

照射済燃料試料移送時の事故時評価

Accident Evaluation during Transfer of Irradiated Fuel Specimen

森田 寿 飯村 光一 松井 義典 竹本 紀之

Hisashi MORITA, Koichi IIMURA, Yoshinori MATSUI and Noriyuki TAKEMOTO

高速炉・新型炉研究開発部門

大洗研究所

環境技術開発センター

材料試験炉部

Department of JMTR

Waste Management and Decommissioning Technology Development Center

Oarai Research and Development Institute

Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

November 2022

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

照射済燃料試料移送時の事故時評価

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所 環境技術開発センター
材料試験炉部

森田 寿、飯村 光一、松井 義典、竹本 紀之

(2022年9月13日受理)

JMTR は、日本原子力研究開発機構の施設中長期計画（平成 29 年 4 月 1 日策定）において廃止施設に位置付けられたことから、令和元年 9 月 18 日に JMTR 原子炉施設の廃止措置計画認可申請を行い、令和 3 年 3 月 17 日に認可を受けた。これにより JMTR 使用施設については、核燃料物質を用いた照射試験を行わないことから、大洗研究所（北地区）核燃料物質使用許可の施設編 JMTR (施設番号 1) から照射試験に関する記載を削除するとともに、事故時評価等の変更を含め、令和 2 年 8 月 7 日に核燃料物質使用変更許可申請を行い、令和 3 年 5 月 26 日に許可を受けた。

本変更許可申請に係る事故時評価は、照射試験を行わないこと、今後新たな照射済燃料試料は発生しないこと及び JMTR 内に保管されている照射済燃料試料は貯蔵のみとなることから、照射済燃料試料をホットラボに引渡すための移送作業時における破損事故を想定した周辺監視区域境界における被ばく評価とした。この結果、大気拡散による外部被ばく、大気拡散による内部被ばく、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部被ばくにおいて線量告示等の基準を満足することを確認した。

本報告書は、JMTR 使用施設の変更許可に係る事故時評価の方法及びその結果についてまとめたものである。

Accident Evaluation during Transfer of Irradiated Fuel Specimen

Hisashi MORITA, Koichi IIMURA, Yoshinori MATSUI and Noriyuki TAKEMOTO

Department of JMTR
Waste Management and Decommissioning Technology Development Center
Oarai Research and Development Institute
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 13, 2022)

JMTR was positioned as a decommissioning facility in the facilities mid- and long-term plan (formulated in April 1, 2017) of the Japan Atomic Energy Agency. On September 18, 2019, we applied for approval of the decommissioning plan for the JMTR reactor facility, and received the approval on March 17, 2021. This made it impossible to conduct irradiation tests with nuclear fuel material at the JMTR using facility. Therefore, on August 7, 2020, in order to delete the description about irradiation test and to change accident evaluation, we applied for change of permission to use nuclear fuel material regarding JMTR facility (Facility No. 1) at the Oarai Research and Development Institute (North Area), and received the permission on May 26, 2021.

As the accident evaluation, radiation exposure evaluation was performed at the boundary of the surrounding monitoring area assuming a damage accident during transfer work of the irradiated fuel specimen to the hot laboratory. As a result, it was confirmed to satisfy the standards such as the dose notification concerning about external exposure due to atmospheric diffusion, internal exposure due to atmospheric diffusion, external exposure due to direct γ -rays and skyshine γ -rays.

This report summarizes the methods and results of the accident evaluation related to permission change of JMTR using facility.

Keywords : JMTR, Decommissioning, Accident Evaluation, Irradiated Fuel Specimen

目 次

1. はじめに	1
2. 評価対象及び評価事象の設定	1
2.1 評価対象の概要	1
2.2 線源強度の計算方法	3
2.3 線源強度の計算結果及び評価対象の設定	3
2.4 評価事象の設定	3
3. 被ばく評価の計算方法	4
3.1 移送時の被ばく評価	4
3.2 事故時の被ばく評価	4
4. 被ばく評価の計算結果	6
4.1 移送時の被ばく評価	6
4.2 事故時の被ばく評価	7
4.3 計算結果の考察	7
5. まとめ	8
謝辞	8
参考文献	8
付録	23

Contents

1. Introduction	1
2. Setting evaluation targets and evaluation events	1
2.1 Overview of evaluation target	1
2.2 Calculation method of radiation source	3
2.3 Calculation result of radiation source and setting of evaluation target	3
2.4 Setting evaluation events	3
3. Calculation method of radiation exposure evaluation	4
3.1 Radiation exposure evaluation during transportation	4
3.2 Radiation exposure evaluation in accident	4
4. Calculation result of radiation exposure evaluation	6
4.1 Radiation exposure evaluation during transportation	6
4.2 Radiation exposure evaluation in accident	7
4.3 Consideration of calculation results	7
5. Conclusions	8
Acknowledgements	8
References	8
Appendix	23

1. はじめに

JMTR は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設（以下「使用施設」という。）に関する二重規制を受ける施設であり、日本原子力研究開発機構は、平成 29 年 4 月 1 日に策定した施設中長期計画において、JMTR を廃止施設と決定した。これに伴い、原子炉施設に関する規制については、令和元年 9 月 18 日に廃止措置計画の認可申請を行い、令和 3 年 3 月 17 日に認可を取得したことにより、廃止措置施設に移行した。

一方、使用施設については、法律上、大洗研究所（北地区）核燃料物質使用許可の施設編 JMTR（施設番号 1）（以下「JMTR 使用許可」という。）から適宜、使用施設に係る記載を削除することにより廃止を進めていくこととなる。このため、原子炉施設の廃止措置計画との整合を図るため、JMTR 使用許可に対して以下の変更を行うこととした。

