

島根原子力発電所 1 号炉

廃止措置計画変更認可申請書

< 補足説明資料 >

令和 6 年 1 月

中国電力株式会社

目 次

DP-002 改 01	希ガスとよう素の管理について	3/106
DP-003 改 01	解体撤去物の管理について	7/106
DP-004	気象資料の代表性について	21/106
DP-005 改 01	原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における平常時の周辺公衆の線量評価について	29/106
DP-006 改 01	原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における直接線及びスカイシャイン線による線量について	47/106
DP-007 改 01	原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量について	69/106
DP-008 改 01	原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における事故時の周辺公衆の線量評価について	74/106
DP-009 改 01	汚染状況の調査について	85/106
DP-010	原子力発電施設の解体に要する総見積額について	103/106

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-002 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉

希ガスとよう素の管理について

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに 1
2. 解体工事準備期間の希ガスとよう素について 1
3. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の希ガスとよう素について 1

1. はじめに

本資料は、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における放射性気体廃棄物について、解体工事準備期間に管理していた希ガス及びよう素の放出管理目標値の設定を取り止めることから、解体工事準備期間中の実績及び原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の希ガス及びよう素の考え方について説明する。

2. 解体工事準備期間の希ガスとよう素について

解体工事準備期間中に1号炉から発生する放射性気体廃棄物については、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していること、放射性物質によって汚染された区画の解体工事を行わず、原子炉運転中の定期事業者検査時と同等の状態が継続すること、放射性気体廃棄物の管理に必要な設備を維持管理することから、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」において評価している放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出量と比べて無視できるとしている。

なお、第1表に示すとおり、解体工事準備期間中の排気筒及びタービン建物排気筒におけるサンプリングにおいて、すべて検出限界未満であることを確認している。

3. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の希ガスとよう素について

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に1号炉から発生する放射性気体廃棄物の種類としては、主に管理区域内の設備の解体撤去工事に伴って発生する粒子状物質を含む換気系からの排気である。

解体工事準備期間で管理していた希ガス及びよう素については、1号炉で使用済燃料を貯蔵中であるが、通常は使用済燃料からの希ガス及びよう素の発生は無いこと、その他の施設の維持管理等においても希ガス及びよう素の発生は無いことから、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の希ガス及びよう素の放出量は無視できる。

また、長半減期核種であるよう素129については、解体対象施設の残存放射能調査の対象核種（55核種）に含んでおり、管理区域内の設備解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物に含まれる核種として、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の周辺公衆の線量を評価しているが、よう素129による周辺公衆の線量は無視できる程度（ $10^{-6} \mu\text{Sv/y}$ 以下）である。

以上を踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に1号炉から発生する放射性気体廃棄物の放出に際しては、粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し、これを超えないよう管理を行う。

第1表 島根原子力発電所1号炉からの放射性希ガス及び放射性よう素の放出実績

年度	1号炉排気筒		1号炉タービン建物排気筒	
	希ガス	よう素 (I-131、I-133)	希ガス	よう素 (I-131、I-133)
2017年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満
2018年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満
2019年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満
2020年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満
2021年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満
2022年度	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満	検出限界 濃度未満

検出限界濃度は以下のとおり。

希ガス : $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下

よう素131 : $7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 以下

よう素133 : $7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 以下

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-003 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉
解体撤去物の管理について

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. はじめに	1
2. 解体撤去物の管理について	1
3. 解体撤去時の放射線管理について	1
4. 保管エリアの設置予定場所について	1
5. 保管エリアにおける放射線管理について	2
6. 各保管エリアに保管する解体保管物について	2
7. 固体廃棄物貯蔵所の貯蔵容量について	2
参考	
解体撤去物の具体的な管理方法等について	9

1. はじめに

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間では、供用を終了した設備のうち、管理区域内にある放射性物質により汚染された設備（ただし、ドライウェル内にあるものを除く。）（以下「原子炉本体周辺設備」という。）の解体撤去に着手することから、本資料では、原子炉本体周辺設備の解体撤去物の管理について、説明する。

2. 解体撤去物の管理について

原子炉本体周辺設備の解体撤去は、解体時に追加的な汚染が付着しないよう、解体撤去範囲に放射性廃棄物でない廃棄物（以下「NR」という。）と判断できる設備がある場合は、NRを先行して解体撤去し、その後、解体工事準備期間中に実施した汚染状況の調査結果による放射能レベル区分に基づき、解体前に必要に応じて機器除染を実施したうえで、放射性物質として扱う必要のないもの（以下「CL物」という。）、放射性固体廃棄物の順に、放射能レベルの低いものから解体撤去することを基本として解体撤去を実施する。

また、解体撤去物のうち、CL物として処理するか放射性固体廃棄物として処理するかを判断する前段階のもの（以下「解体保管物」という。）を保管するエリア（以下「保管エリア」という。）及び解体保管物の処理を行うエリア（以下保管エリアと併せて「保管エリア等」という。）を確保するために、原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物内の保管エリア等の設置予定場所にある設備を先行して解体する。

解体撤去物の管理にあたっては、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策等を施して適切に管理する。

具体的な管理方法等については、参考に記載する。

3. 解体撤去時の放射線管理について

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する汚染された機器の解体撤去時は、汚染レベルを考慮し、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ等の汚染拡大防止措置を講じ、作業員の内部被ばく防止のため、防塵マスク等の作業環境に応じた防護具を着用する。作業環境の線量が高い場合は、放射線遮蔽の設置、作業時間の短縮等により被ばく低減に努める。

4. 保管エリアの設置予定場所について

保管エリアは、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物内に設ける。保管エリア設置予定場所に設置されている解体対象設備は、大部分がNR又は解体保管物であり、これらの設備を順次解体撤去した後、保管エリアを設置する。

保管エリアの最大保管体数及び主な解体対象設備を第1表に、保管エリアの設置予定場所を第1図に示す。

保管エリアの物流の成立性及び管理方法については、参考に記載する。

5. 保管エリアにおける放射線管理について

保管エリアは、既存の汚染のおそれのある管理区域内に、柵等で区画したエリアとして設置する計画であり、保管エリアにおける放射線管理は、基本的に従来の管理区域における管理下で行う。

また、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の解体により発生する解体保管物のうち、放射能レベル区分をL3と評価した物は中性子照射による放射化汚染は無く、二次的な汚染が機器や配管などの内表面に付着（固着）している可能性がある金属である。これらの付着物は、酸化物などが主体で、安定した状態で固着しているため、解体作業時のように機械的外力を与えない限り飛散しないため、解体後の保管状態で付着物が飛散するおそれは極めて小さい。

保管エリアでの保管にあたっては、火災防止及び飛散防止対策等を施して適切に管理する。また、保管エリアの巡視を行い、異常が確認された場合は復旧措置を行う。

具体的な保管エリアにおける放射線管理については、参考に記載する。

以上のことから、現在行っている管理区域における放射線管理の中でL3レベルの解体保管物についても十分管理できる。

6. 各保管エリアに保管する解体保管物について

解体保管物は、容器に収納又は梱包したうえで容器等の表面の線量当量率を測定し、下記の制限に従って保管エリアに保管する。

容器等の表面線量当量率の制限については、周辺への直接線・スカイシャイン線の低減及び管理区域境界の線量基準を順守するため、保管エリアの周辺の壁厚を考慮し、原子炉建物1階エリア、原子炉建物2階の北側エリア、タービン建物2階の東側エリア及びタービン建物3階エリアについては、容器表面の線量当量率が0.01mSv/h以下の解体保管物を保管する。また、タービン建物1階エリア及びタービン建物2階エリア（東側エリアを除く）については、容器表面の線量当量率が0.5mSv/h以下の解体保管物を保管する。その他の保管エリアについては、容器表面の線量当量率が2mSv/h以下の解体保管物を保管する。

7. 固体廃棄物貯蔵所の貯蔵容量について

島根原子力発電所の固体廃棄物貯蔵所の貯蔵容量は、200Lドラム缶約45,500本相当である。

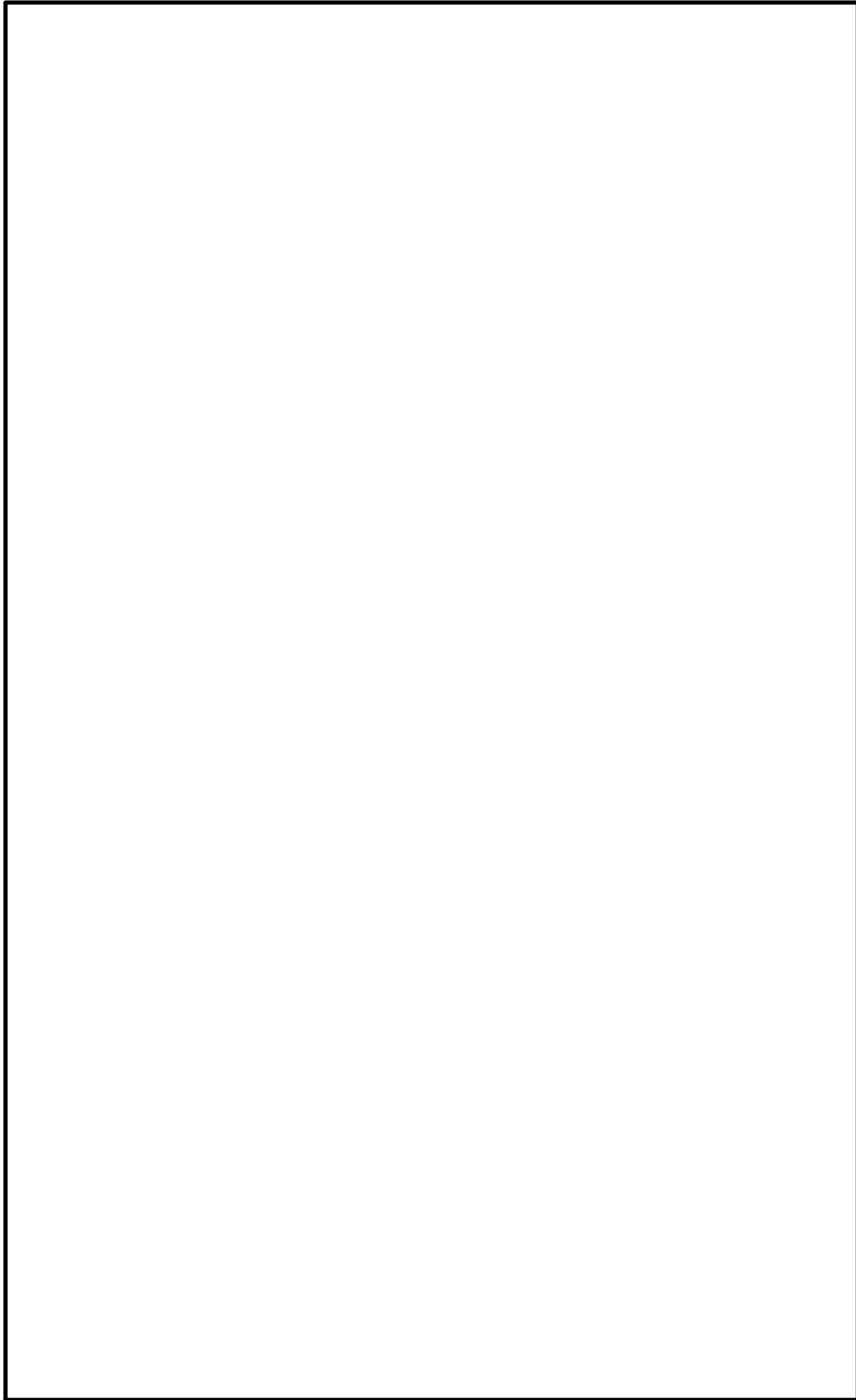
雑固体廃棄物の焼却処理、熔融処理により、放射性廃棄物の発生量の低減を図るとともに、埋設施設へ搬出することにより、固体廃棄物貯蔵所における放射性廃棄物の貯蔵容量を超えることの無いよう適切に貯蔵保管する。

第2段階で発生する放射性固体廃棄物が少ないことから、固体廃棄物貯蔵所の保管容量を超えないと考えている。

第1表 保管エリアの最大保管体数及び主な解体対象設備

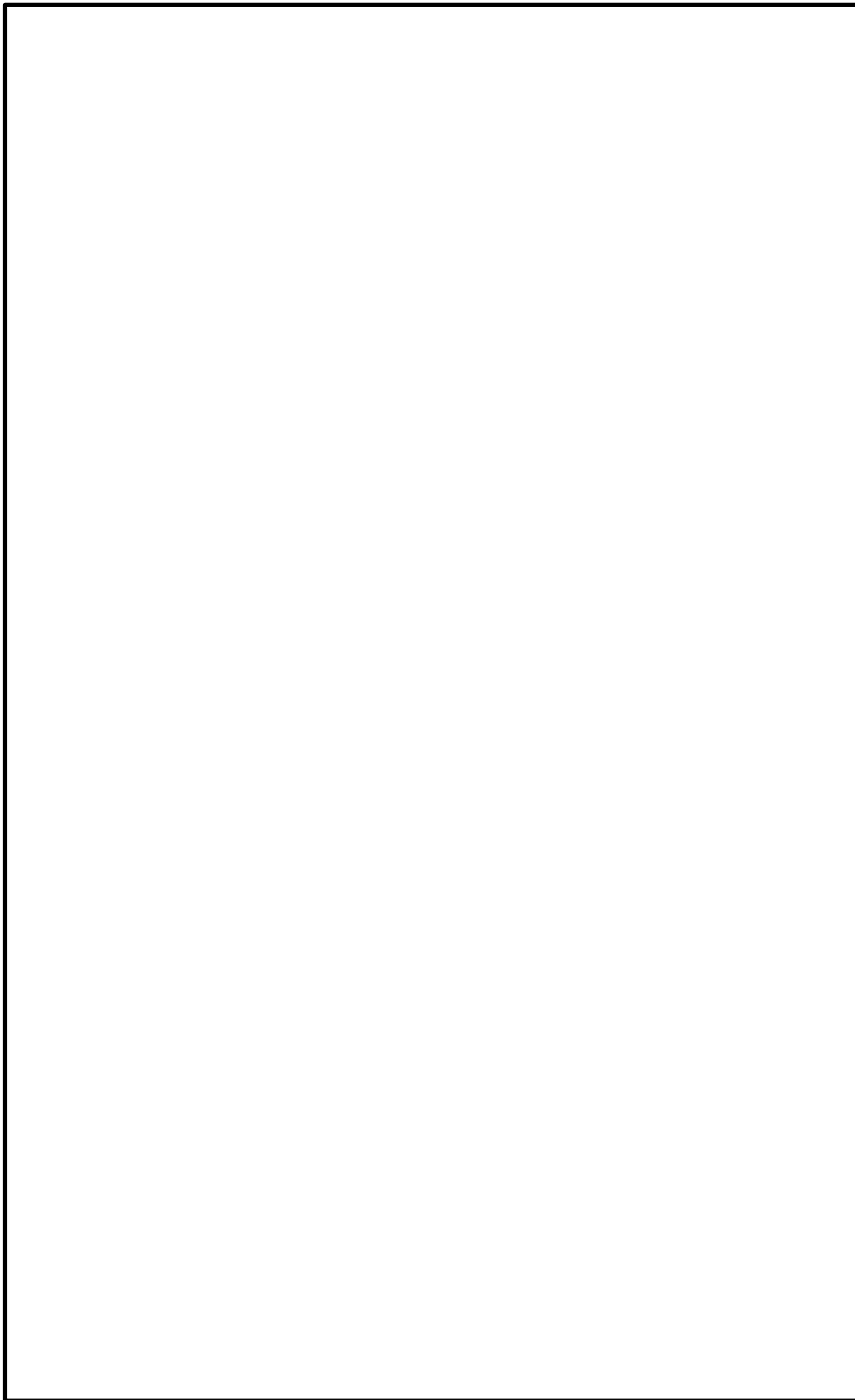
建物	保管エリア (番号)	容器の最大 表面線量率	E L (mm)	最大保管個数※	主な解体対象設備
原子炉建物	地下2階 (R-①)	2mSv/h	3,100	2,619 個	サプレッション・チェンバ
	1階 (R-②)	0.01mSv/h	15,300	1,830 個	制御棒駆動水圧制御ユニット
	2階 (R-③)	0.01mSv/h	23,800	297 個	非常用ガス処理装置
	2階 (R-④)	2mSv/h	23,800	1,116 個	再循環ポンプMGセット
	3階 (R-⑤)	2mSv/h	31,000	603 個	原子炉冷却材浄化系フィルタ
	4階 (R-⑥)	2mSv/h	36,100	795 個	液体ポイズン注入ポンプ
廃棄物処理建物	2階 (W-①)	2mSv/h	15,300	261 個	ドラム詰装置
タービン建物	1階 (T-①)	0.5mSv/h	1,500	5,784 個	主復水器、復水ポンプ
	2階 (T-②)	0.01mSv/h	8,800	1,101 個	原子炉給水ポンプ冷却器
	2階 (T-③)	0.5mSv/h	8,800	3,291 個	湿分分離器、給水加熱器
	2階 (T-④)	0.01mSv/h	8,800	318 個	
	3階 (T-⑤)	0.01mSv/h	15,900	4,746 個	タービン、発電機

※メッシュ型容器での保管個数



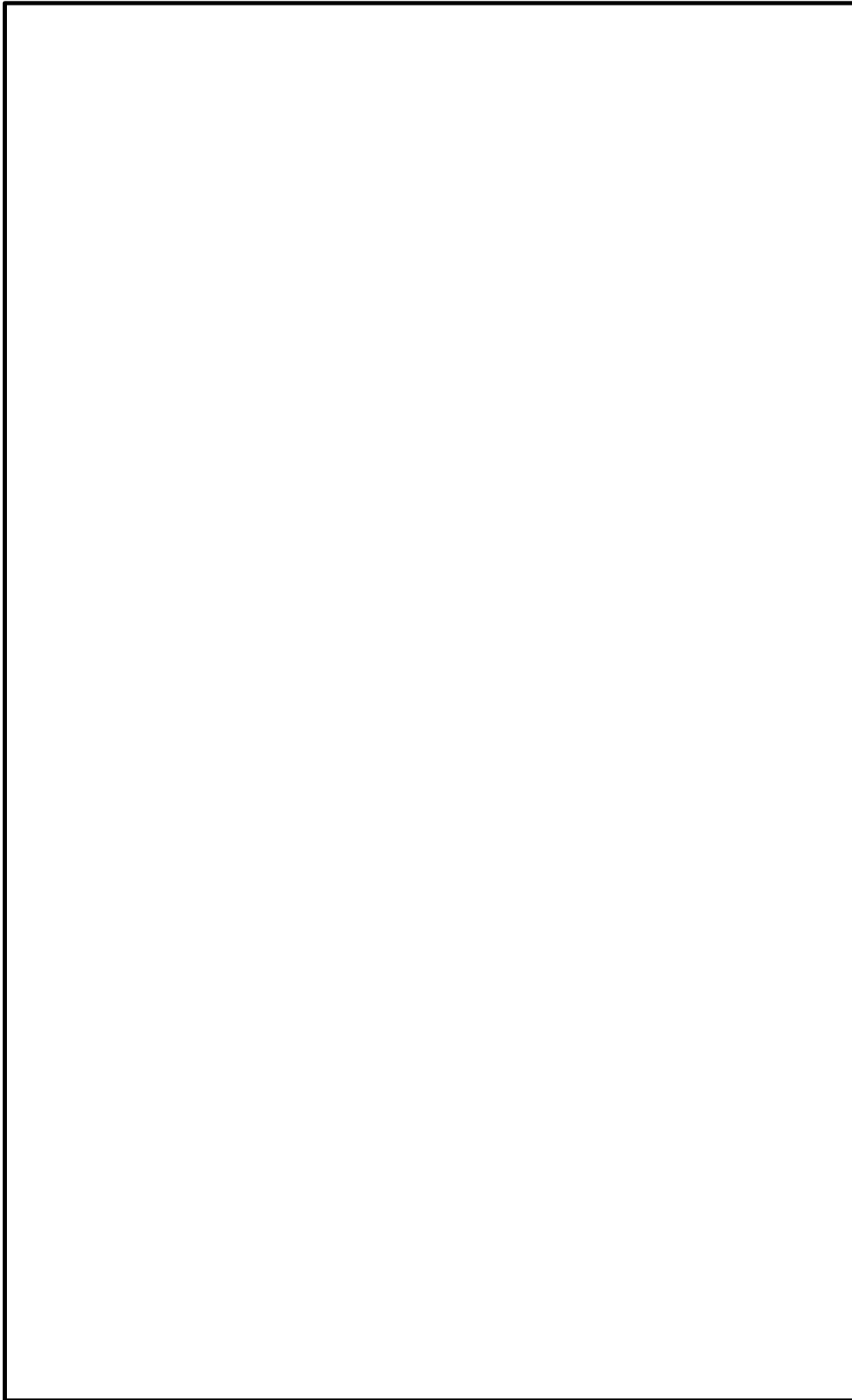
第1図 保管エリア設置予定場所 (1/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



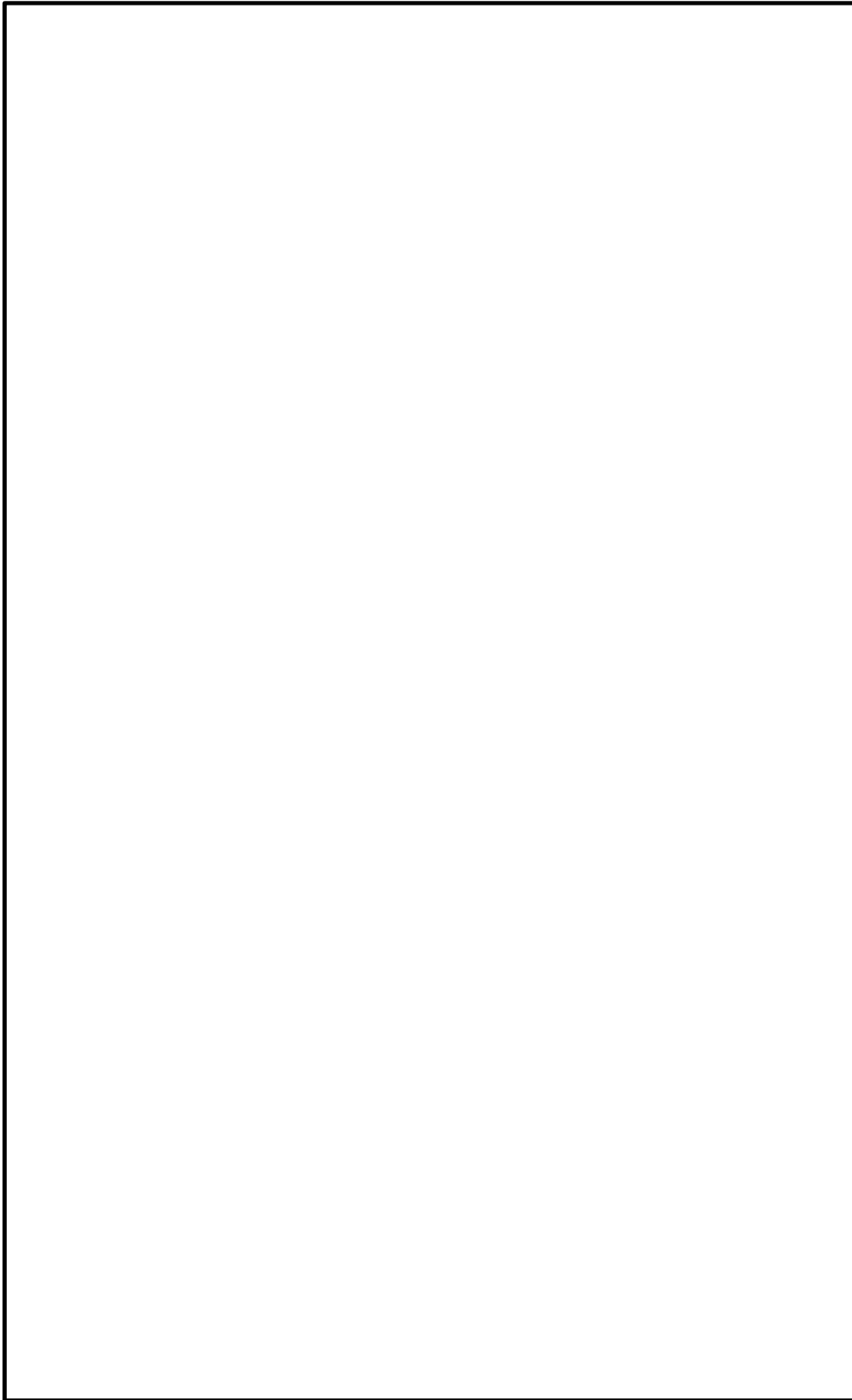
第1図 保管エリア設置予定場所 (2/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



