

添付書類九

変更後における核燃料物質等による放射線の被ばく
管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

目 次

1. 放射線防護に関する基本方針	9-1
1.1 基本的考え方	9-1
1.2 具体的方法	9-1
2. 原子炉施設の放射線管理	9-1
2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定	9-1
2.1.1 管理区域	9-1
2.1.2 保全区域	9-2
2.1.3 周辺監視区域	9-2
2.2 管理区域内の管理	9-2
2.2.1 遮蔽	9-2
2.2.2 換 気	9-2
2.2.3 線量当量率等の測定監視	9-3
2.3 作業管理	9-3
2.3.1 人の出入管理	9-3
2.3.2 物品等の搬出入管理	9-4
2.3.3 管理区域内の区分	9-4
2.3.4 作業の管理	9-4
2.4 個人被ばく管理	9-4
2.5 保全区域内の管理	9-5
2.6 周辺監視区域内の管理	9-5
2.7 放射性廃棄物の放出管理	9-5
2.7.1 気体廃棄物	9-6
2.7.2 液体廃棄物	9-6
3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視	9-11
3.1 空気吸収線量等の監視	9-11
3.2 環境試料中放射性物質濃度の監視	9-11
3.3 異常時における測定	9-11
4. 放射性廃棄物処理	9-11
4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方	9-11
4.2 J M T R原子炉施設における放射性廃棄物処理	9-13
4.2.1 気体廃棄物処理	9-13
4.2.1.1 気体廃棄物の発生源	9-13

4.2.1.2	気体廃棄物の放出量	9-13
4.2.2	液体廃棄物処理	9-13
4.2.2.1	液体廃棄物の発生源	9-13
4.2.2.2	液体廃棄物の発生量	9-14
4.2.3	固体廃棄物処理	9-14
4.2.3.1	固体廃棄物の発生源	9-14
4.2.3.2	固体廃棄物の発生量	9-14
4.3	H T T R原子炉施設における放射性廃棄物処理	9-14
4.3.1	気体廃棄物処理	9-14
4.3.1.1	気体廃棄物の発生源	9-14
4.3.1.2	1次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウム の循環量	9-15
4.3.1.3	気体廃棄物の放出量	9-16
4.3.2	液体廃棄物処理	9-22
4.3.2.1	液体廃棄物の発生源	9-22
4.3.2.2	液体廃棄物の発生量	9-22
4.3.3	固体廃棄物処理	9-23
4.3.3.1	固体廃棄物の発生源	9-23
4.3.3.2	固体廃棄物の発生量	9-23
4.4	参考文献	9-23
5.	通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価	9-31
5.1	実効線量の評価	9-31
5.1.1	気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量	9-31
5.1.1.1	計算条件	9-31
5.1.1.2	計算方法	9-32
5.1.1.3	計算結果	9-35
5.1.2	液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	9-35
5.1.2.1	計算条件	9-36
5.1.2.2	計算方法	9-36
5.1.2.3	計算結果	9-37
5.1.3	気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量	9-37
5.1.3.1	計算条件	9-37
5.1.3.2	計算方法	9-38

5.1.3.3 計算結果	9-41
5.1.4 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量	9-41
5.1.4.1 計算条件	9-42
5.1.4.2 計算方法	9-42
5.1.4.3 計算結果	9-42
5.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)における実効線量の評価	9-43
5.2.1 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の影響を 考慮した実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設 の影響を考慮した実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.3 大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)	9-43
5.2.4 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃 料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線 量の評価(参考)	9-44
5.3 実効線量の評価結果	9-44
5.4 参考文献	9-44
追補 J M T R C の解体廃棄物について	
1. 気体廃棄物	9-補 2
2. 液体廃棄物	9-補 2
3. 固体廃棄物	9-補 2
参考 大洗研究所の廃棄物管理施設における放射性廃棄物の受入れについて	
1. 放射性廃棄物の取扱区分	9-参 2
1.1 液体廃棄物の分類	9-参 2
1.2 固体廃棄物の分類	9-参 2
2. 放射性廃棄物の受入れ量	9-参 3
2.1 液体廃棄物の最大受入れ量	9-参 4
2.2 固体廃棄物の最大受入れ量	9-参 4

1. 放射線防護に関する基本方針

1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等(以下「放射線業務従事者等」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第1条の2)に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。))が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(第37条)に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

- (1)放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮蔽を設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。
- (2)放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。
- (3)放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。
- (4)管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。
- (5)気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。
- (6)気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

2. 原子炉施設の放射線管理

2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

2.1.1 管理区域

原子炉施設における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)(第1条)に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。

また、運用段階で一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時的に管理区域とする。管理区域については、「試験研究の用に供する原子炉等の

設置、運転等に関する規則」(以下「原子炉等の設置、運転等に関する規則」という。)(第7条)の規定に基づき、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって、明らかに他の場所と区別する等の措置を講じる。管理区域は、大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定に定める。

2.1.2 保全区域

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第1条の2)の規定に基づき、管理区域以外であって原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする建物又は区域を保全区域として設定する。

保全区域は、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって、明らかに他の場所と区別する。

保全区域は、大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定に定める。

2.1.3 周辺監視区域

線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が「線量告示」(第2条及び第8条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき、周辺監視区域内では人の居住を禁止し、境界にはさく又は標識を設ける。

周辺監視区域を第2.1.1図に示す。

2.2 管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等を考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」に示すとおりである。

管理区域内の管理は、遮蔽及び換気設備等の防護施設の設置、維持及び線量当量率等を監視することにより行う。

具体的な方法については、次のとおりである。

2.2.1 遮蔽

放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して、第2.2.1表のように管理区域を区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設置する。

ただし、HTTR原子炉施設にあつては、第2.2.2表のように区分し、基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設置する。

2.2.2 換気

放射線業務従事者等を放射性物質の汚染による被ばくから防護するため、換気設備は次の条件を満足するように管理する。

- (1)換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止すること。
- (2)各換気系統による空気の供給は、清浄な区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れること。
- (3)汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通して行うこと。また、フィルタは所定の性能を維持すること。
- (4)各換気系統の容量は、各区域及び各部屋の排気を行うに十分であること。

(5)人が常時立入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が「線量告示」(第6条)に定める濃度限度よりも十分低いこと。

2.2.3 線量当量率等の測定監視

放射線業務従事者等の線量当量の管理が容易、かつ、確実に行えるようにするため、放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

(1)線量当量率の測定

a. 放射線エリアモニタによる測定

管理区域内の主要箇所における線量当量率を連続的に測定し、放射線レベルがあらかじめ設定した値を超えた場合には、中央制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は通常時の値等をもとにして定める。

b. サーベイメータによる測定

放射線業務従事者等が特に頻繁に立入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる線量当量率の測定を行う。

(2)空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の測定

a. 空気中の放射性物質の濃度の測定

室内空気モニタにより、管理区域内における空気中の放射性物質の濃度を連続的に測定し、放射性物質の濃度があらかじめ設定した値を超えた場合には、中央制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。

また、必要に応じ、サンプリングによって空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

b. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の測定

管理区域内の必要な箇所について、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を定期的に測定する。

2.3 作業管理

「2.2 管理区域内の管理」に示すように、設備及び作業環境の管理を十分に行って作業環境の条件の向上に努めるとともに、実際に放射線業務従事者等が作業を行う場合には、放射線業務従事者等の被ばくを低減するため、次のように作業管理を行う。

2.3.1 人の出入管理

(1)管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限る。管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

なお、管理区域の高線量当量率区域及び高汚染区域に対しては、立入り制限を行う。

(2)出入管理の原則

a. 管理区域の通常出入口は、原則として1箇所とする。

b. 管理区域に立入る者には、所定の個人線量計を装着させる。

c. 管理区域に立入る者には、指定された被服を着用させる。汚染している区域へ立入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。

d. 管理区域から退出する者には、ハンドフットモニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。

2.3.2 物品等の搬出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しに際しては、出入管理室において搬出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、臨時の出入管理室を設け、搬出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が「線量告示」(第4条)に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを測定によって確認する。

なお、放射性物質等を運搬する場合には、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

2.3.3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分する。

2.3.4 作業の管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

- (1) 事前に個人被ばく歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者等の被ばくを低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。
- (2) 高線量当量率下などの特殊な作業に際しては、放射線防護のため作業担当部署と放射線管理担当部署において検討し、防護具類、アラームメータ等の特殊な個人線量計の着用、時間制限等必要な措置を講じる。
- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記の条件を遵守し、放射線業務従事者等の線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合、必要に応じ線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境が適切であることの確認を行う。
- (5) (4)の結果必要な場合は、一時遮蔽の使用、除染等を行い、作業環境を良好な状態に維持するように努める。

2.4 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を常に測定して定期的に評価するとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者等が管理区域に立入る場合は、あらかじめ次のような措置を講じる。

- (a) 放射線防護に関する教育、訓練を行う。
- (b) 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量限度は、「線量告示」(第5条)に定める第2.4.1表に示された線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

a. 外部被ばくに係る線量の測定、評価

外部被ばくに係る線量の測定は、原則として次のように行う。

- (a)放射線業務従事者には、管理区域内においては個人線量計等を着用させ、線量の積算値を定期的に測定、評価する。
- (b)管理区域に立入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに、必要に応じ、ポケット線量計等により、その都度線量を測定する。なお、一時的に立入る者には、個人線量計等を着用させ線量の測定を行う。
- (c)特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な測定器、例えば、リングバッジ等を着用させ、その都度線量の測定を行う。

b. 内部被ばくに係る線量の測定、評価

- (a)放射線業務従事者等の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度を測定することにより行う。また、内部被ばくに係る線量を直接的に評価するため、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を行う。
- (b)放射性物質の体内摂取のおそれのある作業に従事する者のうち、作業内容等を考慮して必要と認める者については、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を、定期的に行う。
- (c)放射性物質を体内摂取した者、又はそのおそれのある者については、その都度ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ等による測定を行う。

(4)健康管理

- a.「労働安全衛生規則」(第44条)による健康診断のほか、「電離放射線障害防止規則」(第56条)の規定に基づき、放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。
- b.健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要のある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

2.5 保全区域内の管理

保全区域については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じる。

2.6 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度は、「線量告示」(第1条)に定める限度値以下とする。

また、空気中又は水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3 作業管理」に示すように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的及び必要に応じて線量当量率及び線量当量の測定を行う。

また、周辺監視区域境界は、人の立入管理、環境管理等を行う。

2.7 放射性廃棄物の放出管理

原子炉施設外に放出される放射性の気体廃棄物及び液体廃棄物は、次のように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量告示」(第8条)に定める周辺監視区

域外の濃度限度を超えないようにする。

更に、原子炉施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質について放出管理目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考として測定を行い、放出管理目標値を超えないように努める。

2.7.1 気体廃棄物

(1) 放出管理

気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。

この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気モニタによって監視する。

排気モニタの測定結果は中央制御室に指示、記録するとともに、放射性物質濃度があらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室に警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

なお、これらの排気モニタの警報設定値は、通常時の値及び放出管理目標値をもとにして定める。

(2) 放出管理目標値

後述の「4.2.1.2 気体廃棄物の放出量」(JMTR原子炉施設)及び「4.3.1.3 気体廃棄物の放出量」(HTTR原子炉施設)をもとに、気体廃棄物の放出管理目標値を第2.7.1表のとおりを設定する。

2.7.2 液体廃棄物

(1) 放出管理

原子炉施設の液体廃棄物は、各原子炉施設毎の廃液槽に一時貯留する。貯留した液体廃棄物は、サンプリングにより放射性物質の濃度を測定評価した後、配管又は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。これに伴い、「線量限度等を定める告示」で定める濃度限度以下のものを廃棄物管理施設の排水口から一般排水溝へ放出する際の放出管理とは別に、同濃度限度以下のものをJMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設の排水口から一般排水管へ放出する際の、原子炉施設側の放出管理が適切に行われるものであることを明確にするために、JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設の排水口の位置を、従来の「JMTRから東に約1kmの海岸線」(廃棄物管理施設の排水口の下流側)から廃棄物管理施設の排水口の上流側にそれぞれ変更することとし、JMTR原子炉施設についてはタンクヤードの放流管がタンクヤード西側の一般排水管と接続する位置及び第4排水系ピットの放流管がタンクヤード南側の一般排水管と接続する位置とし、HTTR原子炉施設については機械棟の中和処理設備の放流管が機械棟東側の一般排水管と接続する位置とする。

(2) 放出管理目標値

大洗研究所(北地区)の全施設からの液体廃棄物の放出管理目標値を、第2.7.2表のとおり設定する。

液体廃棄物の放出に当たっては、大洗研究所(北地区)の全施設からの放射性物質の放出量が、放出管理目標を超えないように、一元的に管理を行う。

注)ここでいう「大洗研究所(北地区)の全施設」とは、次の施設をいう。

大洗研究所(北地区)原子炉施設、核燃料物質の使用施設等及び
放射性同位元素の使用施設等、並びに大洗研究所廃棄物管理施設

(以下同じ)

第 2.2.1 表 管理区域内の遮蔽設計基準(1)

区 分	定 義	立入又は作業の頻度	基準線量率	設計目標値	
場 所	甲区域	常時放射線業務従事者が作業する所で、自由に立入りできる場所	40h/週	25 μ Sv/h 以下	2.5 μ Sv/h 以下
	乙区域	常時放射線業務従事者が作業する場所ではないが、随時あるいは定期的に立入ることがある場所で立入時間などについて適切な管理をしなければならない場所	2~10h/週	原則として 100 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 500 μ Sv/h 以下	原則として 10 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 50 μ Sv/h 以下
	丙区域	事故、故障、修理及びまれな作業以外には放射線業務従事者が立入らない場所で立入時間を厳重に管理しなければならない場所	まれ	特に規定せず、 立入時間で管理する	

第 2.2.2 表 管理区域内の遮蔽設計基準(2)

(HTTR)

区 分	設計基準線量率	
管理区域内	A：週 48 時間以内立入りのところ	6 μ Sv/h 以下
	B：週 10 時間以内立入りのところ	60 μ Sv/h 以下
	C：ごく短時間しか立入らないところ	500 μ Sv/h 以下
	D：通常は立入り不要のところ	特に規定せず、立入時間で管理する

