、格納庫内への水中ポンプ設置 (見込操作)	10分		
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員D	●可搬型大型送水ポンプ車(A)による燃料取扱用ホシターへの補給 (見込操作)		10分	
燃料取扱用ホシターへの補給(水)	※資材作業員	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代弁非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ (見込操作)		4時間	

追而

<凡例> : 補給対象である除外作業

* 燃料取扱用ホシターへの補給は、主に酒造的に水を確保する。

2.評価点・評価時間の設定の考え方について

各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。

図 2-1 から図 2-3 に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は 3 号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。

グラウンドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に 3 号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点 (⑥, ⑦, ⑧, ⑨) がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号機格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。

また、作業時間は「燃料取替用水ピットへの補給 (海水)」は事故発生後 7.5 時間～11.7 時間の 4 時間 10 分、「使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)」事故発生後 14.0 時間～16.8 時間の 2 時間 45 分、及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)」は事故発生後 18.0 時間～22.2 時間の 4 時間 10 分として評価する。

追而



図 2-1 作業動線と評価点 (燃料取替用水ピットへの補給 (海水))


 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-2 作業動線と評価点（使用済燃料ピットへの通水確保（海水））



 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-3 作業動線と評価点（原子炉補機冷却水系統への注水確保（海水））

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 屋内作業の扱いについて

事故後早期に操作を開始する屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」の2時間5分である。これらの屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋外作業に比べて被ばく線量率は低くなること、また、被ばく評価対象としている「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」の4時間10分より短いことから、屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できていると考えている。

また、1.2項で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を実施するが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、同一の災害対策要員が屋内外作業を実施しても作業期間中100mSvを下回る。

要員	屋内作業
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置
災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置

4. 災害対策要員について

災害対策要員は、夜間及び休日においても7名が発電所に常駐している。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」は災害対策要員3名での作業を想定すると、余剰として災害対策要員4名を確保しており、被ばく線量の状況によっては交替することも可能である。

また、災害対策要員の勤務形態は、通常時から4班2交替のサイクルで運用していることから、比較的長時間が経過した後の屋外作業においては、現実的には発電所構外からの参集要員との交替も可能である。

5. 長期的な作業の扱いについて

長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機への燃料補給作業があるが、これらの作業については、参集要員による交替が可能であり、適切な線量管理の下、作業を継続していくことが可能である。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3. 13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

・ Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

・ Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.6 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分 ～ 1.8 時間

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202² (2002 年 11 月) にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料 1 の第 1-1 表及び第 1-2 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62 GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている (SAND2011-0128³)。

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料 1 の第 1-3 表及び第 1-4 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-146 5	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [※]	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55 GWd/t, MOX 燃料で 45 GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59 GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61 GWd/t, MOX 燃料で 53 GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62 GWd/t の範囲内にある。こ

³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

のため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

2. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

2.1 原子炉格納容器外への放出割合について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を第 5 表に、また、比較方法を第 6 表に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射能評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。

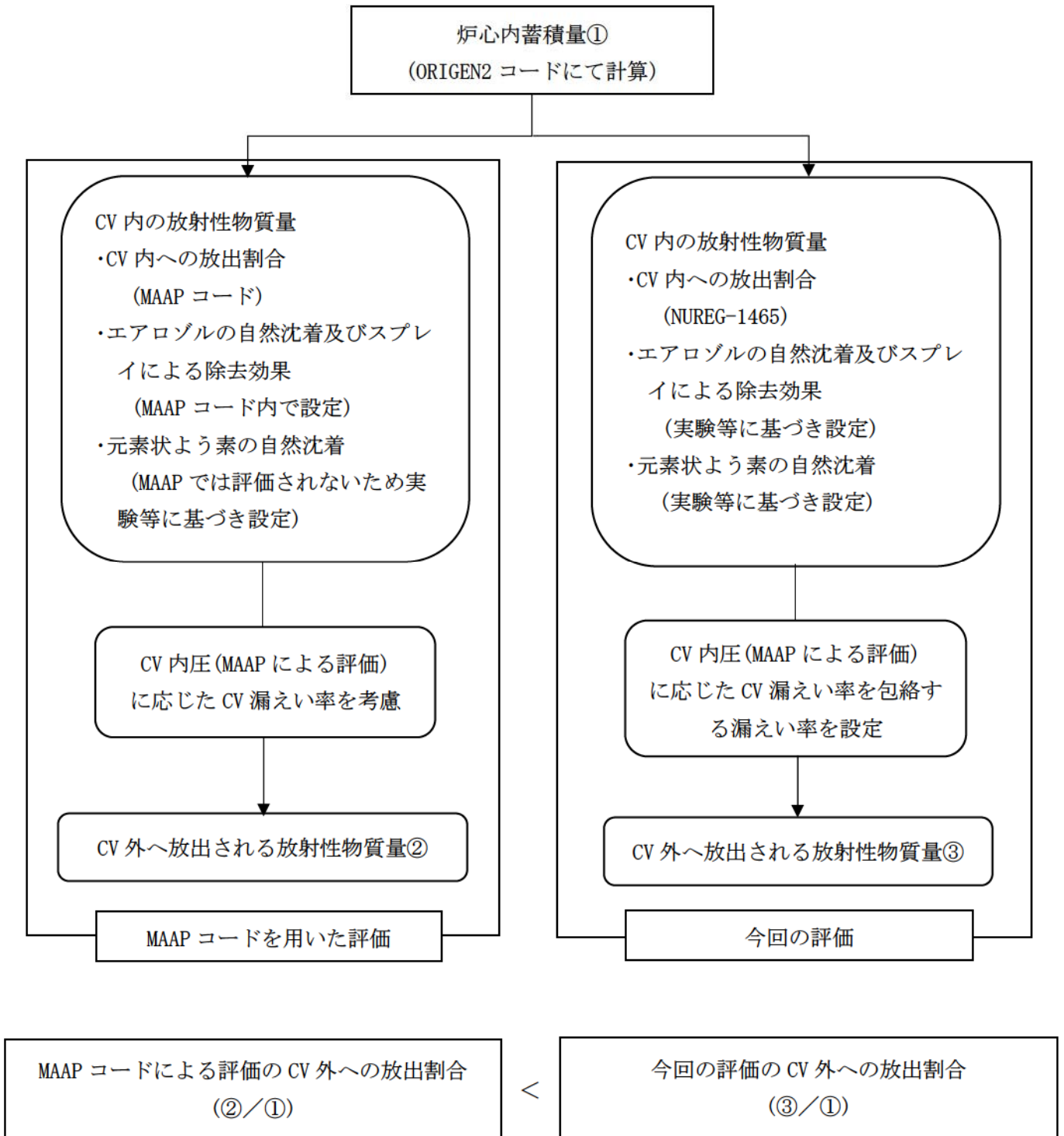
第5表 MAAP コードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析* ²
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 Csのように複数の化学形態(CsI, CsOHグループ)を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第6表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽，2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第7表に示す。

第7表 原子炉格納容器内の線源強度における
本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

第7表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

2.1 及び 2.2 より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できる。

第 1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63, 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35, 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ^{note 4} (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15, 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05, TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01, 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10, TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002, 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0, TR

^a Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HII/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4, 0.4; 0.4, 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0, 0.2; 0.3, 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01, 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE, 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁵ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及び MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を第 2-1 表に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を第 2-2 表に示す。MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

第 2-1 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射能 (Bq) ^(注1, 2)	内訳 (%)
希ガス類	約 0.0×10^0	0
よう素類	約 8.2×10^{13}	55
Cs 類	約 1.7×10^{13}	12
Te 類	約 3.8×10^{12}	3
Ba 類	約 6.1×10^{12}	4
Ru 類	約 5.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 2.2×10^{13}	15
La 類	約 1.7×10^{13}	12
合計	約 1.5×10^{14}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

第 2-2 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 8.7×10^{15}	91
よう素類	約 6.7×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 3.1×10^{13}	<1
Ba 類	約 1.7×10^{13}	<1
Ru 類	約 9.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 1.1×10^{12}	<1
La 類	約 2.9×10^{12}	<1
合計	約 9.5×10^{15}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

よう素の化学形態の設定について

本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 % が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH < 7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

数値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

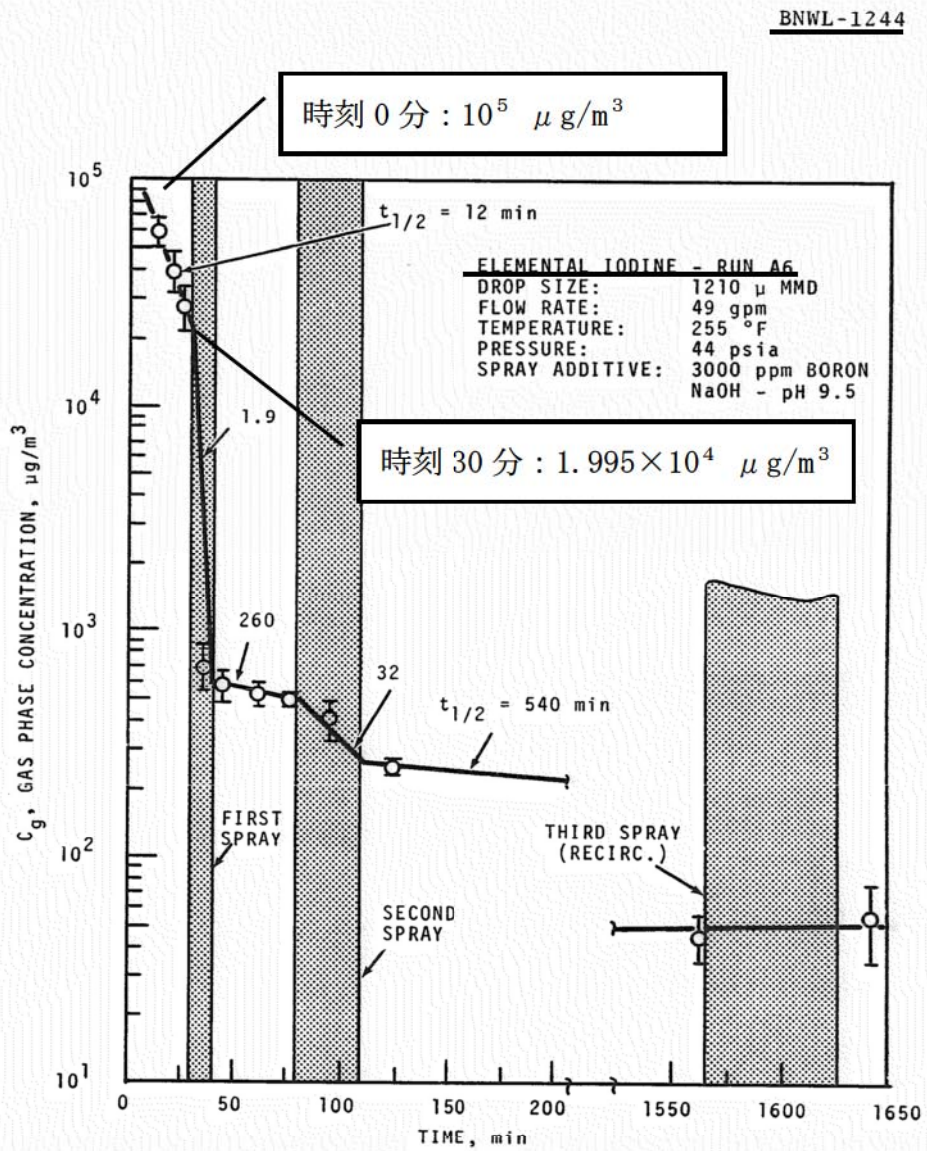


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊発電所 3 号炉の比較について第 1 表にまとめる。また、NUPEC の報告書においては、スプレー水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレー水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³
スプレー	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)