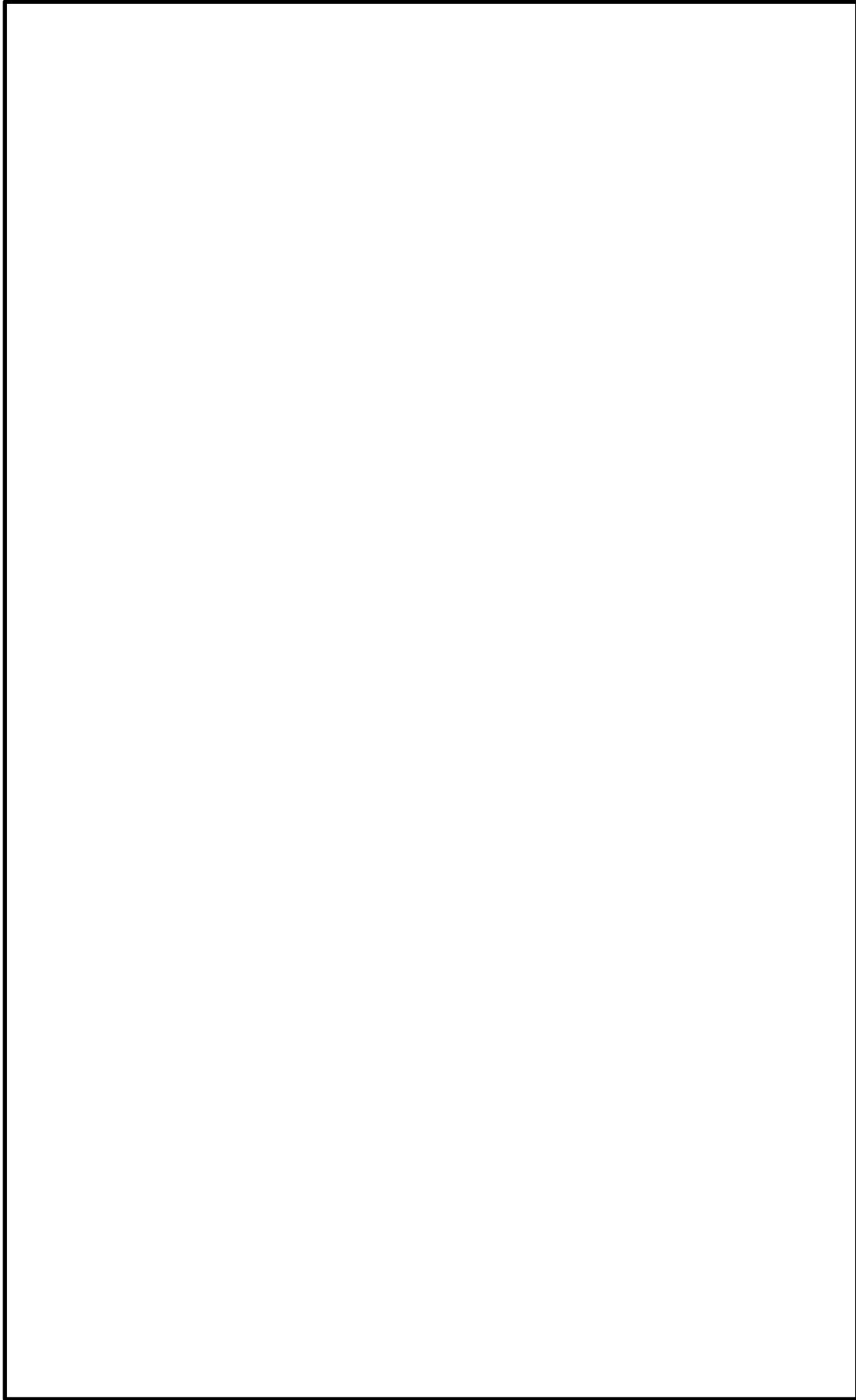
第1図 保管エリア設置予定場所 (3/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1図 保管エリア設置予定場所 (4/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1図 保管エリア設置予定場所 (5/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解体撤去物の具体的な管理方法等について

1. 解体撤去物の管理について

解体撤去物のうち、NRはNR判断に伴う「念のための測定」を行い、さらに管理区域からの持ち出し時には「表面汚染密度等の測定」を実施した後、管理区域外へ搬出する。

解体撤去物のうち、解体保管物は容器（メッシュ型容器又はドラム缶を予定）に収納又は梱包し、容器等の表面線量当量率が、「6. 各保管エリアに保管する解体保管物について」に記載の制限値以下であることを確認し、保管エリアで保管する。解体保管物を保管する際は、火災防止及び飛散防止のため、解体保管物又は容器に収納する場合は容器の内側に不燃シートによる養生を行い、さらに解体保管物のうち一次水に接触したものはポリ袋に入れたうえで容器へ収納することで異物の混入及び放射性物質による追加的な汚染並びに汚染の拡大を防止する。また、解体保管物又は解体保管物を収納した容器には標識を付け、重量、表面線量当量率、解体エリア等の記録と照合できる整理番号を記載する。

解体撤去時の注意事項は以下のとおりである。

- ・解体する際は、解体する系統内の残水をブローし、ブロー後も溜水がある場合には、開放箇所等から水を抜く等により解体箇所の水を排出する。
- ・水が排出された箇所の配管を切断した場合は、ウェスで拭くなどして水気が無いことを確認してポリ袋に入れる。
- ・解体保管物は放射能レベル区分、系統、機種（配管、弁等）別に分別し、容器に収納する。放射能レベル区分がC Lと判断される解体保管物と同じ容器に、L 3と判断される解体保管物は収納しない。
- ・解体保管物を袋に入れて容器に収納する際に、突起部などで袋が破れる可能性がある場合は、袋が破れないようテープによる補強等の措置を講じる。

なお、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に解体する原子炉本体周辺設備は、原子炉からの中性子照射による放射化汚染は無く、二次的な汚染が機器や配管などの内表面に付着（固着）している可能性がある金属であり、必要に応じて除染等を行うことによりC L物となる可能性があるものである。これらの付着汚染は、解体作業時のような機械的外力を与えない限り解体後に飛散するおそれは小さく、さらに袋詰めしたうえで容器に収納して保管することで、付着汚染の拡大防止等は十分担保することができる。また、保管エリアにおける線量管理に関しても、エリアを壁、柵等で区画し、保管エリア付近の線量当量率を定期的を確認するとともに、既往の管理区域における管理（管理区域内の区分管理等）で十分管理することができる。

解体撤去物のうち、容器の表面線量当量率が2 mSv/h を超えるようなものは、放射性廃棄物としてドラム缶等に封入し、固体廃棄物貯蔵所で保管する。

解体撤去物（NR、解体保管物及び放射性固体廃棄物）の取扱いフローを図1

に示す。

2. 保管エリアの物流成立性について

保管エリアの設置予定場所にある設備を先行して解体することで順次保管エリアを拡大し、解体撤去物の行先が滞ることがないように約 23,000t の保管容量を確保することで解体撤去を進める。

また、解体保管物についてはクリアランス制度を適用し、可能な限り C L 物として施設外に搬出していく。

なお、原子炉本体等解体撤去期間以降の解体撤去物の管理については、放射性廃棄物処分に向けた処理方法、保管方法等を具体化した後、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

3. 保管エリアの管理について

保管エリアにおける解体保管物の管理方法について、固体廃棄物貯蔵所における放射性固体廃棄物の管理方法と対比して表 1 に示す。

保管エリアと固体廃棄物貯蔵所との管理の違いは、保管量の確認頻度の違いである。固体廃棄物貯蔵所においては、1 週間に 1 回巡視を行い、3 か月に 1 回保管量の確認を行っている。保管エリアにおいては、固体廃棄物貯蔵所に準じ 1 週間に 1 回巡視を行い、固体廃棄物貯蔵所と比較すると各エリアの保管容量は小さく最大容量に達するまでの期間が短いため、1 か月に 1 回保管量の確認を行うものとした。それ以外の項目については、基本的に同様の管理を行う。

4. 保管エリアの放射線管理

放射能レベル区分を L 3 として評価している解体保管物については、メッシュ型容器又はドラム缶に収納して保管する。メッシュ型容器に収納する場合は、火災防止及び飛散防止のため、容器の内側に不燃シートによる養生を行い、さらに解体保管物のうち一次水に接触したものはポリ袋に入れたうえで容器へ収納することで異物の混入及び放射性物質による追加的な汚染並びに汚染の拡大を防止する。

保管エリアについては 1 週間に 1 回の頻度で巡視を行い、目視により保管状況に異常がないことを確認することに加え、保管エリアの線量当量率や表面汚染密度の確認を行う。巡視等で、例えば袋が破損していることを確認した場合は、テープによる修復や新しい袋に中身を入れ替える等の対応、汚染が検出された場合は汚染の除去を実施する。

表 1 保管エリア、固体廃棄物貯蔵所の比較

	保管エリア	固体廃棄物貯蔵所
エリアの位置付け	原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物内 (管理区域)	保管廃棄施設 (管理区域)
管理区域区分※1	B 区域	A 区域
エリア内で扱う (保管する) もの	解体保管物 (解体撤去物)	放射性固体廃棄物
保管物の管理方法	<ul style="list-style-type: none"> ・容器 (メッシュ型容器又はドラム缶) に収納 ・保管エリアを壁、柵等で区画 ・標識、整理番号 	<ul style="list-style-type: none"> ・ドラム缶等に封入 ・固体廃棄物貯蔵所の施錠管理 ・標識、整理番号
保管状況の確認 (巡視、保管量の確認)	<ul style="list-style-type: none"> ・巡視 (1 週間に 1 回) ・保管量の確認 (1 か月に 1 回) 	<ul style="list-style-type: none"> ・巡視 (1 週間に 1 回) ・保管量の確認 (3 か月に 1 回)
保管期間	C L 物又は放射性固体廃棄物として判断 (処理) するまで	処分するまで
備考	<p>解体保管物の付着汚染は、解体後に飛散するおそれは小さく、さらに袋詰めしたうえで容器に収納して保管することで、付着汚染の拡大防止等は十分担保できる。また、保管エリアにおける線量管理に関しても、保管エリアを壁、柵等で区画し、保管エリア付近の線量当量率を定期的に確認するとともに、既往の管理区域における管理下 (管理区域内の区分管理等) で十分担保できる。</p>	

※1 A 区域：汚染のおそれのない管理区域、B 区域：汚染のおそれのある管理区域

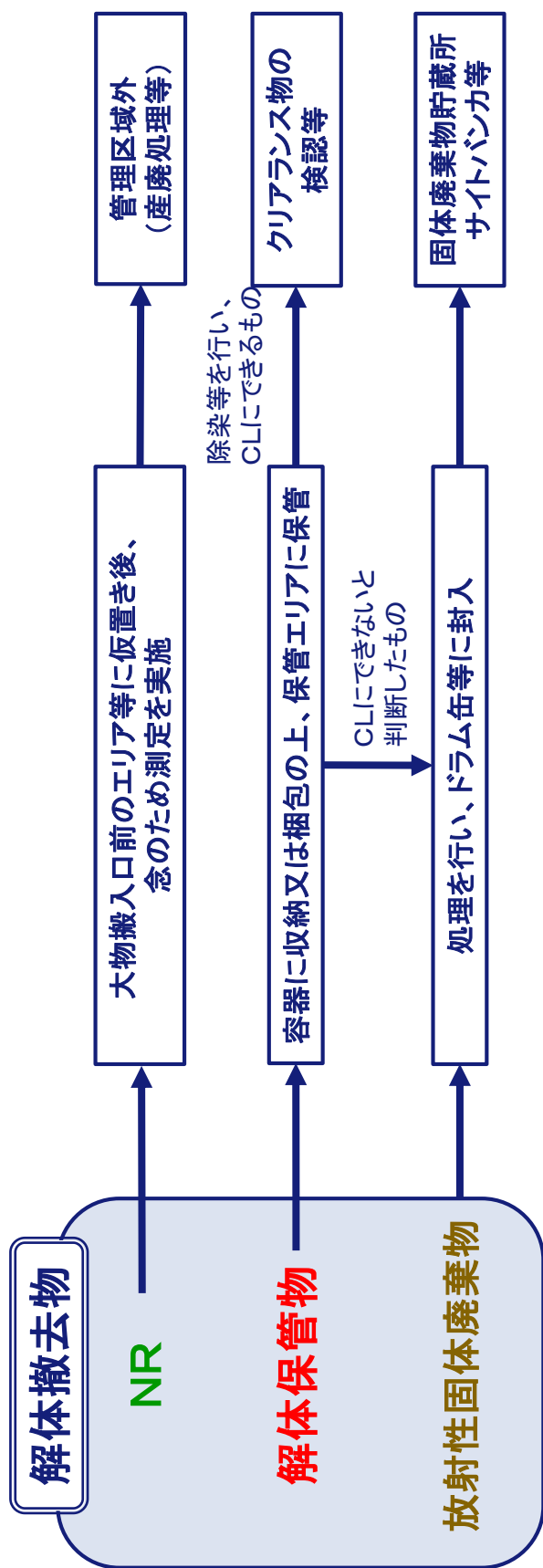


図1 解体撤去物（NR、解体保管物及び放射性固体廃棄物）の取扱いフロー

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-004
提出年月日	令和 5 年 12 月 21 日

島根原子力発電所 1 号炉

気象資料の代表性について

令和 5 年 12 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 気象資料の検定方法	1
3. 検定結果	1

1. はじめに

周辺公衆の線量評価に用いる気象資料については、第1段階と同様に、敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の気象資料を使用しており、この1年間の気象状態が最近10年間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行う。

なお、この気象資料は、島根原子力発電所の最新の原子炉設置変更許可申請書(2021年9月15日許可の島根原子力発電所2号炉の原子炉設置変更許可申請書で変更したもの)で用いているものと同じである。

以下に検定方法及び検定結果を示す。

2. 気象資料の検定方法

周辺公衆の線量評価に用いている2009年1月から2009年12月までの1年間の気象資料が異常年かどうかを最近10年間の気象資料を基にF分布検定により検討を行う。

風向出現頻度及び風速出現頻度について、島根原子力発電所2号炉の原子炉設置変更許可申請書で気象状態の代表性を判断している敷地内標高65m及び130mの気象資料により検定を行う。

○今回の検定で使用する気象資料

統計期間：2011年1月～2020年12月

検定期間：2009年1月～2009年12月（1年間）

3. 検定結果

第1表に検定結果を示す。また、今回の周辺公衆の線量評価で使用する気象資料の棄却検定表を第2表から第5表に示す。

検定結果で棄却された項目が標高65m及び標高130mのそれぞれにおいて3項目及び0項目であることから、検定年度の気象資料が最近10年間の気象状態を代表していると判断する。

第1表 異常年検定結果

検定期間 (年)	統計期間 (年)	観測地点	検定結果 (棄却個数)		
			風向	風速分布	合計 ^{※1}
2009	2011～ 2020	標高 65m	2	1	3
		標高 130m	0	0	0

※1：棄却個数の合計が3つ以内であれば異常年と判断しない。

第2表 棄却検定表（風向）（標高65m、地上高50m）

統計期間：2011年1月～2020年12月
 検定期間：2009年1月～2009年12月
 （単位：％）

統計年 風向	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2009	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	7.27	8.72	7.66	7.26	7.30	8.27	5.09	5.15	6.17	6.20	6.91	7.15	9.82	4.00	○
NNE	3.17	3.65	2.82	3.28	4.00	5.44	3.10	2.30	2.97	2.96	3.37	3.62	5.41	1.33	○
NE	2.14	1.96	1.42	1.60	2.41	3.98	1.08	1.26	1.25	1.96	1.91	1.97	3.92	0.00	○
ENE	2.27	2.68	1.75	2.54	2.90	4.83	1.64	1.58	1.67	2.34	2.42	2.88	4.73	0.12	○
E	3.42	4.11	3.00	3.57	4.09	5.41	3.07	2.95	3.32	4.39	3.73	2.88	5.57	1.90	○
ESE	3.56	4.68	5.27	5.02	6.48	5.49	4.57	4.57	5.50	4.82	5.00	2.68	6.82	3.17	×
SE	6.07	7.59	7.70	7.97	8.19	7.20	6.52	6.97	7.60	5.70	7.15	6.35	9.11	5.19	○
SSE	13.28	12.21	12.53	13.32	12.59	12.15	14.25	14.51	13.85	13.04	13.17	14.33	15.13	11.21	○
S	13.51	11.26	11.46	10.79	9.76	9.21	10.20	11.71	11.23	10.53	10.97	14.69	13.79	8.14	×
SSW	4.22	3.17	3.36	3.78	2.87	2.59	4.41	4.33	4.28	3.78	3.68	4.54	5.22	2.13	○
SW	2.90	2.04	2.82	2.92	2.00	1.70	3.58	3.56	3.15	3.21	2.79	2.83	4.35	1.22	○
WSW	3.64	2.81	3.74	3.69	2.90	2.31	4.49	3.92	3.94	3.76	3.52	3.86	5.06	1.98	○
W	4.00	3.62	5.41	4.32	4.17	3.12	6.78	6.64	5.34	5.96	4.94	4.46	7.96	1.91	○
WNW	7.48	6.84	9.06	7.75	7.68	6.45	11.34	10.34	8.96	9.97	8.59	7.12	12.40	4.77	○
NW	8.77	9.77	8.40	8.14	7.72	7.46	8.04	8.33	8.13	7.43	8.22	7.55	9.85	6.59	○
NNW	9.70	10.71	9.28	9.96	9.97	10.21	8.08	7.69	8.43	8.16	9.22	9.14	11.70	6.73	○
静穏	4.60	4.18	4.32	4.08	4.98	4.18	3.75	4.23	4.21	5.79	4.43	3.95	5.80	3.06	○

(注) 静穏は、風速 0.4m/s 以下の出現率を示す。

第3表 棄却檢定表（風速分布）（標高65m、地上高50m）

統計期間：2011年1月～2020年12月
 檢定期間：2009年1月～2009年12月
 （單位：％）

統計年 風速 分布(m/s)	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	檢定年 2009	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0～0.4	4.60	4.18	4.32	4.08	4.98	4.18	3.75	4.23	4.21	5.79	4.43	3.95	5.80	3.06	○
0.5～1.4	26.72	26.08	23.44	25.09	26.68	26.73	22.73	24.04	22.56	22.70	24.68	26.21	28.91	20.44	○
1.5～2.4	27.27	27.09	26.19	27.72	27.20	28.88	26.39	26.77	26.96	25.07	26.96	28.52	29.33	24.58	○
2.5～3.4	18.31	19.06	19.14	18.13	18.29	19.77	18.62	18.86	18.85	19.23	18.83	19.12	20.02	17.63	○
3.5～4.4	10.85	11.72	12.32	11.90	11.18	10.24	12.00	12.31	12.38	11.98	11.69	11.84	13.38	10.00	○
4.5～5.4	6.51	6.98	7.11	6.79	6.12	5.97	7.64	6.94	7.50	7.86	6.94	5.94	8.42	5.47	○
5.5～6.4	3.14	3.44	3.94	3.33	3.10	2.71	4.70	4.12	4.54	4.11	3.71	2.43	5.29	2.14	○
6.5～7.4	1.56	0.98	2.26	1.74	1.42	1.15	2.40	1.75	1.92	2.19	1.74	1.13	2.86	0.62	○
7.5～8.4	0.68	0.34	1.00	0.75	0.82	0.25	1.24	0.74	0.75	0.82	0.74	0.58	1.41	0.06	○
8.5～9.4	0.28	0.10	0.23	0.38	0.20	0.12	0.49	0.19	0.28	0.22	0.25	0.17	0.52	0.00	○
9.5～	0.08	0.02	0.05	0.08	0.02	0.01	0.05	0.03	0.06	0.03	0.04	0.10	0.10	0.00	×

第4表 棄却検定表（風向）（標高130m、地上高115m）

統計期間：2011年1月～2020年12月
 検定期間：2009年1月～2009年12月
 （単位：％）

統計年 風向	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2009	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.47	3.54	3.65	3.06	5.06	2.24	○
NNE	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.01	4.43	5.05	4.42	7.32	2.78	○
NE	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.60	7.07	8.82	7.64	7.83	10.14	10.59	5.07	○
E NE	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	5.86	5.50	5.98	7.58	7.91	4.04	○
E	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.68	4.53	4.46	3.86	5.96	2.96	○
E SE	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	5.94	4.21	4.52	3.68	6.39	2.64	○
SE	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.86	6.74	7.06	6.06	8.80	5.32	○
S SE	6.22	6.46	6.16	6.38	5.78	7.07	5.75	6.59	6.70	5.64	6.27	5.42	7.36	5.19	○
S	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	6.97	6.62	6.99	7.84	8.05	5.92	○
S SW	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.62	8.47	7.80	8.79	9.78	5.83	○
SW	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.12	9.50	7.94	8.21	10.47	5.41	○
WSW	5.86	4.58	6.71	4.98	5.19	4.84	5.43	4.95	4.59	4.65	5.18	5.95	6.77	3.59	○
W	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	5.91	8.73	6.89	6.27	8.86	4.92	○
WNW	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.37	8.56	6.62	7.56	7.30	6.67	10.04	4.57	○
NW	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	6.56	5.85	5.88	5.61	7.82	3.95	○
NNW	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.39	4.04	4.73	4.45	6.19	3.26	○
静穏	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	1.89	2.35	2.46	1.98	3.63	1.29	○

(注) 静穏は、風速0.4m/s以下の出現率を示す。

第5表 棄却検定表（風速分布）（標高130m、地上高115m）

統計期間：2011年1月～2020年12月
 検定期間：2009年1月～2009年12月
 （単位：％）

統計年 風速 分布 (m/s)	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	検定年 2009	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	1.89	2.35	2.46	1.98	上限	下限	
0.0～0.4	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	1.89	2.35	2.46	1.98	3.63	1.29	○
0.5～1.4	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	9.49	8.99	10.39	11.05	14.01	6.76	○
1.5～2.4	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	14.10	12.64	15.06	15.38	18.85	11.26	○
2.5～3.4	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	16.03	15.32	16.80	17.85	19.13	14.46	○
3.5～4.4	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.98	16.44	16.64	17.08	18.32	14.95	○
4.5～5.4	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	14.65	14.75	13.50	13.62	16.32	10.69	○
5.5～6.4	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	9.28	10.45	8.97	9.01	10.68	7.26	○
6.5～7.4	5.43	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	6.14	7.21	5.83	5.24	7.39	4.27	○
7.5～8.4	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	4.23	4.27	3.70	3.03	4.80	2.60	○
8.5～9.4	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.93	2.72	2.66	3.40	2.55	2.18	3.51	1.59	○
9.5～	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	4.55	4.18	4.11	3.59	6.32	1.91	○

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-005 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に
おける平常時の周辺公衆の線量評価に
ついて

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 概要	1
3. 解体対象施設の推定放射能	1
4. 放射性気体廃棄物による実効線量の評価	1
4.1 放射性気体廃棄物の放出量評価	2
4.2 放射性気体廃棄物による実効線量	4
5. 放射性液体廃棄物による実効線量の評価	5
5.1 放射性液体廃棄物の放出量評価	5
5.2 放射性液体廃棄物による実効線量	5
6. 平常時における周辺公衆の線量	6
7. 放出管理目標値について	6