JMTR 使用許可では、核燃料物質を用いた照射試験を行うため、「照射試験」、「中性子束の測定」及び「使用済核燃料物質の貯蔵」を使用の目的としていたが、原子炉施設の廃止措置計画の認可に伴い、核燃料物質を用いた照射試験は今後行わないことから、これらの使用の目的の項目のうち、「照射試験」及び「中性子束の測定」を削除し、「使用済核燃料物質の貯蔵」を「核燃料物質の貯蔵」に変更することとした。

これらの変更において、照射設備であるインパイルループ OSF-1 照射装置も JMTR 使用許可から削除することになるため、設計評価事故時（以下「事故時」という。）の評価との整合が取れなくなる。このため事故時評価として、貯蔵している核燃料物質の取扱い時における評価に変更することが必要になった。

本報告書は、貯蔵している核燃料物質の取扱い作業において、被ばく線量が最も高くなると考えられる照射済核燃料物質を選定し、その核燃料物質をホットラボへ移送する場合の作業員の被ばく評価と本作業における事故時の大気拡散による外部被ばく及び内部被ばくの評価、直接γ線並びにスカイシャインγ線による周辺監視区域境界における外部被ばくの評価の方法とそれらの結果をまとめたものである。

2. 評価対象及び評価事象の設定

2.1 評価対象の概要

従前の JMTR 使用許可では、照射試験に用いていたインパイルループ OSF-1 照射装置の運転中に燃料破損した時の事故時評価を採用していたが、当該照射装置は JMTR 使用許可から削除するため、JMTR 内に貯蔵している核燃料物質の取扱い時における事故時評価に変更することとした。JMTR では、照射済核燃料物質として UO_2 ペレットを内蔵する照射済燃料試料を 3 体、トリウムペレットを内蔵する照射済燃料試料を 2 体及び使用済核分裂計数管を 7 体保有しており、それぞれの構成から以下の 3 つのグループに分けた。これらについて線源強度の計算を行い、最も影響の大きいものを評価対象として選定した。

(1) UO₂ペレットを内蔵する照射済燃料試料

UO₂ペレットを内蔵する照射済燃料試料として、OWL-1 照射設備で炉内総合性能試験に用いた燃料集合体（以下「試料 A」という。）、OWL-2 照射設備で炉内性能試験に用いた燃料集合体（以下「試料 B」という。）及び BOCA 照射装置での出力急昇試験に用いるために OWL-2 照射設備で長期間ベース照射を行った燃料集合体（以下「試料 C」という。）の 3 体を保有している。OWL-1 照射設備の燃料集合体の概略図を図 2-1 に、OWL-2 照射設備の燃料集合体の概略図を図 2-2 に示す。また、これらの構造等を次に示す。

①試料 A

試料 A の仕様及び照射実績を表 2-1 に示す。本燃料集合体は、6 本の燃料棒で構成され、燃料棒はオーステナイト系ステンレス鋼製の被覆管にウラン濃縮度約 10%の UO₂ペレットが装荷されたものである。

②試料 B

試料 B の仕様及び照射実績を表 2-2 に示す。本燃料集合体は、28 本の燃料棒で構成され、燃料棒は Zry-2 製の被覆管にウラン濃縮度 2%の UO₂ペレットが 10 本、5%が 4 本、10%が 13 本及び模擬ペレット（SUS304）が 1 本それぞれ装荷されたものである。

③試料 C

試料 C の仕様及び照射実績を表 2-3 に示す。本燃料集合体は、2 回照射が行われた試料であり、36 本の燃料棒で構成され、燃料棒は BWR 型と PWR 型に分かれている。前期照射では、BWR 型は Zry-2 製の被覆管にウラン濃縮度 2.8%の UO₂ペレットが 8 本及び模擬ペレット（SUS304）10 本、PWR 型は Zry-4 製の被覆管にウラン濃縮度 4.5%の UO₂ペレットが 18 本それぞれ装荷された。後期照射では、BWR 型として濃縮度 2.8%の UO₂ペレットが 2 本及び模擬ペレット（SUS304）16 本、PWR 型としてウラン濃縮度 4.5%の UO₂ペレットが 9 本及び模擬ペレット（SUS304）9 本それぞれ装荷された。

(2) トリウムペレットを内蔵する照射済燃料試料

トリウムペレットを内蔵する照射済燃料試料として、キャプセル照射装置で ²³³U の製造を目的とした照射済燃料試料を 2 体（以下それぞれ「試料 D」及び「試料 E」という。）保有している。キャプセル照射装置の燃料試料の概略図を図 2-3 に示す。また、これらの構造等を次に示す。

①試料 D 及び試料 E

試料 D 及び試料 E の仕様及び照射実績を表 2-4 に示す。本照射済燃料試料はステンレス鋼の被覆管にトリウムペレットが封入されたものである。また、その外側にステンレス鋼のキャプセル外筒管が用いられ二重の密封構造となっている。

(3) 使用済核分裂計数管

核分裂計数管の仕様を表 2-5 に示す。また、代表的な構造図を図 2-4 に示す。使用済核分裂計数管は、中性子によって ²³⁵U が核分裂を起こし、それによって生じた核分裂片の電離作用によるパルス信号を得ることで、JMTR 原子炉施設の運転管理に必要な原子炉の中性子束の測定に用いられたものである。

2.2 線源強度の計算方法

JMTR 内にある照射済燃料試料から評価対象を選定するに当たっては、 UO_2 ペレットを内蔵する照射済燃料試料及びトリウムペレットを内蔵する照射済燃料試料についてそれぞれ線源強度の計算を行うこととした。なお、核分裂計数管については、原子炉起動時に使用され定常運転時には引き上げられているため、ほとんど放射化していないことから、評価を省略することとした。