第 2.4.1 表 放射線業務従事者に係る線量限度

対 象	実効線量限度	等価線量限度		
		眼の水晶体	皮膚	妊娠中である女子の腹部表面
放射線業務従事者	①100 mSv/5年 ^{*1)} ②50 mSv/年 ^{*2)} ③女子 ^{*3)} 5 mSv/3月 ^{*4)} ④妊娠中である女子 本人の申出等により使用者が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて1 mSv	150 mSv/年	500 mSv/年	実効線量限度④に規定する期間につき2mSv

*1) 平成13年4月1日以降5年ごとに区分した各期間。

*2) 4月1日を始期とする1年間。

*3) 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨を使用者等に書面で申し出た者及び妊娠中の者を除く。

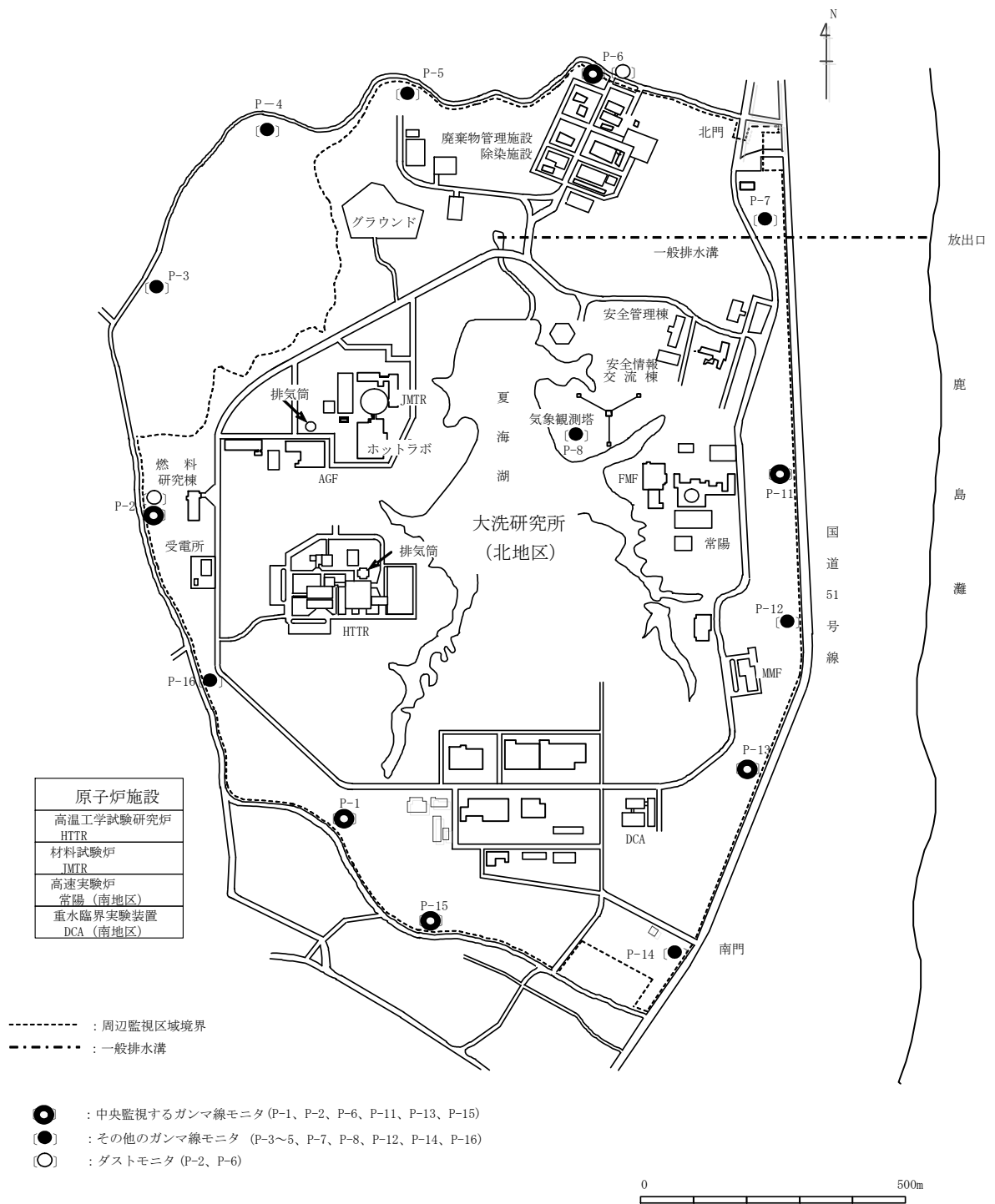
*4) 4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月。

第 2.7.1 表 大洗研究所(北地区)原子炉施設気体廃棄物の放出管理目標値

原子炉施設	気体廃棄物の種類	核 種	放出管理目標値 (Bq/y)
JMTR	放射線希ガス	⁴¹ Ar	1.3×10^{14}
HTTR	放射線希ガス	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	3.7×10^{13}
	放射線よう素	¹³¹ I	3.2×10^9
	トリチウム	³ H	1.1×10^{13}

第 2.7.2 表 大洗研究所(北地区)の液体廃棄物の放出管理目標値

核 種	放出管理目標値 (Bq/y)
³ H 以外	2.2×10^9
³ H	3.7×10^{12}



第 2. 1. 1 図 周辺監視区域

3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に示すように、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

3.1 空気吸収線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空気吸収線量等の監視は、空気吸収線量率、積算空気吸収線量及び水中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

空気吸収線量率の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポストを設置し、連続測定することにより行う。

積算空気吸収線量の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域のモニタリングポイントに積算線量計を配置し、定期的に測定することにより行う。

監視用設備の種類、測定頻度を第3.1.1表に示す。また、モニタリングポストの設置場所を第2.1.1図に示す。

3.2 環境試料中放射性物質濃度の監視

大気中の放射性物質濃度をダストモニタにより測定するとともに、周辺環境の放射性物質濃度の長期的傾向を把握するため、陸水、土壌、農産食品、海水、海底土、海産食品等の環境試料の測定を定期的に行う。

3.3 異常時における測定

放射性物質の放出を伴う異常時には、モニタリングポスト装置の監視データにより、周辺における空気吸収線量率のレベル変動を把握するとともにモニタリングカー等により広範囲の空気吸収線量率の測定を行う。また、必要に応じて空気中の放射性物質濃度の測定も行う。

第3.1.1表 周辺監視区域境界付近及び周辺地域における測定監視

測定対象	測定機器等	備考
積算空気吸収線量	積算線量計	3月積算値を3月ごとに測定
空気吸収線量率	モニタリングポスト装置	連続監視

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物の廃棄施設については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」の規定に基づき設計管理を行うことはもとより、廃棄物の原子炉施設外への放出に際しては、次のような厳重な管理を行い、周辺監視区域外での空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量告示」(第8条)に定める周辺監視区域外の濃度限界を超えないようにする。

更に、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆の実効線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射性廃棄物の廃棄施設の設計を行うとともに、放射性物質の放出に際しては、気体廃棄物及び液体廃棄物について、それぞれの大洗研究所(北地区)の放出管理目標値を超えないように努める。

(1) 気体廃棄物処理計画

気体廃棄物は、各原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設において、気体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を低減した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

(2) 液体廃棄物処理計画

液体廃棄物は、各原子炉施設においていくつかの系統にまとめて廃液槽に回収し、放射性物質の濃度区分に応じて、配管又は廃液運搬車により、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

放射性物質の濃度区分については、次のとおりとする。

(以下、超ウラン元素であってアルファ線を放出する放射性物質を「 α 放射性物質」といい、それ以外の放射性物質を「 $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質」という。)

a. 放出前廃液 : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満
(濃度限度以下のものを含む。)

b. 液体廃棄物 A : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
(ただし、主な放射性物質が短半減期であって、100 時間以内に当該濃度未満になることが明らかなものを含む。)
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

c. 液体廃棄物 B : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

d. 液体廃棄物 C : トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 未満

ただし、 α 放射性物質の濃度は $1 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 未満とする。

(3) 固体廃棄物処理計画

固体廃棄物は、各原子炉建家内の適切な場所において放射能レベルに応じて区分し、ドラム缶等の容器に収納した後、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家内で貯蔵保管するか、又は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

放射能レベル区分については、次のとおりとする。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 未満のもの。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 以上のもの。

α 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 未満でかつ容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 未満のもの。

α 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 以上か、又は容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 以上、プルトニウムとして 1g 未満、核分裂性物質として 4g 未満のもの。

容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37kBq 未満のものは、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 又は B の基準を適用する。

注) * : 容器の基準容積は 20l とする。

4.2 J M T R原子炉施設における放射性廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物処理

4.2.1.1 気体廃棄物の発生源

J M T R原子炉施設から発生する気体廃棄物のうち、通常運転時に発生する気体廃棄物中の放射性物質は、大別して次の2種類に分けられる。いずれの廃棄物も、照射実験用排気設備から各フィルタを通した後、高さ80mの排気筒から放出される。

(1) J M T R原子炉本体関係排気

J M T R原子炉本体における気体廃棄物は、原子炉一次冷却水中に含まれる空気及び中性子計測孔冷却用空気が放射化されて生成する ^{41}Ar が支配的である。このほか、炉心要素のベリリウム反射体が照射されて生成するトリチウムがある。これらの気体廃棄物は、通常排気設備及び照射実験用排気設備を経て排気筒から放出される。

(2) 照射設備関係排気

ループ、水カラビット及びキャプセルから放出されるものであり、大部分はキャプセルの燃料試料の照射実験により放出される放射性物質の排気である。主な核種は、 ^{85}Kr 、 ^{133}Xe 及び ^{131}I である。

4.2.1.2 気体廃棄物の放出量

(1) ^{41}Ar

^{41}Ar の放出率は、実績によると50MW運転中 $1.85 \times 10^{10}\text{Bq/h}$ 程度である。原子炉の稼働率を80%とすると、年間の放出量は $1.3 \times 10^{14}\text{Bq}$ となる。

(2) トリチウム

トリチウムの放出量は、年間最大約 $1 \times 10^{11}\text{Bq}$ 程度であり、極めて少ない。

(3) 核分裂生成物

4.2.1.1で述べたようにキャプセルの燃料試料の照射試験により放出されるもので、その他の照射設備及び原子炉本体からの放出量は無視し得る程度である。

キャプセルからの年間の放出量は、原子炉の稼働率を80%とすると、放射性希ガスが、 ^{41}Ar 等価換算で $3.5 \times 10^{12}\text{Bq}$ 、及び放射性よう素(^{131}I)が $9.2 \times 10^6\text{Bq}$ である。

これらの気体廃棄物は高性能フィルタでろ過した後、地上高さ80mの排気筒から放出する。

これらが大洗研究所(北地区)の各原子炉施設が放出する気体廃棄物と比較すると、放射性希ガスはJ M T R原子炉本体からの ^{41}Ar 放出量に比べ、また、放射性よう素はH T T R原子炉施設からの放射性よう素放出量に比べて、それぞれ極めて少ない。

したがって、大洗研究所(北地区)原子炉施設周辺の一般公衆の受ける実効線量のうち、キャプセルの燃料試料の照射試験に伴い放出される核分裂生成物による寄与は無視し得る。

4.2.2 液体廃棄物処理

4.2.2.1 液体廃棄物の発生源

J M T R本体、照射設備及び管理区域内での手洗い水などの液体廃棄物は、すべてタンクヤードの各タンクに一時貯留する。そこで放射性物質の濃度を測定した後、液体廃棄物Aは配管

により、また液体廃棄物 B は、廃液運搬車により、放射性廃棄物処理施設へ移送して引き渡す。
 なお、濃度限度以下の廃液は排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

4.2.2.2 液体廃棄物の発生量

液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量を第 4.2.1 表に示す。

第 4.2.1 表 液体廃棄物の年間推定発生量

		(JMTR)
発 生 源		排出量(m ³ /y)
JMTR 本体	液体廃棄物 A	4,000
照射設備	液体廃棄物 A 及び液体廃棄物 B	130

4.2.3 固体廃棄物処理

4.2.3.1 固体廃棄物の発生源

使用済イオン交換樹脂は第 3 排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

4.2.3.2 固体廃棄物の発生量

JMTR 本体及び照射設備から発生する固体廃棄物の推定発生量を第 4.2.2 表に示す。

第 4.2.2 表 固体廃棄物の年間推定発生量

		(JMTR)
廃 棄 物	排出量(m ³ /y)	
使用済イオン交換樹脂	12	
使用済フィルタ	40	
雑固体廃棄物	60	
その他改修廃棄物	0.5	

4.3 H T T R 原子炉施設における放射性廃棄物処理

4.3.1 気体廃棄物処理

4.3.1.1 気体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設からの排気

原子炉の運転に伴い、燃料取扱設備の置換ガス等の気体廃棄物 A、1 次ヘリウム純化設備の再生オフガス、1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガス等の気体廃棄物 B が発生する。気体廃棄物 B は、減衰タンクに一時貯留して短半減期核種を崩壊減衰させた後、気体廃棄物 A とともにフィルタユニットを通した後に、排気筒から

放出する。

(2) 換気空調設備からの排気

原子炉建家 I 系換気空調装置等により原子炉建家内の連続換気を、また、格納容器減圧装置により、原子炉の運転中及び停止直後にフィルタユニットを通して原子炉格納容器内の間欠排気を行う。1 次冷却設備等からの 1 次冷却材の漏えいがあれば、その中の放射性物質が、換気に伴う排気中に混在することになる。

これらの排気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、排気筒から放出する。

(3) 照射試験に伴う排気

燃料限界照射試験に伴い、照射試料から 1 次冷却材中に核分裂生成物が放出され、上記の(1)及び(2)の経路を経て、排気筒から放出する。

燃料照射試験に伴い、照射試料から照射キャプセル内に核分裂生成物が放出され、スweepガスにより核分裂生成物サンプリング装置又はコールドチャコールトラップを経て排気筒より放出する。

また、照射キャプセルのスweepガス配管から漏えいした核分裂生成物は、実験設備換気装置によりフィルタユニットを経て排気筒より放出する。

気体廃棄物の廃棄施設系統を第 4.3.1 図に示す。

4.3.1.2 1 次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの循環量

1 次冷却材中の主な放射性物質は、被覆燃料粒子の被覆層に破損がある場合に 1 次冷却材中に放出される核分裂生成物のうちの放射性希ガス及び放射性よう素、並びに 1 次冷却材及び炉内黒鉛構造物中の不純物等の放射化生成物であるトリチウムである。

1 次冷却材中の放射性物質の循環量を求める際には、定格の 102.5%の熱出力で高温試験運転を行い、炉心一様に被覆燃料粒子の被覆層に 1%の破損がある場合を想定し、被覆燃料粒子から放出された核分裂生成物が、燃料コンパクトと、黒鉛スリーブを透過して 1 次冷却材中へ放出されるものとする。