1. はじめに

本資料では、汚染状況の調査結果並びに放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量評価結果を踏まえ、「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－（平成18年度経済産業省委託調査、財団法人電力中央研究所）の添付「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」（以下「環境影響評価ハンドブック」という。）に基づく、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による平常時における周辺公衆の受ける線量評価について説明する。

2. 概要

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に発生する放射性気体廃棄物の主なものは、管理区域内の設備の解体撤去工事に伴って発生する粒子状放射性物質であり、放射性液体廃棄物は、機器ドレン廃液、床ドレン廃液等の解体工事準備期間中と同様の廃棄物である。なお、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する管理区域内の設備の解体撤去工事は気中において行うことから、解体に伴って発生する粒子状放射性物質が液体中に移行することは想定しない。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の平常時における周辺公衆の受ける線量は、管理区域内の設備の解体撤去工事等に伴って発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を対象に評価する。

島根原子力発電所1号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量の合計は、約 $7.8\mu\text{Sv/y}$ であり、これに島根原子力発電所2号炉及び3号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量を加えた、島根原子力発電所の周辺公衆の受ける実効線量の合計は約 $17\mu\text{Sv/y}$ となり、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値指針」という。）に示される線量目標値年間 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回ることを確認した。

3. 原子炉本体周辺設備の推定放射能

管理区域内の解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物は、原子炉本体周辺設備の推定放射能を基に評価する。

原子炉本体周辺設備の推定放射能は、添付書類五「核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示す2023年4月1日時点での推定放射能を用い、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の減衰は考慮しない。

原子炉本体周辺設備の推定放射能を第1表に示す。

4. 放射性気体廃棄物による実効線量の評価

1号炉から発生する放射性気体廃棄物による実効線量は、全ての原子炉本体周辺設備の解体撤去を1年間で行い、放射性気体廃棄物が年間を通じて連続的に放出されるものとして評価する。

実効線量の評価においては、被ばく評価経路（放射性雲からの γ 線による外部被ばく、地表沈着物からの γ 線による外部被ばく、呼吸摂取による内部被ばく、農作物摂取による内部被ばく及び畜産物摂取による内部被ばく）ごとの線量を合算して評価する。

実効線量の評価に用いる核種は、被ばく評価経路ごとに核種ごとの寄与を評価し、線量寄与の合計が90%以上となる核種を選定する。

各被ばく評価経路における線量評価は、環境影響評価ハンドブックに従って実施する。

4.1 放射性気体廃棄物の放出量評価

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性気体廃棄物の主なものは、管理区域内の設備の解体撤去工事に伴って発生する粒子状放射性物質である。島根原子力発電所1号炉から放出される放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）については、解体工事準備期間中と同様、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから無視できる（廃止措置となった2017年度以降、1号炉からの希ガス、よう素の放出実績はない。）

なお、よう素のうち、長半減期核種のよう素129については、解体対象施設に残存する放射性物質の評価対象核種（55核種）に含んでおり、管理区域内の設備の解体撤去工事に伴って発生する放射性物質に含めて評価する。

よって、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の放射性気体廃棄物の放出量は、管理区域内の設備の解体撤去工事に伴って発生する粒子状放射性物質を対象とし、原子炉本体周辺設備の推定放射能に、解体撤去工事に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合を乗じ、汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建物換気系フィルタの捕集効率を考慮して求める。

(1) 解体撤去に伴う放射性物質の気中移行割合

気中移行割合は、解体方法に依存する飛散率と欠損割合とを乗じたものを用いる。

a. 飛散率

飛散率は、解体方法により異なり、環境影響評価ハンドブックの値を基に設定する。

解体撤去作業については、解体する機器の構造や汚染状況等を考慮し、熱的切断又は機械的切断を選定するが、被ばく評価においては、保守的な評価となるよう、今回の評価では、二次的な汚染による解体対象物に対して想定される解体工法のうち最大の飛散率となる気中熱的切断（飛散率：0.7）を用いるものとする。なお、ガス状の放射性物質（H-3、C-14）の飛散率は、1とする。

b. 欠損割合

解体撤去物は、容器（メッシュ型容器または鉄箱を予定）に収納して保

管することから、容器に収納できるよう平板形状のものは50cm角、円筒形状（配管等）のものは1m長に切断した後、さらに軸方向に2分割するよう切断するものとする。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間で解体する設備は、二次的な汚染（表面汚染）をしている設備であることから欠損割合は、形状ごとに設定したカーフ幅（切代）を用いて、「欠損部分の面積（＝切断前の面積－切断後の面積）」／「切断前の面積」により求める。

(a) カーフ幅

解体撤去物の切断は、気中熱的切断（プラズマ）を想定する。

気中熱的切断（プラズマ）では、切断する板厚が厚いほど、切断に必要な電流や出力が多くなり、結果的にカーフ幅も大きくなる傾向がある。電流や出力によるカーフ幅の算定方法は環境影響評価ハンドブックに記載があることから、この算定方法を用いて、切断形状毎に次のとおり評価を行った。

i 平板形状を切断する場合

環境影響評価ハンドブックに記載のあるパラメータと算定方法を用いて、最大となるカーフ幅を試算し、保守的となる値を設定した。

ii 円筒形状に切断する場合

上記①で設定したカーフ幅を円筒形状の切断に適用した場合、口径が小さくなるほど欠損割合が大きくなりすぎることから、現実的なカーフ幅となるよう、島根1号炉の第2段階で解体対象としている配管について口径や肉厚を調査し、それらを切断するために必要なプラズマ切断の能力（電流、切断速度）からカーフ幅パラメータを求め、環境影響評価ハンドブックの算定方法を用いてカーフ幅を試算し、保守的となる値を設定した。

切断工法	形状	カーフ幅
気中熱的切断 (プラズマ)	平板形状	2 cm
	円筒形状	1 cm

(b) 各形状の欠損割合

各形状における欠損割合を第2表に示す。

円筒形状（配管等）のものは、径の大きさによって欠損割合が変化することから、インベントリの大きい6系統（主蒸気系、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系、高圧注水系、抽気蒸気系、ドレン系）のすべての配管を対象として、それぞれの切断前の内面積の和と切断面積の和を用いて欠損割合を求めた。結果を第2表に示す。

この結果から、評価に用いる欠損割合は、保守的に10%とする。

c. 気中移行割合

上記a. 及びb. で得られた飛散率と欠損割合を乗じて求めた気中移行

割合は、第3表に示すとおり 0.07（ガス状の放射性物質の場合は 0.1）となる。

(2) 局所フィルタ及び建物換気系フィルタによる除去

解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物は、建物換気系フィルタを通して排気する。解体撤去に伴い発生する放射性気体廃棄物の大気への移行フローのイメージを第1図に示す。

汚染されている設備の解体作業時には、適宜、汚染の程度に応じた汚染拡大防止囲い等の汚染拡大防止措置を講じるが、放出量評価上は最も保守的な条件として汚染拡大防止措置による除去は考慮せず、汚染拡大防止囲いからの漏えい率は1と設定する。

建物換気系フィルタによる捕集効率は、環境影響評価ハンドブックの値を基に、粒子状放射性物質については99%、ガス状のC-14及びH-3はフィルタに捕捉されないため0%と設定する。

評価に用いる汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建物換気系フィルタの捕集効率を第4表に示す。

(3) 放射性気体廃棄物の放出量

以上の計算によって求めた原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の放射性気体廃棄物の放出量を第5表に示す。

なお、評価に用いる核種は、4.2.2に示す被ばく評価経路の核種ごとの実効線量の寄与割合が90%以上となる核種とする。

4.2 放射性気体廃棄物による実効線量

4.2.1 放射性気体廃棄物による実効線量評価の条件

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の放射性気体廃棄物による周辺公衆の受ける実効線量は、原子炉本体周辺設備の解体撤去工事を1年間で行い、解体撤去工事によって発生する粒子状放射性物質が年間を通じて連続的に地上から放出されるものとして評価する。

線量評価に用いる相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）は、敷地境界外陸側12方位において、年平均地上空気中濃度が最大となる地点の値を用いて評価する。評価地点を第2図、敷地境界における相対濃度及び相対線量を第6表に示す。

相対濃度及び相対線量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて評価する。

なお、評価に使用する気象条件は、解体工事準備期間中と同様に島根原子力発電所における2009年1月～2009年12月までの観測による実測値を使用する。

4.2.2 放射性気体廃棄物による実効線量評価の結果

被ばく評価経路ごとの実効線量を第7表に示す。

また、被ばく評価経路の核種ごとの実効線量の寄与割合が90%以上となる核種は第8表に示すとおりである。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に1号炉から放出される放射性気体廃棄物中に含まれる粒子状放射性物質による実効線量は、約 $3.5 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/y}$ である。

5. 放射性液体廃棄物による実効線量の評価

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の解体撤去工事は、気中において行うことから、解体に伴って発生する粒子状放射性物質が液体中に移行することは想定しない。従って、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性液体廃棄物は、解体工事準備期間と同様の廃棄物が発生するものとして評価する。

実効線量については、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」における放射性液体廃棄物による実効線量評価方法を基本として評価する。

なお、本評価については解体工事準備期間中の評価結果（1号、2号及び3号炉合算）から1号炉分の値のみを抽出したものであり、1号炉の評価結果が変わるものではない。

5.1 放射性液体廃棄物の放出量評価

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に1号炉から発生する放射性液体廃棄物は、機器ドレン廃液、床ドレン廃液等の解体工事準備期間中と同様な廃棄物である。なお、原子炉本体周辺設備の解体撤去工事は気中において行うことから、解体に伴って発生する粒子状放射性物質が液体中に移行することは想定しない。

放射性液体廃棄物の環境への放出は、1号炉復水器冷却水放水口から原子炉補機冷却系海水ポンプ1台運転による放出を想定し、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を1号炉原子炉運転中と同等に維持するため、1号炉からの放出量を減少させる。また、1号炉から放出される放射性液体廃棄物の核種構成については、原子炉停止後の減衰を考慮して、短半減期核種を除外した核種構成とする。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における1号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量を第9表に示す。

5.2 放射性液体廃棄物による実効線量

5.2.1 放射性液体廃棄物による実効線量評価の条件

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に1号炉から発生する放射性液体廃棄物が年間を通じて連続的に放出されるものとして評価する。

実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度とし、放射性物質の年間放出量を原子炉補機冷却系海水ポンプ1台運転した場合の年間の冷却水量で除した値とする。

5.2.2 放射性液体廃棄物による実効線量評価の結果

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における1号炉から放出される放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質による実効線量は、約 $7.4\mu\text{Sv/y}$ である。

6. 平常時における周辺公衆の線量

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における1号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量、並びに2号及び3号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量を合算した線量評価結果を第10表に示す。

1号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量の合計は約 $7.8\mu\text{Sv/y}$ となる。これに2号及び3号炉から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量を考慮した、島根原子力発電所の周辺公衆の受ける実効線量の合計は約 $17\mu\text{Sv/y}$ となり、線量目標値指針に示される線量目標値年間 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回る。

7. 放出管理目標値について

平常時における周辺公衆の線量評価に用いる核種の年間放出量から、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の放出管理目標値を設定し、これを超えないように努める。

これまで島根原子力発電所の放射性気体廃棄物における放出管理目標値については、希ガス及びヨウ素131について、1号、2号及び3号炉合算の値で設定していたが、1号炉からの希ガス及びヨウ素の発生は無く、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降は、解体撤去工事に伴う粒子状放射性物質の放出が主となることから、放出管理目標値を1号炉と2号炉及び3号炉とでそれぞれ設定する。1号炉の放出管理目標値の対象核種は、粒子状放射性物質のうち、それらの放出に係る被ばく評価上の影響が大きく、かつ、計測が容易な Co-60 を設定する。

また、放射性液体廃棄物における放出管理目標値についても1号、2号及び3号炉合算の値で設定していたが、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降は放射性気体廃棄物の放出管理目標値を1号炉のみで設定することを踏まえ、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の放射性液体廃棄物の放出管理目標値も1号炉と2号炉及び3号炉とでそれぞれ設定して管理する。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の1号炉の放出管理目標値を第11表に示す。

第1表 原子炉本体周辺設備の推定放射能

(単位：Bq)

番号	核種	推定放射能 A_{Ri}
		二次的な汚染
1	H-3	4.9×10^{10}
2	Be-10	4.8×10^3
3	C-14	5.4×10^8
4	S-35	4.4×10^{-10}
5	Cl-36	2.8×10^4
6	Ca-41	1.5×10^5
7	Mn-54	7.5×10^6
8	Fe-55	1.4×10^{11}
9	Fe-59	2.9×10^{-23}
10	Co-58	5.7×10^{-10}
11	Co-60	2.9×10^{11}
12	Ni-59	2.3×10^9
13	Ni-63	2.8×10^{11}
14	Zn-65	8.5×10^2
15	Se-79	7.3×10^4
16	Sr-90	2.5×10^6
17	Zr-93	3.5×10^3
18	Nb-94	1.7×10^8
19	Mo-93	2.5×10^7
20	Tc-99	1.3×10^6
21	Ru-106	7.1×10^2
22	Ag-108m	1.2×10^7
23	Cd-113m	7.0×10^2
24	Sn-126	7.0×10^1
25	Sb-125	1.9×10^7
26	Te-125m	5.6×10^{-19}
27	I-129	4.9×10^4
28	Cs-134	2.4×10^6
29	Cs-137	6.6×10^7
30	Ba-133	4.2×10^6
31	La-137	4.5×10^1
32	Ce-144	1.5×10^1
33	Pm-147	8.0×10^6
34	Sm-151	2.9×10^7
35	Eu-152	7.4×10^5
36	Eu-154	1.1×10^8
37	Ho-166m	8.6×10^7
38	Lu-176	3.1×10^{-1}
39	Ir-192m	6.0×10^7
40	Pt-193	1.1×10^9
41	U-234	4.7×10^2
42	U-235	1.3×10^1
43	U-236	4.5×10^1
44	U-238	4.7×10^2
45	Np-237	5.5×10^1
46	Pu-238	3.1×10^5
47	Pu-239	3.1×10^5
48	Pu-240	2.6×10^5
49	Pu-241	1.7×10^7
50	Pu-242	6.2×10^2
51	Am-241	9.1×10^4
52	Am-242m	3.3×10^3
53	Am-243	4.0×10^3
54	Cm-242	4.7×10^{-4}
55	Cm-244	1.4×10^5

注) 2023年4月1日時点

第2表 各形状における欠損割合

形状	寸法 (cm)		求め方	欠損割合 (%)
	切断前	切断後		
平板形状	縦 50 × 横 50	縦 48 × 横 48	<p>切断前後の面積の差分 ÷ 切断前の面積</p> $= (50 \times 50 - 48 \times 48) \div (50 \times 50)$	7.84
円筒形状	長さ 100 外径 (半径) a 内径 (半径) b	長さ 99 外径 (半径) a 内径 (半径) b	<p>① 1 m 長に切断する際の切断面積</p> $= 2 \times b \times \pi \times \text{カーブ幅}$ <p>② さらに半分に分割する際の切断面積</p> $= 99 \times 2 \times \text{カーブ幅}$ <p>切断面積 ÷ 切断前の内面積</p> $= \textcircled{1} + \textcircled{2} \div (2 \times b \times \pi \times 100)$	5.65*

※インペントリの大きい6系統（主蒸気系、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系、高圧注水系、抽気蒸気系、ドレン系）における切断面積の和と切断前の内面積の和を基に算出。

第3表 放射性物質の気中移行割合

対象物		解体工法	放射性物質の性状	飛散率 ^{※1} f _s	欠損割合 f _L	気中移行割合 f _s ×f _L
二次的な汚染によるもの	金属	気中熱的切断	粒子状	0.7	0.1	0.07
			ガス状	1	0.1	0.1

※1：出典 環境影響評価ハンドブック

第4表 汚染拡大防止囲いからの漏えい率並びに局所フィルタ及び建物換気系フィルタの捕集効率

パラメータ	記号	単位	数値
解体撤去工事に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合	F _A	—	第3表に示す。
汚染拡大防止囲いからの漏えい率	r ₁	—	1
局所フィルタの捕集効率	D _{F1}	—	0
建物換気系フィルタの捕集効率	D _{F2}	—	0.99 ^{※1}

※1：出典 環境影響評価ハンドブック

第5表 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射性気体廃棄物の年間放出量

(単位：Bq/y)

核種		1号炉
評価対象核種	H-3	4.9×10 ⁹
	C-14	5.4×10 ⁷
	Co-60	2.1×10 ⁸
	Ni-63	2.0×10 ⁸
合計（評価対象核種）		5.3×10 ⁹
合計（55核種）		5.4×10 ⁹

第6表 線量計算に使用する相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)

パラメータ	記号	単位	数値
放射性雲に関する相対線量	D/Q	Gy/Bq/MeV	1.0×10^{-19}
地表沈着に関する相対濃度	$(\chi/Q)_D$	s/m ³	7.1×10^{-6}
呼吸摂取に関する相対濃度	$(\chi/Q)_B$	s/m ³	7.1×10^{-6}
農作物摂取に関する相対濃度	$(\chi/Q)_F$	s/m ³	7.1×10^{-6}

- 注) 1. 放出源の有効高さを0mとする。
 2. 評価に用いる χ/Q 及びD/Qが最大となる地点は、第2図に示す評価地点のうち、2号炉排気筒の北西約850mの敷地境界である。

第7表 1号炉から放出される放射性気体廃棄物による実効線量

(単位: μ Sv/y)

評価経路	実効線量
放射性雲からの γ 線による外部被ばく (D_γ)	約 5.4×10^{-5}
地表沈着物からの γ 線による外部被ばく (D_A)	約 3.0×10^{-1}
呼吸摂取による内部被ばく (D_B)	約 1.2×10^{-2}
農産物摂取による内部被ばく (D_F)	約 3.4×10^{-2}
畜産物摂取による内部被ばく (D_N)	約 2.0×10^{-3}
合計	約 3.5×10^{-1}

第8表 被ばく評価経路の核種ごとの実効線量の寄与割合

核種	被ばく評価経路											
	放射性雲からのγ線 による外部被ばく		地表沈着物からのγ線 による外部被ばく		呼吸摂取による 内部被ばく		農産物摂取による 内部被ばく		畜産物摂取による 内部被ばく			
	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	寄与割合 (%)	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	寄与割合 (%)	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	寄与割合 (%)	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	寄与割合 (%)	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	寄与割合 (%)		
H-3	—	—	—	—	2.4×10^{-4}	2	9.5×10^{-4}	3	4.1×10^{-4}	20		
C-14	—	—	—	—	—	—	2.1×10^{-3}	6	2.0×10^{-4}	9		
Co-60	5.4×10^{-5}	100	3.0×10^{-1}	100	1.2×10^{-2}	91	3.0×10^{-2}	84	1.1×10^{-3}	52		
Ni-63	—	—	—	—	4.7×10^{-4}	4	1.4×10^{-3}	4	2.8×10^{-4}	13		
合計 (評価対象核種)	5.4×10^{-5}	100	3.0×10^{-1}	100	1.2×10^{-2}	97	3.5×10^{-2}	96	2.0×10^{-3}	95		
合計 (55核種)	5.4×10^{-5}	100	3.0×10^{-1}	100	1.3×10^{-2}	100	3.6×10^{-2}	100	2.1×10^{-3}	100		

第9表 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量

(単位：Bq/y)

核 種	1号炉
Mn-54	1.4×10^8
Co-60	1.0×10^8
Sr-90	3.4×10^6
Cs-134	1.7×10^7
Cs-137	2.7×10^7
放出量合計 (H-3を除く)	2.8×10^8
H-3	3.4×10^{10}

第10表 平常時における実効線量
(原子炉本体周辺設備等解体撤去期間)

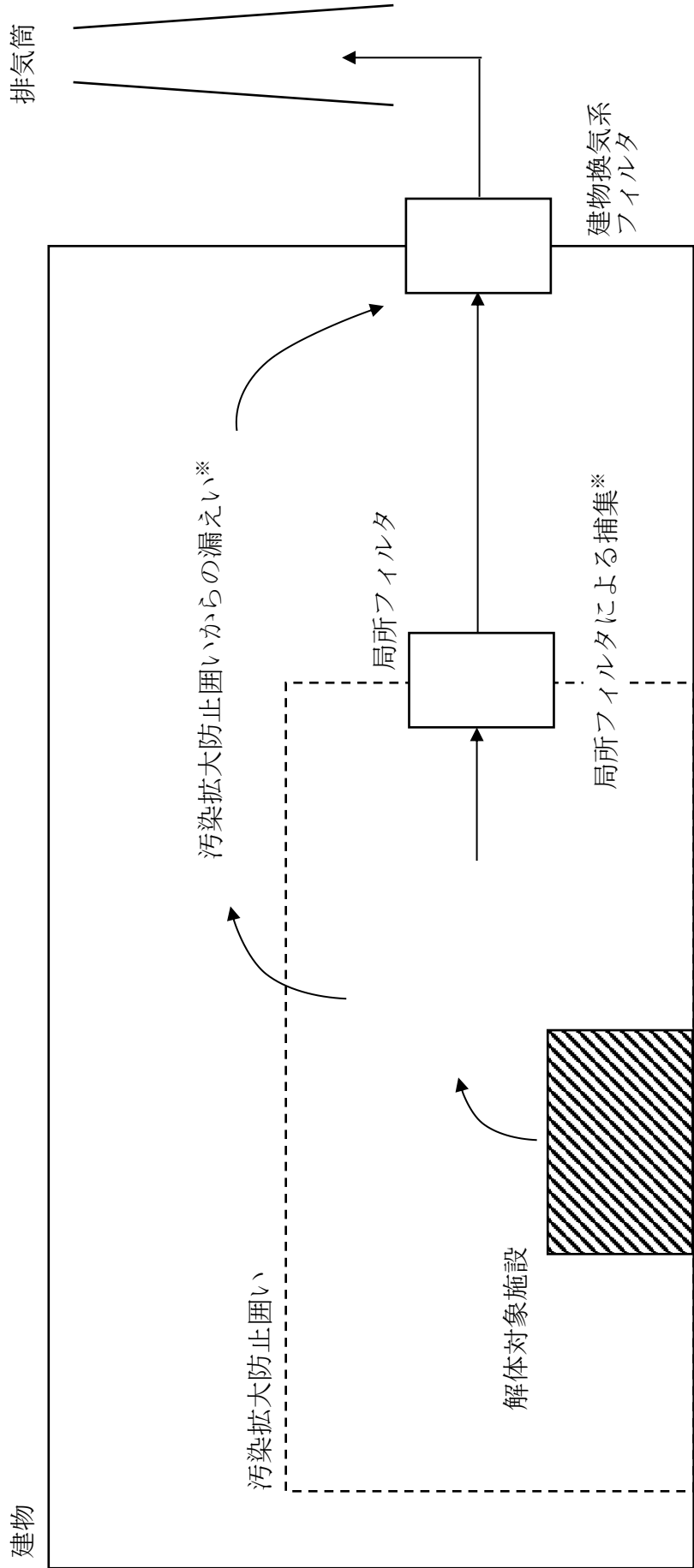
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)

	実効線量 (号炉毎)		実効線量 (1号、2号及び3号炉合算)
	1号炉	2号及び3号炉	
放射性気体廃棄物中の粒子状放射性物質による実効線量	約 0.35	—	約 0.35
放射性気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量	—	約 4.3	約 4.3
放射性液体廃棄物中の放射性物質(よう素を除く)による実効線量	約 7.4	約 12	約 12
放射性気体廃棄物中及び放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量	—	約 0.63	約 0.63
合計	約 7.8	約 17	約 17
線量目標値	—	—	50