(1) R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

(2) R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

* 1 : 自然沈着速度の算出には第 1 回目のスプレーが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後には沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

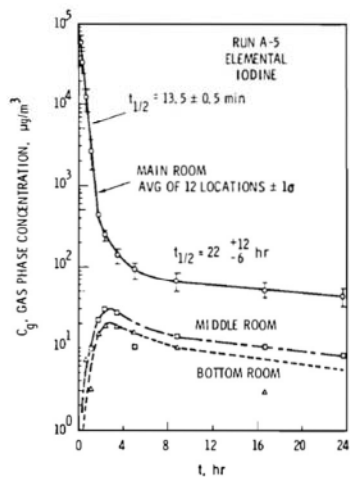


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

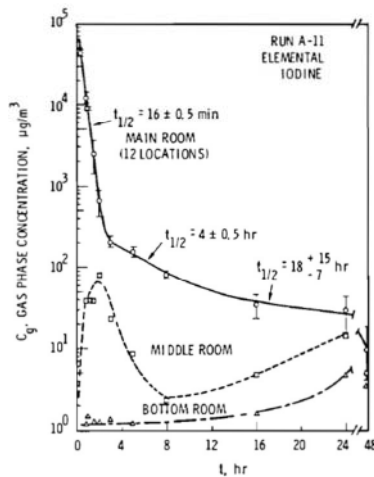


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分 (9時間) *4	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34時間	33時間

* 4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第3表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

CV 内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレーされることでスプレーによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレーされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果 (A-5, A-11 試験) を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の CV 内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考える。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の CV 外への放出割合について算出した結果を第5表に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12分	同左	16分 ^{※1}
等価半減期（DF=200到達後）	同上	40時間 ^{※2}	同左
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

第6表に示すとおり、CSE試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

	CSE試験体系	泊発電所3号炉
体積(m ³)	約600	約65,500
表面積(m ²)	約570	約69,000
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05

(参考) CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri.

^b $k = 0.027 \text{ Btu}/(\text{h ft}^2) (\text{° F}/\text{ft})$ at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

PHEBUS-FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。

試験は約23 Gwd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈着したFPを下部サンプルに洗い流す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。

PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05 %（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動は前述のCSE実験と同様の傾向である。

以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。

- (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成15年
- (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年

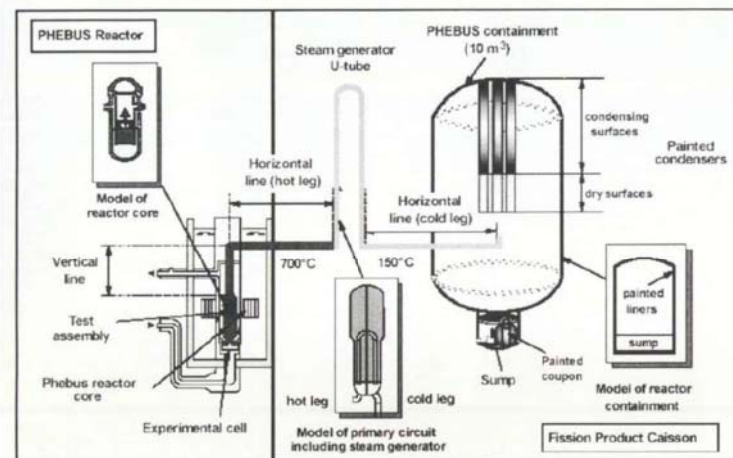
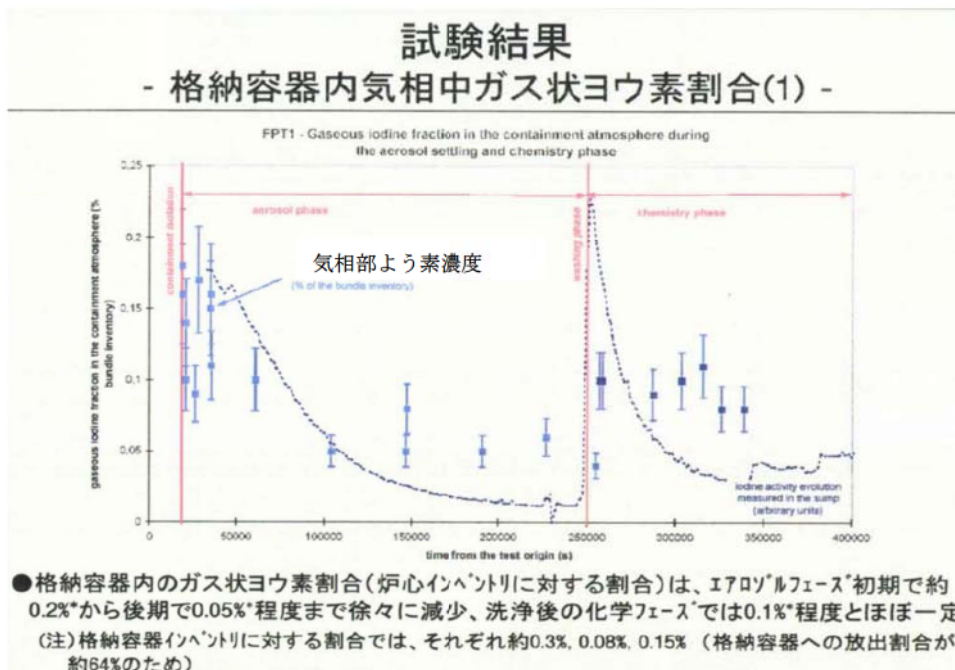


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)



第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成 10 年 3 月）（以下、「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈着速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$$

λ_d	: 自然沈着率 (1/s)
V_d	: 重力沈着速度 (m/s)
A_f	: 原子炉格納容器床面積 (m ²) (泊発電所 3 号炉 1,250 m ²)
V_g	: 原子炉格納容器自由体積 (m ³) (泊発電所 3 号炉 65,500 m ³)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈着する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p	: エアロゾル半径 (m)
ρ_p	: エアロゾル密度 (kg/m ³)
ρ_g	: 気体の密度 (kg/m ³)
g	: 重力加速度 (m/s ²)
μ_g	: 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を第 1 表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時) となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log(1.995 \times 10^4 / 10^5) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

λ_S	: スプレイ除去速度
h	: スプレイ液滴落下高さ
V_S	: スプレイ領域の体積
F	: スプレイ流量
E	: 捕集効率
D	: スプレイ液滴直径

また、米国 R. G. 1.195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹

(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.

2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

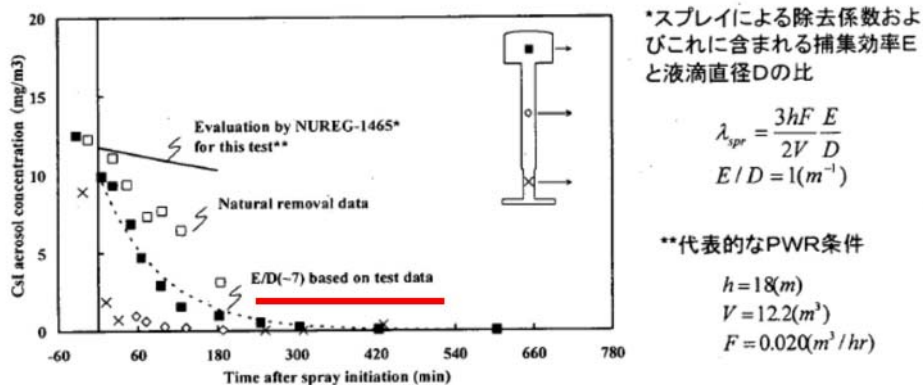


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

泊発電所 3 号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所 3 号炉では、重大事故時の温度や圧力について

若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である $E/D=7$ を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5 mm であった。泊発電所 3 号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッドに 100 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 $100 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上（スプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所 3 号炉の代替格納容器スプレイ流量は $140 \text{ m}^3/\text{h}$ ($> 100 \text{ m}^3/\text{h}$) であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$ を適用することは妥当である。

3. エアロゾル除去速度の算出

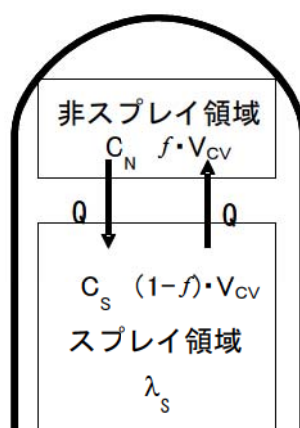
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積 V_{CV} に対する非スプレイ領域の体積割合を f とし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度を C_i とし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量 Q の空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{cases}$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号炉 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号炉 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号炉 122,000 m³)

λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_S : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 λ_S はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示

されている「 V_s 」は、スプレー領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

上記モデルを使用し、非スプレー領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレー除去速度を算出した。

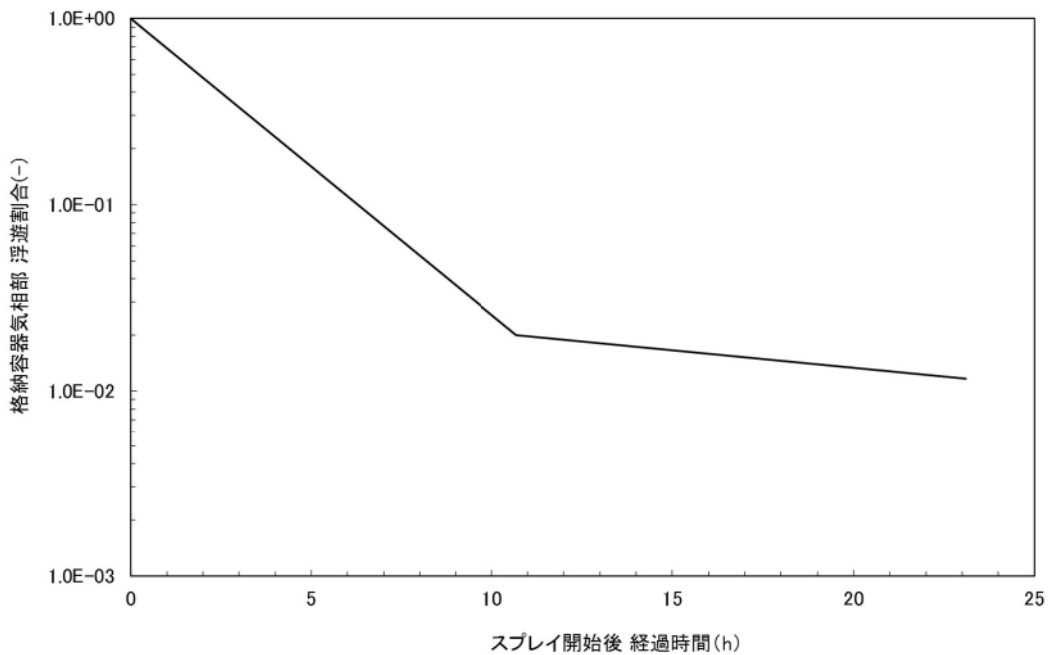
なお、エアロゾルに対するスプレー効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレー効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレーによるエアロゾル除去速度として第 1 表のように設定した。

また、第 1 表をグラフで表したスプレー除去効果のモデルを第 1 図に示す。

第 1 表 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	0.043 (1/時)



第 1 図 スプレー除去効果のモデル

CSE データ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone.