線源強度の計算には、「ORIGEN-JR」¹⁾ コードを用いた。入力する計算条件のうち、照射期間は照射済燃料試料の過去の使用履歴をもとに実績値を用いた。また、評価日は令和元年 12 月 31 日とし、照射終了から令和元年 12 月 31 日までの期間を冷却期間とした。

なお、保守的評価として運転サイクル間の冷却は考慮しなかった。それぞれの照射済燃料試料の計算に用いた入力データを表 2-6 に示す。照射済燃料試料は、燃料集合体であることから複数の燃料ピンで構成されているが、 ^{235}U の濃縮度ごとに 1 つのピンに代表して評価を行い、本数分をかけ合わせて計算した。また、模擬燃料棒及び被覆管の放射化量も考慮した。

2.3 線源強度の計算結果及び評価対象の設定

試料 A～試料 E について、各照射済燃料試料の線源強度の計算結果を表 2-7 に示す。この結果、 UO_2 ペレットを内蔵する照射済燃料試料の方が、トリウムペレットを内蔵する照射済燃料試料よりも線源強度が大きいことを確認した。また、試料 A、B 及び C は、ほぼ同じ燃料棒の構造であり、被覆管のみの一重構造で保管されているため、移送作業時における破損のリスクも考えられることから、評価対象を UO_2 ペレットを内蔵する照射済燃料試料（以下「照射済燃料試料（3 体）」という。）として設定した。

2.4 評価事象の設定

当面の間、これらの核燃料物質は JMTR 内で保管するが、JMTR の廃止措置を進めていくためには、これらを引渡す必要がある。JMTR 使用許可上、照射済核燃料物質はホットラボ施設へ引渡すとなっていることから、JMTR からホットラボ施設への移送を評価事象とした。照射済燃料試料の移送作業の概略図を図 2-5 に示す。

また、実際の照射済燃料試料（3 体）のホットラボへの移送においては 1 体ずつ移送を行うなど安全性を考慮した移送方法を選定して実施することを予定しているが、今回は保守的な事故時評価を行うため、照射済燃料試料 3 体を同時にラックに入れた状態でホットラボへ移送中、3 体とも破損する事象を仮定した。

3. 被ばく評価の計算方法

3.1 移送時の被ばく評価

照射済燃料試料（3 体）は密封された核燃料物質のため移送時の被ばく評価では外部被ばくについて評価を行った。照射済燃料試料（3 体）の移送は、ラックに入った状態でカナル水中を移動させるため、カナル水が被ばくを低減させるための遮蔽効果として非常に重要な因子となる。移送の際は、当該ラックを 3m 以上の水深を保ちつつ移送するが、被ばく評価においては保守的な評価とするため半分の 1.5m 地点の水深に点状等方線源があると仮定した。また、作業によりカナル水面近くに足場を設置することがあるため、評価点をカナル水面に設定し、その値を放射線業務従事者が受ける線量として計算コード「QAD-CGGP2R」²⁾を用いて評価した。照射済燃料試料の取扱い状態の計算モデルを図 3-1 に、遮蔽体である水の物理的特性³⁾を表 3-1 に、「ORIGEN-JR」コードにより計算した冷却後のガンマ線エネルギースペクトルを表 3-2 にそれぞれ示す。

3.2 事故時の被ばく評価

3.2.1 内部被ばく及び外部被ばくによる実効線量

JMTR で貯蔵している核燃料物質は、核燃料物質との相互作用による損傷又は腐食しにくい材料による密封により、閉じ込め機能を確保しているが、照射済燃料試料（3 体）をホットラボへ移送する際、何らかの事象により全数落下し、全ての照射済燃料試料の被覆管が破損することを仮定した。その際、被覆管内部に蓄積している核分裂生成物（以下「FP」という。）がカナル及び原子炉建家内へ漏えいし、外部へ放出する事象を想定した。

(1) 核種の選定

計算に用いる核種は、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁴⁾を参考に、大気放出による被ばく線量への寄与が考えられる希ガス及びよう素に着目した。「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」⁵⁾に示されている希ガス及びよう素から検討を行った核種を表 3-3 に示す。また、「ORIGEN-JR」コードにより計算した核種別線源強度の結果を表 3-4 に示す。評価対象である照射済燃料試料（3 体）は、照射終了から 30 年以上貯蔵されており、半減期の短い核種が十分減衰していることから、本評価において、半減期の長い ^{85}Kr 及び ^{129}I を対象核種として選定した。また、線源強度の結果より、これ以降の評価では、保守的評価となるよう以下の値を使用する。

希ガス (^{85}Kr) : $9.6 \times 10^{10}\text{Bq}$

よう素 (^{129}I) : $2.0 \times 10^6\text{Bq}$

(2) 放出経路の選定

本評価では、事故時の放出経路として、照射済燃料試料（3 体）の破損により FP がカナルに放出され、カナルから原子炉建家に放出された後の経路として 2 パターンを想定した。

なお、その際の条件として以下の事項を考慮する。

- ・照射済燃料試料（3 体）からカナルに放出される FP は、希ガス（⁸⁵Kr）は 100%、
 よう素（¹²⁹I）は 60%⁴⁾ とする。
- ・カナル中へ放出された FP のうち、希ガスの水中への溶解は無視して、全量が原子
 炉建家内へ移行するものとする。よう素は水に溶けやすいため、ほとんど水中にと
 どまると考えられるが、水中での除染係数は 500⁶⁾ とする。