第 11 表 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における 1 号炉の放出管理目標値

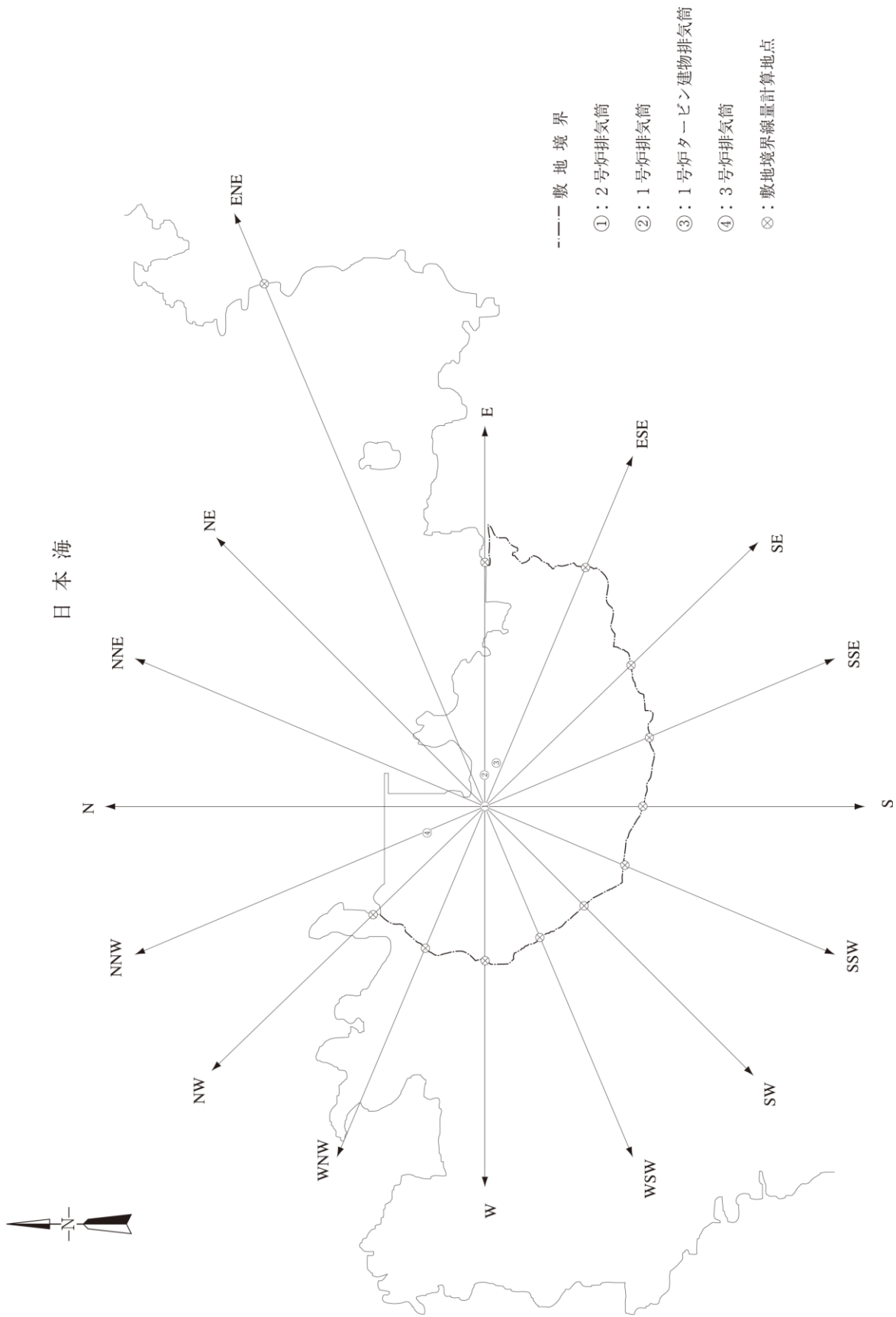
(単位：Bq/y)

項目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物 (C o - 6 0)	2.0×10 ⁸
放射性液体廃棄物 (H - 3 を除く)	2.8×10 ⁸



※原子炉本体周辺設備の解体撤去工事に伴う被ばく評価においては、汚染拡大防止囲い及び局所フィルタの効果は、考慮しない。

第1図 解体撤去工事に伴い発生する粒子状放射性物質の大気中への移行フロー（イメージ）



第2図 評価地点

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-006 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における直接線及びスカイシャイン線による線量について

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 線量評価方法	1
2.1 計算コード	1
3. 線量評価条件	1
3.1 評価地点	1
3.2 解体保管物の条件	1
3.3 保管エリアの評価条件	2
4. 評価結果	4
5. まとめ	4

1. はじめに

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間では、供用を終了した設備のうち、管理区域内にある放射性物質により汚染された設備（ただし、ドライウェルにあるものを除く。）の解体撤去に伴い発生する解体撤去物のうち、放射性物質として扱う必要がないものとして処理するか放射性固体廃棄物として処理するかを判断する前段階のもの（以下「解体保管物」という。）について、原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物内に設置する解体保管物を保管するエリア（以下「保管エリア」という。）で保管する計画としている。

本資料では、解体保管物を保管エリアに保管することに起因する直接線及びスカイシャイン線による線量評価について説明する。

直接線及びスカイシャイン線の線量評価フローを第1図に示す。

直接線及びスカイシャイン線の線量評価は、保管エリアに保管する解体保管物から放出される直接線及びスカイシャイン線による敷地境界（評価地点）での線量を評価するものである。

評価にあたっては、保管エリアに保管する解体保管物の表面線量率等の条件設定を行い、計算コードにより直接線及びスカイシャイン線の線量評価を行う。

2. 線量評価方法

2.1 計算コード

(1) 直接線

直接線の線量評価は、点減衰核積分法コード「QAD-CGGP2R (Ver. 1.04)」(以下「QADコード」という。)を用いる。

(2) スカイシャイン線

スカイシャイン線の線量評価は、1次元輸送計算コード「ANISN-JR」と一回散乱計算コード「G33-GP2r (Ver. 1.00)」の連結計算(以下「ANISN/G33コード」という。)を用いる。

3. 線量評価条件

3.1 評価地点

直接線及びスカイシャイン線の線量評価地点は、保管エリア設置予定場所から敷地境界外陸側12方位における敷地境界地点とする。線量評価地点を第2図に示す。

3.2 解体保管物の条件

保管エリアに保管する解体保管物は、容器（メッシュ型容器又はドラム缶を予定）に収納又は梱包して保管することとしている。線量評価においては保守的な評価とするため、線源範囲が最大となるよう保管エリア内の全域に解体保管物が配置されたと想定して評価する。線源高さ位置は、容器を3段積みした場合の

高さを設定する。なお、線源強度は、単位体積あたりの放射能濃度が最大となるドラム缶の値を使用して、線量評価を行う。

(1) 線源核種

保管エリアに保管する解体保管物の主な汚染核種のうち、線量評価上の影響が大きいガンマ線放出核種である Co-60 を代表核種として選定する。

(2) 線源条件

a. 直接線

線源であるドラム缶の線源強度を設定するためのモデルを第3図に示す。線源条件は、評価対象となる保管エリア毎に非管理区域への影響等を考慮して設定した容器表面の線量率を基に評価した線源強度とする。なお、容器による遮蔽は考慮しない。

評価対象としている保管エリアの線源条件を第1表に示す。

b. スカイシャイン線

第1表に示す「a. 直接線」で設定した線源強度から等価点線源を設定する。

3.3 保管エリアの評価条件

保管エリアの設置予定場所を第4図に示す。

なお、直接線による線量評価においては、原子炉建物及びタービン建物内の保管エリアは、地表面より下層に位置するものと地表面より上層に位置するものに分け、地表面より下層に位置する保管エリアについては、建物外壁に加えて土壌で遮蔽されるため、評価対象外とし、地表面より上層に位置する保管エリアについて評価を行う。

また、線源高さは解体保管物を保管する容器を3段積みした場合の高さを考慮する。線量評価モデルについては、保管エリアを設置する原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物のそれぞれについて、以下のとおり設定する。

(1) 原子炉建物

a. 直接線

原子炉建物の直接線の評価モデルを第5図に示す。

評価モデルは、保管エリアを包括する直方体とする。

原子炉建物からの直接線評価は、壁厚が最も薄い、 mm のコンクリート遮蔽を考慮する。

線量評価は保管エリアごとに行い、建物中心を原点とするすべての評価地点までの水平距離を計算し、それぞれの線量を評価する。

b. スカイシャイン線

原子炉建物のスカイシャイン線の評価モデルを第6図に示す。

スカイシャイン線の評価は、直接線で考慮した壁厚より薄い天井（評価上

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

は天井厚を考慮しない) を通過したガンマ線が空気中の散乱を受け、評価地点(地表)に達する線量を評価する。

したがって、スカイシャイン線の点線源を5階床面の建物中心に設定し、散乱領域は点線源を中心とした上半球状に設定した評価モデルを用いて評価する。

線源の表面線量は、保守的に原子炉建物内で最も高い2mSv/hとする。また、線源高さは各フロアの保管エリアの線源高さの合計高さとし、フロア間の床は無視する。

線量評価は、建物中心を原点とするすべての評価地点までの距離を計算し、それぞれの線量を評価する。なお、点線源と評価地点の標高差を考慮し、5階床面より標高が低い評価地点については、5階床面と同一レベルとする。

(2) 廃棄物処理建物

a. 直接線

廃棄物処理建物の直接線の評価モデルを第7図に示す。

評価モデルは、保管エリアを包括する直方体とする。

廃棄物処理建物からの直接線評価は、壁厚が最も薄い、mmのコンクリート遮蔽を考慮する。

線量評価は保管エリアごとに行い、建物中心を原点とするすべての評価地点までの水平距離を計算し、それぞれの線量を評価する。

b. スカイシャイン線

廃棄物処理建物は、直接線で考慮した壁厚よりも薄い天井面が無いことから、スカイシャイン線の評価は不要とする。

(3) タービン建物

a. 直接線

タービン建物の直接線の評価モデルを第8図に示す。

評価モデルは、保管エリアを包括する直方体とする。

タービン建物からの直接線評価は、壁厚が最も薄い、mmのコンクリート遮蔽を考慮する。

線量評価は保管エリアごとに行い、建物中心を原点とするすべての評価地点までの水平距離を計算し、それぞれの線量を評価する。

b. スカイシャイン線

タービン建物のスカイシャイン線の評価モデルを第9図に示す。

スカイシャイン線の評価は、1階及び2階と3階で線源を分けて設定し、それぞれ直接線で考慮した壁厚より薄い天井(評価上は天井厚を考慮しない)を通過したガンマ線が空気中の散乱を受け、評価地点(地表)に達する線量を評価する。

したがって、スカイシャイン線の点線源は、3階天井上面の建物中心に点線源を設定し、散乱領域は点線源を中心とした上半球状に設定した評価モ

デルを用いて評価する。

線源の表面線量は、1階及び2階は0.5mSv/h、3階は0.01mSv/hとする。また、線源高さは各フロアの保管エリアの線源高さの合計高さとし、フロア間の床は無視する。

線量評価は、建物中心を原点とするすべての評価地点までの距離を計算し、それぞれの線量进行评估した結果を足し合わせて求める。なお、点線源と評価地点の標高差を考慮し、3階天井上面より標高が低い評価点については、3階天井上面と同一レベルとする。

4. 評価結果

保管エリアに解体保管物を保管する場合の敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の線量を第2表に示す。

直接線及びスカイシャイン線による線量の合計は約3.7 μ Gy/yである。

5. まとめ

解体保管物を保管エリアに保管した場合の島根原子力発電所敷地境界外における直接線及びスカイシャイン線による線量は、島根原子力発電所の既保管物及び既設建物からの線量を含めても第3表に示すとおり、年間約26 μ Gyであり、一般公衆線量評価に示される「年間50 μ Gy程度」を下回ることを確認した。

以上

第1表 評価対象としている保管エリアの線源条件

建物	場所		評価対象		線源条件
	保管エリア (番号)	EL (mm)	直接線	スカイシャイン線	
原子炉建物	地下2階 (R-①)	3,100	—	○	容器表面の線量率が2 mSv/hとなる線源強度
	1階 (R-②)	15,300	○	○	容器表面の線量率が0.01mSv/hとなる線源強度
	2階 (R-③)	23,800	○	○	容器表面の線量率が0.01mSv/hとなる線源強度
	2階 (R-④)	23,800	○	○	容器表面の線量率が2 mSv/hとなる線源強度
	3階 (R-⑤)	31,000	○	○	容器表面の線量率が2 mSv/hとなる線源強度
	4階 (R-⑥)	36,100	○	○	容器表面の線量率が2 mSv/hとなる線源強度
廃棄物処理建物	2階 (W-①)	15,300	○	—	容器表面の線量率が2 mSv/hとなる線源強度
	1階 (T-①)	1,500	—	○	容器表面の線量率が0.5mSv/hとなる線源強度
タービン建物	2階 (T-②)	8,800	○	○	容器表面の線量率が0.01mSv/hとなる線源強度
	2階 (T-③)	8,800	○	○	容器表面の線量率が0.5mSv/hとなる線源強度
	2階 (T-④)	8,800	○	○	容器表面の線量率が0.01mSv/hとなる線源強度
	3階 (T-⑤)	15,900	○	○	容器表面の線量率が0.01mSv/hとなる線源強度

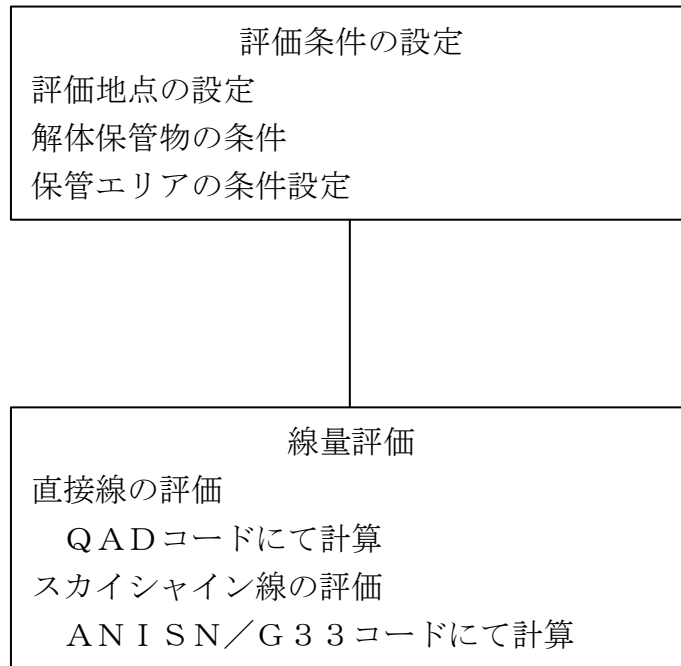
第2表 保管エリアからの直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の被ばく評価結果

評価地点	空気カーマ ($\mu\text{Gy/y}$)										合計
	原子炉建物		廃棄物処理建物		タービン建物						
	直接線	スカイシャイン線	直接線	スカイシャイン線*	直接線	スカイシャイン線	直接線	スカイシャイン線	直接線	スカイシャイン線	
ENE	約 3.1×10^{-7}	約 4.7×10^{-9}	約 4.3×10^{-7}	—	約 8.0×10^{-8}	約 1.3×10^{-9}	約 8.3×10^{-7}				
E	約 7.3×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 9.2×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}	約 2.3×10^{-3}	約 2.0×10^{-1}				
ESE	約 7.8×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 9.9×10^{-2}	—	約 1.6×10^{-2}	約 3.2×10^{-3}	約 2.2×10^{-1}				
SE	約 4.8×10^{-1}	約 2.1×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	—	約 9.2×10^{-2}	約 2.7×10^{-2}	約 1.5×10^0				
SSE	約 9.0×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	約 1.4×10^0	—	約 1.6×10^{-1}	約 5.7×10^{-2}	約 3.0×10^0				
S	約 9.8×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 1.9×10^0	—	約 1.9×10^{-1}	約 7.1×10^{-2}	約 3.7×10^0				
SSW	約 6.1×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 1.3×10^0	—	約 1.3×10^{-1}	約 4.1×10^{-2}	約 2.4×10^0				
SW	約 4.4×10^{-1}	約 2.2×10^{-1}	約 1.0×10^0	—	約 1.1×10^{-1}	約 3.8×10^{-2}	約 1.8×10^0				
WSW	約 2.1×10^{-1}	約 8.5×10^{-2}	約 5.1×10^{-1}	—	約 5.4×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}	約 8.7×10^{-1}				
W	約 1.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-2}	約 2.4×10^{-1}	—	約 2.9×10^{-2}	約 7.4×10^{-3}	約 4.2×10^{-1}				
WNW	約 1.1×10^{-1}	約 2.7×10^{-2}	約 2.6×10^{-1}	—	約 3.7×10^{-2}	約 7.0×10^{-3}	約 4.4×10^{-1}				
NW	約 1.1×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 2.2×10^{-1}	—	約 3.4×10^{-2}	約 5.2×10^{-3}	約 3.9×10^{-1}				

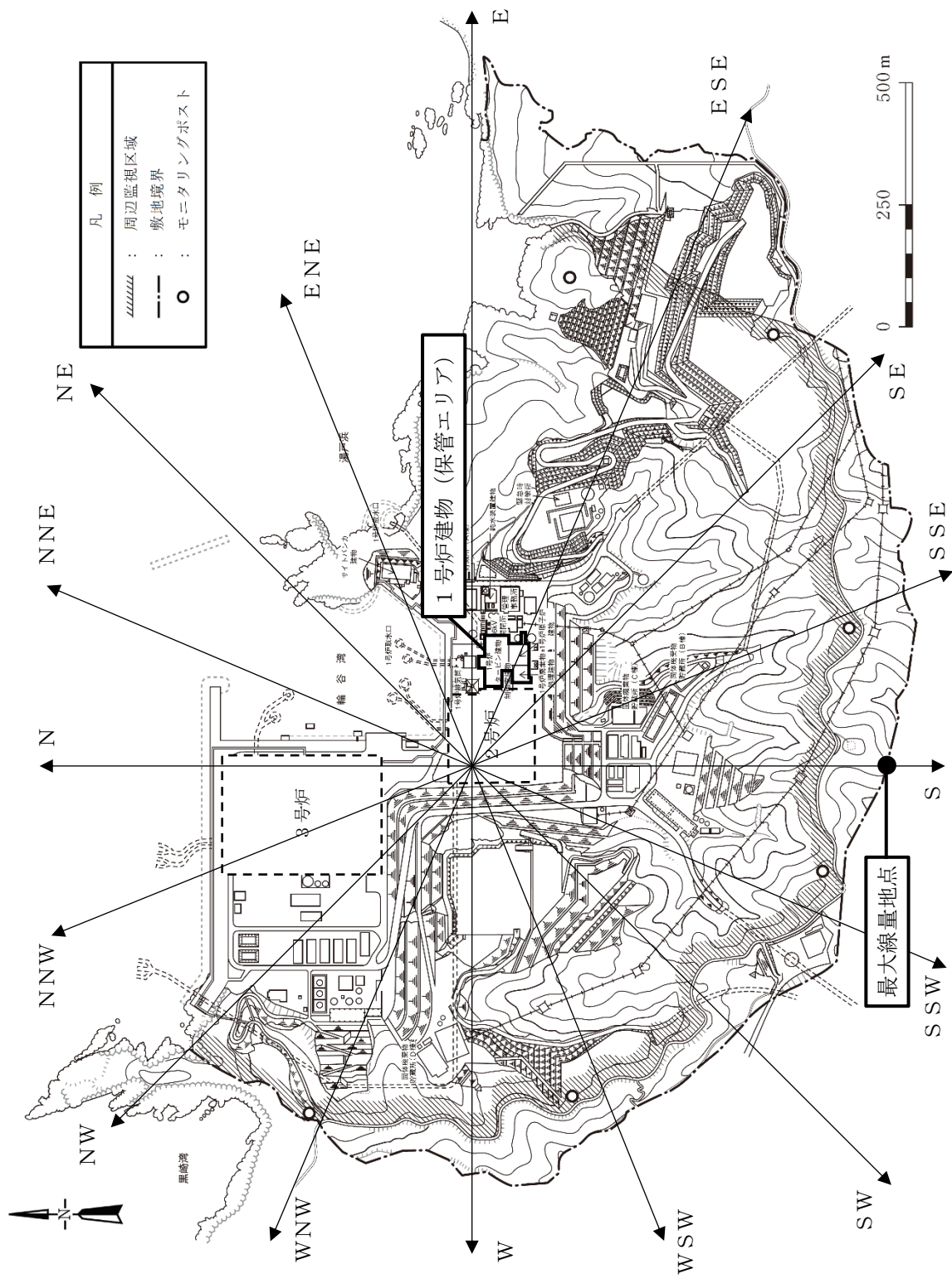
※廃棄物処理建物は、直接線で考慮した壁厚よりも薄い天井面が無いことから、スカイシャイン線の評価はしない。

第3表 解体保管物を保管エリアに保管した場合の島根原子力発電所敷地境界外における直接線及びスカイシャイン線による線量

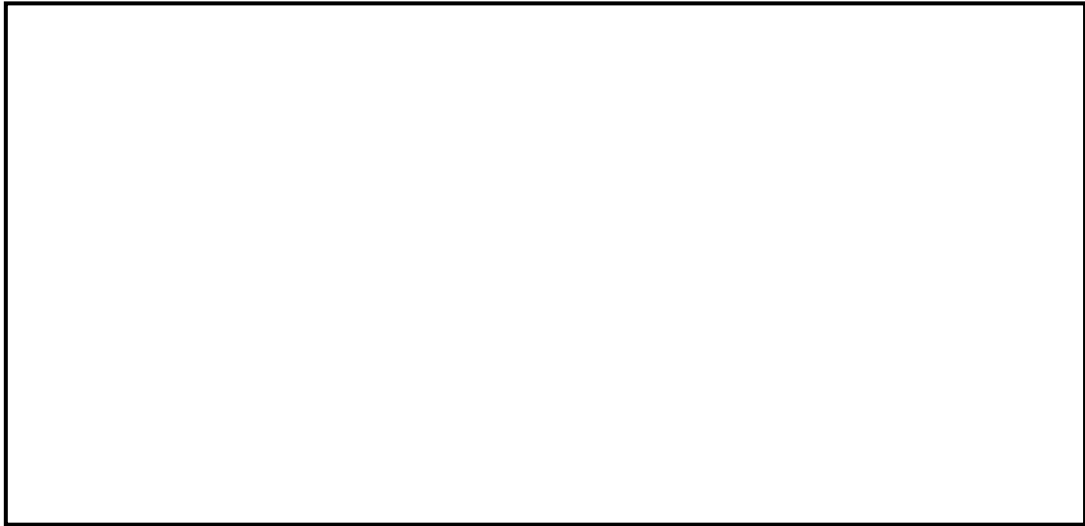
建物等		空気カーマ ($\mu\text{Gy/y}$)		
		原子炉本体周辺 設備等解体撤去 期間中	参 考	
			解体工事準備 期間中	運転中
原子炉建物	1号炉	1.5	$\cong 0$	$\cong 0$
	2号炉	$\cong 0$	$\cong 0$	$\cong 0$
	3号炉	4.1×10^{-3}	4.1×10^{-3}	4.1×10^{-3}
タービン建物	1号炉	2.6×10^{-1}	$\cong 0$	2.5×10^{-1}
	2号炉	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}
	3号炉	2.1	2.1	2.1
廃棄物処理建物	1号炉	1.9	$\cong 0$	$\cong 0$
	2号炉	$\cong 0$	$\cong 0$	$\cong 0$
	3号炉	$\cong 0$	$\cong 0$	$\cong 0$
固体廃棄物貯蔵所	A棟	1.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}
	B棟	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}
	C棟	1.8×10^{-3}	1.8×10^{-3}	1.8×10^{-3}
	D棟	1.9×10^1	1.9×10^1	1.9×10^1
屋外タンク	復水貯蔵タンク	1号炉	8.6×10^{-3}	8.6×10^{-3}
		2号炉	7.1×10^{-3}	7.1×10^{-3}
		3号炉	2.1×10^{-2}	2.1×10^{-2}
	補助復水貯蔵タンク	2号炉	8.6×10^{-3}	8.6×10^{-3}
		3号炉	3.0×10^{-2}	3.0×10^{-2}
トーラス水受入タンク		9.4×10^{-1}	9.4×10^{-1}	9.4×10^{-1}
合 計		26	23	23
判断基準		50	50	50