^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₃BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレイ効率と液滴径の比として $E/D=7$ を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$ の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレイヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$ を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

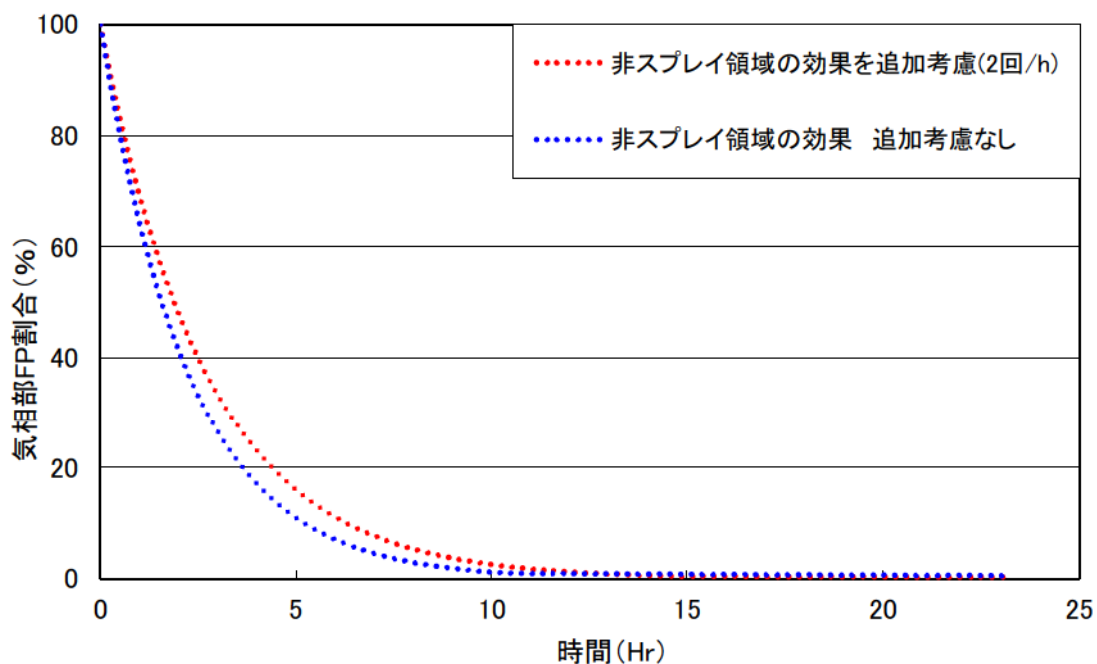


図 スプレイ除去効果の比較

(参考資料) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレイノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (ノズル径)	1470ミクロン (ノズル径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロゾル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m ³	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

L	:	漏えい率
L_d	:	設計漏えい率
ΔP	:	原子炉格納容器内外差圧
ρ	:	原子炉格納容器内密度
d	:	添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
t	:	添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

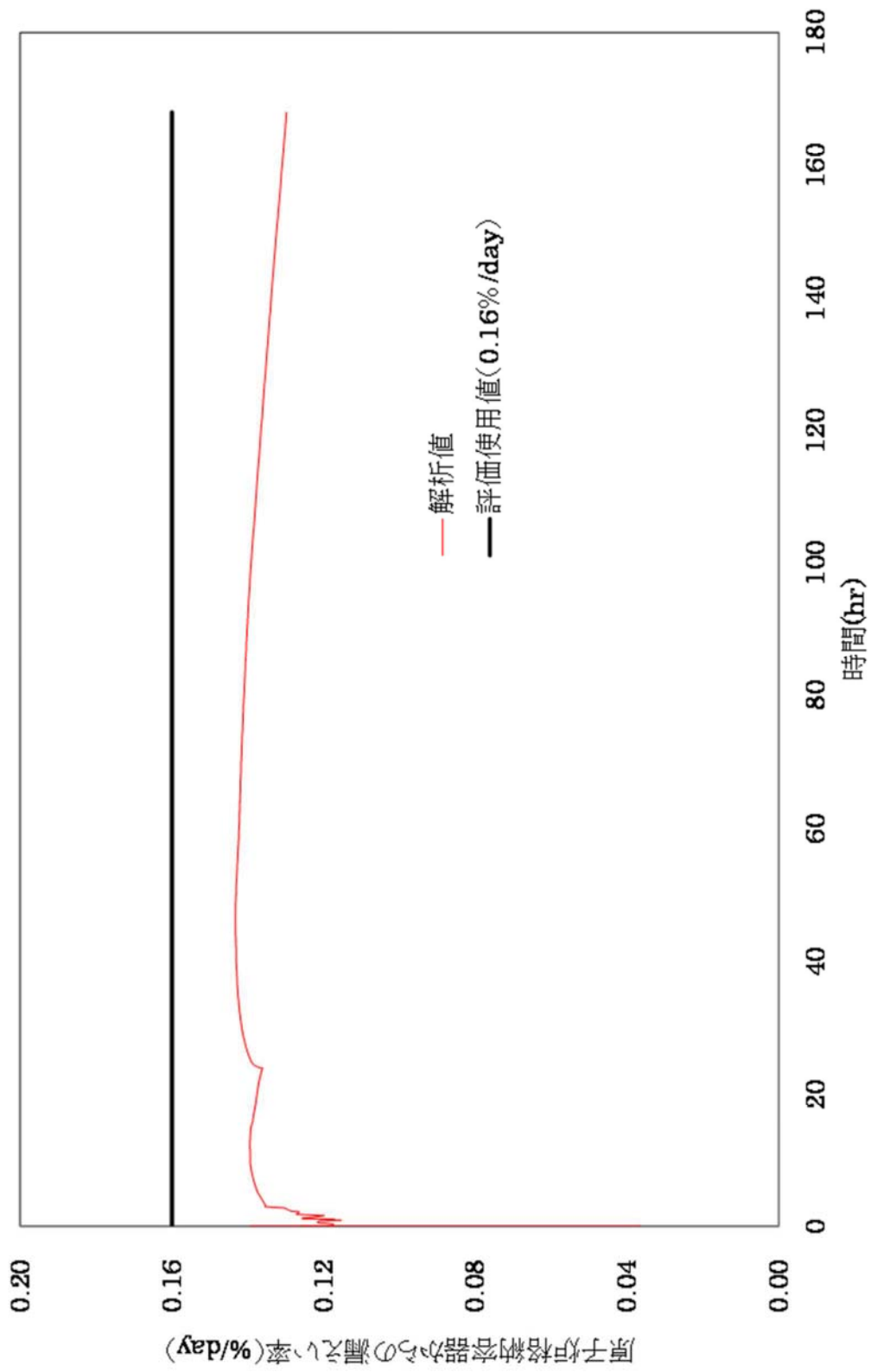
差圧流

- | | | |
|------------|------------------|--|
| P | 原子炉格納容器内圧力 | $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ |
| P_{leak} | 漏えい口出口での圧力 | |
| μ | 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 | |
| k | 原子炉格納容器内の気体の比熱比 | $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ |
| P_{atm} | 大気圧 | |

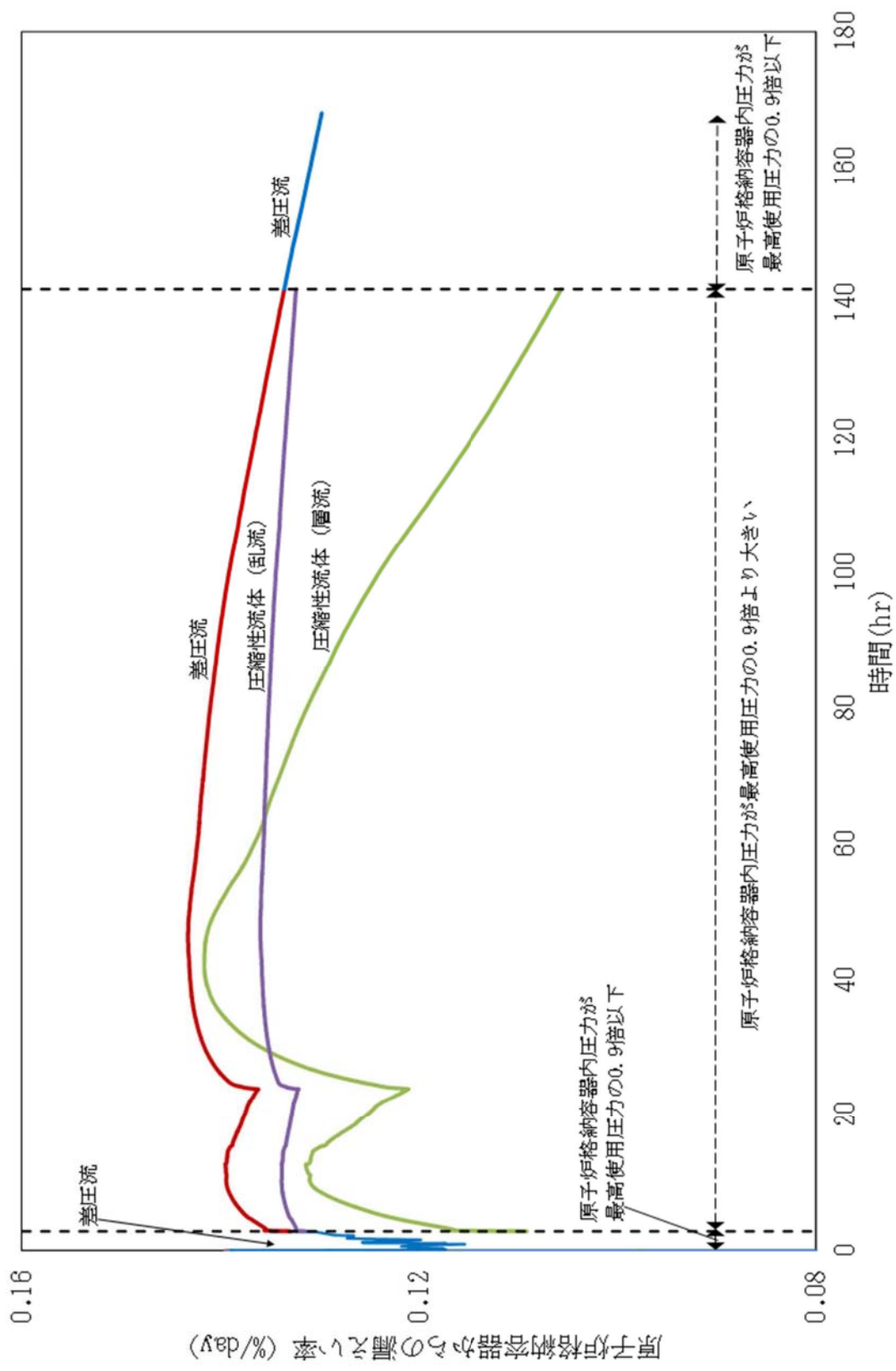
原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率 0.16% に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約 0.40 MPa [gage] であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。