①排気筒からの放出

原子炉建家内での沈着（プレートアウト 50%⁴⁾）を考慮し、気体廃棄施設のフィル
 タ（チャコールフィルタのよう素捕集効率 90%を考慮）を経由して高さ 80m の排
 気筒から放出する。排気筒からの放出過程及び放出量を図 3-2 に示す。

②カナルからの地上放出

原子炉建家及び閉じ込め機能を補助する気体廃棄施設のフィルタを考慮せず、カ
 ナルから直接地上へ放出する。カナルからの放出過程及び放出量を図 3-3 に示す。

上記 2 パターンについて、それぞれ評価を行い、放出量の大きい②カナルからの地
 上放出を採用し、一般公衆への被ばく評価を行った。

(3) 相対濃度及び相対線量

公衆の線量を評価するため、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁷⁾ に
 基づき、相対濃度及び相対線量を求めた。気象データは、平成 21 年から平成 25 年ま
 での 5 年間の大洗研究所における観測データを用いた。計算では、16 方位について放
 出源からの距離をパラメータに取り相対濃度、相対線量がそれぞれ最大となる地点の
 値を採用した。最大値の出現する地点は、相対濃度が北西に 270m、相対線量が西に 780m
 であった。また、実効放出継続時間は、FP が瞬時に放出するとして評価するため気象
 データの最小観測間隔である 1 時間とした。

(4) 内部被ばくによる実効線量

FP の吸入摂取による内部被ばくの実効線量は式 (3.1) により求めた。ただし、よう
 素の内部被ばくによる実効線量は、¹²⁹I を吸入した場合の小児（1 歳）⁸⁾ の実効線量と
 して求めた。

$$H_B = \sum K_{li} \times M_a \times Q_i \times (\chi/Q) \quad \dots \dots \dots (3.1)$$

ここで、

- H_B : 吸入摂取による実効線量 (Sv)
- K_{li} : ¹²⁹I の吸入摂取による実効線量係数 2.0×10^{-7} (Sv/Bq) ⁸⁾
- M_a : 呼吸率 0.31 (m³/h)
- Q_i : ¹²⁹I の放出量 (Bq)
- χ/Q : 相対濃度 3.1×10^{-7} (h/m³)

(5) 外部被ばくによる実効線量

FPによる外部被ばくの実効線量は式(3.2)により求めた。

$$H_{\gamma} = K_2 \times Q_{\gamma i} \times (D/Q) \quad \dots \dots \dots (3.2)$$

ここで、

- H_{γ} : 外部被ばく(ガンマ線)による実効線量(Sv)
- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 1.0 (Sv/Gy)
- $Q_{\gamma i}$: 核種 i のガンマ線換算放出量 (MeV・Bq)
 (放出量 (Bq) × ガンマ線実効エネルギー (MeV))
 ^{85}Kr : 2.2×10^{-3} 5)
 ^{129}I : 2.4×10^{-2} 5)
- D/Q : 相対線量 7.5×10^{-18} (Gy/ (MeV・Bq))

3.2.2 直接γ線及びスカイシャインγ線

評価対象は落下によりカナル底に沈み、外部に放出されるFPは照射済燃料試料(3体)に留まっているとし、カナル水中から周辺監視区域外の最短地点である170m地点における一般公衆の線量を評価した。その際、カナル内の水は考慮し、カナル脇の壁、原子炉建家の壁、屋根、土壌は考慮しなかった。ただし、スカイシャインγ線の散乱角については、カナル脇の壁を考慮した。直接γ線及びスカイシャインγ線の計算モデルを図3-4に示す。計算には、表3-2 冷却後のガンマ線エネルギースペクトルの値を用いた。

本評価において、直接γ線は、線源を点状等方線源に近似し、カナル水のみを遮蔽体として計算コード「QAD-CGGP2R」を用いて計算した。

スカイシャインγ線は、線源を点状等方線源に近似し、散乱領域は点状等方線源を頂点とした円錐とし、カナル水のみを遮蔽体として計算コード「G33-GP2R」²⁾を用いて計算した。

なお、「G33-GP2R」は1回散乱計算コードのため、カナル水の遮蔽については別途、計算が必要となる。今回は、「QAD-CGGP2R」を用いてカナル水がある状態とない状態での比を計算し、カナル水の遮蔽を考慮するための値として、 9.07×10^{-14} を用いた。

4. 被ばく評価の計算結果

4.1 移送時の被ばく評価

評価点における線量当量率は $43.6 \mu\text{Sv/h}$ であった。ホットラボへの移送作業に3時間要すると仮定すると、作業時の放射線業務従事者の最大の被ばく線量は $130.8 \mu\text{Sv}$ である。本作業を年間最大3回実施すると仮定した場合、 0.4mSv/年 の被ばくとなり、放射線業務従事者の線量限度である 50mSv/年 を十分に下回ることを確認した。また、本作業を5年間行ったと仮定した場合においても 2mSv/5年 の被ばくとなり、放射線業務従事者の線量限度である 100mSv/5年 を十分に下回ることを確認した。

4.2 事故時の被ばく評価

4.2.1 内部被ばくによる実効線量、外部被ばくによる実効線量

式 (3.1) 及び式 (3.2) により求めた結果、周辺監視区域外における最大の実効線量は次の値となる。

内部被ばくによる実効線量 : $4.7 \times 10^{-8} \text{mSv}$

外部被ばくによる実効線量 : $1.6 \times 10^{-6} \text{mSv}$

本評価により、照射済燃料試料 (3 体) の破損事故を想定しても、周辺監視区域外における公衆の実効線量は、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈に示されている著しい放射線被ばくのリスクである 5mSv より十分小さいことを確認した。