第1図 直接線及びスカイシャイン線の線量評価フロー



第2図 直接線及びスカイライン線の線量評価地点



第3図 線源強度評価モデル

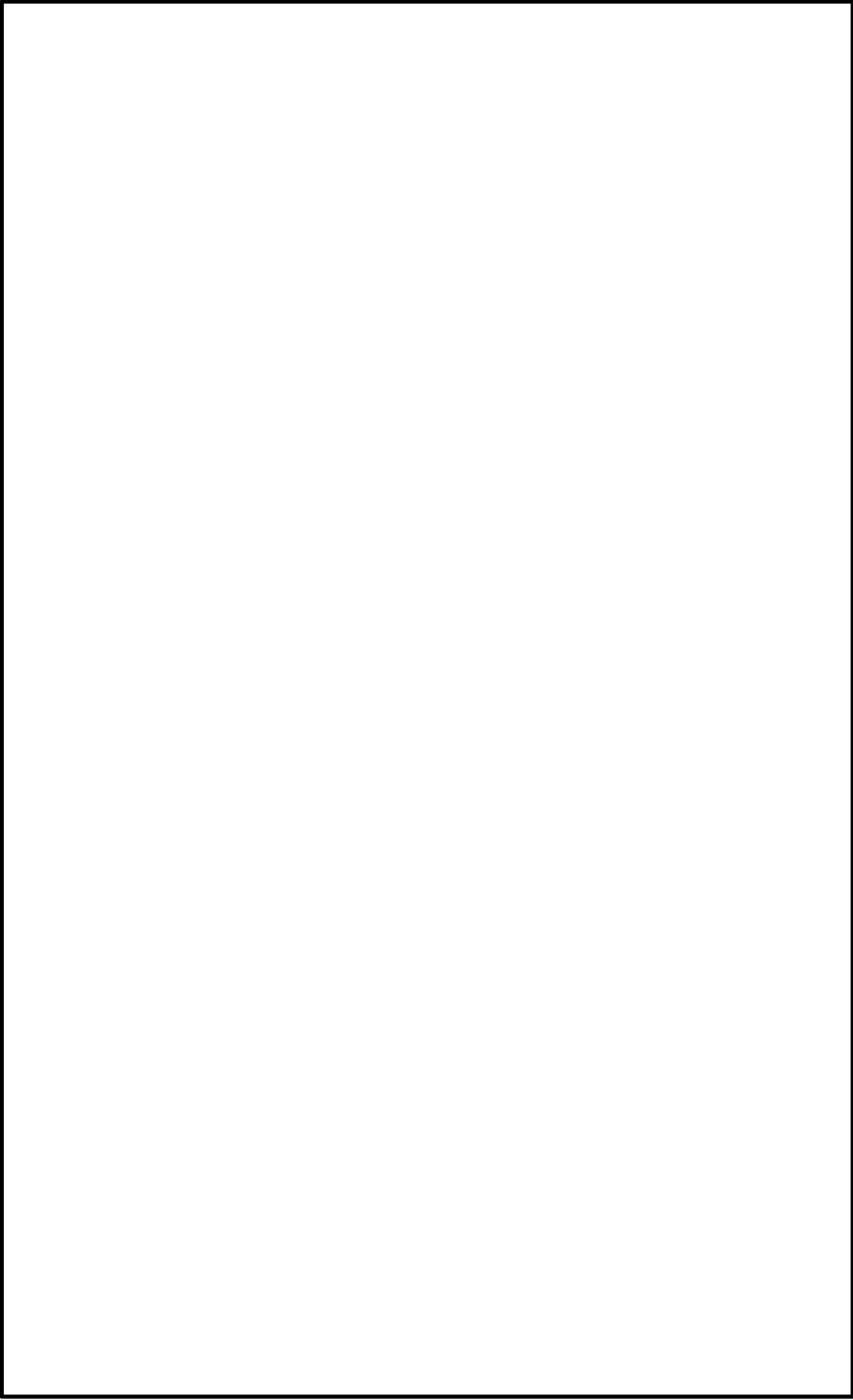
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第4図 保管エリア設置予定場所 (1/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

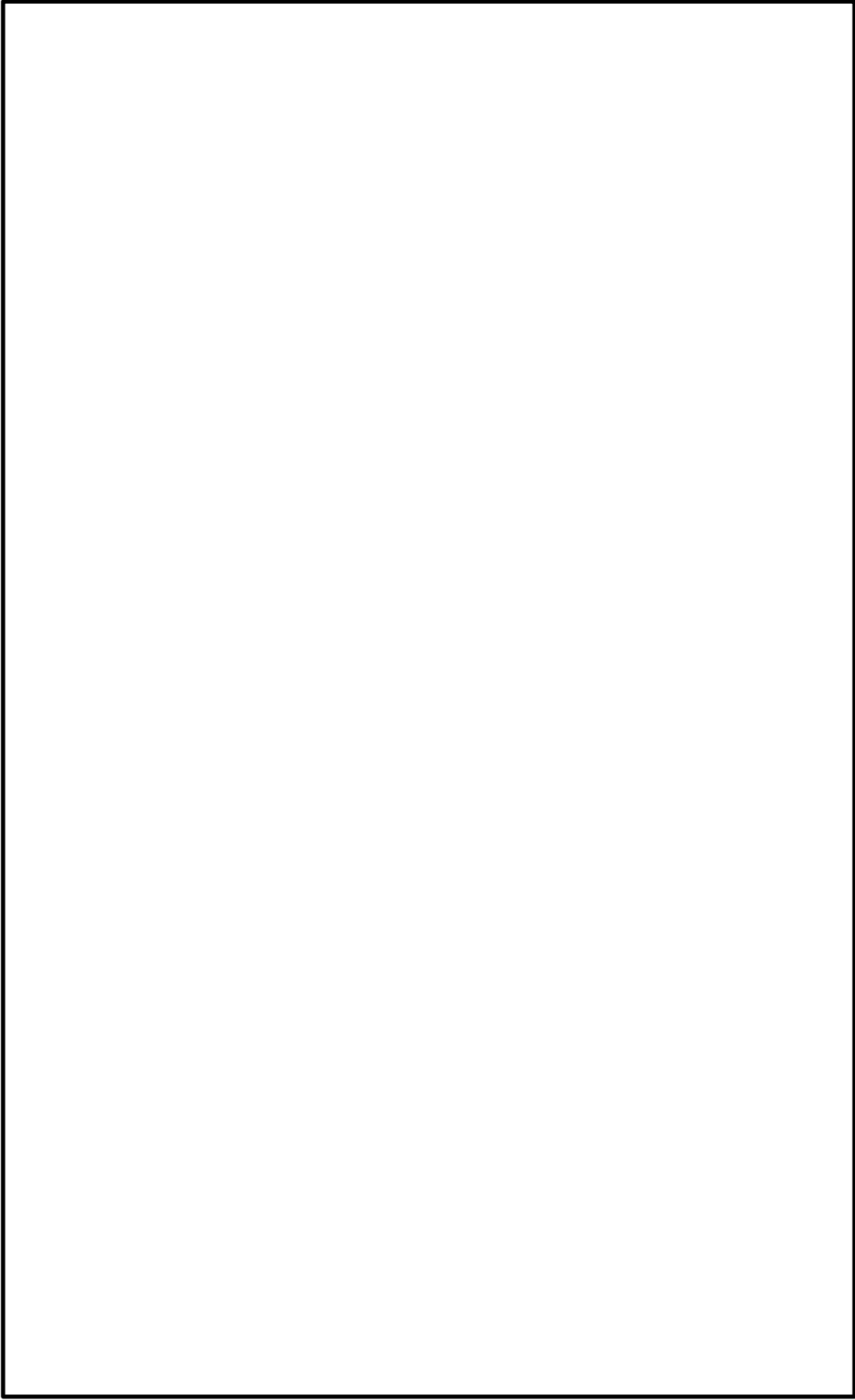
第4図 保管エリア設置予定場所 (2/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



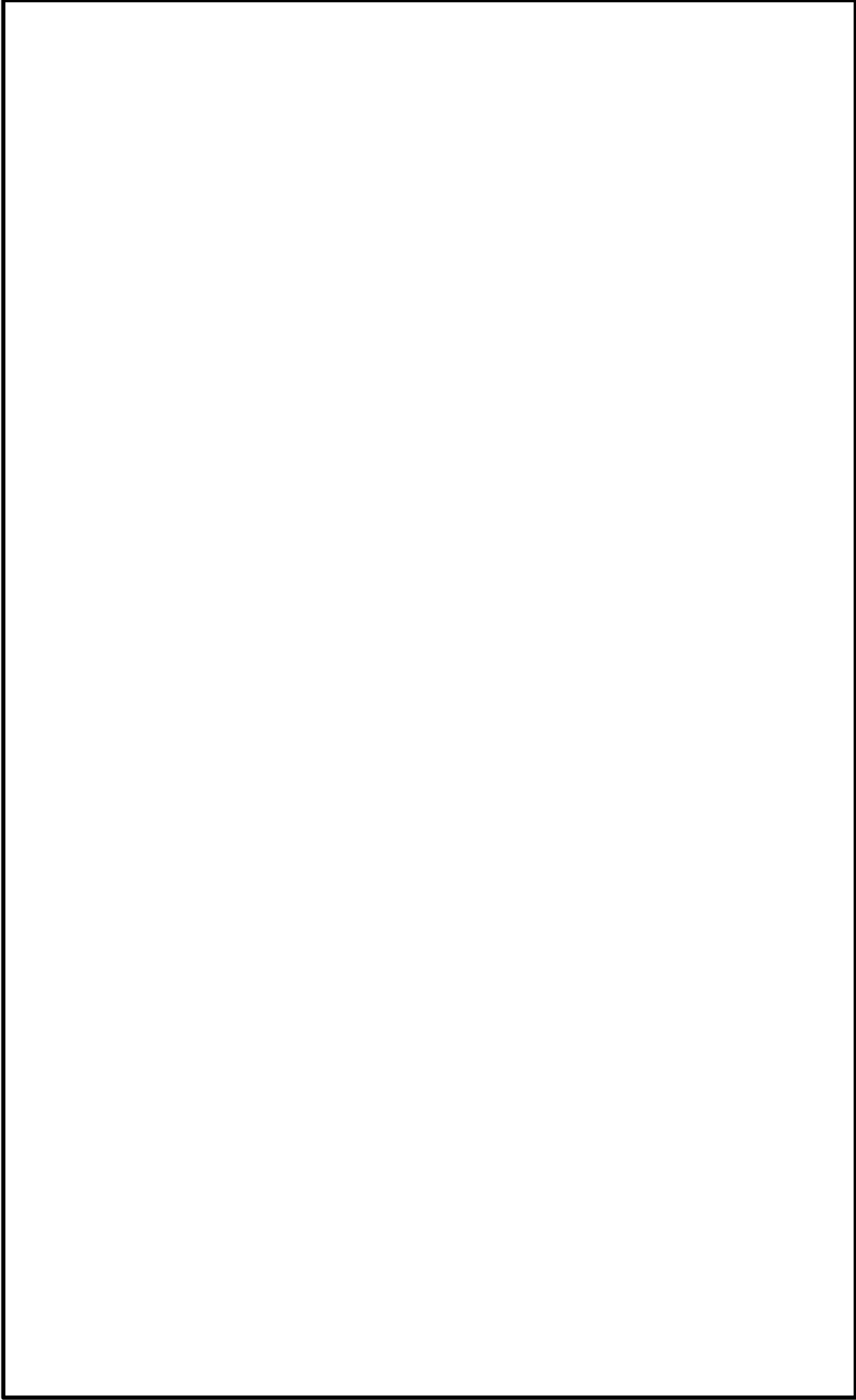
第4図 保管エリア設置予定場所 (3/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



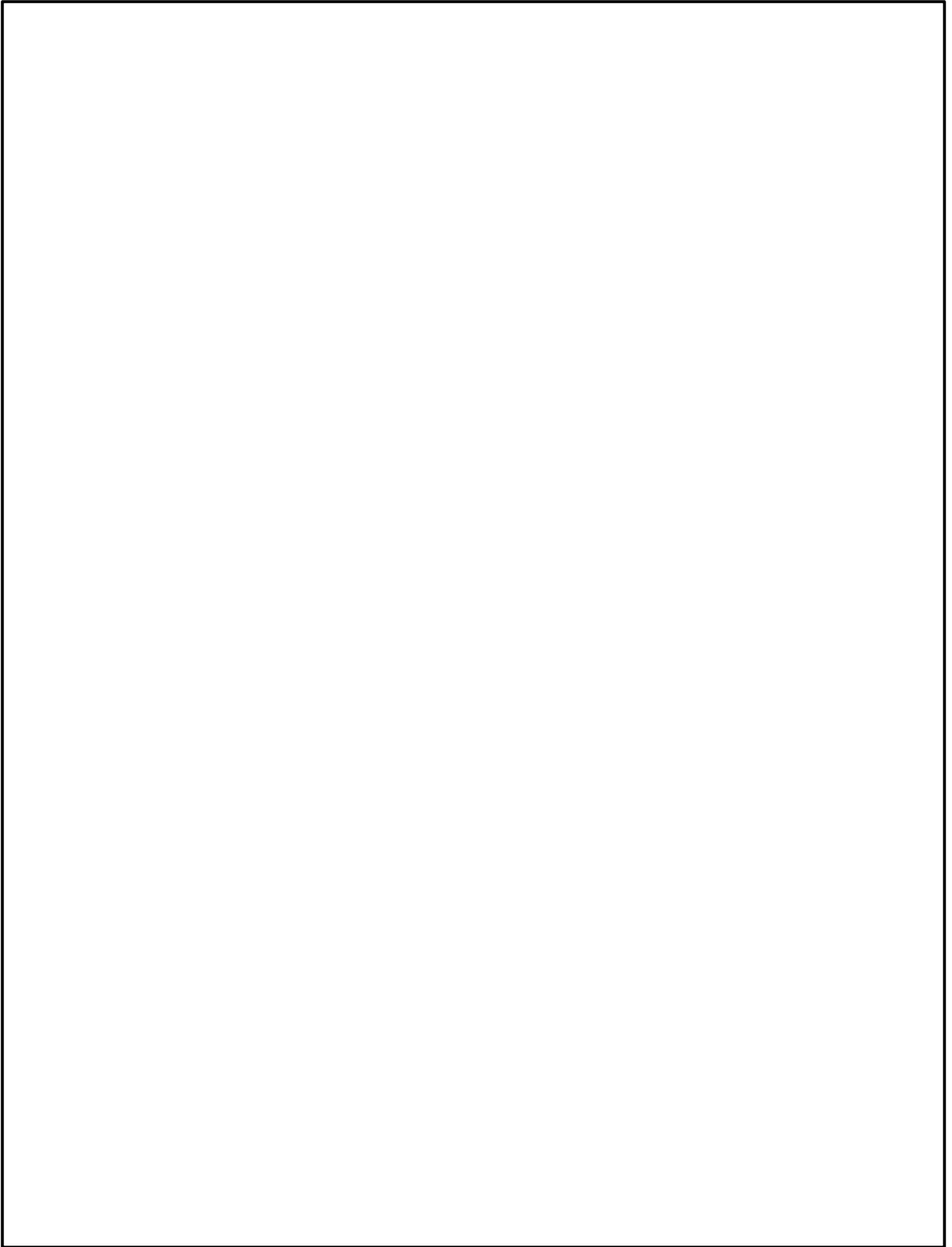
第4図 保管エリア設置予定場所 (4/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



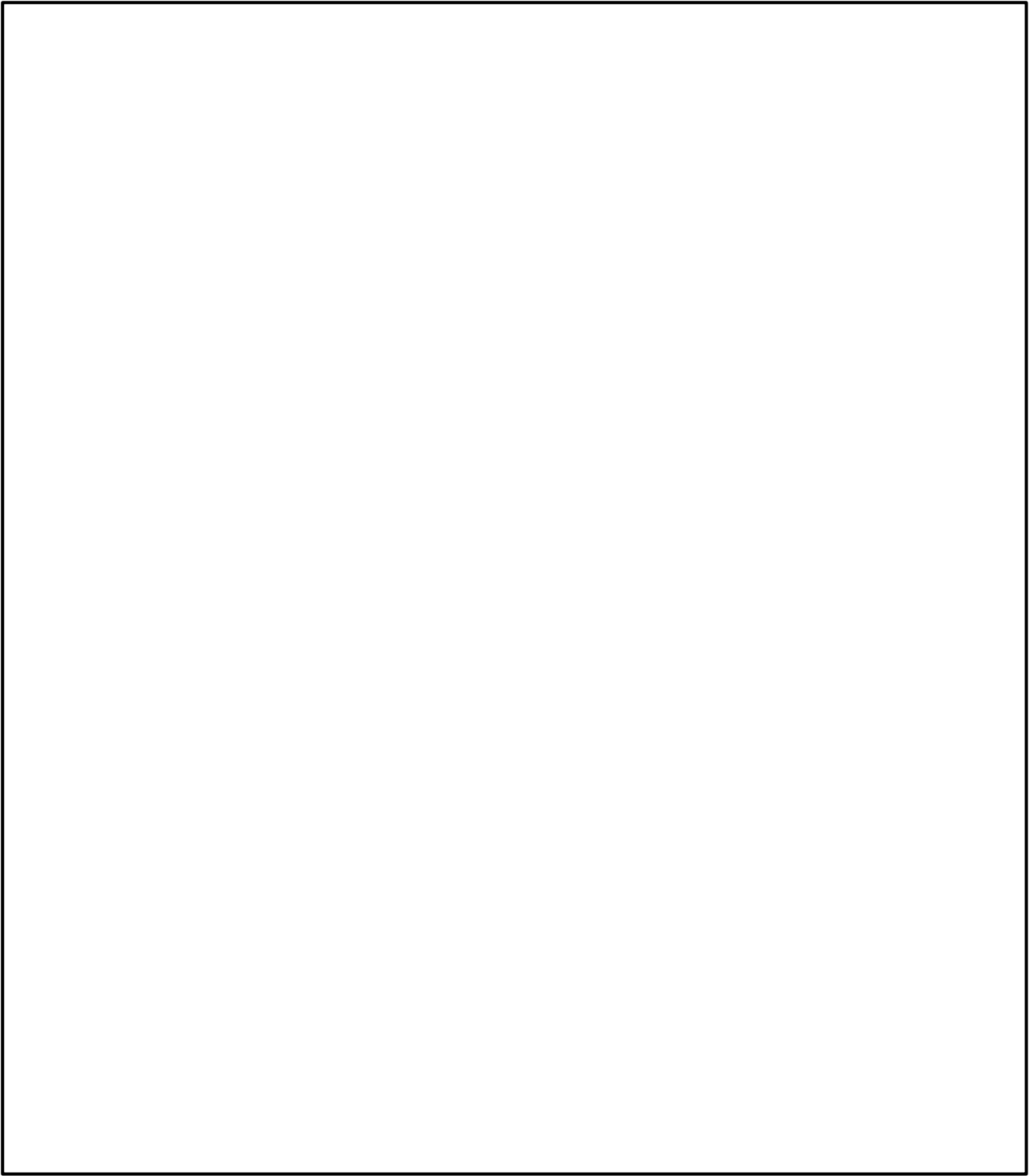
第4図 保管エリア設置予定場所 (5/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



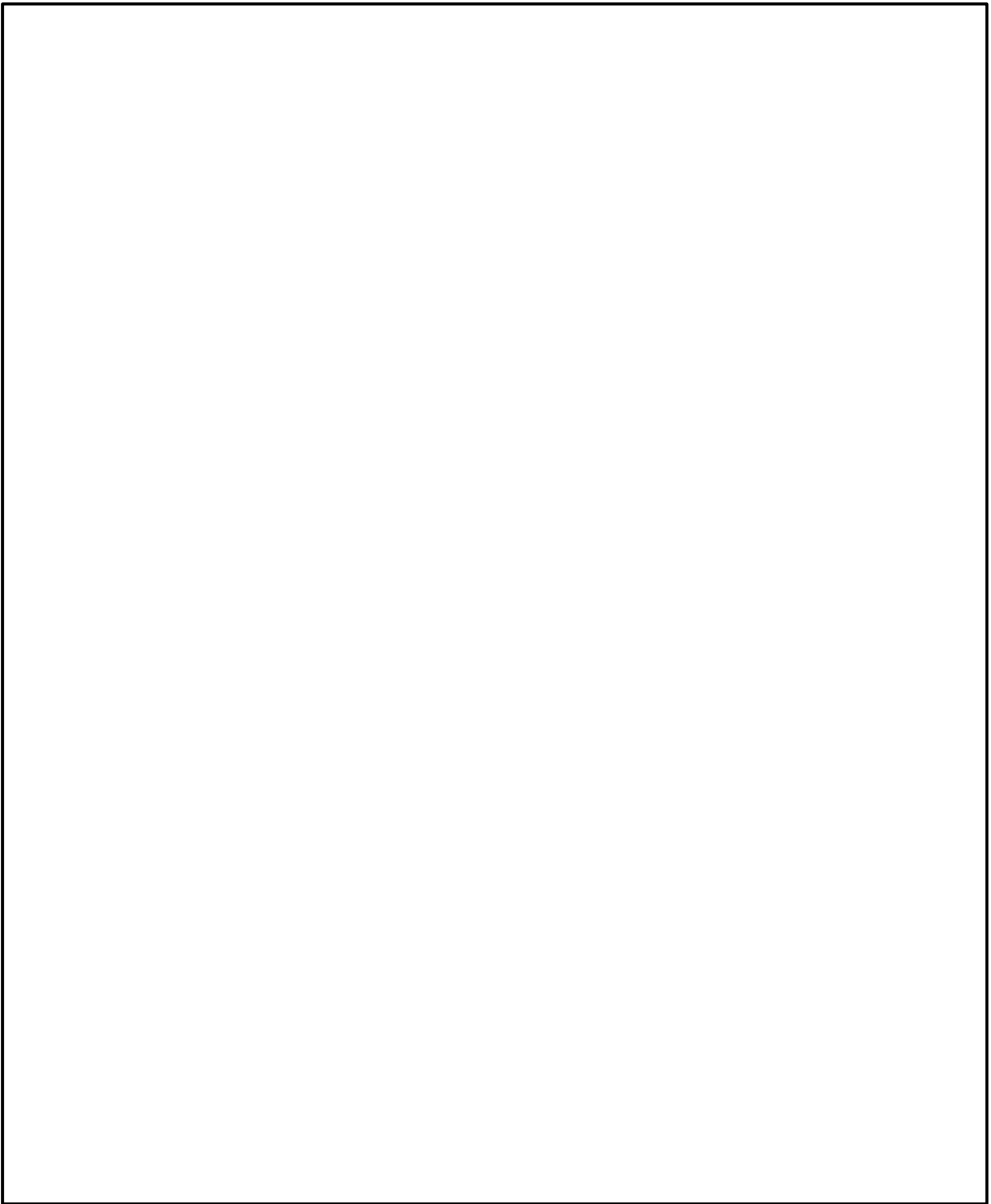
第5図 原子炉建物 直接線評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