また、1 次冷却材中には、1 次冷却材及び炉内黒鉛構造物中の不純物の放射化反応により生成されるトリチウム及びトリチウム生成回収試験により 1 次冷却材中に漏えいするトリチウムが含まれる。

1 次ヘリウム純化設備のプレチャコールトラップにより 1 次冷却材中の放射性よう素、コールドチャコールトラップにより放射性希ガス、モレキュラーシーブトラップによりトリチウムが低減除去される。また、1 次冷却材中の放射性よう素は、1 次冷却設備内への沈着により低減除去される。

1 次冷却材中の放射性物質の循環量を、次の方法により求める。

(1) 計算方法

$$A_i = \frac{1}{\alpha_i} \cdot S_i \cdots \cdots \cdots (9-1)$$

ただし、

$$\alpha_i = \lambda_i + \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot \eta_{pi} + \frac{W}{W_m} \cdot \eta_{di}$$

ここに、

A_i	: 核種 i の 1 次冷却材中の循環量	(Bq)
α_i	: 核種 i の除去定数	(s^{-1})
λ_i	: 核種 i の崩壊定数 ⁽¹⁾	(s^{-1})
W_m	: 1 次冷却材保有量	(kg)
W_{pi}	: 核種 i に対する 1 次ヘリウム純化設備中の 1 次冷却材流量	(kg/s)
η_{pi}	: 核種 i の 1 次ヘリウム純化設備での除去効率	
W	: 1 次冷却設備中の 1 次冷却材流量	(kg/s)
η_{di}	: 核種 i の沈着による除去割合	
S_i	: 核種 i の 1 次冷却系への放出速度 ⁽²⁾	(Bq/s)

核分裂生成物：燃料からの放出速度

トリチウム：燃料、1 次冷却材、炉内黒鉛構造物及びトリチウム生成
回収試験のキャプセルからの放出速度

(2) 計算条件

(9-1) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

W_m	:	670	(kg)
W_{pi}	:	1.4×10^{-2}	(kg/s)
	:	5.6×10^{-2}	(kg/s)
η_{pi}	:	0.9	
	:	0.99	
W	:	10.2	(kg/s)
η_{di}	:	0.0	
	:	0.1	

S_i 、 λ_i については第 4.3.1 表に示す。

(3) 計算結果

1 次冷却材中の放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの循環放射エネルギーを第 4.3.2 表に示す。

4.3.1.3 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.3.1.1 気体廃棄物の発生源」に示すとおりであり、これをもとにした気体廃棄物の放出量の計算は、気体廃棄物の廃棄施設からの放出、原子炉格納容器及び原子炉建家の換気空調設備等からの放出、照射試験に伴う放出について、次のように行う。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの量

廃棄物処理設備における放射性希ガス及び放射性よう素並びにトリチウムの主な

発生源は、気体廃棄物 A として燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガス、気体廃棄物 B として 1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ、モレキュラーシーブトラップの再生オフガス及び 1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガスである。燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスは、原子炉停止 10 日後に発生するものとする。この置換ガスは、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は、考慮しないものとする。

1 次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップは、60 日間の連続運転後、50 日間の貯留期間を経過してから再生するものとする。この再生オフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて、更に 30 日間貯留され、フィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は考慮しないものとする。

1 次ヘリウム純化設備モレキュラーシーブトラップは、60 日間の連続運転後、50 日間の貯留期間を経過してから再生するものとし、トリチウム水として保持されていたトリチウムは、その 10% が気相中に残るものとする。再生オフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて 30 日間貯留され、排気筒から放出される。この場合、減衰タンクでの貯留による減衰効果は考慮しないものとする。

1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガスは、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクにおいて 30 日間貯留され、フィルタユニットを経て、排気筒から放出される。この場合、フィルタユニットによる放射性よう素の除去効果は考慮しないものとする。

なお、このオフガスに含まれる核分裂生成物の量の評価では、サンプリング配管内壁での沈着による減少効果を考慮する。

a. 計算方法

燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの放出による放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-2)式を用いて計算する。

$$Q_{fi} = \frac{V_f}{V_m} \cdot A_i \cdot e^{-a_i \cdot t_f} \dots\dots\dots (9-2)$$

ただし、

$$a_i = \lambda_i + \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot \eta_{pi}$$

ここに、

- Q_{fi} : 燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの放出による核種 i の量 (Bq/y)
- V_f : 燃料取扱設備の燃料交換時の置換ガスの量 (Nm³/y)
- V_m : 1 次冷却材ヘリウムの量 (Nm³)
- t_f : 炉停止後、燃料交換開始までの期間 (s)

1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの再生オフガスの放出による放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-3)式

を用いて計算する。

$$Q_{CTi} = n_R \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_3} \cdot Q_{pi} \dots \dots \dots (9-3)$$

ただし、

$$Q_{pi} = A_i \cdot (1 - \eta_{pTi}) \cdot \frac{W_{pi}}{W_m \lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_1}) \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_2}$$

ここに、

- Q_{CTi} : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの再生により発生する核種 i の量 (Bq/y)
- n_R : 気体廃棄物の廃棄施設からの年間放出回数 (回/y)
- Q_{pi} : 核種 i の気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクへの移行量 (Bq/回)
- t_3 : 気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクでの貯留時間 (s)
- η_{pTi} : 1次ヘリウム純化設備のプレチャコールトラップのフィルタ効率
- t_1 : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップの運転時間 (s)
- t_2 : 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ及びモレキュラーシーブトラップでの貯留時間 (s)

1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップの再生オフガスの放出によるトリチウムの量は、(9-4)式を用いて計算する。

$$Q_{MTi} = Q_{pi} \cdot n_R \dots \dots \dots (9-4)$$

ただし、

$$Q_{pi} = A_i \cdot \frac{W_{pi}}{W_m} \cdot t_1 \cdot \eta_R$$

ここに、

- Q_{MTi} : 1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップの再生により発生するトリチウムの量(Bq/y)
- η_R : 1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップ再生時のトリチウムの気体廃棄物中への移行割合

1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスにより放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-5)式を用いて計算する。

$$Q_{Si} = \frac{V_s}{V_m} \cdot A_i \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_3} (1 - \eta_{ei}) \dots \dots \dots (9-5)$$

ここに、

- Q_{Si} : 1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの放出による核種 i の量 (Bq/y)
- V_s : 1次ヘリウムサンプリング設備のサンプリング量 (Nm³/y)

η_{ei} : 核種 i のサンプリング配管での沈着割合

b. 計算条件

(9-2)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$V_f : 340 \quad (\text{Nm}^3/\text{y})$$

$$V_m : 3,000 \quad (\text{Nm}^3)$$

$$t_f : 8.64 \times 10^5 \quad (\text{s})$$

(9-3)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$n_R : 6 \quad (\text{回}/\text{y})$$

$$t_3 : 2.6 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

$$\eta_{pTi} : (\text{Kr, Xe}) \quad 0.0$$

$$(\text{I}) \quad 0.99$$

$$t_1 : 5.2 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

$$t_2 : 4.3 \times 10^6 \quad (\text{s})$$

(9-4)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$\eta_R : 0.1$$

(9-5)式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

$$V_s : 200 \quad (\text{Nm}^3/\text{y})$$

$$\eta_{ei} : (\text{Kr, Xe}) \quad 0.0$$

$$(\text{I}) \quad 0.9$$

c. 計算結果

気体廃棄物の廃棄施設から放出される核分裂生成物の量を第 4.3.3 表から第 4.3.5 表に示す。

(2) 原子炉格納容器、原子炉建家等の換気空調設備から放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量

換気空調設備から放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、次の 3 種類に分けて計算する。

原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出では、年間 5 回を想定し、原子炉運転中に 1 次冷却設備から原子炉格納容器内へ漏えいし、原子炉格納容器内に蓄積している核分裂生成物の全量が、原子炉停止時に原子炉格納容器減圧装置のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。

原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧による放出では、原子炉運転中に 1 次冷却設備から原子炉格納容器内へ漏えいし、原子炉格納容器内に蓄積している核分裂生成物の一部が原子炉格納容器減圧装置のフィルタユニットを経て、排気筒から放出される。

原子炉建家の換気による放出では、原子炉建家内に漏えいした核分裂生成物が原子炉建家 I 系換気装置により排気筒から放出される。原子炉建家内に漏えいする核分裂生成物は、原子炉格納容器外にある 1 次ヘリウム純化設備からの核分裂生成物の漏えいと 1 次ヘリウムサンプリング設備からの 1 次冷却材中の核分裂生成物の漏えいを考

慮する。1次ヘリウム純化設備からの漏えいによる放出では、1次冷却材がプレチャコールトラップを経て、原子炉格納容器外の部分に移行するため、プレチャコールトラップでの放射性よう素の除去を考慮する。

1次ヘリウムサンプリング設備から漏えいする核分裂生成物の量の評価では、サンプリング配管内壁での沈着による減少効果を考慮する。1次ヘリウムサンプリング設備から漏えいした核分裂生成物は、原子炉建家I系換気装置により排気筒から放出されるものとする。

a. 計算方法

原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-6)式により計算する。

$$Q_{CVi} = n \cdot (1 - \eta_i) \cdot L_{CV} \cdot A_i \cdot \frac{1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_4}) \dots \dots \dots (9-6)$$

ここに、

- Q_{CVi} : 核種 i の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出量 (Bq/y)
- n : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 (y^{-1})
- η_i : 原子炉格納容器減圧装置の核種 i に対するフィルタ効率
- L_{CV} : 原子炉格納容器内の1次冷却材の漏えい率 (s^{-1})
- t_4 : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 (s)

原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-7)式により計算する。

$$Q_{CVi} = \frac{V_p}{V_{CV}} (1 - \eta_i) \cdot L_{CV} \cdot A_i \cdot \frac{1}{\lambda_i \cdot t_4} \cdot \left[t_4 - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot t_4}) \right] \dots \dots \dots (9-7)$$

ここに、

- Q_{CVi} : 核種 i の原子炉格納容器の減圧による放出量 (Bq/y)
- V_p : 原子炉格納容器減圧時の排気量 (m^3/y)
- V_{CV} : 原子炉格納容器自由体積 (m^3)

原子炉建家の換気により放出される放射性希ガス及び放射性よう素の量は、(9-8)式及び(9-9)式を用いて計算する。

$$Q_{Bi} = A_i \cdot L_p \cdot t \cdot (1 - \eta_{pTi}) \dots \dots \dots (9-8)$$

ここに、

- Q_{Bi} : 核種 i の原子炉建家の換気による放出量 (Bq/y)
- L_p : 1次ヘリウム純化設備からの1次冷却材の漏えい率 (s^{-1})
- t : 原子炉運転期間 (s)

$$Q_{SBi} = A_i \cdot L_s \cdot t \cdot (1 - \eta_{ei}) \dots \dots \dots (9-9)$$

ここに、

Q_{SBI} : 核種 i の原子炉建家の換気による放出量 (Bq/y)

L_s : 1 次ヘリウムサンプリング設備からの 1 次冷却材の漏えい率 (s^{-1})

b. 計算条件

(9-6) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

n : 5 (y^{-1})

η_i : (Kr, Xe) 0.0

(I) 0.9

L_{CV} : 2.3×10^{-8} (s^{-1})

t_4 : 3.8×10^6 (s)

(9-7) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

V_p : 5,600 (m^3/y)

V_{CV} : 2,800 (m^3)

(9-8) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

L_p : 7.0×10^{-9} (s^{-1})

t : 1.9×10^7 (s)

(9-9) 式の計算に用いたパラメータは、次のとおりである。

L_s : 2.3×10^{-9} (s^{-1})

c. 計算結果

換気空調設備の換気により放出される核分裂生成物の量を第 4.3.3 表及び第 4.3.4 表に示す。

(3) 照射試験に伴い放出される放射性希ガス及び放射性よう素

a. 燃料限界照射試験

燃料限界照射試験による放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、1 年間に実施する試験による 1 次冷却材中の放射性希ガスの積算循環放射エネルギーの増加量を $2.2 \times 10^{15} \text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}$ とし、燃料限界照射試験を行わない時の大気中への放射性希ガス及び放射性よう素の放出量と同じ方法により算出する。放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、それぞれ $7.5 \times 10^{10} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ 及び $2.4 \times 10^7 \text{Bq}$ ^{131}I 等価(実効線量換算)となる。

b. 燃料照射試験

燃料照射試験による放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、試験中連続して放出する連続的放出及び核分裂生成物サンプリング装置に貯留した後放出する貯留後放出に分けて算出する。放出はいずれも実験設備換気装置を通して排気筒より行う。放出量は、以下の制限条件に基づき、コールドチャコールドトラップのフィルタ効率(放射性希ガスに対して 99%、放射性よう素に対して 90%)等を考慮して算出する。

(a) 連続的放出 $2.2 \times 10^5 \text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}$ (放射性希ガス)

(b) 貯留後放出

イ. 1 回当たりの大気中への放射性希ガスの放出量 $5.9 \times 10^{12} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$

(減衰前)

ロ. 減衰期間	64 日間
ハ. 年間の大気中への放出回数	12 回

放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への年間放出量は、それぞれ、 2.4×10^9 MeV・Bq、 5.2×10^8 Bq ^{131}I 等価(実効線量換算)となる。

また、燃料照射キャプセルのスイープガス配管から漏えいする核分裂生成物は、実験設備換気装置のフィルタユニットでの放射性よう素の除去効果を考慮しなくても、大気中に放出される量は無視し得る程度である。

4.3.2 液体廃棄物処理

4.3.2.1 液体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがあり、これらの中に含まれる主な放射性物質は、1次冷却材中に放出された核分裂生成物である。

- (1) シャワー室ドレン、手洗排水
- (2) 床ドレン
- (3) 炉容器冷却設備等機器ドレン
- (4) 原子炉格納容器機器ドレン
- (5) 液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン
- (6) 燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液
- (7) 分析室ドレン

これらのうち、(1)及び(2)の液体廃棄物は床ドレン系廃液槽に、(3)及び(4)の液体廃棄物は機器ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

(5)から(7)までの液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定した後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ引き渡す。