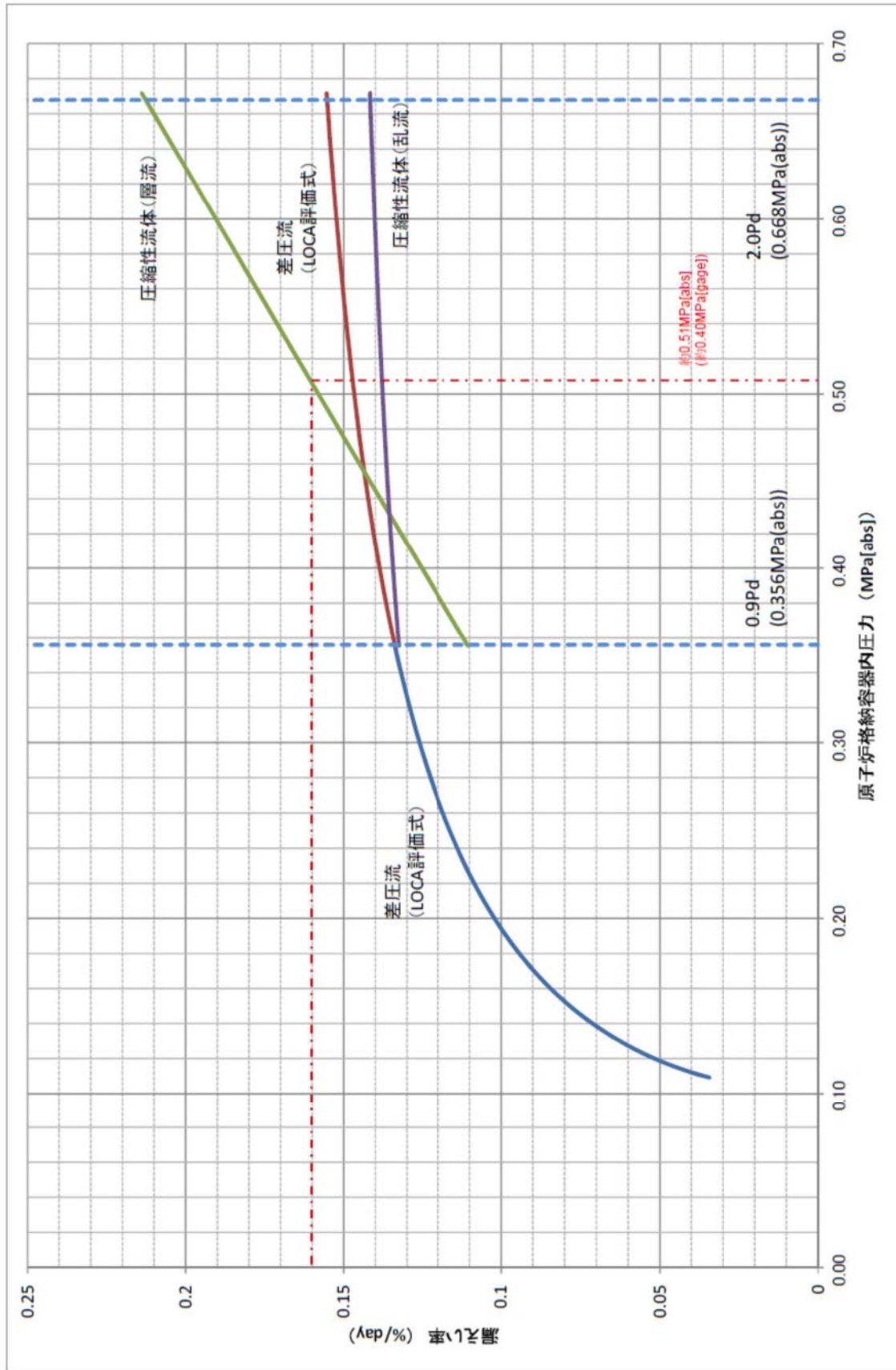


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08 %/day~0.16 %/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算式別)



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタ除去効率について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99 % を用いている。微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

・ アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150 °C 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。

アニュラス内の温度は最高で 120 °C 程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 °C 程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/6 枚 (全 12 枚のうち上流側 6 枚) である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。(第 3 表及び第 1 図参照)

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

第 1 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

2. よう素フィルタの除去効率について

アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。よう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

・ アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである(安定核種も考慮)。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。(第 3 表及び第 2 図参照)

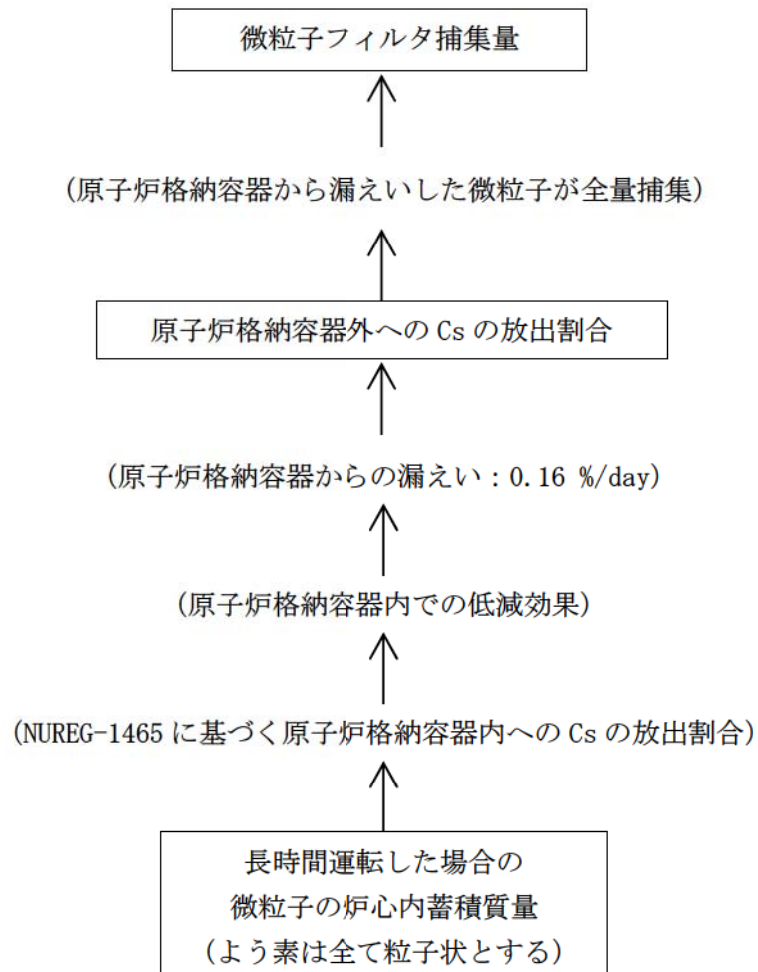
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

第 2 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

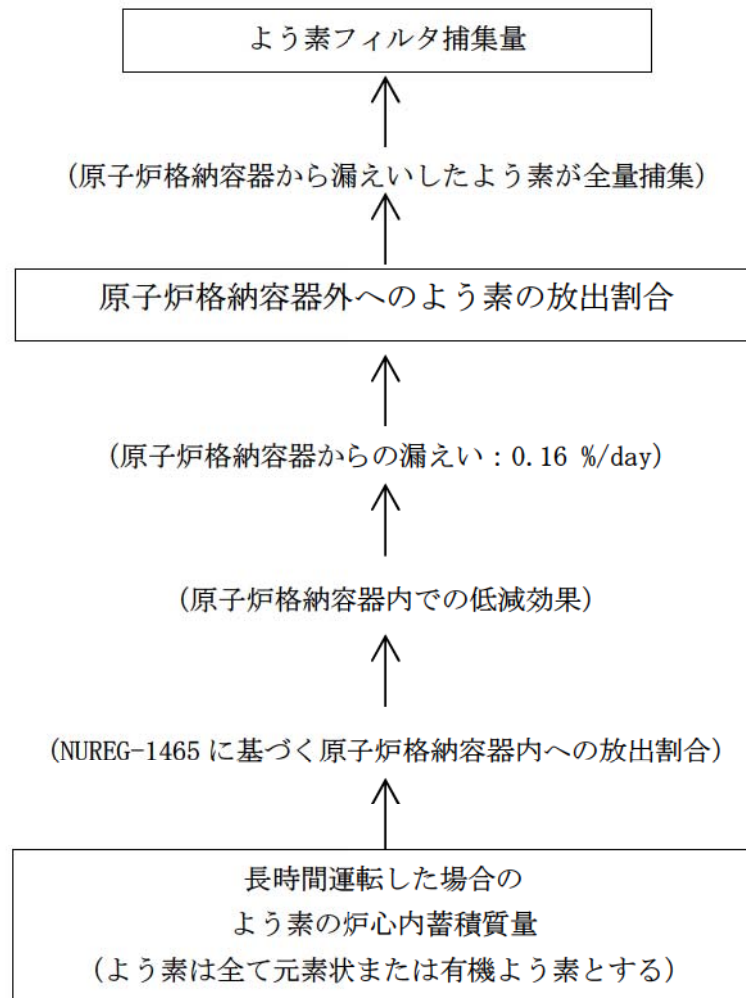
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

第3表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)
Cs類	3.0E+02
Te類	5.0E+01
Ba類	2.1E+02
Ru類	6.9E+02
Ce類	9.4E+02
La類	1.0E+03
合計	3.2E+03



第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第2図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率 95 %以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は「温度：30 °C，湿度：95 %RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付 6 に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間 1991 年～2020 年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.6 °C，-5.8 °Cである。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6 °C，-6.1 °Cであった（統計期間 1981～2010 年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付 6 に記載する温度の抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	8 月	1 月	8 月	1 月
最高気温月／最低気温月	8 月	1 月	8 月	1 月
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6 °C	-4.7 °C	25.6 °C	-5.8 °C

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。

横軸に各日単位で1年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95 %RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90 %RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95 %RHは年間を通してなく、相対湿度90 %RH以上は年間最大4 %程度である。

なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90 %RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。