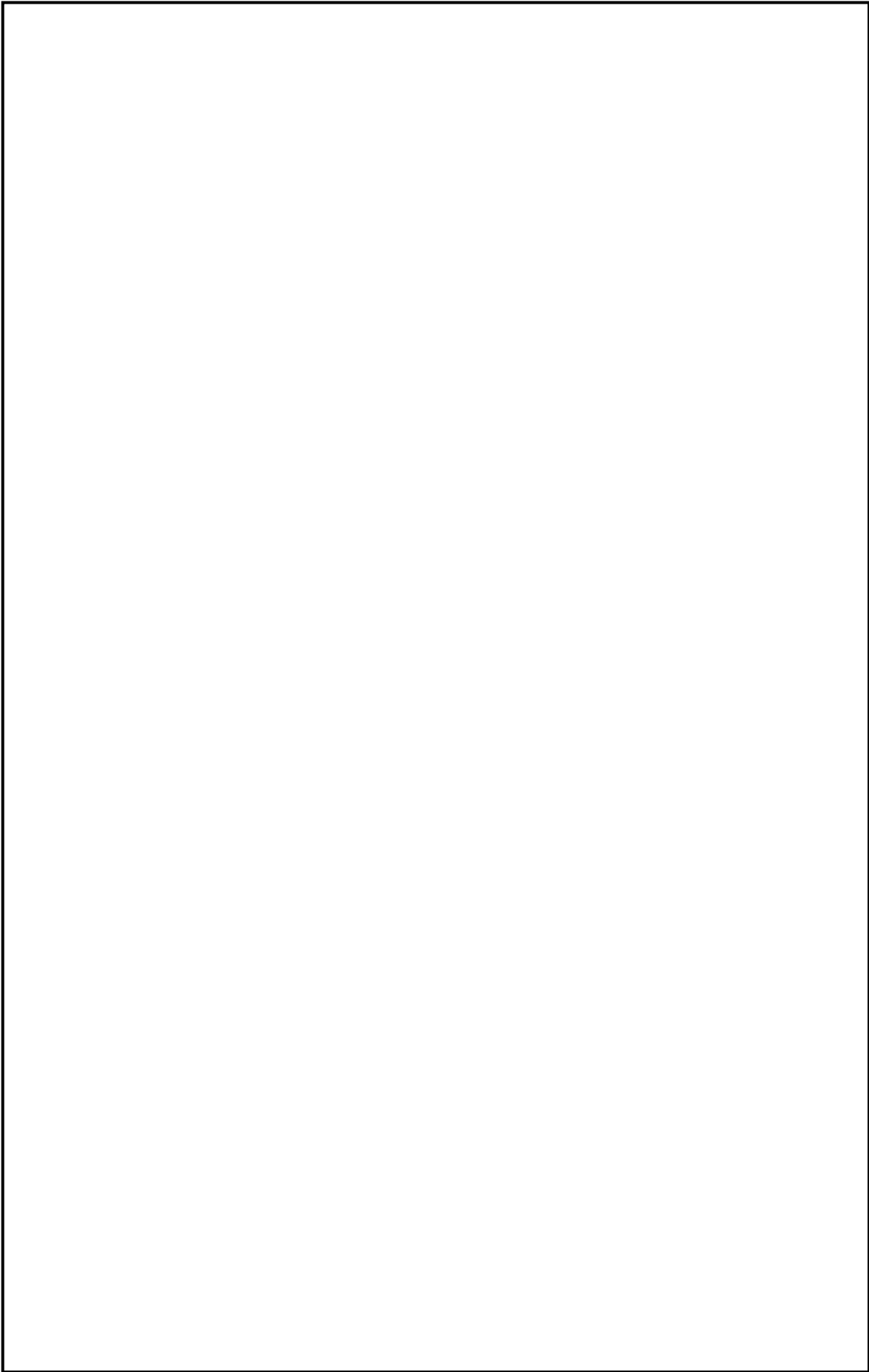
第6図 原子炉建物 スカイシャイン線評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第7図 廃棄物処理建物 直接線評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第8図 タービン建物 直接線評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第9図 タービン建物 スカイシャイン線評価モデル



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-007 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に
おける放射線業務従事者の被ばく線量に
ついて

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量	1
2.1 核燃料物質の搬出	1
2.2 管理区域内の設備の解体撤去	1
2.3 管理区域外の設備の解体撤去	1
2.4 原子炉施設の維持管理等	1
2.5 汚染された物の廃棄	2
3. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量の算定結果	2
4. 原子炉本体等解体撤去期間以降における放射線業務従事者の被ばく線量	2

1. はじめに

本資料では、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の廃止措置工事における放射線業務従事者の総被ばく線量について説明する。

- ## 2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量
- 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に実施する主な作業における放射線業務従事者の被ばく線量について、過去の同種作業やプラント停止以降の実績等を踏まえ、以下の考えに基づき算定する。

2.1 核物質燃料の搬出

2.1.1 使用済燃料

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する再処理施設への使用済燃料搬出作業は、これまでの運転中に実施してきた搬出作業と同等であることから、至近の燃料搬出作業で輸送した燃料集合体の本数と被ばく線量の実績を踏まえて被ばく線量を求める。なお、搬出は、1号炉から直接の場合だけでなく、2号炉を経由する場合も想定していることから、これも考慮する。

2.1.2 新燃料

島根1号炉にあるすべての新燃料（92体）は、2018年9月7日に加工施設へ搬出したことから、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における搬出作業は発生しない。

2.2 管理区域内の設備の解体撤去

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する解体撤去工事のうち、管理区域内の設備については、解体撤去に要する人工数を想定し、これに雰囲気線量当量率の測定結果を踏まえ管理区域内の部屋（エリア）ごとに設定した、作業場所の代表雰囲気線量率を乗じることにより被ばく線量を求める。

2.3 管理区域外の設備の解体撤去

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する解体撤去工事のうち、管理区域外の設備については、汚染のない設備となるため、被ばく線量は無いと評価する。

2.4 原子炉施設の維持管理等

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する原子炉施設の維持管理や汚染状況の調査、汚染の除去作業等は、解体工事準備期間中と同等の作業であるため、解体工事準備期間中の被ばく線量実績の年平均値と原子炉本体周辺設備等解体撤去期間の年数から、被ばく線量を求める。

2.5 汚染された物の廃棄

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に発生する放射性廃棄物は、機器除染、施設の維持管理等により発生する雑固体廃棄物、使用済樹脂等の解体工事準備期間中と同様な廃棄物の他、解体撤去工事に伴って発生する雑固体廃棄物が想定される。

解体工事準備期間中と同様な廃棄物の処理、貯蔵保管における被ばく線量は、2.4の原子力施設の維持管理等における評価に含まれるため、ここでは考慮しない。

また、解体撤去工事に伴って発生する雑固体廃棄物の処理、貯蔵保管における被ばく線量は、2.2の管理区域内の設備の解体撤去における評価に含まれるため、ここでは考慮しない。

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に実施する新たな作業としては、解体撤去により発生する解体撤去物を放射性物質として扱う必要のないものにするための処理作業が想定される。この処理作業における被ばく線量は、処理作業に要する人工数を想定し、これに作業場所の代表雰囲気線量率を乗じることにより被ばく線量を求める。

3. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量の算定結果

2.の条件により、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量を算定した結果を第1表に示す。

1号炉における原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中（12年間）の作業における総被ばく線量は、約3.0人・Sv（12年間の合計）となる。

4. 原子炉本体等解体撤去期間以降における放射線業務従事者の被ばく線量

原子炉本体等解体撤去期間以降については、施設の汚染状況の調査結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、原子炉本体等解体撤去期間に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

以上

第1表 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における放射線業務従事者の被ばく線量の算定について

作業項目	算定方法	被ばく線量 (人・Sv)
燃料搬出 (使用済燃料)	①至近の使用済燃料輸送に伴う被ばく線量実績： 2.37人・mSv (110体輸送) ②使用済燃料体数：722体 ③2号炉を経由することを考慮した際の作業量： 1号炉から直接搬出する場合に対し3倍 算定結果： <u>46.7人・mSv</u> ≒ <u>約0.05人・Sv</u>	約0.05
解体撤去 (管理区域内)	作業人工数×代表雰囲気線量当量率 (0.001～ 0.02mSv/h) 原子炉建屋：約1.89人・Sv タービン建屋：約0.42人・Sv 廃棄物処理建屋：約0.20人・Sv 算定結果： <u>約2.51人・Sv</u>	約2.51
維持管理	①解体工事準備期間中の1年間あたりの被ばく線量 実績 2017年度：約0.07人・Sv 2018年度：約0.03人・Sv 2019年度：約0.02人・Sv 2020年度：約0.01人・Sv 2021年度：約0.01人・Sv 2022年度：約0.02人・Sv 平均：約0.03人・Sv ②原子炉本体周辺設備等解体撤去期間：12年間 算定結果： <u>約0.36人・Sv</u>	約0.36
汚染された物の 廃棄	作業人工数×代表雰囲気線量当量率 算定結果： <u>約0.04人・Sv</u>	約0.04
合 計		約2.96 (年平均：約0.25)
【参考】 1号炉の運転中の被ばく線量実績 (2005年度～2009年度) 2005年度：1.63人・Sv 2006年度：1.68人・Sv 2007年度：4.11人・Sv 2008年度：0.42人・Sv 2009年度：2.59人・Sv		年平均：約2.08

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-008 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間に
おける事故時の周辺公衆の線量評価に
ついて

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1.	はじめに	1
2.	原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に想定する事故について	1
3.	建物換気系フィルタの破損による放出量評価について	1
4.	建物換気系フィルタの破損による線量評価について	2
4.1	評価概要	2
4.2	評価に係る気象条件等	2
4.3	評価結果	3
5.	事故時における周辺公衆の線量評価の結果について	3

1. はじめに

本資料では、汚染状況の調査結果を踏まえ、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）及び「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－（平成18年度経済産業省委託調査、財団法人電力中央研究所）の添付 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」を参考に評価した、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間における事故時の周辺公衆の受ける線量評価について説明する。

事故時における周辺公衆の受ける実効線量の評価フローを第1図に示す。

まず、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中の状況に応じて想定される事故の中から最も放出量の大きい事故を選定する。選定した事故によって環境へ放出される放射性物質の量を評価するとともに、事故により放出される放射性物質の種類から評価対象となる被ばく経路を選定する。実効線量評価に使用する気象条件を決定し、放出量評価に対する各被ばく経路における実効線量を評価し、発生事故あたりの目安値（5 mSv）と比較することで、周辺公衆へのリスクが小さいことを確認する。

2. 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中に想定する事故について

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中は、管理区域内設備の解体撤去に伴い粒子状放射性物質が発生することを踏まえたうえで、廃止措置工事に係る過失、機械又は装置の故障、地震、火災、その他の災害による原子炉施設の事故の種類、程度、影響等により想定する事故の中から最も放出量の大きい事故を選定する。

解体撤去に伴い発生する粒子状放射性物質は建物換気系フィルタに捕集されることを考慮すると、建物換気系フィルタが火災、爆発、落下、衝突等によって破損し、フィルタに付着している粒子状放射性物質全量が大気中へ放出される事象が最も放出量が大きくなることから、「建物換気系フィルタの破損」を事象として想定する。

また、解体工事準備期間中に想定した「燃料集合体の落下」については、使用済燃料は搬出するまでの期間、引き続き事象として想定する。

3. 建物換気系フィルタの破損による放出量評価について

建物換気系フィルタの破損により大気へ放出される放射性物質の量は、解体撤去に伴い発生する粒子状放射性物質（ガス状の放射性物質を含む。）全量が、建物換気系フィルタに付着しているものとし、以下の条件により算出した。

建物換気系フィルタの破損による放出量を第1表に示す。

なお、解体撤去に伴い発生し、建物換気系フィルタに捕集される粒子状放射性物質（ガス状の放射性物質を含む。）の発生量については、「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」と同様の気中移行割合を用いて

評価する。

- (1) 解体撤去範囲は、供用を終了した設備のうち、管理区域内にある放射性物質により汚染された設備（ただし、ドライウェル内にあるものを除く。）（以下「原子炉本体周辺設備」という。）とする。
- (2) 原子炉本体周辺設備の解体撤去に伴い発生する粒子状放射性物質（ガス状の放射性物質を含む。）の全量が、建物換気系フィルタに付着しているものとする。ここでの建物換気系フィルタは、大気中への放出量が最大となる原子炉建物の建物換気系フィルタを対象とする。
- (3) 建物換気系フィルタの交換は考慮しない。
- (4) 事故により、建物換気系フィルタに付着している粒子状放射性物質（ガス状の放射性物質を含む。）の全量が、大気中へ放出されるものとする。

4. 建物換気系フィルタの破損による線量評価について

4.1 評価概要

周辺公衆に対する被ばく経路には、短期的に被ばくする経路（呼吸摂取による内部被ばく及び放射性雲からの γ 線による外部被ばく）及び放射性物質の放出後に長期的に被ばくする経路（農作物摂取等による内部被ばく及び地表沈着物からの外部被ばく）がある。事故時においては、付近への立入制限、土地表面の除染、農作物の摂取制限等の措置が行われることから、短期的に被ばくする経路について評価するものとする。

したがって、周辺公衆の受ける線量は、建物換気系フィルタが地表面に落下し、地表面から大気中に放出された粒子状放射性物質が、放射性雲となって風下流れ、この放射性雲の呼吸摂取による内部被ばく及び放射性雲からの γ 線による外部被ばくを対象に評価する。被ばく線量評価イメージを第2図に示す。

線量評価に用いる核種は、「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で評価した核種のうち、各評価経路における線量寄与の割合が1%以上となる核種を対象とする。

4.2 評価に係る気象条件等

評価に用いる気象条件は、現地における2009年1月から2009年12月までの観測による実測値（「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」の平常時の周辺公衆の線量評価で用いている気象データと同じ。）を用いる。

線量の評価に用いる相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）は、2009年1月から2009年12月までの1年間の観測データを使用して、気象指針に示された方法に従って求めたものを用いる。

各方位における相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を第2表に示す。このうち評価では、最大となるNW方位の値を用いる。

4.3 評価結果

各評価経路における核種ごとの実効線量及びその寄与割合を第3表に示す。

5. 事故時における周辺公衆の線量評価の結果について

原子炉本体周辺設備等解体撤去期間中における建物換気系フィルタの破損による敷地境界外の実効線量を第4表に示す。

建物換気系フィルタの破損による敷地境界外における周辺公衆の受ける実効線量は約 2.9×10^{-2} mSv であり、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

また、燃料集合体の落下による敷地境界外の実効線量を第5表に示す。建物換気系フィルタの破損による敷地境界外の実効線量と比べて十分低く、周辺公衆に与える著しい放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

第1表 建物換気系フィルタの破損による大気への放出量

(単位：Bq)

番号	核種	放出量
1	H-3	6.7×10^8
2	Be-10	2.3×10^2
3	C-14	2.6×10^7
4	S-35	2.1×10^{-11}
5	Cl-36	9.5×10^2
6	Ca-41	7.0×10^3
7	Mn-54	4.7×10^5
8	Fe-55	8.5×10^9
9	Fe-59	1.8×10^{-24}
10	Co-58	2.7×10^{-11}
11	Co-60	1.4×10^{10}
12	Ni-59	1.1×10^8
13	Ni-63	1.3×10^{10}
14	Zn-65	4.0×10^1
15	Se-79	3.5×10^3
16	Sr-90	1.2×10^5
17	Zr-93	2.2×10^2
18	Nb-94	1.0×10^7
19	Mo-93	1.2×10^6
20	Tc-99	8.4×10^4
21	Ru-106	4.5×10^1
22	Ag-108m	5.9×10^5
23	Cd-113m	3.3×10^1
24	Sn-126	3.4×10^0
25	Sb-125	8.9×10^5
26	Te-125m	2.6×10^{-20}
27	I-129	4.9×10^2
28	Cs-134	1.2×10^5
29	Cs-137	3.1×10^6
30	Ba-133	2.0×10^5
31	La-137	2.1×10^0
32	Ce-144	7.0×10^{-1}
33	Pm-147	3.8×10^5
34	Sm-151	1.4×10^6
35	Eu-152	3.5×10^4
36	Eu-154	5.2×10^6
37	Ho-166m	4.1×10^6
38	Lu-176	1.5×10^{-2}
39	Ir-192m	3.8×10^6
40	Pt-193	6.8×10^7
41	U-234	3.0×10^1
42	U-235	8.3×10^{-1}
43	U-236	2.8×10^0
44	U-238	3.0×10^1
45	Np-237	3.5×10^0
46	Pu-238	2.0×10^4
47	Pu-239	1.9×10^4
48	Pu-240	1.6×10^4
49	Pu-241	1.1×10^6
50	Pu-242	3.9×10^1
51	Am-241	5.8×10^3
52	Am-242m	2.1×10^2
53	Am-243	2.5×10^2
54	Cm-242	3.0×10^{-5}
55	Cm-244	8.8×10^3

注) 1. 2023年4月1日時点

2. 原子炉建物の建物換気系フィルタの破損による大気への放出量

第2表 建物換気系フィルタの破損時の各方位の相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

方位	放出条件		相対濃度 (χ/Q) (s/m^3)	相対線量 (D/Q) ($Gy/Bq/MeV$)
	実効放出 継続時間	放出位置		
ENE	1 時間	地上放出	3.8×10^{-7}	2.3×10^{-20}
E			1.4×10^{-5}	3.4×10^{-19}
ESE			4.6×10^{-5}	9.0×10^{-19}
SE			8.7×10^{-5}	1.4×10^{-18}
SSE			5.5×10^{-5}	1.1×10^{-18}
S			2.5×10^{-6}	1.3×10^{-19}
SSW			3.0×10^{-5}	1.0×10^{-18}
SW			4.7×10^{-6}	2.5×10^{-19}
WSW			2.7×10^{-6}	1.6×10^{-19}
W			1.6×10^{-6}	9.8×10^{-20}
WNW			4.7×10^{-6}	2.8×10^{-19}
NW			2.6×10^{-4}	3.4×10^{-18}

- 注) 1. 放出源の有効高さを0mとする。
 2. χ/Q 及び D/Q は、陸側方向の方位ごとに求めた累積出現頻度が97%に当たる値。このうち評価に用いるのは、 に示す最も大きな値とする。
 3. D/Q は γ 線エネルギーを1 MeV として計算した。

第3表 各評価経路における核種ごとの実効線量

番号	核種	呼吸摂取による内部被ばく		放射性雲からのγ線による外部被ばく	
		実効線量 (mSv)	寄与割合 (%)	実効線量 (mSv)	寄与割合 (%)
1	H-3	1.1×10^{-6}	0.0	0	0.0
2	Be-10	4.7×10^{-10}	0.0	0	0.0
3	C-14	1.1×10^{-8}	0.0	0	0.0
4	S-35	2.8×10^{-24}	0.0	0	0.0
5	Cl-36	5.5×10^{-10}	0.0	4.7×10^{-16}	0.0
6	Ca-41	9.4×10^{-11}	0.0	1.0×10^{-14}	0.0
7	Mn-54	6.5×10^{-8}	0.0	1.3×10^{-9}	0.0
8	Fe-55	6.1×10^{-4}	2.1	4.9×10^{-8}	0.0
9	Fe-59	5.3×10^{-37}	0.0	7.3×10^{-39}	0.0
10	Co-58	4.5×10^{-24}	0.0	7.6×10^{-26}	0.0
11	Co-60	2.7×10^{-2}	91.9	1.2×10^{-4}	99.9
12	Ni-59	3.7×10^{-6}	0.0	9.1×10^{-10}	0.0
13	Ni-63	1.3×10^{-3}	4.4	0	0.0
14	Zn-65	9.1×10^{-12}	0.0	7.8×10^{-14}	0.0
15	Se-79	1.6×10^{-9}	0.0	0	0.0
16	Sr-90	1.1×10^{-6}	0.0	5.1×10^{-16}	0.0
17	Zr-93	3.1×10^{-11}	0.0	0	0.0
18	Nb-94	2.8×10^{-5}	0.1	5.5×10^{-8}	0.0
19	Mo-93	1.6×10^{-7}	0.0	4.4×10^{-11}	0.0
20	Tc-99	7.0×10^{-8}	0.0	2.0×10^{-16}	0.0
21	Ru-106	2.3×10^{-10}	0.0	3.1×10^{-14}	0.0
22	Ag-108m	1.2×10^{-6}	0.0	3.3×10^{-9}	0.0
23	Cd-113m	2.0×10^{-10}	0.0	8.2×10^{-18}	0.0
24	Sn-126	7.5×10^{-12}	0.0	6.4×10^{-16}	0.0
25	Sb-125	7.5×10^{-7}	0.0	1.3×10^{-9}	0.0
26	Te-125m	7.7×10^{-33}	0.0	3.2×10^{-36}	0.0
27	I-129	2.2×10^{-9}	0.0	4.0×10^{-14}	0.0
28	Cs-134	1.6×10^{-7}	0.0	6.2×10^{-10}	0.0
29	Cs-137	7.0×10^{-6}	0.0	6.3×10^{-9}	0.0
30	Ba-133	1.3×10^{-7}	0.0	2.7×10^{-10}	0.0
31	La-137	1.1×10^{-12}	0.0	1.8×10^{-16}	0.0
32	Ce-144	4.3×10^{-12}	0.0	1.2×10^{-16}	0.0
33	Pm-147	1.5×10^{-7}	0.0	5.6×10^{-15}	0.0
34	Sm-151	3.1×10^{-7}	0.0	6.8×10^{-14}	0.0
35	Eu-152	7.9×10^{-8}	0.0	1.4×10^{-10}	0.0
36	Eu-154	1.7×10^{-5}	0.1	2.0×10^{-8}	0.0
37	Ho-166m	2.3×10^{-5}	0.1	2.2×10^{-8}	0.0
38	Lu-176	5.5×10^{-14}	0.0	2.4×10^{-17}	0.0
39	Ir-192m	7.7×10^{-6}	0.0	1.0×10^{-8}	0.0
40	Pt-193	2.4×10^{-7}	0.0	5.1×10^{-10}	0.0
41	U-234	1.9×10^{-8}	0.0	1.8×10^{-16}	0.0
42	U-235	4.9×10^{-10}	0.0	1.3×10^{-15}	0.0
43	U-236	1.7×10^{-9}	0.0	1.5×10^{-17}	0.0
44	U-238	1.7×10^{-8}	0.0	2.8×10^{-15}	0.0
45	Np-237	7.2×10^{-9}	0.0	3.0×10^{-15}	0.0
46	Pu-238	8.3×10^{-5}	0.3	1.2×10^{-13}	0.0
47	Pu-239	8.7×10^{-5}	0.3	6.0×10^{-14}	0.0
48	Pu-240	7.2×10^{-5}	0.2	9.5×10^{-14}	0.0
49	Pu-241	7.0×10^{-5}	0.2	5.2×10^{-10}	0.0
50	Pu-242	1.7×10^{-7}	0.0	1.9×10^{-16}	0.0
51	Am-241	2.3×10^{-5}	0.1	6.4×10^{-13}	0.0
52	Am-242m	6.9×10^{-7}	0.0	1.8×10^{-14}	0.0
53	Am-243	9.7×10^{-7}	0.0	2.1×10^{-13}	0.0
54	Cm-242	1.4×10^{-14}	0.0	1.9×10^{-22}	0.0
55	Cm-244	2.6×10^{-5}	0.1	4.7×10^{-14}	0.0
合計 (評価に用いる核種)		2.9×10^{-2}	98.4	1.2×10^{-4}	99.9
合計 (55核種)		2.9×10^{-2}	100.0	1.2×10^{-4}	100.0