使用済燃料貯蔵建家からの液体廃棄物は、使用済燃料建家ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

液体廃棄物の廃棄設備系統を第4.3.2図に示す。

4.3.2.2 液体廃棄物の発生量

液体廃棄物をその発生源で大別し、年間の発生量をまとめると第4.3.6表に示すとおりとなる。

4.3.3 固体廃棄物処理

4.3.3.1 固体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する固体廃棄物には、次のものがある。

- (1) 換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類
- (2) 1次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ等
- (3) 使用済の可動反射体ブロック、制御棒、監視試験片等
- (4) 可燃性あるいは不燃性の雑固体
- (5) 照射試験に伴う固体廃棄物
- (6) 1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等の固化体

これらのうち、(1)については、ポリエチレン包装等により放射性物質の放散防止の処置を行った後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(2)については、ドラム缶等の容器ごと密閉して、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(3)については、原子炉建家内の貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して廃棄物管理施設へ引き渡す。

(4)については、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収納のうえ必要に応じてポリエチレン等で包装し、又はビニールシート等で梱包・密閉した後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(5)については、 β ・ γ 固体廃棄物 B の場合は、容器に密閉して、 β ・ γ 固体廃棄物 A の場合は(4)と同様に措置して、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(6)については、1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等を固化処理したもので、容器に密閉した後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

固体廃棄物の廃棄設備系統を第 4.3.3 図に示す。

4.3.3.2 固体廃棄物の発生量

固体廃棄物をその発生源で大別し、年間の発生量をまとめると第 4.3.7 表に示すとおりとなる。

4.4 参考文献

- (1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
(昭和 50 年 11 月 原子炉安全専門審査会、平成元年 3 月 原子炉安全基準専門部会)
- (2) 沢 他：「高温工学試験研究炉における被覆燃料粒子の破損及び FP 放出率の評価法」、
JAERI-M88-258(1988)。

第 4.3.1 表 1 次冷却系への放出速度
と崩壊定数

(HTTR)

核種	1 次冷却系への 放出速度 S_i (Bq/s)	崩壊定数 λ_i (s^{-1})
^{83m}Kr	3.2×10^9	1.05×10^{-4}
^{85m}Kr	5.8×10^8	4.30×10^{-5}
^{85}Kr	5.6×10^4	2.04×10^{-9}
^{87}Kr	2.2×10^9	1.51×10^{-4}
^{88}Kr	1.3×10^9	6.88×10^{-5}
^{89}Kr	2.5×10^{10}	3.63×10^{-3}
^{90}Kr	9.8×10^{10}	2.14×10^{-2}
^{131m}Xe	2.0×10^6	6.74×10^{-7}
^{133m}Xe	2.5×10^7	3.57×10^{-6}
^{133}Xe	4.8×10^8	1.52×10^{-6}
^{135m}Xe	9.5×10^9	7.38×10^{-4}
^{135}Xe	1.6×10^9	2.12×10^{-5}
^{137}Xe	1.8×10^{10}	3.02×10^{-3}
^{138}Xe	9.5×10^9	8.15×10^{-4}
^{139}Xe	3.7×10^{10}	1.76×10^{-2}
^{131}I	1.6×10^8	9.95×10^{-7}
^{132}I	2.2×10^9	8.45×10^{-5}
^{133}I	1.1×10^9	9.26×10^{-6}
^{134}I	5.8×10^9	2.20×10^{-4}
^{135}I	1.7×10^9	2.91×10^{-5}
^3H	3.0×10^6	1.79×10^{-9}

第 4.3.2 表 1 次冷却材中の環境
放射能量

(HTTR)

核種	循環量 A_i (Bq)
^{83m}Kr	2.6×10^{13}
^{85m}Kr	9.4×10^{12}
^{85}Kr	3.0×10^9
^{87}Kr	1.3×10^{13}
^{88}Kr	1.5×10^{13}
^{89}Kr	6.7×10^{12}
^{90}Kr	4.6×10^{12}
^{131m}Xe	1.0×10^{11}
^{133m}Xe	1.1×10^{12}
^{133}Xe	2.4×10^{13}
^{135m}Xe	1.3×10^{13}
^{135}Xe	4.1×10^{13}
^{137}Xe	6.0×10^{12}
^{138}Xe	1.1×10^{13}
^{139}Xe	2.1×10^{12}
^{131}I	1.0×10^{11}
^{132}I	1.3×10^{12}
^{133}I	6.6×10^{11}
^{134}I	3.2×10^{12}
^{135}I	1.1×10^{12}
^3H	4.1×10^{10}

第 4.3.3 表 気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の 廃棄施設から の放出 (Bq/y)	原子炉停止時の 原子炉格納容器 の換気による 放出 (Bq/y)	原子炉停止時の 原子炉格納容器 の減圧による 放出 (Bq/y)	原子炉建家の 換気による 放出 (Bq/y)	計 (Bq/y)
^{83m}Kr	—	2.9×10^{10}	1.1×10^{10}	4.6×10^{12}	4.7×10^{12}
^{85m}Kr	—	2.5×10^{10}	1.0×10^{10}	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
^{85}Kr	1.9×10^{12}	1.3×10^9	2.6×10^8	5.4×10^8	1.9×10^{12}
^{87}Kr	—	9.9×10^9	4.0×10^9	2.3×10^{12}	2.3×10^{12}
^{88}Kr	—	2.5×10^{10}	9.9×10^9	2.6×10^{12}	2.7×10^{12}
^{89}Kr	—	2.1×10^8	8.5×10^7	1.2×10^{12}	1.2×10^{12}
^{90}Kr	—	2.5×10^7	9.8×10^6	8.1×10^{11}	8.1×10^{11}
^{131m}Xe	1.8×10^{11}	1.6×10^{10}	4.5×10^9	6.4×10^{10}	2.4×10^{11}
^{133m}Xe	—	3.6×10^{10}	1.4×10^{10}	2.0×10^{11}	2.5×10^{11}
^{133}Xe	8.5×10^{10}	1.8×10^{12}	6.0×10^{11}	4.2×10^{12}	6.7×10^{12}
^{135m}Xe	—	2.0×10^9	7.8×10^8	2.2×10^{12}	2.2×10^{12}
^{135}Xe	—	2.2×10^{11}	8.7×10^{10}	7.2×10^{12}	7.5×10^{12}
^{137}Xe	—	2.3×10^8	9.2×10^7	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
^{138}Xe	—	1.6×10^9	6.4×10^8	2.0×10^{12}	2.0×10^{12}
^{139}Xe	—	1.4×10^7	5.5×10^6	3.7×10^{11}	3.7×10^{11}
合計	2.2×10^{12}	2.2×10^{12}	7.4×10^{11}	3.1×10^{13}	3.6×10^{13}
合計 ⁽¹⁾	1.2×10^{10} (MeV・Bq/y)	2.1×10^{11} (MeV・Bq/y)	7.4×10^{10} (MeV・Bq/y)	1.7×10^{13} (MeV・Bq/y)	1.7×10^{13} (MeV・Bq/y)

第 4.3.4 表 気体廃棄物中の放射性よう素の放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の廃棄施設からの放出 (Bq/y)	原子炉停止時の原子炉格納容器の換気による放出(Bq/y)	原子炉停止時の原子炉格納容器の減圧による放出(Bq/y)	原子炉建家の換気による放出 (Bq/y)	計 (Bq/y)
^{131}I	5.9×10^8	1.2×10^9	3.7×10^8	5.9×10^8	2.8×10^9
^{132}I	—	1.8×10^8	7.1×10^7	7.4×10^9	7.7×10^9
^{133}I	—	8.1×10^8	3.2×10^8	3.7×10^9	4.9×10^9
^{134}I	—	1.7×10^8	6.7×10^7	1.8×10^{10}	1.9×10^{10}
^{135}I	—	4.2×10^8	1.7×10^8	6.1×10^9	6.7×10^9
合計*	5.9×10^8	1.3×10^9	4.3×10^8	1.6×10^9	4.0×10^9

* ^{131}I 等価実効線量換算

第 4.3.5 表 気体廃棄物中のトリチウムの放出量

(HTTR)

核種	気体廃棄物の廃棄施設からの放出量 (Bq/y)
^3H	約 1.1×10^{13}

第 4.3.6 表 液体廃棄物の年間推定発生量

(HTTR)

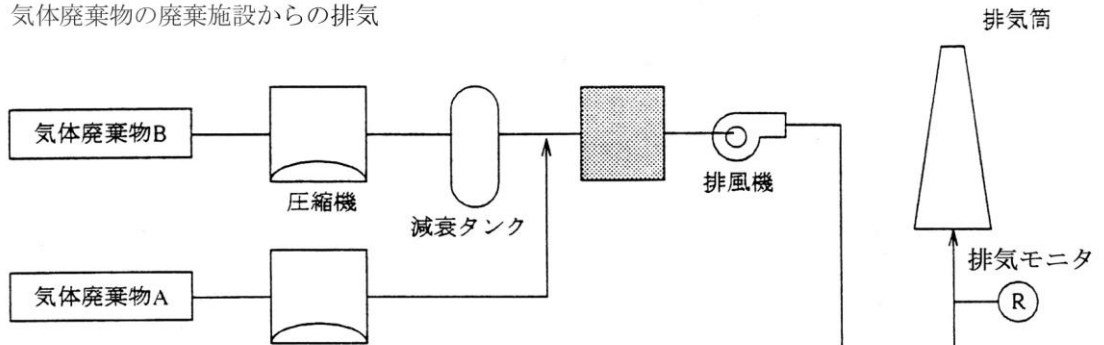
発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
シャワー室ドレン、手洗排水	約 550
床 ド レ ン	約 20
炉容器冷却設備等機器ドレン	約 130
原子炉格納容器内機器ドレン	約 100
液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン	約 10
燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液	約 5
分 析 室 ド レ ン	約 10

第 4.3.7 表 固体廃棄物の年間推定発生量

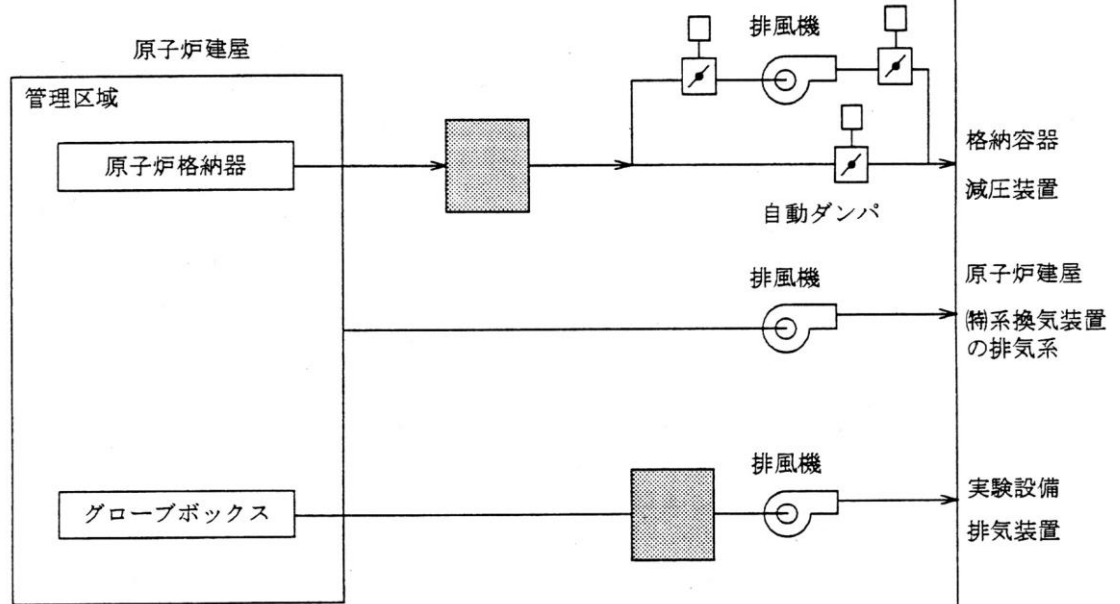
(HTTR)

発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類	約 22
1 次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ類等	約 0.4
使用済の可動反射体ブロック、制御棒等	約 9
可燃性あるいは不燃性の雑固体	約 100
照射試験に伴う固体廃棄物	約 1