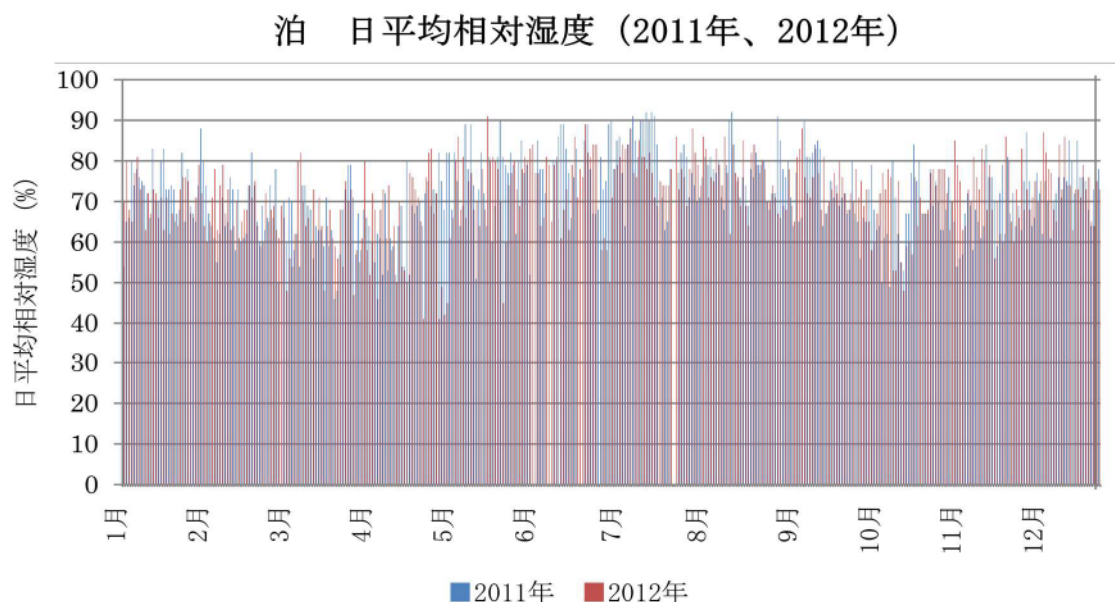


図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アンユラス空気浄化設備

アンユラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアンユラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5 kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3000 m³/h^(注2)である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故時のアンユラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0 kPa、約0.92 kPa^(注3)となる。事故時のアンユラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アンユラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率を確保できる。

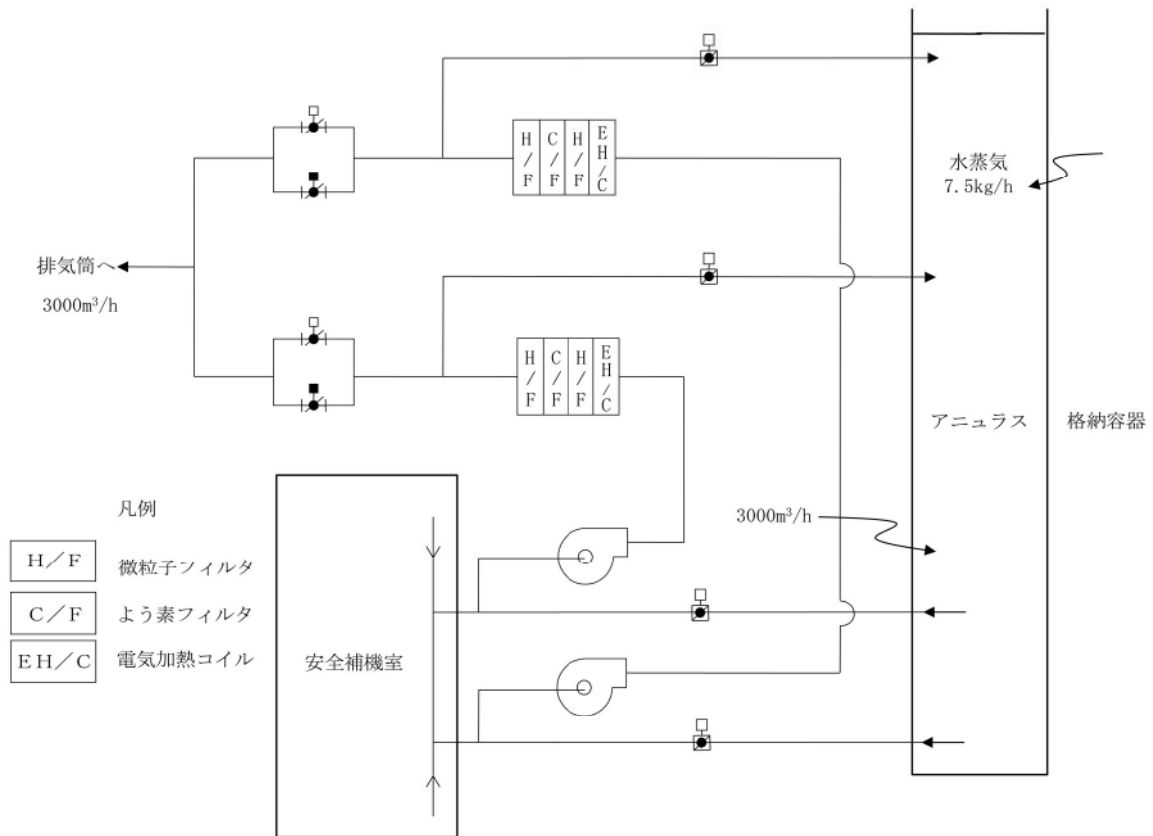


図2 泊3号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112000 kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6 °C, 95 %RH及び-6.1 °C, 95 %RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_{o'} = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_o = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ($M_{cv'}$)	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (M_{o'} + M_{cv'}) / M_o$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を 40 °Cとすると、40 °Cの飽和水蒸気分圧は7.4 kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

$$25.6 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH 時: } 4.0 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 54.1 \text{ \%RH}$$

$$-6.1 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH 時: } 0.92 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 12.5 \text{ \%RH}$$

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

- a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20 m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20 m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84 m の観測記録を用いて検定を行った。
- b. データ統計期間
統計年：2011 年 1 月～2020 年 12 月（10 年間）
検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月
- c. 検定方法
異常年かどうか、F 分布検定により検定を行った。

(2) 検定結果

第 1 表に検定結果を示す。また、標高 20 m での棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第 2 表及び第 3 表に、標高 84 m での棄却検定表を第 4 表及び第 5 表に示す。

標高 20 m、標高 84 m での観測点共に 27 項目のうち、有意水準（危険率）5 %で棄却された項目は、標高 20 m は 0 個、標高 84 m は 3 個（風向（2 項目）及び風速階級（1 項目））であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数（1～3 項目）の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

第 1 表：異常年検定結果

観測点	観測項目	検 定 結 果
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84 m	風向別出現頻度	2 項目棄却 (風向：SSE, W)
	風速階級別出現頻度	1 項目棄却 (風速階級：0.5 m/s～1.4 m/s)

第2表 葉却檢定表(風向別出現頻度)(標高20m)

風向	観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											平均値		葉却限界(5%)	
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	1997			上限	下限
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32	○
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50	○
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89	○
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25	○
E	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.06	1.81	0.53	○
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○
SW	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18	○
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○
WNNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77	○
NNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○

第3表 葉却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高20m)

風速階級(m/s)	観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											平均値		葉却限界(5%)	
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	1997			上限	下限
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○
0.5~1.4	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81	○
1.5~2.4	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08	○
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.68	14.83	8.41	○
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.28	7.62	7.36	7.82	7.13	9.43	6.21	○
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○
7.5~8.4	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.69	○
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.88	4.26	4.85	2.91	○
9.5~	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99	○

第 4 表 葉却檢定表(風向別出現頻度)(標高 84m)

風向	統計年												観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)				判定 ○採択 ×棄却
	統計年												葉却限(5%)				
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限	下限			
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○		
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○		
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○		
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.86	10.87	16.61	9.11	○		
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○		
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○		
SE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○		
SSE	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.68	0.72	0.82	0.69	1.03	0.96	0.42	×		
S	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.69	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○		
SSW	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○		
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○		
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○		
W	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×		
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○		
NW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.29	8.57	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○		
NNW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○		

第 5 表 葉却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 84m)

風速階級 (m/s)	統計年												観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)				判定 ○採択 ×棄却
	統計年												葉却限(5%)				
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限	下限			
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○		
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	6.11	10.28	6.90	×		
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○		
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.49	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○		
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○		
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○		
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○		
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○		
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○		
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○		
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○		

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]
 V_{gd} : 沈着速度 [m/s]
 χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は線量目標値評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]
 Λ : 洗浄係数 [1/s]
 $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi/Q_{(z)}$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅 [m]
 χ/Q_0 : 相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率 [$1/m^2$]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち χ/Q の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値
 χ/Q_{0t} : 時刻 t の相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(評価点⑧)

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.4×10^{-4}
	① 乾性沈着率 ($1/m^2$)	約 1.3×10^{-6}
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率 ($1/m^2$) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}
	降雨量 (mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。

第2表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル3PSA編) : 2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3 cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 2 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度である。

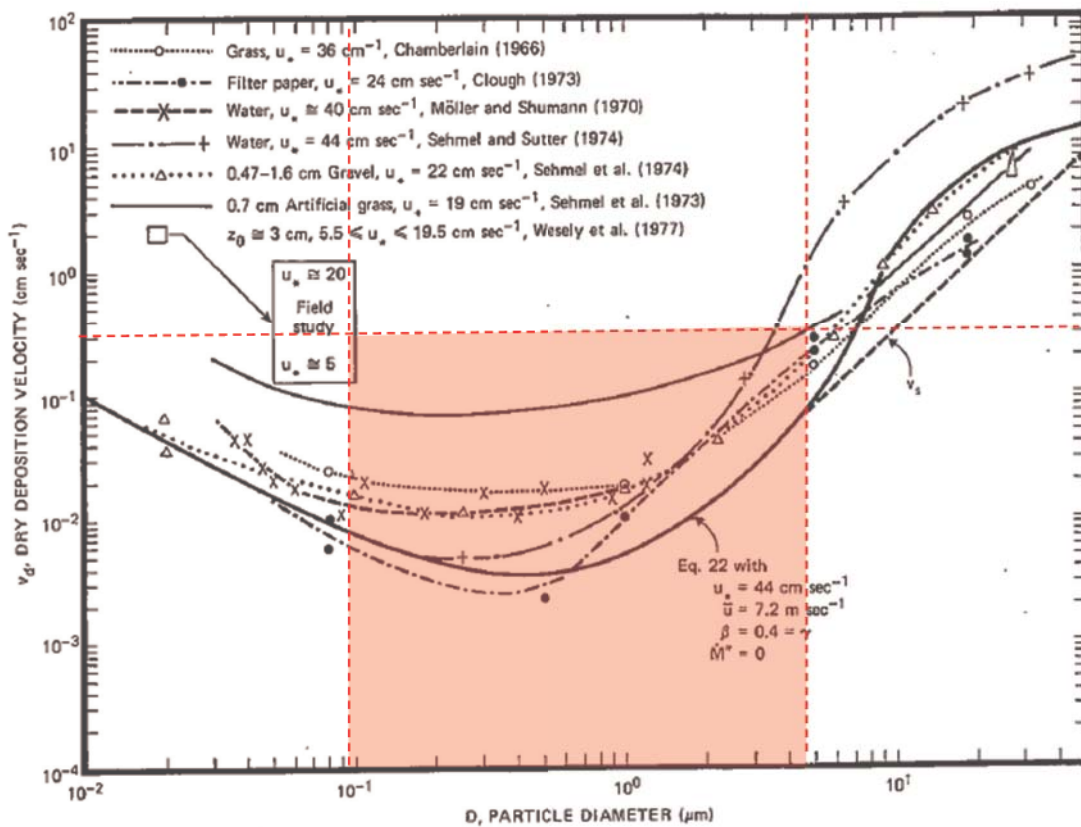


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\ \mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\ \mu\text{m}$ の場合に比べ25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれにより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