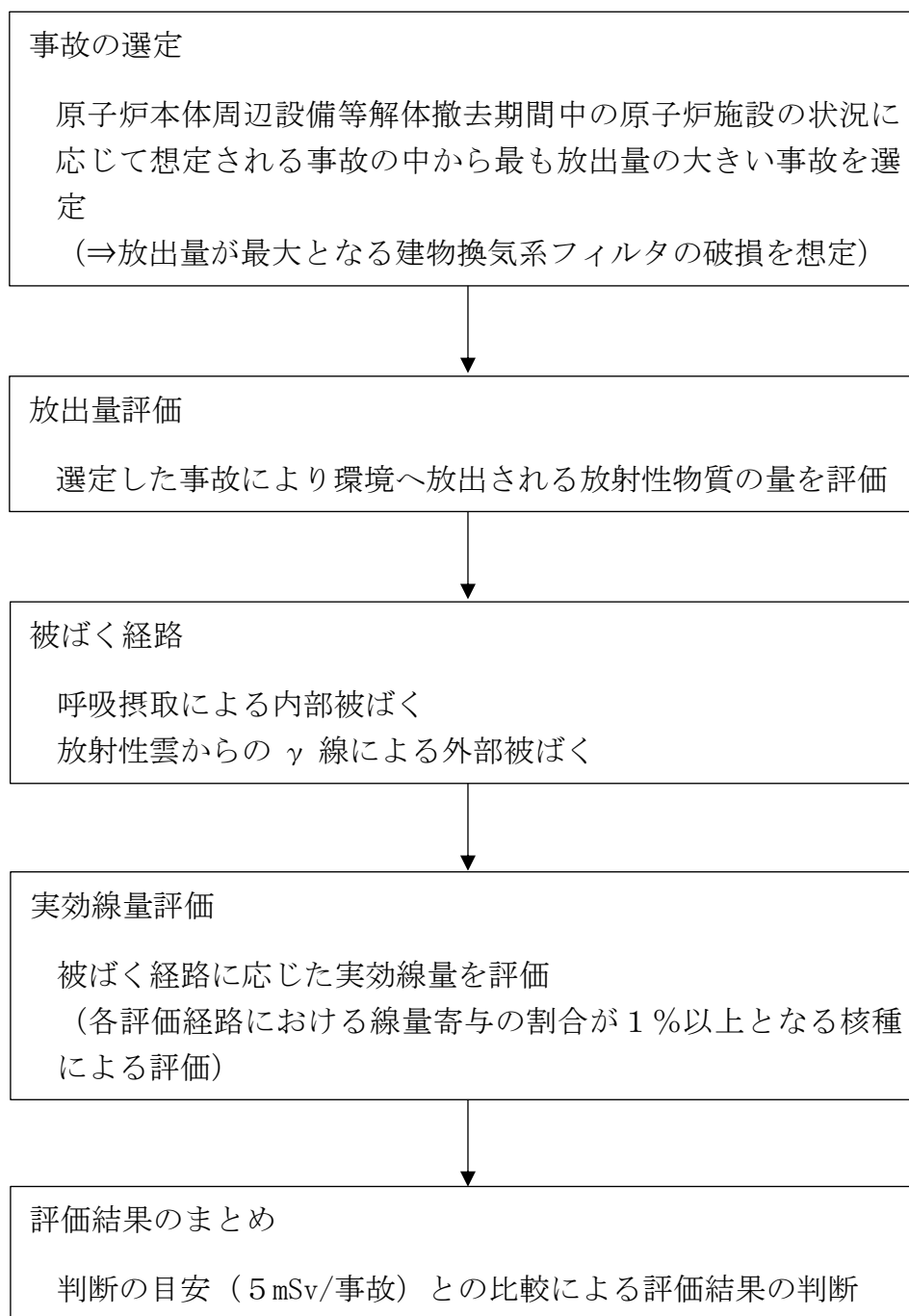
 : 各経路における評価に用いる核種

第4表 建物換気系フィルタの破損による敷地境界外の実効線量

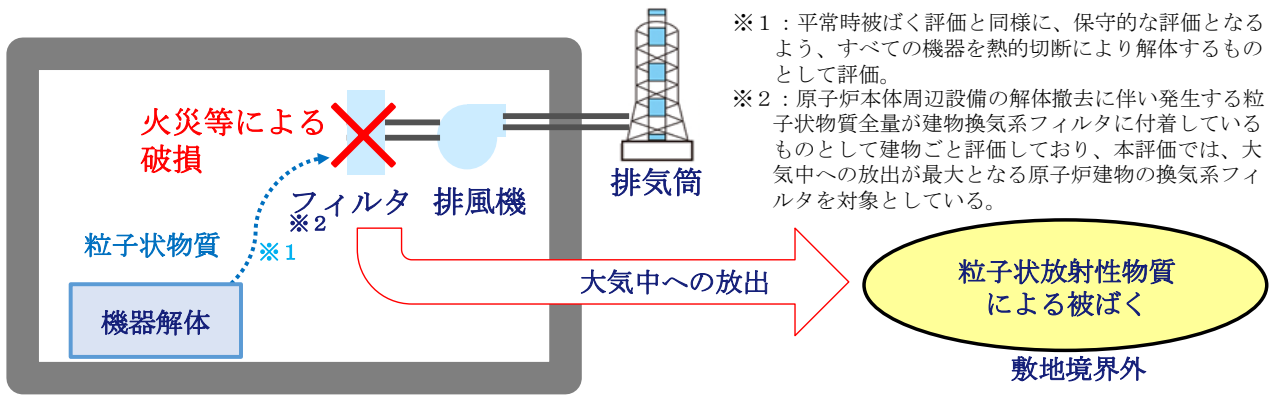
	実効線量 (mSv)
呼吸摂取による実効線量	約 2.9×10^{-2}
放射性雲からの γ 線による実効線量	約 1.2×10^{-4}
合 計	約 2.9×10^{-2}

第5表 燃料集合体の落下による敷地境界外の実効線量

	実効線量 (mSv)
希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 4.0×10^{-4}
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 1.2×10^{-5}
合 計	約 4.2×10^{-4}



第1図 事故時における周辺公衆の受ける実効線量の評価フロー



第2図 建物換気系フィルタの破損による被ばく線量評価イメージ

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-009 改 01
提出年月日	令和 6 年 1 月 16 日

島根原子力発電所 1 号炉
汚染状況の調査について

令和 6 年 1 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 汚染状況の調査について	1
2.1 放射化汚染の評価について	1
2.2 二次的な汚染の評価について	2
3. 放射性固体廃棄物の推定発生量について	3

1. はじめに

本資料では、島根原子力発電所1号炉の廃止措置計画変更認可申請書「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に記載した解体工事期間中に実施した汚染状況の調査の内容について説明する。

2. 汚染状況の調査について

解体対象施設の放射能レベルを評価し、解体対象施設の放射能分布及び放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の発生量を評価する。評価対象核種は、「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－（平成18年度経済産業省原子力安全・保安院放射性廃棄物規制課委託調査、財団法人電力中央研究所）の添付 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」（以下「環境影響評価ハンドブック」という。）に基づき、第1表に示す55核種とする。電中研ハンドブックでは、評価核種を選定するにあたって、廃止措置時の安全性の評価として考慮すべき以下の事項を踏まえ、5～300年の範囲で存在割合が0.1%以上となる核種等から55核種を評価対象核種としている。

- ・ 廃止措置工事の際に放出される放射性物質を反映する。
- ・ 廃止措置工事開始までの減衰期間を考慮する。
- ・ 廃止措置時に想定される環境移行経路（気体廃棄物及び液体廃棄物）に対して寄与の大きな核種を想定する。

解体対象施設の放射能レベルは、放射化汚染と二次的な汚染とに区分して、2023年4月1日時点の放射能で評価する。

放射化汚染の調査範囲は、中性子照射による放射化範囲が対象であり、具体的には、使用済燃料プール、原子炉格納容器内の設備、コンクリート、建物である。

二次的な汚染の調査範囲は、主に原子炉冷却材の接液箇所が対象であり、具体的には、原子炉再循環系、原子炉浄化系、残留熱除去系など、原子炉冷却材の通水する系統である。

これらの調査範囲を第1図に示す。

2.1 放射化汚染の評価について

放射化汚染については、運転履歴、中性子束及び構造材の元素組成等に基づき、実績のある汎用計算コードを用いた計算によって、生成核種を同定するとともに、生成核種の放射能濃度分布の評価を行う。また、供用を終了した機器、配管等から代表試料を採取し、放射能測定及び元素組成分析を行い、評価結果を検証する。

原子炉周りの放射能濃度の評価については、解体工事準備期間において放射化計算により実施しているが、原子炉本体等解体撤去期間に発生するL1、

L2 廃棄物に係る具体的な処理処分計画の検討における実効性を高めるために必要と考え、炉内試料採取の実施に向けた検討を進めてきたところ。

その結果、原子炉周辺設備等解体撤去期間中に実施できる見込みが立ったことから、原子炉本体等解体撤去期間に解体撤去を行う原子炉本体を対象に、新たに炉内試料の採取による汚染状況の調査を実施する。

これにより、原子炉本体等解体撤去期間以降における適切な解体撤去工法・手順の策定、廃棄物発生量の評価精度のさらなる向上を図る。

従って、放射化汚染については、原子炉本体周辺設備等解体撤去期間も引き続き汚染状況の調査等を実施して評価精度の向上を図り、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

2.2 二次的な汚染の評価について

二次的な汚染については、評価対象核種に応じて、核種組成比法、平均放射能濃度法を用いて放射能濃度を評価する。評価対象核種は第1表に示す55核種とする。

Co-60 との相関関係がある評価対象核種（H-3 以外の核種）については、核種組成比法を用いて放射能濃度を評価する。核種組成比法では、機器、配管等の表面の線量率を測定し、これを内表面の Co-60 汚染密度に換算して、その Co-60 を基準核種としてその他核種の表面汚染密度及び放射能濃度を評価する。

Co-60 との相関関係がない H-3 については、低レベル放射性廃棄物の充填固化体に適用している BWR 共通の平均放射能濃度を用いて放射能濃度を評価する。

なお、C1-36 については、日本原燃（株）が C1-36 の総放射エネルギーと最大放射能濃度の設定方法を整理した「1～3号廃棄物埋設施設の C1-36 総放射エネルギー・最大放射能濃度の設定について」（平成30年度第245回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1-1-3（補足説明資料 2））において示された平均放射能濃度法及び核種組成比法を組み合わせた方法を用いて放射能濃度を評価する。各評価方法の手順を第2図に示す。

(1) 核種組成比法による評価(H-3 以外)

a. 線量率の測定

主に原子炉冷却材の流路となる再循環系（PLR 系）、原子炉浄化系（CUW 系）、残留熱除去系（RHR 系）、高圧注水系（HPCI 系）、原子炉隔離時冷却系（RCIC 系）、燃料プール冷却系（FPC 系）、主蒸気系（MS 系）、復水系（CW 系）、給水系（FW 系）、排ガス処理系（OFG 系）、液体廃棄物処理系（RWL 系）、固体廃棄物処理系（RWS 系）の12系統の機器、配管等の表面の線量率を測定する。測定数は各系統合わせて約110箇所である。

b. Co-60 の表面汚染密度の評価

機器、配管等の内面に残存している主たる汚染核種は Co-60 であるた

め、線量率の測定結果が全て Co-60 によるものとして、Co-60 の汚染密度を評価する。

c. Co-60 以外の核種（H-3 を除く）の表面汚染密度の評価

機器、配管等に残存している二次的な汚染については、(財)原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集」（平成 10 年 11 月）に記載された評価方法を基に評価した 12 系統における表面汚染密度から核種組成比法によって、Co-60 以外の核種の表面汚染密度を評価する。

H-3 を除いた核種については、Co-60 と相関関係があるとして、Co-60 との核種組成比を用いて評価する。

評価対象核種ごとの核種組成比設定値を第 2 ～ 5 表に示す。

d. 評価結果

以上で求めた二次的な汚染による表面汚染密度に、それぞれ機器、配管等の内表面積を乗じて計算した、二次的な汚染による推定放射能を第 6 表に示す。

(2) 平均放射能濃度法による評価 (H-3 及び C1-36)

H-3 及び C1-36 については、平均放射能濃度法を用いて評価する。H-3 及び C1-36 の平均放射能濃度設定値を第 2 ～ 5 表に示す。

以上で求めた二次的な汚染による放射能濃度に、それぞれ機器、配管等の重量を乗じて計算した、二次的な汚染による核種別の推定放射能を第 6 表に示す。

3. 放射性固体廃棄物の推定発生量について

放射能レベル区分別の放射性固体廃棄物の推定発生量を第 7 表に示す。

第 1 表 評価対象核種

評価対象核種 (55 核種)				
H-3	Be-10	C-14	S-35	Cl-36
Ca-41	Mn-54	Fe-55	Fe-59	Co-58
Co-60	Ni-59	Ni-63	Zn-65	Se-79
Sr-90	Zr-93	Nb-94	Mo-93	Tc-99
Ru-106	Ag-108m	Cd-113m	Sn-126	Sb-125
Te-125m	I-129	Cs-134	Cs-137	Ba-133
La-137	Ce-144	Pm-147	Sm-151	Eu-152
Eu-154	Ho-166m	Lu-176	Ir-192m	Pt-193
U-234	U-235	U-236	U-238	Np-237
Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-242	Cm-244

第2表 核種組成設定結果 (PLR、CUW、RHR系) (全55核種) (1/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		PLR系	CUW系	RHR系		
1	H-3	8.9×10^6	8.9×10^6	8.9×10^6	平均放射能濃度 (Bq/t)	①
2	Be-10	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	核種組成比 (Be-10/Co-60)	②
3	C-14	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	核種組成比 (C-14/Co-60)	
4	S-35	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	核種組成比 (S-35/Co-60)	
5	Cl-36	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	核種組成比 (Cl-36/Co-60) 平均放射能濃度 (Bq/t)	③
6	Ca-41	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	核種組成比 (Ca-41/Co-60)	②
7	Mn-54	2.4×10^{-1}	4.4×10^{-1}	4.3×10^{-2}	核種組成比 (Mn-54/Co-60)	
8	Fe-55	3.1×10^0	5.6×10^0	5.5×10^{-1}	核種組成比 (Fe-55/Co-60)	
9	Fe-59	3.3×10^{-3}	5.9×10^{-3}	5.8×10^{-4}	核種組成比 (Fe-59/Co-60)	
10	Co-58	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	核種組成比 (Co-58/Co-60)	基準核種
11	Co-60	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	基準核種	
12	Ni-59	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	核種組成比 (Ni-59/Co-60)	②
13	Ni-63	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	核種組成比 (Ni-63/Co-60)	
14	Zn-65	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	核種組成比 (Zn-65/Co-60)	
15	Se-79	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	核種組成比 (Se-79/Co-60)	
16	Sr-90	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	核種組成比 (Sr-90/Co-60)	
17	Zr-93	3.0×10^{-9}	5.4×10^{-9}	5.3×10^{-10}	核種組成比 (Zr-93/Co-60)	
18	Nb-94	1.4×10^{-4}	2.6×10^{-4}	2.5×10^{-5}	核種組成比 (Nb-94/Co-60)	
19	Mo-93	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	核種組成比 (Mo-93/Co-60)	
20	Tc-99	1.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.0×10^{-7}	核種組成比 (Tc-99/Co-60)	
21	Ru-106	4.3×10^{-6}	7.7×10^{-6}	7.5×10^{-7}	核種組成比 (Ru-106/Co-60)	
22	Ag-108m	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	核種組成比 (Ag-108m /Co-60)	
23	Cd-113m	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	核種組成比 (Cd-113m /Co-60)	
24	Sn-126	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	核種組成比 (Sn-126/Co-60)	
25	Sb-125	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	核種組成比 (Sb-125/Co-60)	
26	Te-125m	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	核種組成比 (Te-125m /Co-60)	
27	I-129	4.3×10^{-10}	4.3×10^{-10}	4.3×10^{-10}	核種組成比 (I-129/Co-60)	
28	Cs-134	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	核種組成比 (Cs-134/Co-60)	
29	Cs-137	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	核種組成比 (Cs-137/Co-60)	
30	Ba-133	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	核種組成比 (Ba-133/Co-60)	
31	La-137	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	核種組成比 (La-137/Co-60)	
32	Ce-144	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	核種組成比 (Ce-144/Co-60)	
33	Pm-147	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	核種組成比 (Pm-147/Co-60)	
34	Sm-151	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	核種組成比 (Sm-151/Co-60)	
35	Eu-152	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	核種組成比 (Eu-152/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①~③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1~3号廃棄物埋設施設のCl-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたCl-36評価方法

第2表 核種組成設定結果 (PLR、CUW、RHR系) (全55核種) (2/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		PLR系	CUW系	RHR系		
36	Eu-154	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	核種組成比 (Eu-154/Co-60)	②
37	Ho-166m	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	核種組成比 (Ho-166m /Co-60)	
38	Lu-176	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	核種組成比 (Lu-176/Co-60)	
39	Ir-192m	5.3×10^{-5}	9.6×10^{-5}	9.4×10^{-6}	核種組成比 (Ir-192m /Co-60)	
40	Pt-193	1.1×10^{-3}	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-4}	核種組成比 (Pt-193/Co-60)	
41	U-234	4.0×10^{-10}	7.3×10^{-10}	7.2×10^{-11}	核種組成比 (U-234/Co-60)	
42	U-235	1.1×10^{-11}	2.1×10^{-11}	2.0×10^{-12}	核種組成比 (U-235/Co-60)	
43	U-236	3.8×10^{-11}	6.9×10^{-11}	6.8×10^{-12}	核種組成比 (U-236/Co-60)	
44	U-238	4.1×10^{-10}	7.3×10^{-10}	7.2×10^{-11}	核種組成比 (U-238/Co-60)	
45	Np-237	4.8×10^{-11}	8.6×10^{-11}	8.4×10^{-12}	核種組成比 (Np-237/Co-60)	
46	Pu-238	3.0×10^{-7}	5.4×10^{-7}	5.3×10^{-8}	核種組成比 (Pu-238/Co-60)	
47	Pu-239	2.6×10^{-7}	4.8×10^{-7}	4.7×10^{-8}	核種組成比 (Pu-239/Co-60)	
48	Pu-240	2.2×10^{-7}	4.0×10^{-7}	3.9×10^{-8}	核種組成比 (Pu-240/Co-60)	
49	Pu-241	2.8×10^{-5}	5.0×10^{-5}	4.9×10^{-6}	核種組成比 (Pu-241/Co-60)	
50	Pu-242	5.3×10^{-10}	9.6×10^{-10}	9.4×10^{-11}	核種組成比 (Pu-242/Co-60)	
51	Am-241	8.0×10^{-8}	1.4×10^{-7}	1.4×10^{-8}	核種組成比 (Am-241/Co-60)	
52	Am-242m	3.0×10^{-9}	5.4×10^{-9}	5.3×10^{-10}	核種組成比 (Am-242m /Co-60)	
53	Am-243	3.5×10^{-9}	6.3×10^{-9}	6.2×10^{-10}	核種組成比 (Am-243/Co-60)	
54	Cm-242	2.4×10^{-7}	4.4×10^{-7}	4.3×10^{-8}	核種組成比 (Cm-242/Co-60)	
55	Cm-244	2.0×10^{-7}	3.6×10^{-7}	3.5×10^{-8}	核種組成比 (Cm-244/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①～③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1～3号廃棄物埋設施設のC1-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたC1-36評価方法

第3表 核種組成設定結果 (HPCI、RCIC、FPC系) (全55核種) (1/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		HPCI系	RCIC系	FPC系		
1	H-3	8.9×10^6	8.9×10^6	8.9×10^6	平均放射能濃度 (Bq/t)	①
2	Be-10	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	核種組成比 (Be-10/Co-60)	②
3	C-14	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	核種組成比 (C-14/Co-60)	
4	S-35	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	核種組成比 (S-35/Co-60)	
5	Cl-36	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	核種組成比 (Cl-36/Co-60) 平均放射能濃度 (Bq/t)	③
6	Ca-41	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	核種組成比 (Ca-41/Co-60)	②
7	Mn-54	3.3×10^{-2}	5.2×10^{-2}	3.4×10^{-1}	核種組成比 (Mn-54/Co-60)	
8	Fe-55	4.2×10^{-1}	6.6×10^{-1}	4.3×10^0	核種組成比 (Fe-55/Co-60)	
9	Fe-59	4.5×10^{-4}	7.0×10^{-4}	4.6×10^{-3}	核種組成比 (Fe-59/Co-60)	
10	Co-58	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	核種組成比 (Co-58/Co-60)	基準核種
11	Co-60	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	基準核種	
12	Ni-59	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	核種組成比 (Ni-59/Co-60)	②
13	Ni-63	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	核種組成比 (Ni-63/Co-60)	
14	Zn-65	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	核種組成比 (Zn-65/Co-60)	
15	Se-79	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	核種組成比 (Se-79/Co-60)	
16	Sr-90	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	核種組成比 (Sr-90/Co-60)	
17	Zr-93	4.1×10^{-10}	6.3×10^{-10}	4.1×10^{-9}	核種組成比 (Zr-93/Co-60)	
18	Nb-94	1.9×10^{-5}	3.0×10^{-5}	2.0×10^{-4}	核種組成比 (Nb-94/Co-60)	
19	Mo-93	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	核種組成比 (Mo-93/Co-60)	
20	Tc-99	1.6×10^{-7}	2.4×10^{-7}	1.6×10^{-6}	核種組成比 (Tc-99/Co-60)	
21	Ru-106	5.8×10^{-7}	9.1×10^{-7}	5.9×10^{-6}	核種組成比 (Ru-106/Co-60)	
22	Ag-108m	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	核種組成比 (Ag-108m /Co-60)	
23	Cd-113m	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	核種組成比 (Cd-113m /Co-60)	
24	Sn-126	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	核種組成比 (Sn-126/Co-60)	
25	Sb-125	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	核種組成比 (Sb-125/Co-60)	
26	Te-125m	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	核種組成比 (Te-125m /Co-60)	
27	I-129	8.0×10^{-8}	8.0×10^{-8}	4.3×10^{-10}	核種組成比 (I-129/Co-60)	
28	Cs-134	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	核種組成比 (Cs-134/Co-60)	
29	Cs-137	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	核種組成比 (Cs-137/Co-60)	
30	Ba-133	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	核種組成比 (Ba-133/Co-60)	
31	La-137	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	核種組成比 (La-137/Co-60)	
32	Ce-144	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	核種組成比 (Ce-144/Co-60)	
33	Pm-147	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	核種組成比 (Pm-147/Co-60)	
34	Sm-151	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	核種組成比 (Sm-151/Co-60)	
35	Eu-152	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	核種組成比 (Eu-152/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①~③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1~3号廃棄物埋設施設のCl-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたCl-36評価方法

第3表 核種組成設定結果（HPCI、RCIC、FPC系）（全55核種）（2/2）

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		HPCI系	RCIC系	FPC系		
36	Eu-154	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	核種組成比 (Eu-154/Co-60)	②
37	Ho-166m	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	核種組成比 (Ho-166m /Co-60)	
38	Lu-176	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	核種組成比 (Lu-176/Co-60)	
39	Ir-192m	7.3×10^{-6}	1.1×10^{-5}	7.4×10^{-5}	核種組成比 (Ir-192m /Co-60)	
40	Pt-193	1.5×10^{-4}	2.4×10^{-4}	1.5×10^{-3}	核種組成比 (Pt-193/Co-60)	
41	U-234	5.5×10^{-11}	8.6×10^{-11}	5.6×10^{-10}	核種組成比 (U-234/Co-60)	
42	U-235	1.6×10^{-12}	2.4×10^{-12}	1.6×10^{-11}	核種組成比 (U-235/Co-60)	
43	U-236	5.2×10^{-12}	8.2×10^{-12}	5.3×10^{-11}	核種組成比 (U-236/Co-60)	
44	U-238	5.6×10^{-11}	8.7×10^{-11}	5.7×10^{-10}	核種組成比 (U-238/Co-60)	
45	Np-237	6.5×10^{-12}	1.0×10^{-11}	6.6×10^{-11}	核種組成比 (Np-237/Co-60)	
46	Pu-238	4.1×10^{-8}	6.3×10^{-8}	4.1×10^{-7}	核種組成比 (Pu-238/Co-60)	
47	Pu-239	3.6×10^{-8}	5.6×10^{-8}	3.7×10^{-7}	核種組成比 (Pu-239/Co-60)	
48	Pu-240	3.0×10^{-8}	4.7×10^{-8}	3.1×10^{-7}	核種組成比 (Pu-240/Co-60)	
49	Pu-241	3.8×10^{-6}	5.9×10^{-6}	3.9×10^{-5}	核種組成比 (Pu-241/Co-60)	
50	Pu-242	7.3×10^{-11}	1.1×10^{-10}	7.4×10^{-10}	核種組成比 (Pu-242/Co-60)	
51	Am-241	1.1×10^{-8}	1.7×10^{-8}	1.1×10^{-7}	核種組成比 (Am-241/Co-60)	
52	Am-242m	4.1×10^{-10}	6.4×10^{-10}	4.2×10^{-9}	核種組成比 (Am-242m /Co-60)	
53	Am-243	4.7×10^{-10}	7.4×10^{-10}	4.8×10^{-9}	核種組成比 (Am-243/Co-60)	
54	Cm-242	3.3×10^{-8}	5.1×10^{-8}	3.4×10^{-7}	核種組成比 (Cm-242/Co-60)	
55	Cm-244	2.7×10^{-8}	4.2×10^{-8}	2.7×10^{-7}	核種組成比 (Cm-244/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①～③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1～3号廃棄物埋設施設のC1-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたC1-36評価方法