4.2.2 直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線

周辺監視区域外における最大の実効線量は 1 年間で次の値となる。

直接 γ 線による実効線量 : $1.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$

スカイシャイン γ 線による実効線量 : $2.4 \times 10^{-14} \text{mSv}$

本評価により、照射済燃料試料 (3 体) の破損事故を想定した場合においても、周辺監視区域外における公衆の実効線量は、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈⁹⁾に示されている著しい放射線被ばくのリスクである 5mSv より十分小さいことを確認した。

4.3 計算結果の考察

移送時及び事故時の被ばく評価の計算結果のまとめを表 4-1 に示す。今回想定した照射済燃料試料 (3 体) の移送時及び事故時のすべての評価項目において、線量告示¹⁰⁾に示されている 50mSv/年及び 100mSv/5 年、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈に示されている 5mSv を十分下回ることを確認した。また、この変更については、新規基準により制定された「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」への適合について、付録に示す「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則との対比」として整理し、原子力規制庁へ提出した。

(1) 移送時の評価

本評価では、長期にわたる廃止措置期間において、類似の作業経験者が減少することを考慮し、従来水深 3m を確保しつつ移送を行うところ保守的評価となるよう水深 1.5m で移送した場合の評価となっている。また、本評価は実作業を想定したものであるため、実際に作業前の計画策定時に本評価を有効活用することができる。実作業においては水深 3m を確保しつつ移送し、被ばく量が増加しないようにこの水深の確保に注意して作業を行う。

(2) 事故時の評価

JMTR では、廃止措置への移行に伴い、照射設備の運転が行われないことから運転中における事故はなくなるが、保管中の核燃料物質等の取扱いについては、移送作業時における破損事故等が発生する可能性がある。これまでの事故時評価では、建家内からフィルタを經由し排気筒からの放出による公衆への影響を評価していたが、本評価

では、さらに厳しい条件をとって地上から直接放出させる仮想評価とし、被ばくを軽減させる機器等を用いない保守的な評価を実施した。

その場合においても、本評価の中で最も低減率が低かった「外部ガンマ線による実効線量」について、JMTR の供用期間中の周辺監視区域境界における被ばく線量と比較して $1.7 \times 10^{-7} \text{Sv}$ から $1.6 \times 10^{-9} \text{Sv}$ と約 $1/100$ に低減することが分かり、JMTR の廃止措置移行に伴い、保守的な事故時評価を行った場合においても公衆への影響を低減できることを確認した。

5. まとめ

JMTR 使用施設の変更許可申請として、使用の目的から照射試験を削除するとともに、事故時評価等の変更を行った。特に、被ばく評価に当たっては、評価対象を照射試験から貯蔵している照射済燃料試料の取扱作業に変更することにより、線量告示における制限値 50mSv/年 及び 100mSv/5年 を十分下回ること、事故時の大気拡散による外部被ばく、内部被ばく、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部被ばくについては、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈に示されている 5mSv を十分下回ることを確認した。本評価結果に基づき、令和 2 年 8 月 7 日に核燃料物質使用変更許可申請を行い、令和 3 年 5 月 26 日に許可を受けた。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、安全・核セキュリティ統括本部統括管理室 中村圭佑氏に有意義なご指導及びご助言を頂きました。また、ORIGEN-JR の使用方法に関して、小向文作氏に有意義なご指導を頂きました。さらに材料試験炉部各位から多大な協力を頂きました。ここに明記し謝意を表します。

参考文献

- 1) Koyama, K., Yamano, N., Miyasaka, S., ORIGEN-JR: A Computer Code for Calculating Radiation Sources and Analyzing Nuclide Transmutations, JAERI-M 8229, 1979, 62p.
- 2) Sakamoto, Y., Tanaka, S., QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP (Codes With the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalent), JAERI-M 90-110, 1990, 95p.
- 3) 原子力安全技術センター, 放射線施設の遮蔽計算実務 (放射線) データ集 2015, 2015, p.2.
- 4) 原子力安全委員会, 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針, 平成 3 年 7 月 18 日 (平成 13 年 3 月 29 日改訂) .
- 5) 原子力安全委員会, 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について, 平成元年 3 月 27 日 (平成 13 年 3 月 29 日改訂) .

- 6) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針, 平成 2 年 8 月 30 日 (平成 13 年 3 月 29 日改訂) .
- 7) 原子力安全委員会, 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 28 日 (平成 13 年 3 月 29 日改訂) .
- 8) International Commission on Radiological Protection, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 71, 1995, p.205.
- 9) 原子力規制委員会, 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈, 2020, 82p.
- 10) 科学技術庁, 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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示, 昭和 63 年 7 月 26 日 (平成 25 年 12 月 6 日改訂) .

表 2-1 OWL-1 照射設備で用いた燃料集合体（試料 A）の仕様及び照射実績

(1) 仕様

試料名		試料 A	
寸法		約 φ 40×約 900mm	
燃料棒数		6 本	
被覆管		SUS32 (SUS316)	
燃料試料 (U)	本数	6 本	
	濃縮度	9.94%	

(2) 照射実績

試料名	試料 A		
照射設備	OWL-1 照射設備		
照射期間	第 4 サイクル (S45. 10. 12~S45. 11. 06) 炉出力 25MW で 18 日間運転		

表 2-2 OWL-2 照射設備で用いた燃料集合体（試料 B）の仕様及び照射実績

(1) 仕様

試料名		試料 B		
寸法		約 φ 110×約 1000 mm		
燃料棒数		28 本 (模擬 1 本)		
被覆管		Zry-2		
燃料試料 (U)	本数	13 本	4 本	10 本
	濃縮度	10%	5%	2%