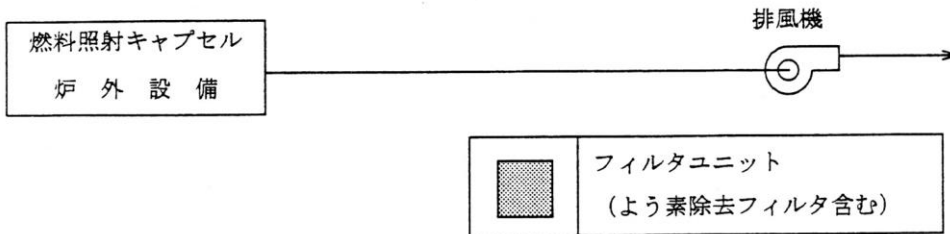
(1) 気体廃棄物の廃棄施設からの排気




(2) 換気空調設備からの排気

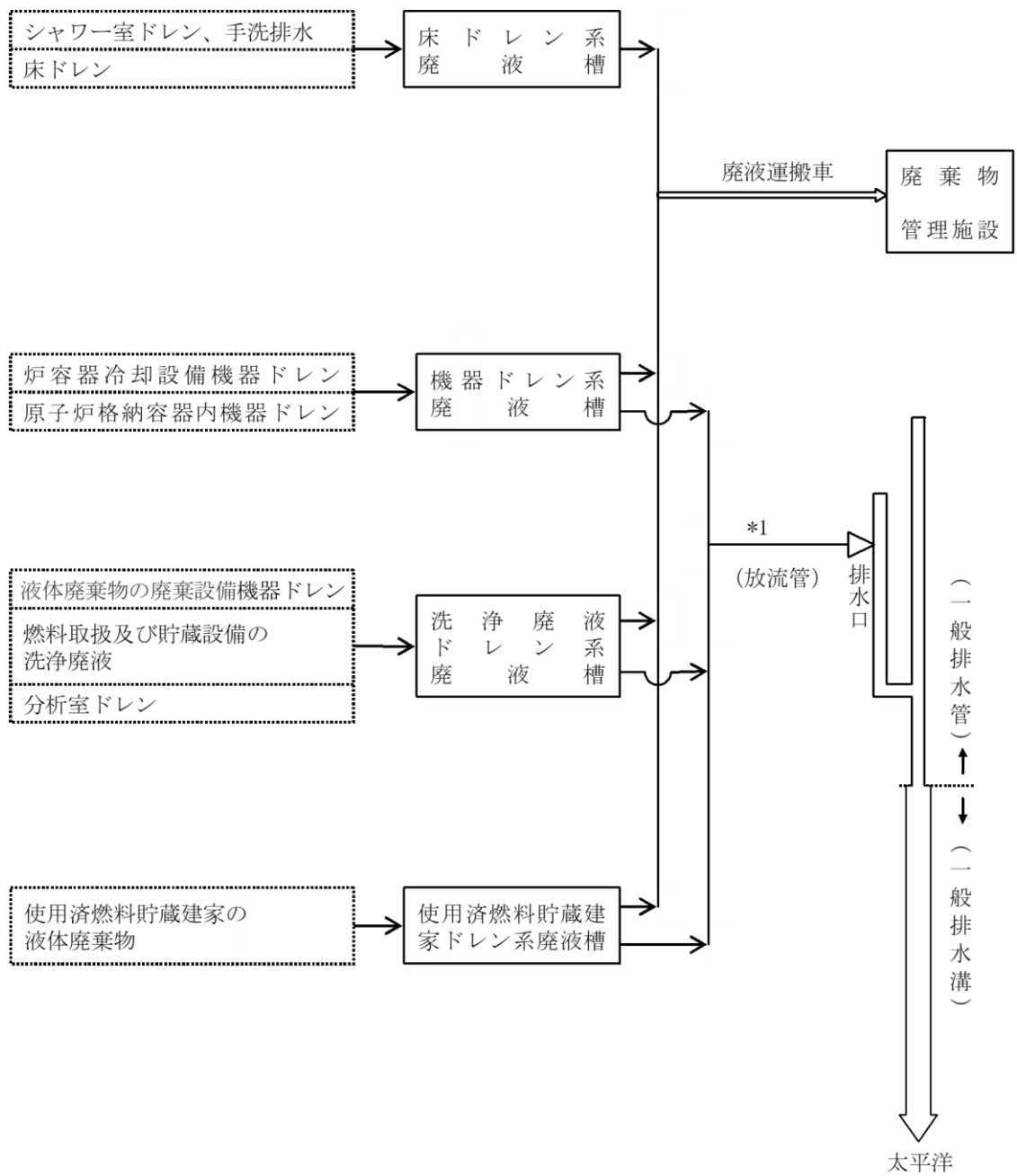


(3) 照射試験に伴う廃棄



	フィルタユニット (よう素除去フィルタ含む)
---	---------------------------

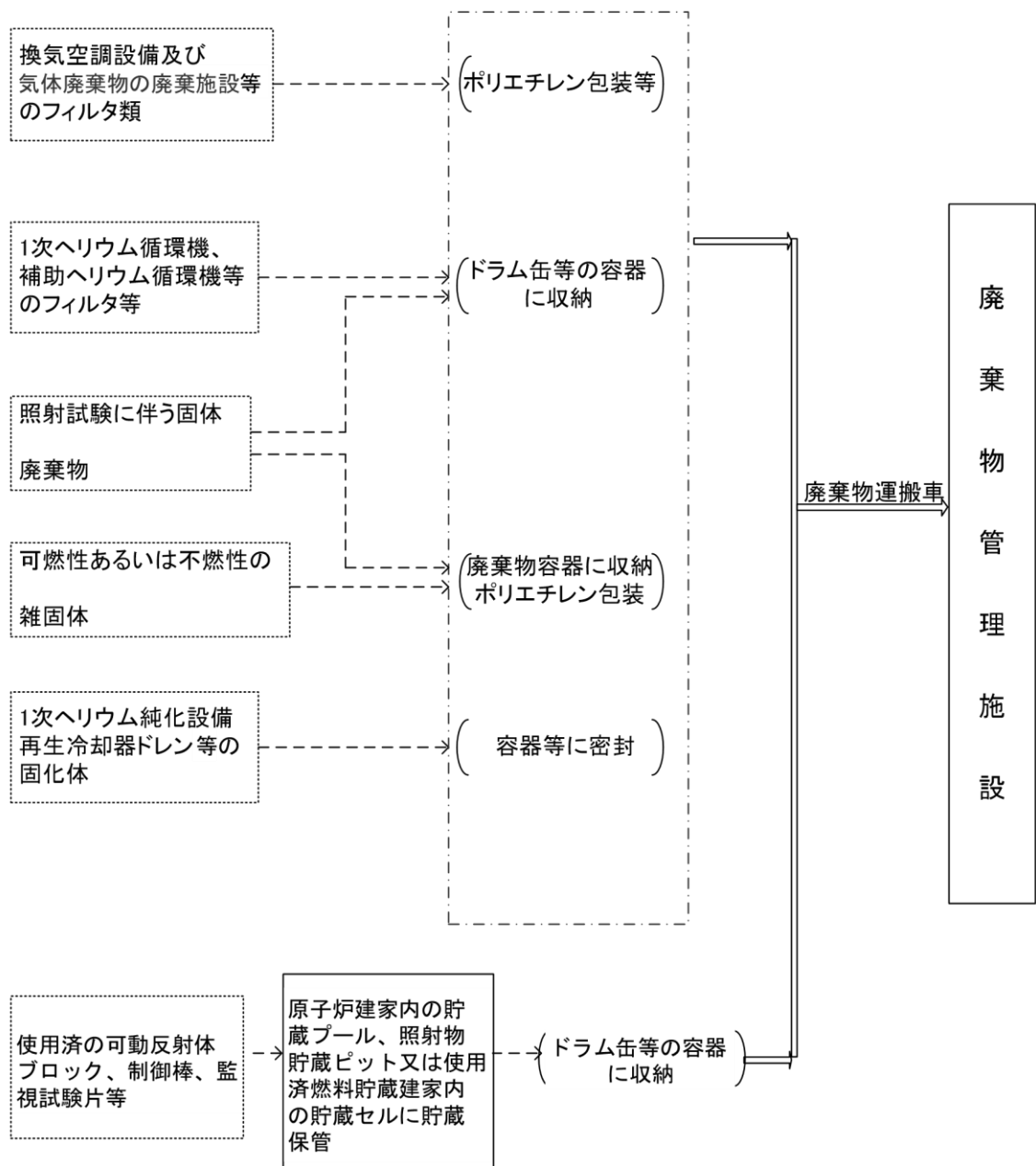
第 4.3.1 図 HTR 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図



注) *1は「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」で定める濃度限界以下の液体廃棄物

- : 配管による移送
- ⇨ : 廃液運搬車による移送

第 4.3.2 図 HTTR 原子炉施設の液体廃棄物の廃棄設備系統図



注) ⇔ : 廃棄物運搬車による移送

□ : 固体廃棄物保管室へ保存

第 4.3.3 図 HTTR 原子炉施設の固体廃棄物の廃棄設備系統図

5. 通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価

各原子炉施設より放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁾に基づき、また、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」⁽²⁾を参考として、評価する。

5.1 実効線量の評価

5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量

気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量の計算は、JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設から放出されるものに対して行う。なお、HTTR原子炉施設から放出される放射性希ガスのうち、使用済燃料貯蔵建家から放出されるものは使用済燃料体中の量が崩壊により十分減少しており、その放出量は小さく、実効線量への寄与は無視できる。

また、上記以外の原子炉施設については放出量が極めて少ないので実効線量への寄与は無視できる。

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の放射性希ガスとして、次の6種類を対象とする。

- (1) JMTR原子炉施設の原子炉本体から放出される放射性希ガス
- (2) HTTR原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性希ガス
- (3) HTTR原子炉施設の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性希ガス
- (4) HTTR原子炉施設の原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性希ガス
- (5) HTTR原子炉施設の原子炉建家の換気により放出される放射性希ガス
- (6) HTTR原子炉施設の燃料試料等の照射に伴い放出される放射性希ガス

上記の(2)、(3)及び(6)は放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向う風の出現頻度の和と年間の放出回数から、二項確率分布の信頼度が67%となるように着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については、風向別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

上記の(1)、(4)及び(5)は放出が連続的な事象であるとして、その放出量を合算して風向別大気安定度別風速逆数の総和を用いて、その放射性雲からの実効線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位に向っている場合は、着目方位にも実効線量への寄与があるのでこれも加算する。

5.1.1.1 計算条件

(1) 年間放出量

各原子炉施設から通常運転時に放出される放射性希ガスの年間放出量及び実効エネルギーを第5.1.1表に示す。

(2) 放出源の有効高さ

放出源の有効高さは、排気筒の地上高さに吹上げ高さを加えたものを使用する。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (9-10)$$

ここに、

ΔH : 吹き上げ高さ (m)

W : 吹出し速度 (m/s)

D : 出口直径 (m)
 U : 風速 (m/s)

各原子炉施設の排気筒の地上高さ、吹出し速度及び出口直径を第5.1.2表に示す。また、各原子炉施設の排気筒の有効高さを第5.1.3表に示す。

(3) 気象条件

気象データは、大洗研究所(北地区)敷地内において観測した2009年1月から2013年12月までのものを使用する。気象統計は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁾に基づき、1年ごとに求めたものを5年間平均した。実効線量の計算に使用する気象データの統計結果を第5.1.4表及び第5.1.5表に示す。

(4) 実効線量の評価地点

実効線量の評価は、JMTR及びHTTR原子炉施設の寄与を考慮し、各方位毎の周辺監視区域境界外のうち、実効線量が最大となる地点で行った。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.1.2 計算方法

(1) 空気カーマ率

各原子炉施設の排気筒から放出される放射性希ガスのγ線による空気カーマ率は、(9-11)式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu r)}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') \cdot dx' \cdot dy' \cdot dz'$$

..... (9-11)

ここに、

D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)
 K₁ : 空気カーマ率への換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)
 E : γ線の実効エネルギー (MeV/dis)
 μ_{en} : 空気に対するγ線の線エネルギー吸収係数 (m⁻¹)
 μ : 空気に対するγ線の線減衰係数 (m⁻¹)
 r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)

$$r = \sqrt{(x - x')^2 + (y - y')^2 + z'^2}$$

B(μ·r) : 空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu r) + \beta \cdot (\mu r)^2 + \gamma \cdot (\mu r)^3$$

χ(x', y', z') : 放射性雲中の点(x', y', z')における放射性物質の濃度 (Bq/cm³)

χ(x', y', z')は、(9-12)式を用いて計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot 3600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (9-12)$$

ここに、

- Q : 放出率 (Bq/h)
- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

(2) 実効線量

放射性希ガスの γ 線による実効線量は、方位別に(9-13)式を用いて計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma \text{ in}} + H_{\gamma \text{ cont}} \dots\dots\dots (9-13)$$

ここに、

- H_γ : 放射性希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
- $H_{\gamma \text{ in}}$: 間欠放出分の放射性希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
- $H_{\gamma \text{ cont}}$: 連続放出分の放射性希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

a. 間欠放出による実効線量

間欠的に放出される放射性希ガスの γ 線による実効線量は、(9-14)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ in}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma \text{ in}} S + H'_{\gamma \text{ in}} S + H''_{\gamma \text{ in}} S) \dots\dots\dots (9-14)$$

ここに、

- $H_{\gamma \text{ in}} S$: 風が着目方位に向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 - $H'_{\gamma \text{ in}} S, H''_{\gamma \text{ in}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位に向っており、大気安定度が S であるときの着目地点における放射性希ガスの γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)
 - S : 6つの大気安定度(A, B, C, D, E, F)を示す。
- $H_{\gamma \text{ in}} S, H'_{\gamma \text{ in}} S, H''_{\gamma \text{ in}} S$ は、それぞれ(9-15)式、(9-16)式及び(9-17)式を用いて

計算する。

$$H_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}_S \cdot \frac{N_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-15)$$

$$H'_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}'_S \cdot \frac{N'_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}'_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-16)$$

$$H''_{\gamma \text{ in}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_t}{N \cdot f_{\text{LT}}} \cdot \bar{D}''_S \cdot \frac{N''_{\text{LS}}}{N_t} \cdot \bar{S}''_{\text{LS}} \dots\dots\dots (9-17)$$

ここに、

- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)
- f_h : 家屋による遮蔽係数
- f_o : 居住係数
- Q_{in} : 間欠的に放出される放射性希ガスの年間放出量 (Bq/y)
- E_{in} : 間欠的に放出される放射性希ガスの γ 線実効エネルギー (MeV/dis)
- n_t : 着目方位及びその隣接 2 方位へ向う風向出現頻度の和と年間の放出回数から二項確率分布の信頼度が 67% となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 (回/y)
- N : 年間放出回数 (回/y)
- f_{LT} : 着目方位及びその隣接 2 方位に向う風向出現頻度の和
- \bar{D}_S : 放出率 1Bq/h、 γ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s
で着目方位へ放出した場合、大気安定度が S であるときの着目方位の当該距離における γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ($\mu \text{ Gy/h}$)
- \bar{D}'_S, \bar{D}''_S : それぞれ、放出率 1Bq/h、 γ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度が S であるときの着目方位の当該距離における γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ($\mu \text{ Gy/h}$)
- N_{LS} : 風が着目方位へ向っているときの大気安定度別観測回数(回/y)
- $N'_{\text{LS}}, N''_{\text{LS}}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っているときの大気安定度別観測回数 (回/y)
- \bar{S}_{LS} : 風が着目方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の平均 (s/m)
- $\bar{S}'_{\text{LS}}, \bar{S}''_{\text{LS}}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度が S であるときの風速逆数の平均 (s/m)
- N_t : 総観測回数
- L : 16 方位(計算方位)

\bar{D}_S 、 \bar{D}'_S 及び \bar{D}''_S は、(9-11) 式を基本式として求める。3 方位の合計風向出現頻度及び間欠放出時の風下 3 方位に向う合計回数を第 5. 1. 6 表に示す。

b. 連続放出による実効線量

評価地点による年間実効線量は、評価地点を含む方位及びその隣接方位に向う放射性希ガスのγ線による空気カーマを合計して、次の(9-18)式により計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma \text{ cont}} S + H'_{\gamma \text{ cont}} S + H''_{\gamma \text{ cont}} S) \dots\dots\dots (9-18)$$

ここに、

$H_{\gamma \text{ cont}} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における放射性希ガスのγ線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H'_{\gamma \text{ cont}} S, H''_{\gamma \text{ cont}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における放射性希ガスのγ線による方位別年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ cont}} S, H'_{\gamma \text{ cont}} S, H''_{\gamma \text{ cont}} S$ は、それぞれ(9-19)式、(9-20)式及び(9-21)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS} \dots\dots\dots (9-19)$$

$$H'_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}'_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS} \dots\dots\dots (9-20)$$

$$H''_{\gamma \text{ cont}} S = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{cont}} \cdot \bar{D}''_S \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS} \dots\dots\dots (9-21)$$