第4表 核種組成設定結果 (MS、CW、FW系) (全55核種) (1/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		MS系	CW系	FW系		
1	H-3	8.9×10^6	8.9×10^6	8.9×10^6	平均放射能濃度 (Bq/t)	①
2	Be-10	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	核種組成比 (Be-10/Co-60)	②
3	C-14	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	核種組成比 (C-14/Co-60)	
4	S-35	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	核種組成比 (S-35/Co-60)	
5	Cl-36	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	核種組成比 (Cl-36/Co-60) 平均放射能濃度 (Bq/t)	③
6	Ca-41	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	核種組成比 (Ca-41/Co-60)	②
7	Mn-54	2.3×10^{-2}	2.4×10^{-2}	3.3×10^{-1}	核種組成比 (Mn-54/Co-60)	
8	Fe-55	3.0×10^{-1}	3.0×10^{-1}	4.2×10^0	核種組成比 (Fe-55/Co-60)	
9	Fe-59	3.1×10^{-4}	3.2×10^{-4}	4.5×10^{-3}	核種組成比 (Fe-59/Co-60)	
10	Co-58	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	核種組成比 (Co-58/Co-60)	
11	Co-60	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	基準核種	基準核種
12	Ni-59	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	核種組成比 (Ni-59/Co-60)	②
13	Ni-63	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	核種組成比 (Ni-63/Co-60)	
14	Zn-65	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	核種組成比 (Zn-65/Co-60)	
15	Se-79	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	核種組成比 (Se-79/Co-60)	
16	Sr-90	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	核種組成比 (Sr-90/Co-60)	
17	Zr-93	2.8×10^{-10}	2.9×10^{-10}	4.0×10^{-9}	核種組成比 (Zr-93/Co-60)	
18	Nb-94	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}	1.9×10^{-4}	核種組成比 (Nb-94/Co-60)	
19	Mo-93	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	核種組成比 (Mo-93/Co-60)	
20	Tc-99	1.1×10^{-7}	1.1×10^{-7}	1.6×10^{-6}	核種組成比 (Tc-99/Co-60)	
21	Ru-106	4.1×10^{-7}	4.1×10^{-7}	5.8×10^{-6}	核種組成比 (Ru-106/Co-60)	
22	Ag-108m	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	核種組成比 (Ag-108m /Co-60)	
23	Cd-113m	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	核種組成比 (Cd-113m /Co-60)	
24	Sn-126	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	核種組成比 (Sn-126/Co-60)	
25	Sb-125	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	核種組成比 (Sb-125/Co-60)	
26	Te-125m	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	核種組成比 (Te-125m /Co-60)	
27	I-129	8.0×10^{-8}	8.0×10^{-8}	8.0×10^{-8}	核種組成比 (I-129/Co-60)	
28	Cs-134	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	核種組成比 (Cs-134/Co-60)	
29	Cs-137	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	核種組成比 (Cs-137/Co-60)	
30	Ba-133	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	核種組成比 (Ba-133/Co-60)	
31	La-137	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	核種組成比 (La-137/Co-60)	
32	Ce-144	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	核種組成比 (Ce-144/Co-60)	
33	Pm-147	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	核種組成比 (Pm-147/Co-60)	
34	Sm-151	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	核種組成比 (Sm-151/Co-60)	
35	Eu-152	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	核種組成比 (Eu-152/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①～③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1～3号廃棄物埋設施設のCl-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたCl-36評価方法

第4表 核種組成設定結果 (MS、CW、FW系) (全55核種) (2/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		MS系	CW系	FW系		
36	Eu-154	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	核種組成比 (Eu-154/Co-60)	②
37	Ho-166m	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	核種組成比 (Ho-166m /Co-60)	
38	Lu-176	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	核種組成比 (Lu-176/Co-60)	
39	Ir-192m	5.1×10^{-6}	5.2×10^{-6}	7.2×10^{-5}	核種組成比 (Ir-192m /Co-60)	
40	Pt-193	1.1×10^{-4}	1.1×10^{-4}	1.5×10^{-3}	核種組成比 (Pt-193/Co-60)	
41	U-234	3.8×10^{-11}	3.9×10^{-11}	5.5×10^{-10}	核種組成比 (U-234/Co-60)	
42	U-235	1.1×10^{-12}	1.1×10^{-12}	1.5×10^{-11}	核種組成比 (U-235/Co-60)	
43	U-236	3.7×10^{-12}	3.7×10^{-12}	5.2×10^{-11}	核種組成比 (U-236/Co-60)	
44	U-238	3.9×10^{-11}	4.0×10^{-11}	5.5×10^{-10}	核種組成比 (U-238/Co-60)	
45	Np-237	4.5×10^{-12}	4.6×10^{-12}	6.4×10^{-11}	核種組成比 (Np-237/Co-60)	
46	Pu-238	2.8×10^{-8}	2.9×10^{-8}	9.0×10^{-12}	核種組成比 (Pu-238/Co-60)	
47	Pu-239	2.5×10^{-8}	2.6×10^{-8}	3.6×10^{-7}	核種組成比 (Pu-239/Co-60)	
48	Pu-240	2.1×10^{-8}	2.1×10^{-8}	3.0×10^{-7}	核種組成比 (Pu-240/Co-60)	
49	Pu-241	2.6×10^{-6}	2.7×10^{-6}	3.8×10^{-5}	核種組成比 (Pu-241/Co-60)	
50	Pu-242	5.1×10^{-11}	5.2×10^{-10}	7.2×10^{-10}	核種組成比 (Pu-242/Co-60)	
51	Am-241	7.7×10^{-9}	7.8×10^{-9}	1.1×10^{-7}	核種組成比 (Am-241/Co-60)	
52	Am-242m	2.9×10^{-10}	2.9×10^{-10}	4.1×10^{-9}	核種組成比 (Am-242m /Co-60)	
53	Am-243	3.3×10^{-10}	3.4×10^{-10}	4.7×10^{-9}	核種組成比 (Am-243/Co-60)	
54	Cm-242	2.3×10^{-8}	2.4×10^{-8}	3.3×10^{-7}	核種組成比 (Cm-242/Co-60)	
55	Cm-244	1.9×10^{-8}	1.9×10^{-8}	2.7×10^{-7}	核種組成比 (Cm-244/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①～③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1～3号廃棄物埋設施設のC1-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたC1-36評価方法

第5表 核種組成設定結果 (OFG、RWL、RWS系) (全55核種) (1/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		OFG系	RWL系	RWS系		
1	H-3	8.9×10^6	8.9×10^6	8.9×10^6	平均放射能濃度 (Bq/t)	①
2	Be-10	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	3.0×10^{-9}	核種組成比 (Be-10/Co-60)	②
3	C-14	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	3.3×10^{-4}	核種組成比 (C-14/Co-60)	
4	S-35	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	5.8×10^{-6}	核種組成比 (S-35/Co-60)	
5	Cl-36	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	5.0×10^{-8} 1.9×10^{-0}	核種組成比 (Cl-36/Co-60) 平均放射能濃度 (Bq/t)	③
6	Ca-41	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	9.1×10^{-8}	核種組成比 (Ca-41/Co-60)	②
7	Mn-54	4.4×10^{-1}	6.2×10^{-2}	6.2×10^{-2}	核種組成比 (Mn-54/Co-60)	
8	Fe-55	5.6×10^0	7.9×10^{-1}	7.9×10^{-1}	核種組成比 (Fe-55/Co-60)	
9	Fe-59	6.0×10^{-3}	8.4×10^{-4}	8.4×10^{-4}	核種組成比 (Fe-59/Co-60)	
10	Co-58	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	5.2×10^{-2}	核種組成比 (Co-58/Co-60)	基準核種
11	Co-60	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	基準核種	
12	Ni-59	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	核種組成比 (Ni-59/Co-60)	②
13	Ni-63	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	核種組成比 (Ni-63/Co-60)	
14	Zn-65	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	核種組成比 (Zn-65/Co-60)	
15	Se-79	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	核種組成比 (Se-79/Co-60)	
16	Sr-90	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	核種組成比 (Sr-90/Co-60)	
17	Zr-93	5.4×10^{-9}	7.5×10^{-10}	7.5×10^{-10}	核種組成比 (Zr-93/Co-60)	
18	Nb-94	2.6×10^{-4}	3.6×10^{-5}	3.6×10^{-5}	核種組成比 (Nb-94/Co-60)	
19	Mo-93	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	核種組成比 (Mo-93/Co-60)	
20	Tc-99	2.1×10^{-6}	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	核種組成比 (Tc-99/Co-60)	
21	Ru-106	7.7×10^{-6}	1.1×10^{-6}	1.1×10^{-6}	核種組成比 (Ru-106/Co-60)	
22	Ag-108m	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}	核種組成比 (Ag-108m /Co-60)	
23	Cd-113m	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	8.2×10^{-10}	核種組成比 (Cd-113m /Co-60)	
24	Sn-126	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.3×10^{-11}	核種組成比 (Sn-126/Co-60)	
25	Sb-125	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	3.0×10^{-4}	核種組成比 (Sb-125/Co-60)	
26	Te-125m	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.7×10^{-6}	核種組成比 (Te-125m /Co-60)	
27	I-129	8.0×10^{-8}	8.0×10^{-8}	8.0×10^{-8}	核種組成比 (I-129/Co-60)	
28	Cs-134	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	核種組成比 (Cs-134/Co-60)	
29	Cs-137	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	5.5×10^{-5}	核種組成比 (Cs-137/Co-60)	
30	Ba-133	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	核種組成比 (Ba-133/Co-60)	
31	La-137	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	核種組成比 (La-137/Co-60)	
32	Ce-144	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	9.5×10^{-7}	核種組成比 (Ce-144/Co-60)	
33	Pm-147	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	核種組成比 (Pm-147/Co-60)	
34	Sm-151	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	核種組成比 (Sm-151/Co-60)	
35	Eu-152	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	8.9×10^{-7}	核種組成比 (Eu-152/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①~③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1~3号廃棄物埋設施設のCl-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたCl-36評価方法

第5表 核種組成設定結果 (OFG、RWL、RWS系) (全55核種) (2/2)

番号	核種	設定値			種類	設定根拠*
		OFG系	RWL系	RWS系		
36	Eu-154	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}	核種組成比 (Eu-154/Co-60)	②
37	Ho-166m	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	5.4×10^{-5}	核種組成比 (Ho-166m /Co-60)	
38	Lu-176	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	1.9×10^{-13}	核種組成比 (Lu-176/Co-60)	
39	Ir-192m	9.7×10^{-5}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}	核種組成比 (Ir-192m /Co-60)	
40	Pt-193	2.0×10^{-3}	2.8×10^{-4}	2.8×10^{-4}	核種組成比 (Pt-193/Co-60)	
41	U-234	7.3×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	核種組成比 (U-234/Co-60)	
42	U-235	2.1×10^{-11}	2.9×10^{-12}	2.9×10^{-12}	核種組成比 (U-235/Co-60)	
43	U-236	6.9×10^{-11}	9.7×10^{-12}	9.7×10^{-12}	核種組成比 (U-236/Co-60)	
44	U-238	7.4×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	核種組成比 (U-238/Co-60)	
45	Np-237	8.6×10^{-11}	1.2×10^{-11}	1.2×10^{-11}	核種組成比 (Np-237/Co-60)	
46	Pu-238	5.4×10^{-7}	7.5×10^{-8}	7.5×10^{-8}	核種組成比 (Pu-238/Co-60)	
47	Pu-239	4.8×10^{-7}	6.7×10^{-8}	6.7×10^{-8}	核種組成比 (Pu-239/Co-60)	
48	Pu-240	4.0×10^{-7}	5.6×10^{-8}	5.6×10^{-8}	核種組成比 (Pu-240/Co-60)	
49	Pu-241	5.0×10^{-5}	7.0×10^{-6}	7.0×10^{-6}	核種組成比 (Pu-241/Co-60)	
50	Pu-242	9.7×10^{-10}	1.4×10^{-10}	1.4×10^{-10}	核種組成比 (Pu-242/Co-60)	
51	Am-241	1.5×10^{-7}	2.0×10^{-8}	2.0×10^{-8}	核種組成比 (Am-241/Co-60)	
52	Am-242m	5.5×10^{-9}	7.6×10^{-10}	7.6×10^{-10}	核種組成比 (Am-242m /Co-60)	
53	Am-243	6.3×10^{-9}	8.8×10^{-10}	8.8×10^{-10}	核種組成比 (Am-243/Co-60)	
54	Cm-242	4.4×10^{-7}	6.1×10^{-8}	6.1×10^{-8}	核種組成比 (Cm-242/Co-60)	
55	Cm-244	3.6×10^{-7}	5.0×10^{-8}	5.0×10^{-8}	核種組成比 (Cm-244/Co-60)	

注) 設定値は原子炉停止時点の値

※: ①～③は以下のとおり

- ①低レベル放射性廃棄物のうち、充填固化体におけるBWR共通の平均放射能濃度
- ②過去の調査により設定した核種組成比
- ③「1～3号廃棄物埋設施設のC1-36総放射エネルギー・最大放射エネルギーの設定について」において日本原燃(株)から提示されたC1-36評価方法

第6表 原子炉本体周辺設備の推定放射能

(単位：Bq)

番号	核種	推定放射能
		二次的な汚染
1	H-3	4.8×10^{10}
2	Be-10	4.8×10^3
3	C-14	5.4×10^8
4	S-35	4.4×10^{-10}
5	Cl-36	2.8×10^4
6	Ca-41	1.5×10^5
7	Mn-54	7.5×10^6
8	Fe-55	1.4×10^{11}
9	Fe-59	2.9×10^{-23}
10	Co-58	5.7×10^{-10}
11	Co-60	2.9×10^{11}
12	Ni-59	2.3×10^9
13	Ni-63	2.8×10^{11}
14	Zn-65	8.5×10^2
15	Se-79	7.3×10^4
16	Sr-90	2.5×10^6
17	Zr-93	3.5×10^3
18	Nb-94	1.7×10^8
19	Mo-93	2.5×10^7
20	Tc-99	1.3×10^6
21	Ru-106	7.1×10^2
22	Ag-108m	1.2×10^7
23	Cd-113m	7.0×10^2
24	Sn-126	7.1×10^1
25	Sb-125	1.9×10^7
26	Te-125m	5.6×10^{-19}
27	I-129	4.9×10^4
28	Cs-134	2.4×10^6
29	Cs-137	6.6×10^7
30	Ba-133	4.2×10^6
31	La-137	4.5×10^1
32	Ce-144	1.5×10^1
33	Pm-147	8.0×10^6
34	Sm-151	2.9×10^7
35	Eu-152	7.4×10^5
36	Eu-154	1.1×10^8
37	Ho-166m	8.6×10^7
38	Lu-176	3.1×10^{-1}
39	Ir-192m	6.0×10^7
40	Pt-193	1.1×10^9
41	U-234	4.7×10^2
42	U-235	1.3×10^1
43	U-236	4.5×10^1
44	U-238	4.7×10^2
45	Np-237	5.5×10^1
46	Pu-238	3.1×10^5
47	Pu-239	3.1×10^5
48	Pu-240	2.6×10^5
49	Pu-241	1.7×10^7
50	Pu-242	6.2×10^2
51	Am-241	9.1×10^4
52	Am-242m	3.3×10^3
53	Am-243	4.0×10^3
54	Cm-242	4.7×10^{-4}
55	Cm-244	1.4×10^5

注) 2023年4月1日時点

第7表 原子炉本体周辺設備等解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の推定発生量

(単位：t)

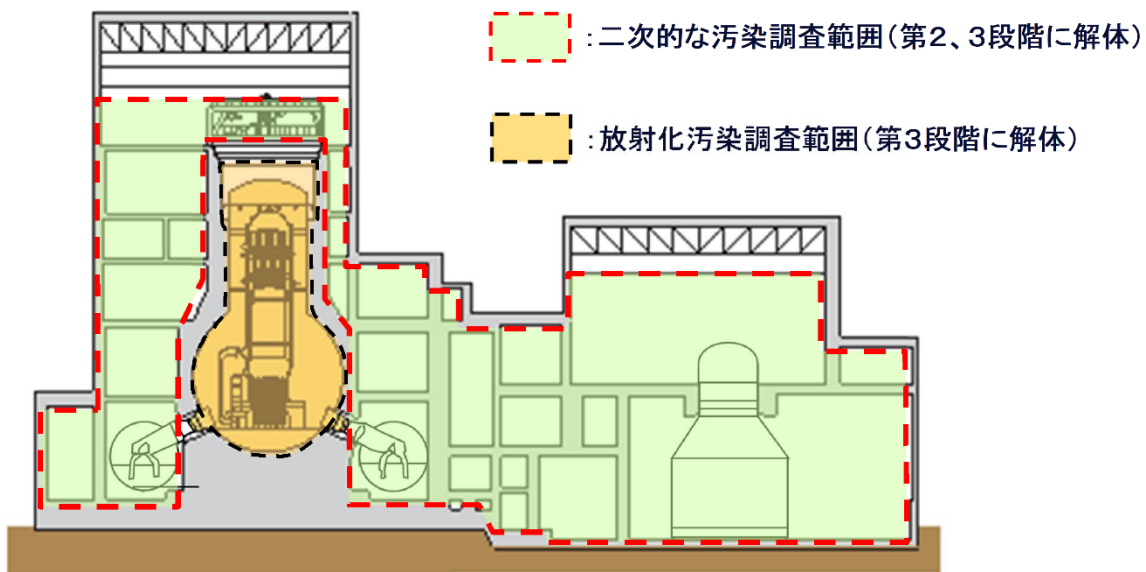
放射能レベル区分		推定発生量		
		原子炉本体 周辺設備	原子炉本 体、建物等	合計
低 レ ベル 放 射 性 廃 棄 物	放射能レベルの比較的高い もの (L1)	—	約 60	約 60
	放射能レベルの比較的低い もの (L2)	—	約 670	約 670
	放射能レベルの極めて低い もの (L3)	約 460	約 4,520	約 4,970
放射性物質として扱う必要のないもの		約 9,980	約 14,340	約 24,320
合 計		約 10,440	約 19,580	約 30,010

1. 放射能レベル区分値は、次のとおり。

- ・ L1 の区分値の上限は、原子炉等規制法施行令第 31 条に定める放射能濃度
- ・ L1 と L2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度
- ・ L2 と L3 の区分値は、原子炉等規制法施行令（昭和 32 年政令第 324 号。ただし、平成 19 年政令第 378 号の改正前のもの。）第 31 条 1 項に定める「原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの」に対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度
- ・ L3 と放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」別表第 1 欄の放射性物質のうち、旧原子力安全委員会が選定した放射性物質（核種）（旧重要 10 核種（H-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154、Pu-239 及び Am-241））の放射能濃度を、別表第 2 欄の放射能濃度で除した割合の合計値として 1.0

2. 推定発生量

- ・ 10 トン単位で切り上げた値である。
- ・ 推定発生量には付随廃棄物を含んでいない。
- ・ 放射性廃棄物でない廃棄物の推定発生量は、約 150,400t である。



第1図 汚染状況調査の調査範囲

評価対象核種（H-3を除く）

機器、配管等の線量率測定

- ・ 機器、配管等の表面の線量率の測定を行う。

Co-60の表面汚染密度の評価

- ・ 線量率の測定結果から、機器、配管等の内表面の汚染密度をCo-60による汚染として評価する。

核種組成比法によるその他の核種の表面汚染密度の評価

- ・ Co-60の表面汚染密度の評価結果と、対象核種のCo-60との組成比により、対象核種による機器、配管等の表面汚染密度を計算する。

設備、機器等の放射能の評価

- ・ 対象核種の表面汚染密度に、機器、配管等の内表面積を乗じて、放射能を評価する。

H-3及びC1-36

平均放射能濃度法による放射能濃度の評価

- ・ 過去に測定した放射性固体廃棄物（充填固化体）の平均放射能濃度により、対象核種の放射能濃度を評価する。

設備、機器等の放射能の評価

- ・ 対象核種の放射能濃度に、機器、配管等の重量を乗じて、放射能を評価する。

核種別の二次的な汚染の総放射能

第2図 二次的な汚染の評価方法

島根 1 号炉廃止措置 審査資料	
資料番号	DP-010
提出年月日	令和 5 年 12 月 21 日

島根原子力発電所 1 号炉

原子力発電施設の解体に要する 総見積額について

令和 5 年 12 月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに 1
2. 原子力発電施設の解体に要する総見積額について 1
3. 解体引当金の積立期間について 1

1. はじめに

廃止措置に要する費用については、原子力発電施設解体引当金に関する省令に基づき、原子力発電施設ごとの解体に要する費用として、経済産業大臣の承認を得た総見積額を記載している。

本資料では、原子力発電施設の解体に要する総見積額について、説明する。

2. 原子力発電施設の解体に要する総見積額について

初回申請時に廃止措置計画に記載していた島根原子力発電所1号炉の原子力発電施設解体引当金制度に基づく総見積額については、初回申請（2016年7月4日）前の2016年3月に申請し、同年同月に経済産業大臣の承認を得た金額を記載している。

その後、原子力発電施設解体引当金に関する省令の改正が2018年3月30日に行われ（同年4月1日施行）、既に廃止を行っている島根原子力発電所1号炉について、施行日から起算して六月以内に、総見積額について再度申請が必要となり、2018年9月に申請し、同年同月に経済産業大臣の承認を得た。

今回の廃止措置計画の変更認可申請で変更した総見積額は、この法令改正に基づき、再申請した総見積額であり、この申請・承認で金額が確定したため、今回の変更認可に合わせて変更したものである。

解体引当金総見積額

（単位：億円）

項目	総見積額	
	変更前	変更後
施設解体費	約 262	約 263
解体廃棄物処理処分費	約 119	約 114
合計	約 382	約 378

（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）

3. 解体引当金の積立期間について

原子力発電施設解体引当金に関する省令に基づき、島根原子力発電所1号炉は1973年12月から積立てを開始し、2023年11月で積立てが終了している。

以上

(参考)

原子力発電施設解体引当金に関する省令（2018年3月30日改正）（抜粋）

（定義）

第一条（中略）

五 「積立期間」とは、特定原子力発電施設の設置後初めて発電した日の属する月から起算して四十年を経過する月までの期間（第二条の二第一項又は第五条第二項若しくは第六項の通知があった場合には直近の当該通知があった期間とし、同条第四項の申請書を提出した日から当該申請に基づく承認に関する処分があるまでの間は同条第六項に規定する期間とする。）をいう。

（廃止時の扱い）

第五条 特定原子力発電施設に係る原子炉の運転を廃止しようとする対象発電事業者は、当該廃止が行われる日（以下単に「廃止日」という。）の属する事業年度以後の各事業年度終了の日における当該特定原子力発電施設に係る総見積額を定め、経済産業大臣の承認を受けなければならない。（中略）

3 対象発電事業者は、第一項の承認を受けた日の属する事業年度において、同項の承認を受けた総見積額から第三条の規定により前事業年度までに積み立てられた原子力発電施設解体引当金の総額を控除して得た金額に第四条第三項の規定により前事業年度までに取り崩された原子力発電施設解体引当金の総額を加えて得た金額（当該金額が零に満たない場合にあっては、零。以下「要引当額」という。）を一括して積み立てなければならない。ただし、経済産業大臣の承認を受けたときは、次項の規定による申請をした日の属する事業年度以後の毎事業年度において、要引当額を当該事業年度以後の積立期間の月数で除し、これに当該事業年度における積立期間の月数を乗じて得た金額を原子力発電施設解体引当金として積み立てることができる。

附 則（平成三〇年三月三〇日経済産業省令第一七号） 抄

（原子力発電施設解体引当金に関する省令の一部改正に伴う経過措置）

第三条（中略）

2 特定施設を設置する対象発電事業者は、施行日から起算して六月以内に、前項の規定により読み替えて適用する新引当金省令第五条第一項の承認の申請をしなければならない。

〔第五条第一項 読み替え後〕

第五条 特定原子力発電施設に係る原子炉の運転を廃止した対象発電事業者は、この項の規定による承認の申請が行われる日の属する事業年度以後の各事業年度終了の日における当該特定原子力発電施設に係る総見積額を定め、経済産業大臣の承認を受けなければならない。