このため、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕獲される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕獲され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\ \mu\text{m}\sim 5\ \mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として $0.3\ \text{cm/s}$ を適用できると考えている。

参考文献 1

J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

参考文献 2

W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

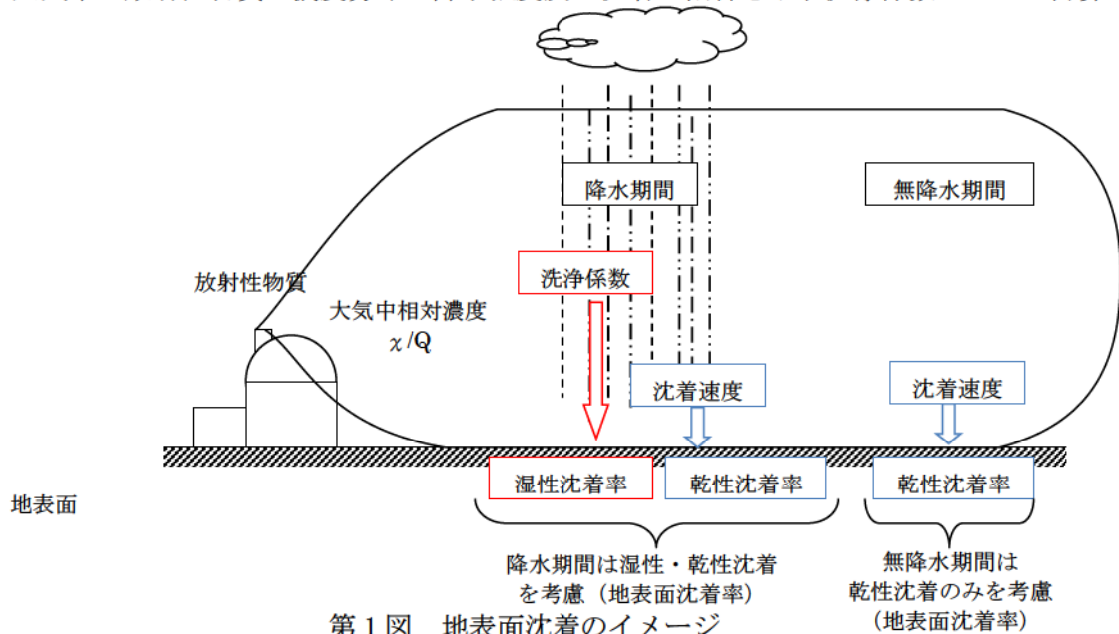
参考文献 3

NUPEC 「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」

地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方について

1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \text{ ----- ①}$$

D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり)

D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$)

D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$)

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3)

V_g : 沈着速度 (m/s)

Λ : 洗浄係数 ($1/s$)

ただし、 $\Lambda = aP^b$

a, b : 洗浄係数パラメータ (-)

P : 降水強度 (mm/hr)

z : 鉛直長さ (m)

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97 %値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第 2 図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第 2 図の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方角に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記 (1) で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 %を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。



第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方
(評価対象方位が NW, NNW の例)

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm ～5 μm の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 1 の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 1 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1 μm ～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表 1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{*1}	約 0.5～5 (図 1 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
 A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

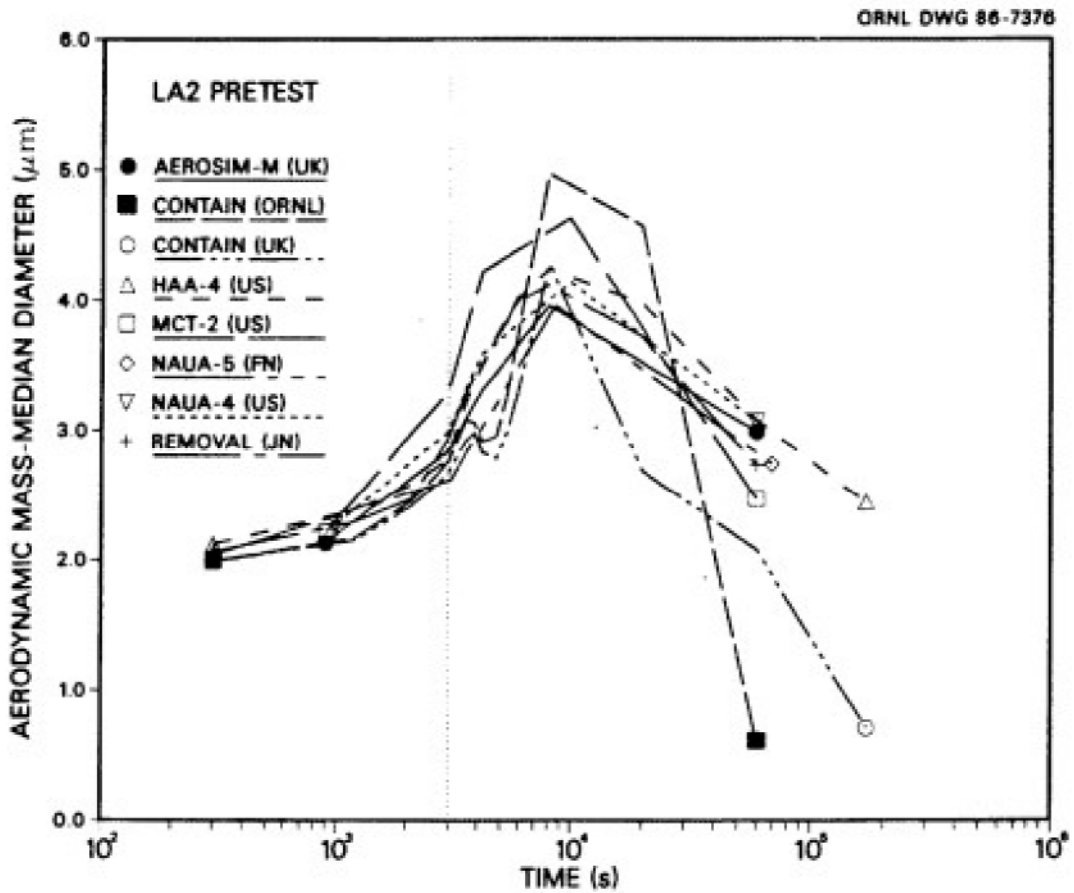


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

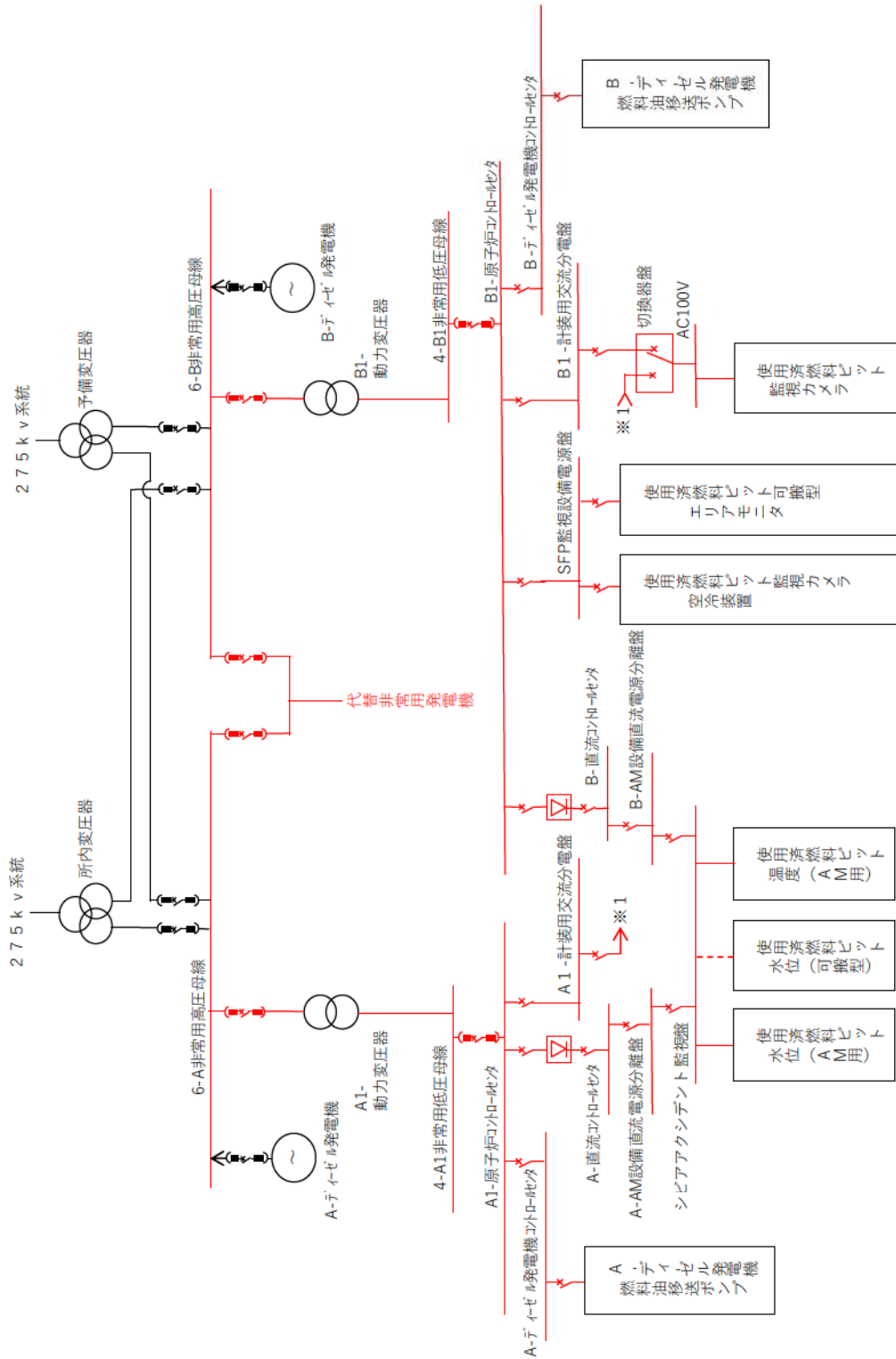
9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した，1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい，核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。



重大事故等対処設備の電源構成図

使用済燃料ピットから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への影響

以下の技術的能力審査基準追加要求事項（解釈）について、想定事故 1，2 が発生した場合において、発生した水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がないことを確認した。確認結果を本資料の 1. から 3. に示す。

技術的能力審査基準抜粋（平成 29 年 12 月 14 日施行）

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

1 (省略)

- 2 発電用原子炉設置者は、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において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 (省略)

- 2 第 1 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- b) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。

3・4 (省略)

1. 使用済燃料ピットが設置されている建屋構造について

使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は、図 1 及び図 2 に示すとおり原子炉建屋の一部を構成している。燃料取扱棟は、原子炉建屋内の他のエリアとは区画されていることから、使用済燃料ピットから発生した水蒸気の影響範囲は燃料取扱棟内となる。