ここに、

Q_{cont} : 連続的に放出される放射性希ガスの年間放出量 (Bq/y)

E_{cont} : 連続的に放出される放射性希ガスのγ線実効エネルギー (MeV/dis)

S_{LS} : 風が着目方位へ向っており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s/m)

S'_{LS}, S''_{LS} : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s/m)

その他の実効線量の計算に必要なパラメータを第5.1.7表に示す。

5.1.1.3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される放射性希ガスからのγ線による実効線量を第5.1.8表に示す。上記の原子炉施設から放出される放射性希ガスのγ線による年間実効線量が最大となる地点は、JMTR原子炉施設の排気筒の南西350mの周辺監視区域境界で、その値は約4.9 $\mu \text{ Sv/y}$ である。

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

大洗研究所(北地区)の液体廃棄物の放出管理目標値は、全施設を対象として設定され、放出管理も一元的に行われる。大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量について評価する。

5.1.2.1 計算条件

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量及び年平均放出率は第5.1.9表のとおりである。

5.1.2.2 計算方法

(1) 海水中の放射性物質の濃度

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質の海水中における濃度は、(9-22)式を用いて計算する。

$$\chi(r) = 0.75 \cdot Q / (Z \cdot r) \cdots \cdots \cdots (9-22)$$

ここに、

- $\chi(r)$: 放出口から距離 r における年平均濃度 (Bq/cm³)
- Q : 年平均放出率 (Bq/s)
- Z : 鉛直混合層の厚さ (cm)
- r : 放出口から平均流にそった流下距離 (cm)

海藻に対しては(9-22)式で計算した濃度を用い、魚類、無脊椎動物に対しては放出口を中心とした半径 r の半円内において(9-22)式を平均化して得られる濃度 $\bar{\chi}(r)$ を(9-23)式から求める。

$$\bar{\chi}(r) = 2 \cdot \chi(r) \cdots \cdots \cdots (9-23)$$

液体廃棄物中の放射性物質の核種別年平均濃度を第5.1.10表に示す。

(2) 実効線量

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、(9-24)式を用いて求める。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \cdots \cdots \cdots (9-24)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ki} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \cdots \cdots \cdots (9-25)$$

ここに、

- H_w : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 (μ Sv/y)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_{wi} : 核種 i の実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq)
- A_{wi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)
- C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm³)
- $(CF)_{ki}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 ($\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$)
- W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)
- f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数
- f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right) \quad (\text{海藻以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\} \quad (\text{海藻類に対して})$$

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k (海藻類を除く) の採取から摂取までの期間 (d)

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5.1.11表に示す。

5.1.2.3 計算結果

大洗研究所(北地区)の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果を第5.1.12表に示す。海産物摂取による年間の実効線量は約4.2 $\mu\text{Sv/y}$ である。

5.1.3 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

JMTR及びHTTR原子炉施設は、通常運転時において放射性よう素を放出する。これらの施設から放出される放射性よう素の吸入摂取及び経口摂取による実効線量を評価する。なお、HTTR原子炉施設から放出される放射性よう素のうち、使用済燃料貯蔵建家から放出されるものについては、放射性希ガスと同様、実効線量への寄与は無視できる。

また、上記以外の原子炉施設については、放出量が極めて少ないので実効線量への寄与は無視できる。

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の放射性よう素として、次の6種類を対象とする。

- (1) JMTR原子炉施設の原子炉本体から放出される放射性よう素
- (2) HTTR原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設から放出される放射性よう素
- (3) HTTR原子炉施設の原子炉停止時の原子炉格納容器の換気により放出される放射性よう素
- (4) HTTR原子炉施設の原子炉運転中の原子炉格納容器の減圧により放出される放射性よう素
- (5) HTTR原子炉施設の原子炉建家の換気により放出される放射性よう素
- (6) HTTR原子炉施設の燃料試料等の照射に伴い放出される放射性よう素

気体廃棄物中の放射性よう素の摂取経路は、吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取について考える。放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、上記の(2)、(3)及び(6)は、放出が間欠的な事象であるとし、上記の(1)、(4)及び(5)は放出が連続的な事象であるとして、その放出量を合算し、それぞれ放射性希ガスの γ 線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

5.1.3.1 計算条件

(1) 年間放出量

JMTR及びHTTR原子炉施設の通常運転時に放出される放射性よう素の年間放出量を第5.1.13表に示す。

(2) 放出源の有効高さ

5.1.1.1の(2)と同一とする。

(3) 気象条件

5.1.1.1の(3)と同一とする。

(4) 実効線量の評価地点

放射性よう素による実効線量の評価地点は、JMTR及びHTTR原子炉施設の寄与を考慮し、各方位の周辺監視区域境界外のうち、放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となる地点とする。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.3.2 計算方法

(1) 年平均地表空気中濃度

放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、方位別に(9-26)式を用いて計算する。

$$\chi = \chi_{in} + \chi_{cont} \dots\dots\dots (9-26)$$

ここに、

- χ : 気体廃棄物中の放射性よう素の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{in} : 間欠放出による年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{cont} : 連続放出による年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

a. 間欠放出による放射性よう素の年平均地表空気中濃度

間欠的に放出される放射性よう素の年平均地表空気中濃度は、(9-27)式を用いて計算する。

$$\chi_{in} = \sum_{S=A}^F (\chi_{in} S + \chi'_{in} S + \chi''_{in} S) \dots\dots\dots (9-27)$$

ただし、

$$\chi_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S_{LS}}$$

$$\chi'_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi'_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S'_{LS}}$$

$$\chi''_{in} S = \frac{Q_{in} \cdot n_t}{8760 \cdot N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S''_{LS}}$$

ここに、

- $\chi_{in} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- $\chi'_{in} S, \chi''_{in} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- Q_{in} : 間欠的に放出される放射性よう素の年間放出量 (Bq/y)
- $\overline{\chi_s}$: 放出率 1Bq/h で、着目方位へ放出した場合、風速 1m/s で

大気安定度がSであるときの当該距離における地表空气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\overline{\chi_s}, \overline{\chi'_s}$: それぞれ、放出率 1Bq/h で着目方位に隣接する方位へ放

出した場合、風速 1m/s で大気安定度がSであるときの着目方位の当該距離における地表空气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\overline{\chi_s}$ 、 $\overline{\chi'_s}$ 及び $\overline{\chi''_s}$ は、(9-12)式を基本として求める。

b. 連続放出による放射性よう素の年平均地表空气中濃度

連続的に放出される放射性よう素の年平均地表空气中濃度は、(9-28)式を用いて計算する。

$$\chi_{\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (\chi_{\text{cont}} S + \chi'_{\text{cont}} S + \chi''_{\text{cont}} S) \cdots \cdots \cdots (9-28)$$

ただし、

$$\chi_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi'_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{\text{cont}} S = \frac{Q_{\text{cont}}}{8760} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{\text{cont}} S$: 風が着目方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空气中濃度 (Bq/cm³)

$\chi'_{\text{cont}} S, \chi''_{\text{cont}} S$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向っており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地表空气中濃度 (Bq/cm³)

Q_{cont} : 連続的に放出される放射性よう素の年間放出量 (Bq/y)

放射性よう素の年平均地表空气中濃度を第 5. 1. 13 表に示す。

(2) 実効線量

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(9-29)式を用いて求める。

$$H = H_I + H_V + H_M \cdots \cdots \cdots (9-29)$$

ここに、

H : 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_I : 吸入摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_V : 葉菜摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_M : 牛乳摂取による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

H_I 、 H_V 及び H_M は、以下の式で計算される。

a. 吸入摂取による実効線量 (H_I)

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \cdots \cdots \cdots (9-30)$$

ただし、

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \cdots \cdots \cdots (9-31)$$

ここに、

H_I : 年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{Ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)

A_{Ii} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm^3/d)

$\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/cm^3)

b. 葉菜摂取による実効線量 (H_V)

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \cdots \cdots \cdots (9-32)$$

ただし、

$$A_{Vi} = M_v \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_v\right) \cdot \bar{\chi}_i \cdots \cdots \cdots (9-33)$$

ここに、

H_V : 年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{Vi} : 核種 i の経口摂取による実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)

A_{Vi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

M_v : 葉菜の摂取量 (g/d)

f_m : 葉菜の市場希釈係数

f_t : 葉菜の栽培期間の年間比

f_d : 葉菜の除染係数

F_{Vi} : 核種 i が空气中から葉菜に移行する割合 ($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$)

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_v : 葉菜の採取から摂取までの期間 (d)

$\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

c. 牛乳摂取による実効線量(H_M)

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \cdots \cdots \cdots (9-34)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \bar{\chi}_i \cdots \cdots \cdots (9-35)$$

ここに、

H_M : 年間の実効線量 (μ Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{Ti} : 核種 i の経口摂取による実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq)

A_{Mi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

M_M : 牛乳の摂取量 (ml/d)

f_m : 牛乳の市場希釈係数

f_t : 牧草の栽培期間の年間比

f_f : 飼料の混合比

F_{Mi} : 核種 i が空気中から牛乳に移行する割合 ($\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}$)

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_M : 牛乳の採取から摂取までの期間 (d)

$\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5. 1. 14表に示す。

5. 1. 3. 3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算結果は、次のとおりである。

放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となるのは、HTTR原子炉施設の排気筒の北西方向520mの地点である。

また、上記の最大濃度地点における実効線量の計算結果を第5. 1. 15表に示す。気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量が最大となるのは、幼児で約0. 11 μ Sv/y (JMTR原子炉施設からの寄与は無視し得る程度) である。

5. 1. 4 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

気体廃棄物中のトリチウムの内部被ばくによる実効線量の評価は、HTTR原子炉施設からの排気により放出されるトリチウムについて評価する。また、トリチウムによる実効線量の評価は、

吸入による摂取と皮膚浸透により、体内に取込まれるものとして行う。

また、上記以外の原子炉施設については、放出量が極めて少ないので、実効線量への寄与は無視できる。

5.1.4.1 計算条件

(1)年間放出量

HTTR原子炉施設の通常運転時に放出されるトリチウムの年間放出量は間欠放出(年6回)で 1.1×10^{13} Bqである。

(2)放出源の有効高さ

5.1.1.1の(2)と同一とする。

(3)気象条件

5.1.1.1の(3)と同一とする。

(4)実効線量の評価地点

トリチウムによる実効線量の評価地点は、各方位毎の周辺監視区域境界外のうち、トリチウムの年平均地表空気中濃度が最大となる地点とする。この評価地点を第5.1.1図に示す。

5.1.4.2 計算方法

(1)年平均地表空気中濃度

間欠的に放出されるトリチウムによる年平均地表空気中濃度の計算は、(9-27)式に準じて行う。

(2)実効線量

トリチウムの実効線量は、(9-36)式を用いて求める。

$$H_T = 365 \cdot K_4 \cdot \bar{\chi} \cdot M_a \cdot k \cdots \cdots \cdots (9-36)$$

ここに、

- H_T : 実効線量 (μ Sv/y)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_4 : 実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq)
- $\bar{\chi}$: 年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)
- M_a : 呼吸率 (cm³/d)
- k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数

実効線量の計算に必要なパラメータの数値を第5.1.16表に示す。

5.1.4.3 計算結果

HTTR原子炉施設から放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、HTTR原子炉施設の排気筒の西南西方向610mの地点で最大となり、その濃度は約 6.6×10^{-8} Bq/cm³である。この地点におけるトリチウムによる実効線量は約0.21 μ Sv/yである。

5.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)における実効線量の評価

5.2.1 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射エネルギーは、大洗研究所(北地区)の原子炉施設については5.1と同様とし、同研究所(南地区)の原子炉施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第5939号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター(南地区)原子炉設置変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。また、気象データ及び計算条件並びに計算方法については、5.1と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各原子炉施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、5.1と同様の方法により行った。

評価結果を第5.2.1表に示す。

5.2.2 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

計算に用いる放射エネルギーは、大洗研究所(北地区)の核燃料物質使用施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第8122号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター(北地区)核燃料物質使用変更許可申請書」、同研究所(南地区)の核燃料物質使用施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第8121号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター(南地区)核燃料物質使用変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、5.1に述べたもののほか上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書によった。また、気象データは、5.1と同様である。

直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。同様に、直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量についても各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、5.1と同様の方法により行った。

評価結果を第5.2.2表に示す。

5.2.3 大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評

価した。

計算に用いる放射エネルギーは、平成23年1月13日付け平成20・12・10原第7号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター廃棄物管理事業変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、5.1に述べたもののほか上述の廃棄物管理事業の変更の許可申請書によった。また、気象データは、5.1と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、廃棄物管理施設の各固体処理棟からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。

評価結果を第5.2.3表に示す。

5.2.4 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価(参考)

大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量、並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

実効線量の評価は、5.2.1、5.2.2及び5.2.3で評価した線量をそれぞれ項目毎に単純合算し、それらの合計をもって実効線量とした。

5.3 実効線量の評価結果

大洗研究所(北地区)の原子炉施設より放出される気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $4.9 \mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ 及び約 $0.21 \mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所(北地区)より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 $4.2 \mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 $9.4 \mu\text{Sv/y}$ となる。

参考までに、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設の通常運転時における気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $5.3 \mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.14 \mu\text{Sv/y}$ 及び約 $1.8 \mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 $5.1 \mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 $13 \mu\text{Sv/y}$ となる。

また、同じく参考までに、大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は約 0.17mSv/y である。評価結果を第5.2.4表に示す。

5.4 参考文献

- (1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」
(昭和57年1月 原子力安全委員会、平成13年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」
(昭和51年9月 原子力委員会、平成13年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (3) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : part 4 Inhalation

Dose Coefficients] ICRP Publication 71, 1995

- (4) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients] ICRP Publication 72, 1996

第 5.1.1 表 放射性希ガスの年間放出量及び実効エネルギー

施設名	主な核種	放出モード	年間放出量 (Bq/y)	実効エネルギー (MeV/dis)
JMTR	^{41}Ar 等	連続放出	1.3×10^{14}	1.28
HTTR	^{88}Kr 、 ^{138}Xe 等	連続放出	3.1×10^{13}	0.53
		間欠放出(年 5 回)	2.2×10^{12}	0.1
		間欠放出(年 6 回)	2.2×10^{12}	0.0055
		間欠放出(年 12 回)	1.1×10^{12}	0.0022