(2) 照射実績

試料名	試料 B		
照射設備	OWL-1 照射設備		
照射期間	第 14~15 サイクル (S47. 3. 10~S47. 06. 01) 炉出力 50MW で 46 日間運転		

表 2-3 OWL-2 照射設備で用いた燃料集合体（試料 C）の仕様及び照射実績

(1) 仕様（前期照射）

試料名		試料 C	
寸法		約 φ 110×約 1000mm	
燃料棒数		BWR 燃料棒 18 本（模擬 10 本）	PWR 燃料棒 18 本
被覆管		Zry-2	Zry-4
燃料試料 (U)	本数	8 本	18 本
	濃縮度	2.8%	4.5%

(2) 仕様（後期照射）

試料名		試料 C	
集合体の寸法		約 φ 110×約 1000mm	
燃料棒数		BWR 燃料棒 18 本（模擬 16 本）	PWR 燃料棒 18 本（模擬 9 本）
被覆管		Zry-2	Zry-4
燃料試料 (U)	本数	2 本	9 本
	濃縮度	2.8%	4.5%

(3) 照射実績

試料名		試料 C	
照射設備		OWL-2 照射設備	OWL-2 照射設備
照射期間		前期照射：第 53～61 サイクル (S56. 2. 28～S58. 2. 18) 炉出力 50MW で 234 日間運転	後期照射：第 76～86 サイクル (S61. 11. 28～H1. 04. 16) 炉出力 50MW で 183 日間運転

表 2-4 キャプセル照射設備で用いた燃料試料（試料 D 及び試料 E）の仕様及び照射実績
(1) 仕様

試料名		試料 D	試料 E
寸法		約 φ80×約 900mm	
燃料棒数		1 本	
被覆管		SUS-27 (SUS304)	
燃料試料 (Th)	本数	1	1

(2) 照射実績

試料名	試料 D 実績	試料 E 実績
照射設備	キャプセル照射設備	キャプセル照射設備
照射期間	第 14~31 サイクル (S47. 3. 10~S50. 2. 22) (炉出力 50MW で 269 日間運転)	第 14~31 サイクル (S47. 3. 10~S50. 2. 22) (炉出力 50MW で 269 日間運転)

表 2-5 核分裂計数管の仕様

番号		①	②	③
寸法		約 φ90×約 340mm	約 φ50×約 290mm	
容器		アルミニウム		
燃料試料 (U)	本数	3	3	1
	濃縮度	93.05%	93.49%	93.05%

表 2-6 照射済燃料試料の計算に用いた入力データ

照射済燃料試料名	試料 A	試料 B	試料 C		試料 D	試料 E
			前期照射	後期照射		
照射期間 (日)	19	46	183	234	269	269
冷却期間 (年)	49	47	3	30	44	44

表 2-7 照射済燃料試料の線源強度

放射エネルギー	試料 A	試料 B	試料 C	試料 D	試料 E
照射直後 (Bq)	2.02×10^{16}	7.88×10^{16}	1.71×10^{16}	1.71×10^{16}	1.71×10^{16}
冷却後 (Bq)	3.59×10^{11}	3.03×10^{12}	8.45×10^{12}	7.62×10^{11}	7.62×10^{11}
冷却後合計 (Bq)	1.18×10^{13}			1.52×10^{12}	

表 3-1 水の物理的特性

元素	元素番号	原子量	密度 (g/cm ³)
H	1	1.00794	1.119×10^{-1}
O	8	15.9994	8.881×10^{-1}

表 3-2 冷却後のガンマ線エネルギースペクトル

No.	放出エネルギー (MeV)	試料 A (s ⁻¹)	試料 B (s ⁻¹)	試料 C (s ⁻¹)	合計 (s ⁻¹)
1	0.03	3.16×10^4	1.22×10^6	6.41×10^8	6.42×10^8
2	0.04	1.11×10^7	1.90×10^8	3.22×10^9	3.42×10^9
3	0.06	1.55×10^6	2.98×10^7	7.89×10^9	7.92×10^9
4	0.10	4.81×10^6	4.22×10^7	2.30×10^7	7.00×10^7
5	0.15	3.20×10^6	2.41×10^7	6.34×10^6	3.36×10^7
6	0.20	2.21×10^6	1.67×10^7	4.69×10^6	2.36×10^7
7	0.30	5.57×10^9	4.71×10^{10}	1.15×10^{11}	1.68×10^{11}
8	0.63	9.18×10^{10}	7.80×10^{11}	1.98×10^{12}	2.85×10^{12}
9	1.10	4.04×10^8	2.39×10^9	5.81×10^{11}	5.84×10^{11}
10	1.55	3.83×10^7	3.23×10^8	8.10×10^8	1.17×10^9
11	1.99	1.16×10^6	9.80×10^6	2.33×10^7	3.43×10^7
12	2.38	1.60×10^{-1}	5.11×10^0	2.65×10^2	2.70×10^2
13	2.75	5.86×10^0	1.89×10^2	1.28×10^4	1.30×10^4
14	3.25	4.49×10^{-2}	1.46×10^0	6.94×10^1	7.09×10^1
15	3.70	2.89×10^{-2}	9.35×10^{-1}	4.46×10^1	4.56×10^1
16	4.22	1.82×10^{-2}	5.88×10^{-1}	2.81×10^1	2.87×10^1
17	4.70	8.64×10^{-3}	2.79×10^{-1}	1.33×10^1	1.36×10^1
18	5.25	5.42×10^{-3}	1.75×10^{-1}	8.37×10^0	8.55×10^0