2. 水蒸気の影響を考慮する重大事故等対処設備について

前項より、使用済燃料ピットから発生する水蒸気の影響を考慮する重大事故等対処設備の範囲は、燃料取扱棟内に設置されている設備が対象となる。燃料取扱棟内に設置されている重大事故等対処設備は、以下に示す使用済燃料ピット監視設備であり、これらの使用済燃料ピット監視設備の配置を図 3 及び図 4 に示す。

(対象設備)

- ・使用済燃料ピット水位計 (AM用)
- ・使用済燃料ピット水位計 (可搬型)
- ・使用済燃料ピット温度計 (AM用)
- ・使用済燃料ピット監視カメラ

燃料取扱棟内に設置されている使用済燃料ピット監視設備に係る重大事故等時の環境下における健全性について、表 1 に設備仕様及び環境条件を示す。

重大事故等が発生した際には、これらの監視設備は使用済燃料ピットからの蒸散が継続し、高温 (大気圧下であり 100℃以上に達することはない)、高湿度環境での使用も考えられるが、検出器取付構造及び取付位置により水蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造としており、また、想定される環境状態を考慮した条件 (温度 100℃、湿度 100%) で設計し試験により機能健全性を確認していることから、事故時環境下においても使用が可能である。

3. 可搬型設備による使用済燃料ピットへの代替注水措置について

使用済燃料ピットにおける重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な技術的能力に関しては、重大事故等技術的能力審査基準「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に対応する手順を整備しており、また、設置許可基準規則の解釈第 37 条に基づく想定事故 1 及び想定事故 2 に対する措置の有効性評価を実施している。有効性評価の結果では、使用済燃料ピット水の温度が 100℃に到達する前に可搬型大型送水ポンプ車による注水準備が完了することを確認している。このため、現場環境が大きく悪化する前に注水措置を実施することが可能であり、使用済燃料ピットからの水蒸気の発生が抑制できる。

有効性評価まとめ資料想定事故2（抜粋）

7.3. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

7.3.2 想定事故2

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(2) 有効性評価の条件

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 可搬型大型送水ポンプ車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の5.7時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約5.8時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。（略）

b. 評価項目等

（略）

事象発生の5.7時間後 から可搬型大型送水ポンプ車による注水が可能となり、使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態を維持できる。

以上のとおり、泊3号炉では使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟が原子炉建屋と区画されていることから、使用済燃料ピットで発生した水蒸気の影響範囲は燃料取扱棟内に設置されている重大事故等対処設備になる。燃料取扱棟内に設置されている重大事故等対処設備は使用済燃料ピット監視設備であり、いずれの設備も高温、高湿度での使用を想定した設計になっていることから、重大事故等時の環境下においても使用は可能であり、水蒸気が悪影響を及ぼすことがないことを確認した。

表1 燃料取扱棟内に設置されている使用済燃料ピット監視設備の設備仕様及び環境条件一覧

計器仕様		環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合 評価			
水位	使用済 燃料ピット 水位計 (AM用) 電波式	2 個	計測範囲	□	~T. P. 29. 29m	○	計測範囲は、有効性評価成立性確認結果、想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。	○
			温度	-20~70℃*1	~100℃	○	*1: メーカー試験にて□℃で機能維持確認済。耐環境性向上のため、□℃で機能維持確認済。	○
			湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	~100%	○	防水機能 (いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造) であり問題ない。	○
			放射線	<10Gy/h	1. 3×10 ⁷ mGy/h	△	計測範囲は、有効性評価成立性確認結果、想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。ただし、ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるためその後は使用済ピット水位計 (可搬型) により監視する。	○
水位	使用済 燃料ピット 水位計 (可搬型) フロート 式	2 個	計測範囲	□	~T. P. 29. 29m	○	計測範囲は、使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合においても想定範囲内 (使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍) であり問題ない。	○
			温度 湿度 放射線	—	—	○	使用済燃料ピット区域内の構成材料が無機物 (ステンレス鋼) で構成されており問題ない。	○
水温	使用済 燃料ピット 温度計 (AM用) 測温 抵抗体	2 個	測定 位置	T. P. □m ²	~T. P. 29. 29m	△	*2: SFP 出口配管下端高さまで測定可能。水位が計測位置以下となった場合、雰囲気温度を計測するが、監視カメラ (赤外線) にて水位表面温度を監視可能である。また、補給により水位が出口配管 (計測点) まで回復した後は、計測可能である。	○
			計測範囲	0~100℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○
			温度	150℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○
			湿度	100% (IP67「水中への浸漬に対する保護」)	~100%	○	防水機能 (規定の圧力、時間での水中に浸漬した場合でも影響を受けない構造) であり問題ない。	○
			放射線	—	—	○	構成材料が無機物で構成されており問題ない。	○
状態監視	使用済 燃料ピット 監視カメラ 赤外線	1 個	温度	-15~50℃*4	~100℃	△	*4: メーカー試験にて□で機能維持確認済。 ・雰囲気温度□の環境での使用も想定し、空気による冷却等により、耐環境性向上を図る。	○
			湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	~100%	○	防水機能 (いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造) であり問題ない。	○
			放射線	線量率: <20Gy/h	6. 0×10 ⁶ mGy/h	△	ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済ピット水位計 (可搬型) を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

□内は商業機密に属しますので公開できません

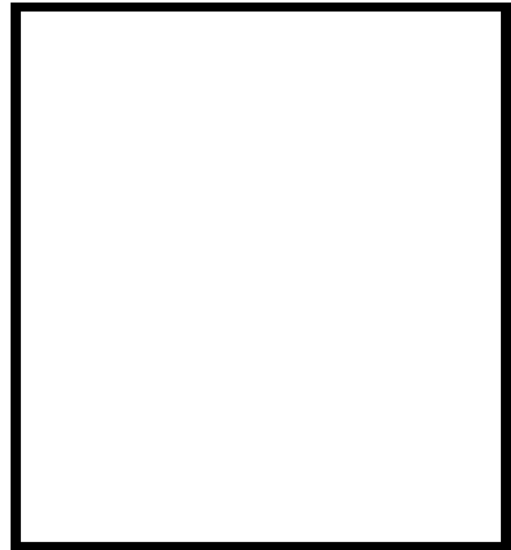


図1 原子炉建屋（燃料取扱棟）の設置位置（断面図）

図2 原子炉建屋概略平面図（T.P. 33.1m）



- ① : 使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）
- ② : 使用済燃料ピット温度（AM用）
- ③ : 使用済燃料ピット水位（AM用）
- ④ : 使用済燃料ピット監視カメラ

図3 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の設置場所(T.P. 33.1m)



内は商業機密に属しますので公開できません

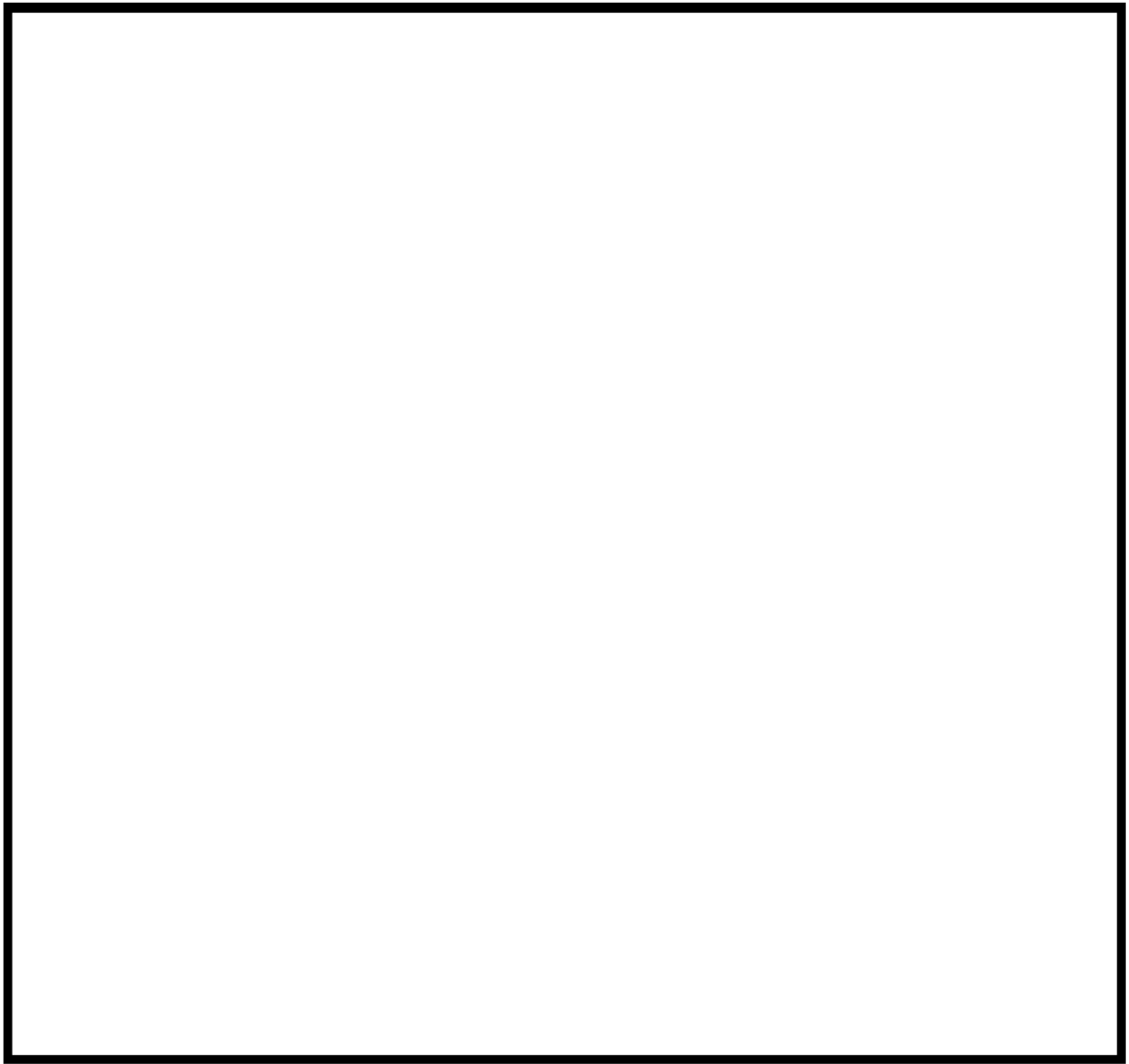


図 4 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の配置概要図(T.P. 33.1m)



内は商業機密に属しますので公開できません

解釈一覧

1. 「手順着手の判断基準」及び「操作手順」解釈一覧

対応手段	1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等 (7) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水	
	記載内容	解釈
操作手順 ③	可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(3)）」参照
操作手順 ⑥	水中ポンプを可搬型ホースと接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(3)）」参照
操作手順 ⑨	可搬型大型送水ポンプ車を起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(3)）」参照
操作手順 ⑩	通常水位の範囲内	T. P. 32. 73m～T. P. 32. 58m
操作手順 ⑩	使用済燃料ピット出口配管下端水位	T. P. 31. 31m