第 5.1.2 表 排気筒の条件

施設名	地上高 (m)	出口直径 (m)	吹出し速度 (m/s)
JMTR	80	2.5	5.7
HTTR	80	2.0	5.3

第 5.1.3 表 周辺監視区域境界までの距離と排気筒の有効高さ(通常運転時)

施設名	JMTR		HTTR	
	周辺監視区域境界 までの距離 (m)	有効高さ (m)	周辺監視区域境界 までの距離 (m)	有効高さ (m)
着目方位				
S	720	91	600	88
SSW	460	89	480	86
SW	350	89	370	87
WSW	300	92	330	89
W	160	95	350	91
WNW	160	95	430	91
NW	130	91	390	88
NNW	110	91	420	88
N	130	91	850	88
NNE	200	90	1,040	88
NE	890	91	1,060	88
ENE	940	96	830	92
E	890	94	780	91
ESE	970	94	820	91
SE	1,130	92	890	89
SSE	1,090	90	790	88

第 5.1.4 表 風向別大気安定度別風速
逆数の総和

(高さ : 80m、2009 年～2013 年) (s/m)

風向	安定度					
	A	B	C	D	E	F
N	1.27	23.81	1.87	80.06	1.18	51.92
NNE	1.21	22.11	12.59	130.03	4.50	41.65
NE	1.98	40.92	22.38	109.02	6.43	33.46
ENE	5.79	47.40	8.35	55.09	2.65	26.12
E	8.70	44.17	2.34	35.62	0.80	19.77
ESE	12.78	46.42	1.86	29.99	0.34	18.96
SE	26.55	49.52	2.31	38.86	0.25	19.84
SSE	5.48	22.05	7.22	39.64	1.79	24.43
S	3.18	13.99	2.79	39.06	5.50	31.82
SSW	2.54	20.73	7.96	50.14	5.89	38.32
SW	2.17	24.79	10.22	46.41	3.45	31.86
WSW	3.72	27.08	4.99	38.58	2.17	35.68
W	5.54	42.26	2.49	33.94	1.54	38.08
WNW	6.20	39.51	0.43	41.33	0.22	51.00
NW	4.35	36.36	0.23	67.30	0.09	85.31
NNW	2.83	33.92	0.97	85.81	0.46	84.12

第 5.1.5 表 風向出現頻度及び風速
0.5～2.0m/s の出現頻度

(高さ : 80m、2009 年～2013 年)

風向	風向出現 頻度 (%)	風向 0.5～2.0m/s の 出現頻度 (%)
N	7.1	6.2
NNE	11.9	6.4
NE	11.8	6.3
ENE	5.8	6.1
E	3.7	5.9
ESE	3.7	5.9
SE	5.9	5.4
SSE	4.6	4.6
S	4.3	4.3
SSW	5.9	5.1
SW	5.1	5.2
WSW	3.5	7.8
W	4.2	7.6
WNW	4.7	8.2
NW	8.0	8.3
NNW	9.7	6.8

第 5.1.6 表 風向出現頻度(隣接方位も含む)及び間欠放出時の風下 3 方位に向かう合計回数

風向	風向出現頻度 (%) (隣接方位も含む)	着目方位	風下 3 方位に向かう合計回数		
			間欠放出 5 回/年	間欠放出 6 回/年	間欠放出 12 回/年
N	28.8	S	2	2	4
NNE	30.9	SSW	2	2	4
NE	29.5	SW	2	2	4
ENE	21.2	WSW	1	2	3
E	13.2	W	1	1	2
ESE	13.3	WNW	1	1	2
SE	14.3	NW	1	1	2
SSE	14.8	NNW	1	1	2
S	14.8	N	1	1	2
SSW	15.3	NNE	1	1	2
SW	14.6	NE	1	1	2
WSW	12.8	ENE	1	1	2
W	12.4	E	1	1	2
WNW	16.9	ESE	1	1	3
NW	22.4	SE	1	2	3
NNW	24.8	SSE	2	2	4

第 5.1.7 表 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量の計算に使用するパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
空気カーマ率への換算係数	K_1	$\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$	4.46×10^{-4}
空気カーマから実効線量への換算係数	K_2	$\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy}$	0.8
家屋の遮蔽係数	f_h	—	1
居住係数	f_0	—	1
空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数	μ_{en}	m^{-1}	3.84×10^{-3} (0.5 MeV)
空気に対する γ 線の線減衰係数	μ	m^{-1}	1.05×10^{-2} (0.5 MeV)
再生係数の定数	α	—	1
	β	—	0.4492
	γ	—	0.0038

第 5.1.8 表 放射性希ガスの γ 線による実効線量

施設名	放出モード	実効線量 ($\mu \text{Sv}/\text{y}$)
JMTR	連続放出	4.6
	小計	4.6
HTTR	連続放出	0.45
	間欠放出(年 5 回)	8.2×10^{-3}
	間欠放出(年 6 回)	4.3×10^{-4}
	間欠放出(年 12 回)	7.5×10^{-5}
	小計	0.46
合計		4.9*

注)*: JMTR と HTTR の寄与による実効線量の合計の最大値

第 5.1.9 表 液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量及び年平均放出率

核種	年間放出量 (Bq/y)	年平均放出率 (Bq/s)
^{137}Cs	1.8×10^9	5.7×10
^{90}Sr	2.2×10^8	7.0
^{60}Co	2.2×10^8	7.0
^3H	3.7×10^{12}	1.2×10^5

第 5.1.10 表 放射性物質の海水中における年平均濃度

核種	年平均濃度 (Bq/cm ³)	
	海藻	海藻以外
^{137}Cs	4.3×10^{-5}	8.6×10^{-5}
^{90}Sr	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-5}
^{60}Co	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-5}
^3H	9.0×10^{-2}	1.8×10^{-1}

第 5. 1. 11 表 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算に用いるパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
鉛直混合層の厚さ	Z	cm	2×10^2
放出口から平均流に沿った流下距離	r	cm	5×10^3
海産物 k の摂取量	W_k	g/d	海藻 40
			魚類 200
			無脊椎動物 20
海産物 k の市場希釈係数	f_{mk}	—	1
海産物 k の採取から摂取までの期間	t_k	d	0
核種 i の実効線量への換算係数	K_{wi}	$\mu Sv/Bq$	下表のとおり
核種 i の海産物 k に対する濃縮係数	$(CF)_{ki}$	$\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$	
核種 i の物理的半減期	t_{ri}	d	

核種	物理的半減期 t_{ri} (d)	実効線量への 換算係数 K_{wi} ($\mu Sv/Bq$)	濃縮係数 $(CF)_{ki}$ $\left[\frac{Bq/g}{Bq/cm^3} \right]$		
			海藻	魚類	無脊椎動物
^{137}Cs	1.1×10^4	1.3×10^{-2}	20	30	20
^{90}Sr	1.1×10^4	2.8×10^{-2}	10	1	6
^{60}Co	1.9×10^3	3.4×10^{-3}	10^3	10^2	10^3
3H	4.5×10^3	4.2×10^{-5}	1	1	1

第 5. 1. 12 表 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量
(単位: $\mu Sv/y$)

核種	海藻	魚類	無脊椎動物	計
^{137}Cs	1.6×10^{-1}	2.4	1.6×10^{-1}	2.7
^{90}Sr	2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}	1.3×10^{-2}	5.7×10^{-2}
^{60}Co	2.5×10^{-1}	2.6×10^{-1}	2.6×10^{-1}	7.7×10^{-1}
3H	5.4×10^{-2}	5.5×10^{-1}	5.5×10^{-2}	6.6×10^{-1}
合計	4.9×10^{-1}	3.2	4.9×10^{-1}	4.2

第 5.1.13 表 放射性よう素の年間放出量及び年平均地表空气中濃度

施設名	放 出 モ ー ド	放出核種	年間放出量 (Bq/y)	年平均地表空气中濃度 (Bq/cm ³)
JMTR	連続放出	¹³¹ I	9.2×10^6	4.4×10^{-14}
		¹³³ I	6.1×10^7	2.9×10^{-13}
HTTR	連続放出	¹³¹ I	9.6×10^8	4.9×10^{-12}
		¹³³ I	4.1×10^9	2.1×10^{-11}
	間欠放出(年 5 回)	¹³¹ I	1.2×10^9	8.6×10^{-12}
		¹³³ I	8.1×10^8	5.8×10^{-12}
	間欠放出(年 6 回)	¹³¹ I	5.9×10^8	3.6×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
	間欠放出(年 12 回)	¹³¹ I	5.2×10^8	3.1×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
合計		¹³¹ I	—	2.0×10^{-11} *
		¹³³ I	—	2.7×10^{-11} *

注)*: JMTR と HTTR の寄与による年平均地表空气中濃度の合計の最大値

第 5. 1. 14 表 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算に用いるパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値		
呼吸率	M_a	cm^3/d	成人	2.22×10^7	
			15才児	2.01×10^7	
			10才児	1.53×10^7	
			5才児	8.72×10^6	
			1才児	5.16×10^6	
			3か月児	2.86×10^6	
葉菜の摂取量	M_v	g/d	成人	100	
			幼児	50	
			乳児	20	
葉菜、牛乳の市場希釈係数	f_m	-	葉菜	: 1	
			牛乳	: 成人、幼児 1 乳児 0.5	
葉菜及び牧草の栽培期間の年間比	f_t	-	0.5		
葉菜の除染係数	f_d	-	0.5		
放射性よう素が空気中から葉菜に移行する割合	F_{Vi}	$\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	^{131}I	2.6×10^6	
			^{133}I	4.3×10^5	
放射性よう素が空気中から牛乳に移行する割合	F_{Mi}	$\frac{\text{Bq}/\text{ml}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	^{131}I	6.2×10^5	
			^{133}I	4.6×10^4	
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	K_{Ti}	$\mu\text{Sv}/\text{Bq}$		^{131}I	^{133}I
			成人	1.5×10^{-2}	2.9×10^{-3}
			15才児	2.3×10^{-2}	4.6×10^{-3}
			10才児	3.5×10^{-2}	7.1×10^{-3}
			5才児	6.9×10^{-2}	1.6×10^{-2}
			1才児	1.2×10^{-1}	3.0×10^{-2}
3か月児	1.3×10^{-1}	3.5×10^{-2}			
放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	K_{Ti}	$\mu\text{Sv}/\text{Bq}$		^{131}I	^{133}I
			成人	1.6×10^{-2}	3.1×10^{-3}
			15才児	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-3}
			10才児	3.8×10^{-2}	7.7×10^{-3}
			5才児	7.5×10^{-2}	1.7×10^{-2}
			1才児	1.3×10^{-1}	3.2×10^{-2}
3か月児	1.4×10^{-1}	3.8×10^{-2}			
葉菜及び牛乳の採取から摂取までの期間	t_v t_M	d	乳児牛乳 3 その他は無視		
牛乳の摂取量	M_M	ml/d	成人	200	
			幼児	500	
			乳児	600	
飼料の混合比	f_f	-	1		
放射性よう素の物理的半減期	T_{ri}	d	^{131}I	8.0	
			^{133}I	0.87	

注) 乳児の値は3か月児、1才児に、幼児の値は5才児、10才児、15才児、成人の値は成人に適用する。

第 5. 1. 15 表 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

摂取経路	成人	幼児	乳児
吸入摂取	3.1×10^{-3}	5.8×10^{-3}	6.1×10^{-3}
葉菜摂取	8.0×10^{-3}	1.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}
牛乳摂取	7.4×10^{-3}	8.7×10^{-2}	7.4×10^{-2}
合計	1.9×10^{-2}	1.1×10^{-1}	9.4×10^{-2}

第 5.1.16 表 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量の計算に用いるパラメータ及びその数値又は換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
実効線量への換算係数 ⁽³⁾	K_d	$\mu\text{Sv/Bq}$	2.6×10^{-4}
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^7
皮膚浸透による摂取率の増加係数	k	—	1.5

第5.2.1表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)				
		大洗研究所 (北地区)		大洗研究所 (南地区)		合計
		JMTR	HTTR	高速 実験炉 (常陽)	重水臨界 実験装置 (DCA)	
気体廃棄物	放射性希ガスによる 外部被ばく	5.3				5.3
	放射性よう素 による 内部被ばく	吸入摂取	7.1×10^{-3}		-	1.4×10^{-1}
		葉菜摂取	2.3×10^{-2}			
		牛乳摂取	1.1×10^{-1}			
トリチウムによる 内部被ばく (吸入摂取)	-	2.1×10^{-1}	-	1.7	1.8	
液体廃棄物	放射性物質(放射性 よう素以外)による 内部被ばく(経口摂取)	4.2		7.7×10^{-1}	-	5.0
	放射性物質(よう素) による内部被ばく (経口摂取)	-		3.7×10^{-2}		3.7×10^{-2}
合計						1.3×10^1

第 5. 2. 2 表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全核燃料物質使用施設による実効線量