表 3-3 検討を行った希ガス及びよう素

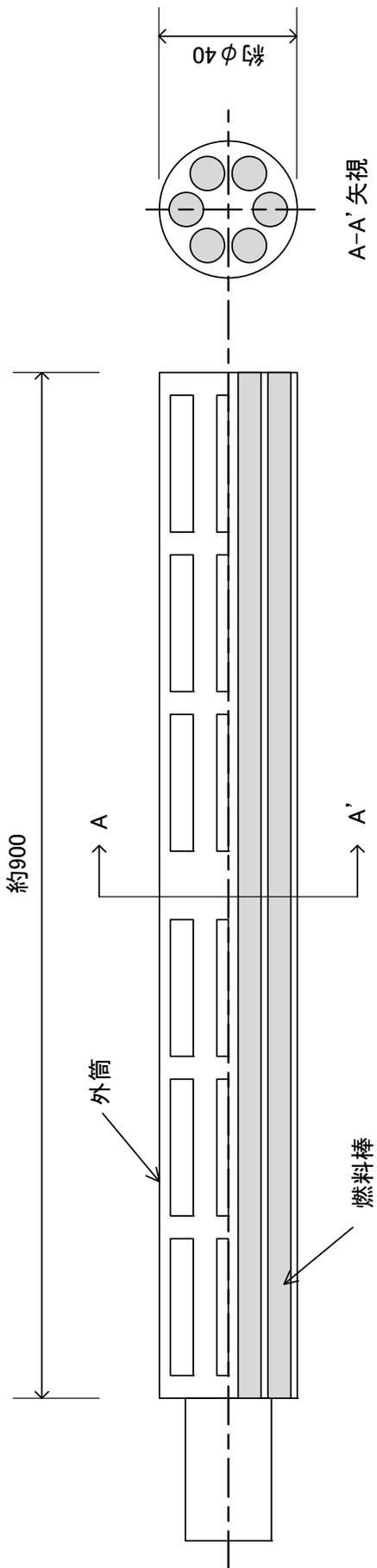
希ガス			よう素		
核種	半減期	核分裂収率 (%)	核種	半減期	核分裂収率 (%)
^{83m} Kr	1.83h	0.53	¹²⁹ I	1.57×10 ⁷ y	0.66
^{85m} Kr	4.48h	1.31	¹³¹ I	8.06d	2.84
⁸⁵ Kr	10.73y	0.29	¹³² I	2.28h	4.21
⁸⁷ Kr	76.3min	2.54	¹³³ I	20.8h	6.77
⁸⁸ Kr	2.80h	3.53	^{134m} I	3.7min	0.43
⁸⁹ Kr	3.18min	4.63	¹³⁴ I	52.6min	7.61
⁹⁰ Kr	32.32s	4.69	¹³⁵ I	6.61h	6.41
^{131m} Xe	11.9d	0.040	¹³⁶ I	83s	2.93
^{133m} Xe	2.25d	0.19	^{136m} I	46s	2.11
¹³³ Xe	5.29d	6.77			
^{135m} Xe	15.65min	1.06			
¹³⁵ Xe	9.083h	6.63			
¹³⁷ Xe	3.83min	6.13			
¹³⁸ Xe	14.17min	6.28			
¹³⁹ Xe	39.5s	5.16			

表 3-4 核種別線源強度の結果

核種	試料 A (Bq)	試料 B (Bq)	試料 C (Bq)	合計 (Bq)
⁸⁵ Kr	1.90×10 ⁹	1.74×10 ¹⁰	7.63×10 ¹⁰	9.56×10 ¹⁰
¹²⁹ I	8.21×10 ⁴	6.65×10 ⁵	1.24×10 ⁶	1.99×10 ⁶

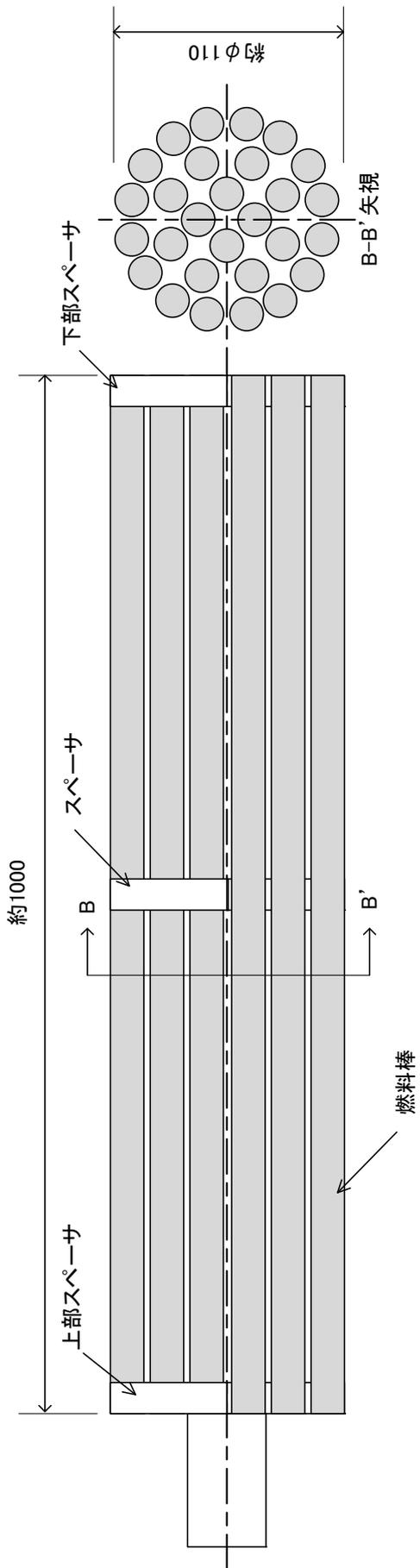
表 4-1 計算結果まとめ

項目		計算結果
移送時の被ばく評価	直接γ線 (年間)	0.4mSv
	直接γ線 (5年間)	2mSv
事故時の被ばく評価	内部被ばくによる実効線量	4.7×10 ⁻⁸ mSv
	外部被ばくによる実効線量	1.6×10 ⁻⁶ mSv
	直接γ線	1.9×10 ⁻² mSv
	スカイシャインγ線	2.4×10 ⁻¹⁴ mSv