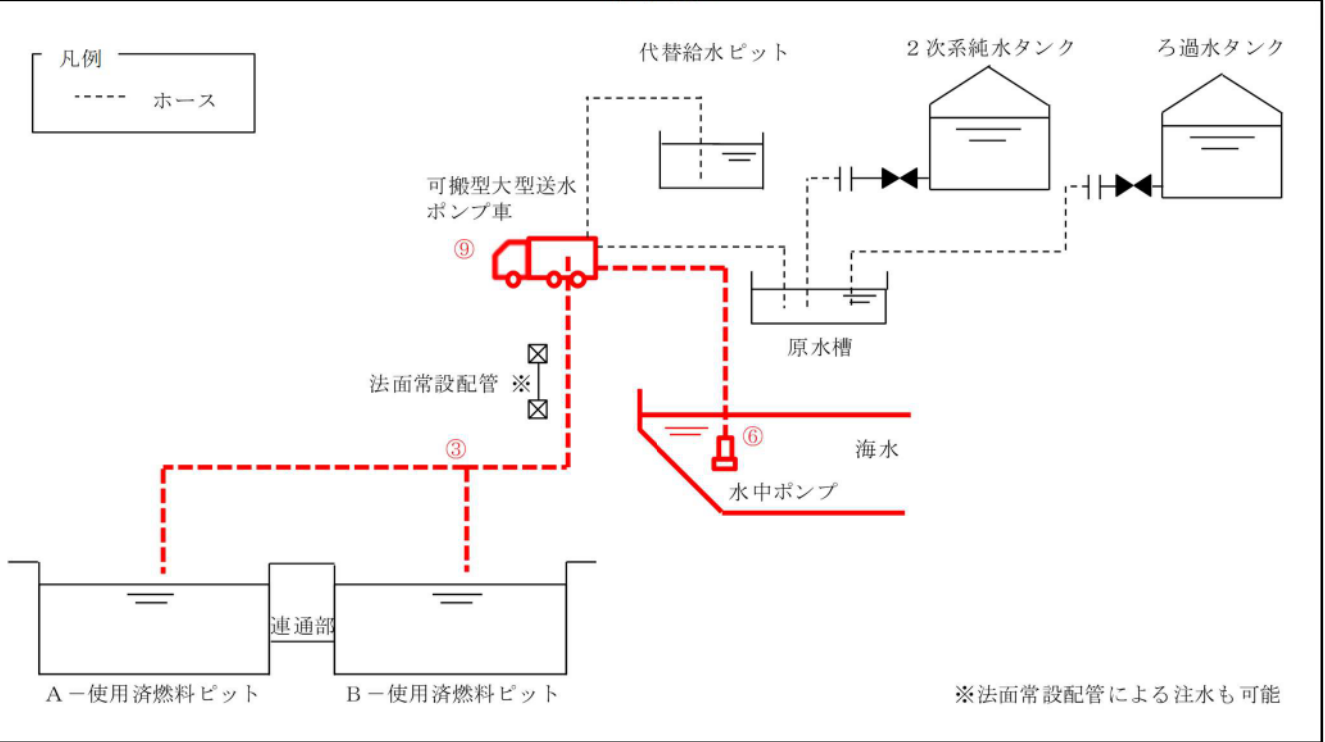
対応手段	1. 11. 2. 2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等 (1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	
	記載内容	解釈
操作手順 ③	可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(4)）」参照
操作手順 ⑥	水中ポンプを可搬型ホースと接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(4)）」参照
操作手順 ⑨	可搬型大型送水ポンプ車を起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(4)）」参照

対応手段	1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等 (2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	
	記載内容	解釈
操作手順 ②	使用済燃料ピット水位（可搬型）の設置	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(5)）」参照
操作手順 ③	使用済燃料ピット可搬型エアモニタの設置	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(5)）」参照
操作手順 ⑤	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置準備	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(5)）」参照
操作手順 ⑥	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置による冷却空気送風のための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(5)）」参照
操作手順 ⑥	空気冷却設備を起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1. 11. 23-(5)）」参照

2. 操作対象機器一覧

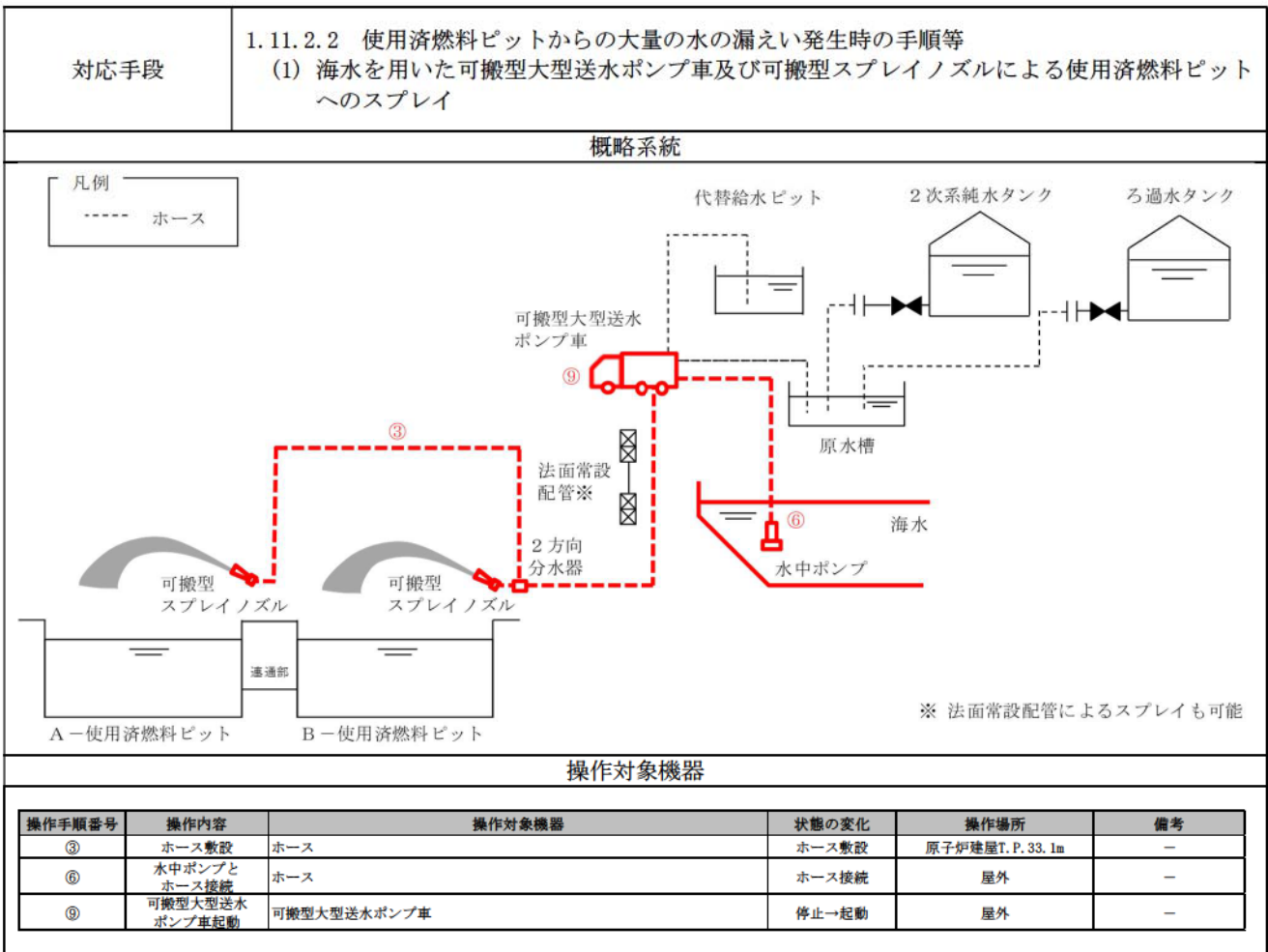
対応手段	1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等 (7) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
------	--

概略系統



操作対象機器

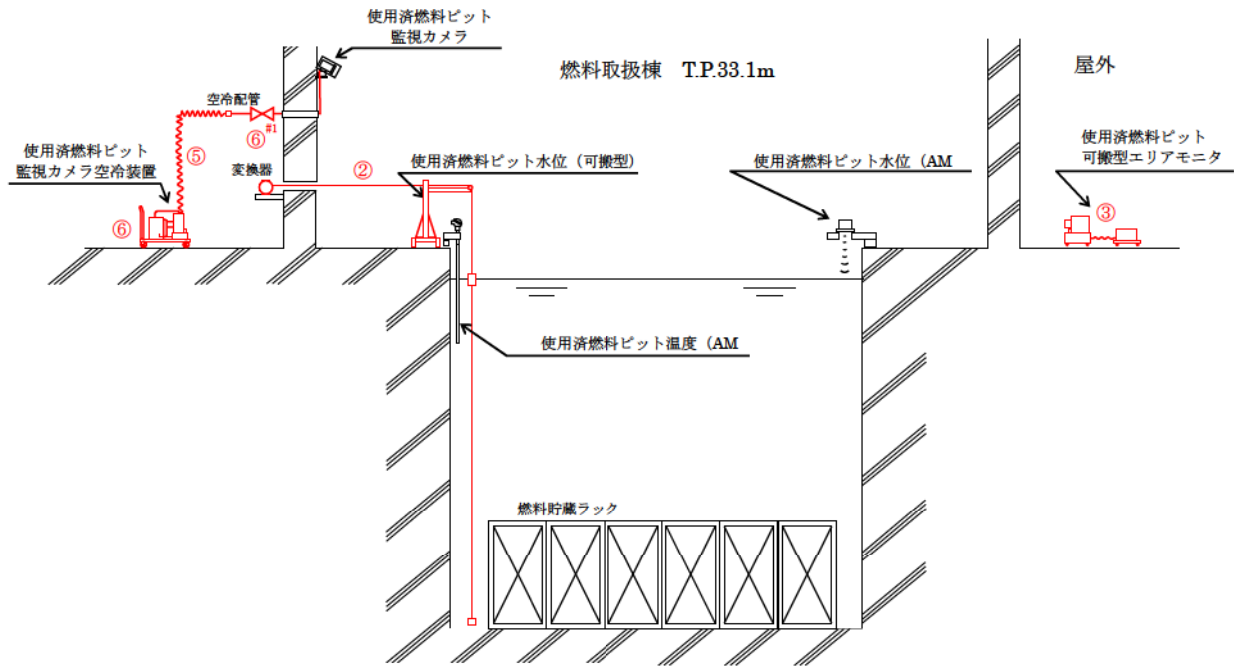
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
③	ホース敷設	ホース	ホース敷設	原子炉建屋T. P. 33. 1m	-
⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	-
⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	-



対応手段

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等
(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

概略系統



操作対象機器

操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
②	使用済燃料ピット水位計(可搬型)設置	使用済燃料ピット水位(可搬型)	接続	原子炉建屋T.P. 33. 1m	—
③	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの設置	可搬型エリアモニタ	接続	屋外	—
⑤	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	接続	原子炉補助建屋T.P. 33. 1m	—
⑥#1	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置	SFP監視カメラ空冷設備空冷装置出口弁	全閉→全開	原子炉補助建屋T.P. 33. 1m	—
⑥	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の起動	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	停止→起動	原子炉補助建屋T.P. 33. 1m	—

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。