被ばく経路		大洗研究所(北地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)					大洗研究所(南地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)									合計	
		JMTR	HTTR*	ホット ラボ	燃料 研究棟	小計	照射燃料試験施設 (AGF)		照射材料 試験施設 (MMF)	第2照射 材料試験 施設 (MMF-2)	照射燃料 集集体 試験施設 (FMF)	固体 廃棄物前 処理施設 (WDF)	廃棄物 処理建家 (JWTF)	照射装置 組立検査 施設 (IRAF)	小計		
							排気筒	第2排気筒									
気体 廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	2.6×10^{-4}	5.0×10^{-1}	1.1×10^{-5}	-	5.0×10^{-1}	1.0×10^{-4}	5.2×10^{-5}	3.0×10^{-5}	2.5×10^{-4}	2.6×10^{-3}	0	0	-	3.0×10^{-3}	5.0×10^{-1}	
	地表沈着による外部被ばく	8.7×10^{-7}	4.3×10^{-3}	6.8×10^{-3}	5.8×10^{-7}	1.1×10^{-2}	3.7×10^{-3}	6.7×10^{-6}	1.2×10^{-1}	3.2×10^{-7}	4.2×10^{-4}	6.4×10^{-5}	1.2×10^{-3}	-	1.3×10^{-1}	1.3×10^{-1}	
	放射性 よう 素 及び 粒子 状 物質 等 による 内部 被ばく	吸入 摂取	5.2×10^{-7}	1.6×10^{-1}	5.1×10^{-3}	1.6×10^{-3}	8.6×10^{-1}	7.0×10^{-3}	4.7×10^{-6}	2.1×10^{-1}	4.1×10^{-7}	7.1×10^{-4}	2.8×10^{-5}	1.4×10^{-6}	-	2.2×10^{-1}	2.5×10^0
		葉菜 摂取	4.9×10^{-6}	3.0×10^{-2}	6.3×10^{-2}	1.1×10^{-4}		1.2×10^{-3}	6.2×10^{-5}	1.8×10^{-1}	1.6×10^{-6}	6.2×10^{-4}	2.1×10^{-6}	5.1×10^{-6}	-	1.8×10^0	
		米 摂取	2.6×10^{-5}	1.4×10^{-1}	3.5×10^{-1}	3.4×10^{-3}		2.4×10^{-2}	3.4×10^{-4}	1.5×10^0	9.6×10^{-6}	5.0×10^{-3}	6.9×10^{-5}	1.6×10^{-4}	-		
		牛乳 摂取	4.8×10^{-6}	4.2×10^{-2}	6.1×10^{-2}	2.9×10^{-8}		6.7×10^{-4}	6.0×10^{-5}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-6}	5.6×10^{-4}	3.6×10^{-8}	6.7×10^{-7}	-		
液体廃棄物による 内部被ばく		$[4.2 \times 10^0]$				$[4.2 \times 10^0]$	3.9×10^0							-	3.9×10^0	3.9×10^0	
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく		2.4×10^{-3}	3.9×10^{-6}	8.2×10^{-1}	6.6×10^0	7.5×10^0	4.5×10^{-3}	1.2×10^0	7.9×10^1	8.6×10^{-1}	2.5×10^{-1}	2.8×10^{-3}	8.1×10^{-5}	8.2×10^1	8.2×10^1		
合 計															8.9×10^1		

注) * : HTTR 原子炉施設分を含む。

注) []内数値は大洗研究所(北地区)の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。

第 5.2.3 表 大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

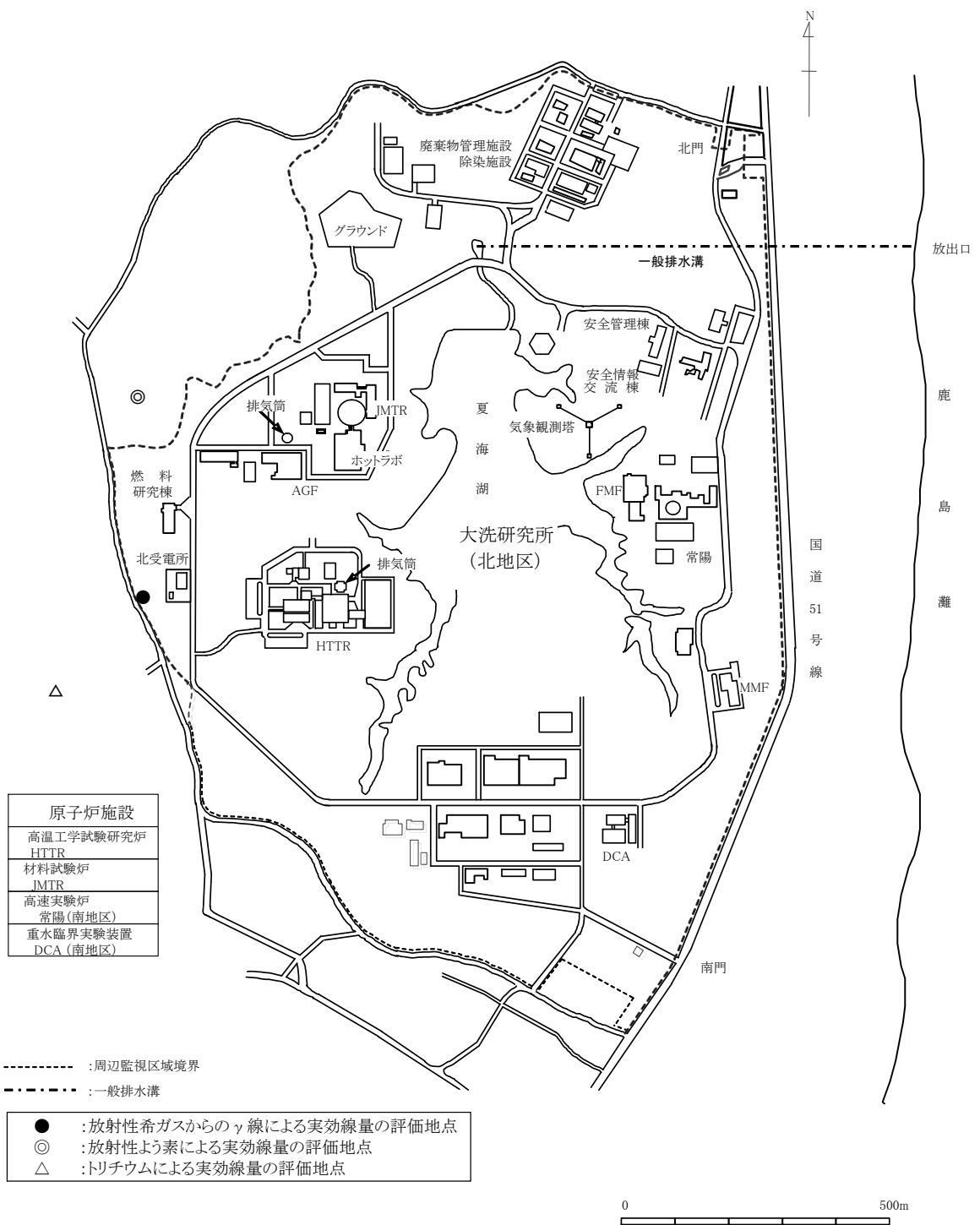
被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)					合計	
		α 固体 処理棟	$\beta \cdot \gamma$ 固体 処理棟Ⅲ	$\beta \cdot \gamma$ 固体 処理棟Ⅳ	固体廃棄物 減容処理施設	廃液処理棟 廃液貯留施設Ⅰ 廃液貯留施設Ⅱ 固体集積保管場Ⅰ 固体集積保管場Ⅱ 固体集積保管場Ⅲ 固体集積保管場Ⅳ α 固体貯蔵施設		
気体 廃棄物	放射性希ガス等による外部被ばく	3.3×10^{-9}	6.9×10^{-7}	8.0×10^{-6}	5.7×10^{-6}	—	1.4×10^{-5}	
	地表沈着による外部被ばく	1.5×10^{-4}	3.3×10^{-2}	1.1×10^1	4.0×10^{-2}		1.1×10^1	
	放射性よう素及び 粒子状物質等 による内部被ばく	吸入摂取	9.8×10^{-4}	1.2×10^{-4}	2.7×10^{-2}		3.4×10^{-3}	1.1×10^1
		葉菜摂取	7.0×10^{-5}	7.6×10^{-4}	3.0×10^{-1}		3.2×10^{-2}	
		米摂取	2.2×10^{-3}	2.4×10^{-2}	9.5×10^0		9.5×10^{-1}	
牛乳摂取	2.0×10^{-6}	3.9×10^{-4}	4.7×10^{-1}	1.8×10^{-2}				
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線 による外部被ばく		—	—	—	—	3.7×10^1	3.7×10^1	
合 計							6.4×10^1	

注) 液体廃棄物については、大洗研究所(北地区)の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。

第 5.2.4 表 大洗研究所(北地区)及び同研究所(南地区)の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μ Sv/y)		
		原子炉施設	核燃料物質使用施設	廃棄物管理施設
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3	5.0×10^{-1}	1.4×10^{-5}
	地表沈着による外部被ばく	-	1.3×10^{-1}	1.1×10^1
	放射性よう素及び粒子状物質等による内部被ばく	2.0	2.5	1.1×10^1
液体廃棄物による内部被ばく*		5.1	3.9	-
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく		-	8.2×10^1	3.7×10^1
小 計		1.3×10^1	8.9×10^1	5.9×10^1
合 計		1.7×10^2		

注) *:大洗研究所(北地区)における液体廃棄物の線量評価は、原子炉施設(北地区)と核燃料物質使用施設(北地区)で重複しており、原子炉施設(北地区)側で集計している。また、大洗研究所における液体廃棄物の評価は、原子炉施設(北地区)、原子炉施設(南地区)及び核燃料物質使用施設(北地区)と重複しており、それぞれ原子炉施設及び核燃料物質使用施設側で集計している。



第 5.1.1 図 評価地点

追補 1

J M T R C の解体廃棄物について

JMTRCの解体廃棄物について

JMTRCの解体で発生する放射性廃棄物は、以下のように取り扱う。

1. 気体廃棄物

解体中に発生する気体廃棄物は、従来どおりJMTRの通常排気設備でろ過した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。なお、切断作業等に伴って発生する粉塵を含む気体廃棄物は、局所排気装置のフィルタを通した後、JMTRの通常排気設備に送る。

2. 液体廃棄物

CFプール水及び解体作業に伴う雑排水等の液体廃棄物は、JMTRの排水系統の各貯槽を経て、タンクヤードの廃液タンクに一時貯留した後、廃棄物管理施設に引き渡す。

液体廃棄物の発生量は、液体廃棄物Aのものが約120m³と推定され、大洗研究所の他の原子炉施設等からの定常的な発生量と合わせても、廃棄物管理施設の受入れ予定量の範囲内である。

3. 固体廃棄物

解体で発生する固体廃棄物には、炉心枠等の構造材、実験装置等の機器類及び作業に付随して発生する雑固体廃棄物がある。これらは、容器に収納するなど汚染拡大防止措置を施して、廃棄物管理施設に引き渡す。なお、ベリリウムの廃棄物については、当面JMTR原子炉施設内に保管した後、廃棄物管理施設に引き渡す。

これらの固体廃棄物の発生量は、200ℓドラム缶換算で約110本と推定され、大洗研究所の他の原子炉施設等からの定常的な発生量と合わせても、廃棄物管理施設の受入れ予定量の範囲内である。

参考

大洗研究所の廃棄物管理施設における放射
性廃棄物の受入れについて

大洗研究所の廃棄物管理施設における放射性廃棄物の受入れについて

(廃棄物管理の事業の許可 平成4年3月30日)

大洗研究所の廃棄物管理施設における液体廃棄物及び固体廃棄物の取扱区分と受入れ量について、以下に説明する。

1. 放射性廃棄物の取扱区分

廃棄物管理施設では、液体廃棄物及び固体廃棄物の取扱区分を、以下のとおりとしている。

1.1 液体廃棄物の分類

液体廃棄物は、含まれる放射性物質の濃度、液体廃棄物の性状により、次のように分類する。

(最大放射能濃度)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$

トリチウムについて ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$

α 放射性物質について ; $1 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$

a. 液体廃棄物 A

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ 未満

(ただし、主な放射性物質が短半減期であって、100 時間以内に、当該濃度未満になることが明らかなものを含む。)

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

b. 液体廃棄物 B

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ 未満

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

c. 液体廃棄物 C

(区分上限値)

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 未満

d. 放出前廃液

(区分上限値)

トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満

トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満

1.2 固体廃棄物の分類

固体廃棄物は、含まれる放射性物質の種類及び量、容器表面の線量当量率により次のように分類する。

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質について ; $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/容器}^*1$

α 放射性物質について ; $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/容器}^*1$

ただし、プルトニウム 1g/容器^{*1}、核分裂性物質 4g/容器^{*1}

注)*1：容器の基準容積；20 l (以下、本項において同じ。)

a. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A

(区分上限値)

容器表面の線量当量率 ; 2mSv/h 未満

b. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B

(区分上限値)

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/容器}^{\ast 1}$

c. α 固体廃棄物 A

(区分上限値)

容器表面の線量当量率 ; $500 \mu \text{Sv/h}$ 未満

α 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^7 \text{Bq/容器}^{\ast 1}$ 未満

d. α 固体廃棄物 B

(区分上限値)

$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/容器}^{\ast 1}$

α 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/容器}^{\ast 1}$

α 放射性物質の濃度が $3.7 \times 10^4 \text{Bq/容器}^{\ast 1}$ 未満の固体廃棄物は、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 又は $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B の基準を適用する。

2. 放射性廃棄物の受入れ量

廃棄物管理施設では、廃棄物管理の事業の開始以降5年間の液体廃棄物及び固体廃棄物の受入れ予定を、以下のとおりとしている。

(単位：m³)

種 類		年 度		平 成					
				7	8	9	10	11	12
液体 廃棄物 の 最大 受入れ 量	合 計		940	9,400	9,400	9,400	9,400	9,400	9,400
	事業 所別	原 研 大 洗	約 710	約 7,100	約 7,100	約 7,100	約 7,100	約 7,100	約 7,100
		動 燃 大 洗	約 200	約 2,000	約 2,000	約 2,000	約 2,000	約 2,000	約 2,000
		東 北 大	約 10	約 100	約 100	約 100	約 100	約 100	約 100
		日 本 核 燃 料	約 20	約 200	約 200	約 200	約 200	約 200	約 200
液体 廃棄物 の 最大 受入れ 量	合 計		85	850	850	850	850	850	850
	事業 所別	原 研 大 洗	約 44	約 445	約 445	約 445	約 445	約 445	約 445
		動 燃 大 洗	約 30	約 300	約 300	約 300	約 300	約 300	約 300
		東 北 大	約 2	約 20	約 20	約 20	約 20	約 20	約 20
		日 本 核 燃 料	約 9	約 85	約 85	約 85	約 85	約 85	約 85

(上記の表中、平成7年度については、平成8年3月の1か月分を示す。)

(注)原研大洗 ; 日本原子力研究所 大洗研究所

動燃大洗 ; 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

東北大 ; 東北大学 金属材料研究所 附属材料試験炉利用施設

日本核燃料 ; 日本核燃料開発株式会社

2.1 液体廃棄物の最大受入れ量

液体廃棄物の最大受入れ量の内訳は、以下のとおりである。

- a. 液体廃棄物 A : 8,000 m³/年
- b. 液体廃棄物 B : 1,400 m³/年

なお、液体廃棄物 C はごく少量である。また、放出前廃液の量は、液体廃棄物 A に含める。

2.2 固体廃棄物の最大受入れ量

固体廃棄物の最大受入れ量の内訳は、以下のとおりである。

- a. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A : 740 m³/年(うち可燃性のもの 520m³/年)
- b. $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B : 15 m³/年
- c. α 固体廃棄物 A : 75 m³/年(うち可燃性のもの 15m³/年)
- d. α 固体廃棄物 B : 15 m³/年