(単位：mm)

図 2-1 OWL-1 照射装置の燃料集合体の概略図



(単位：mm)

図 2-2 OWL-2 照射装置の燃料集合体の概略図

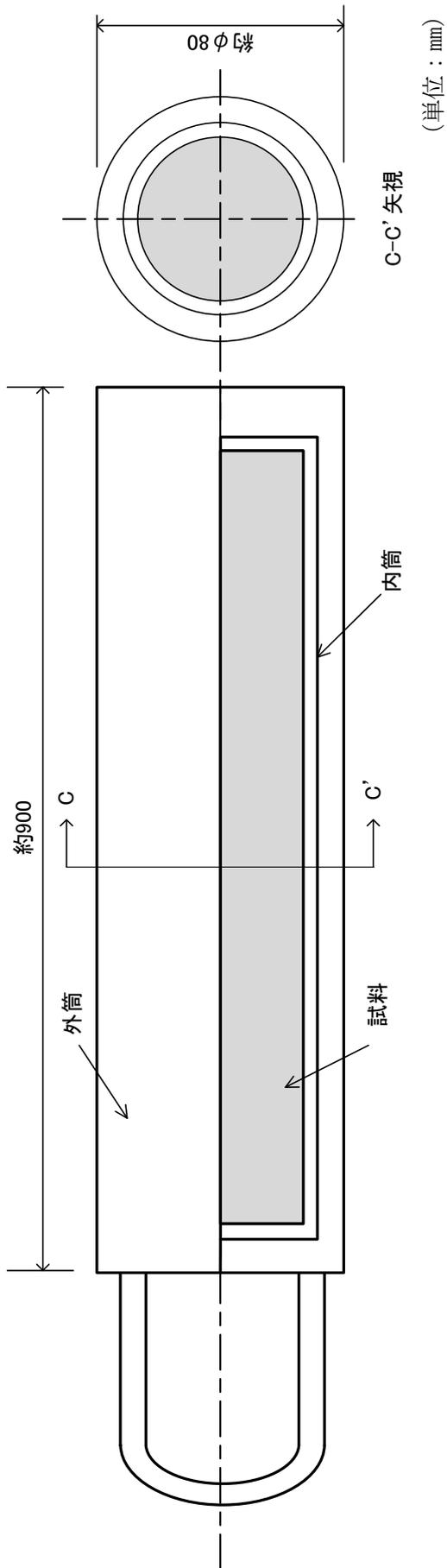


図 2-3 キャプセル照射装置の燃料試料の概略図

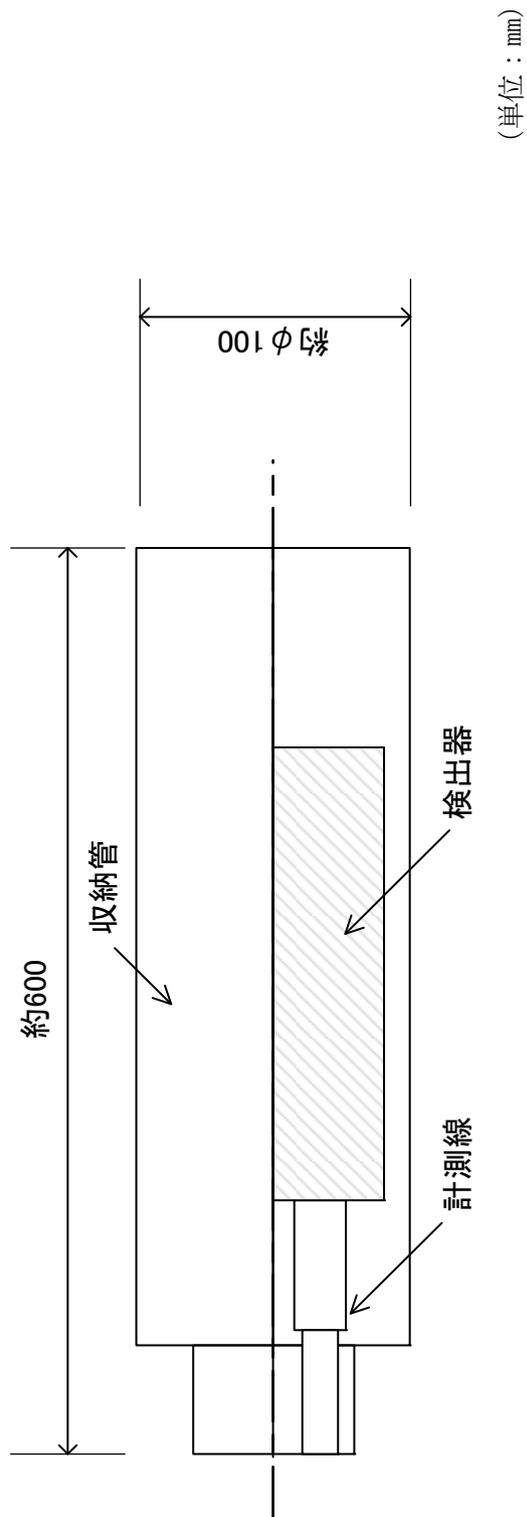


図 2-4 核分裂計数管の概略図

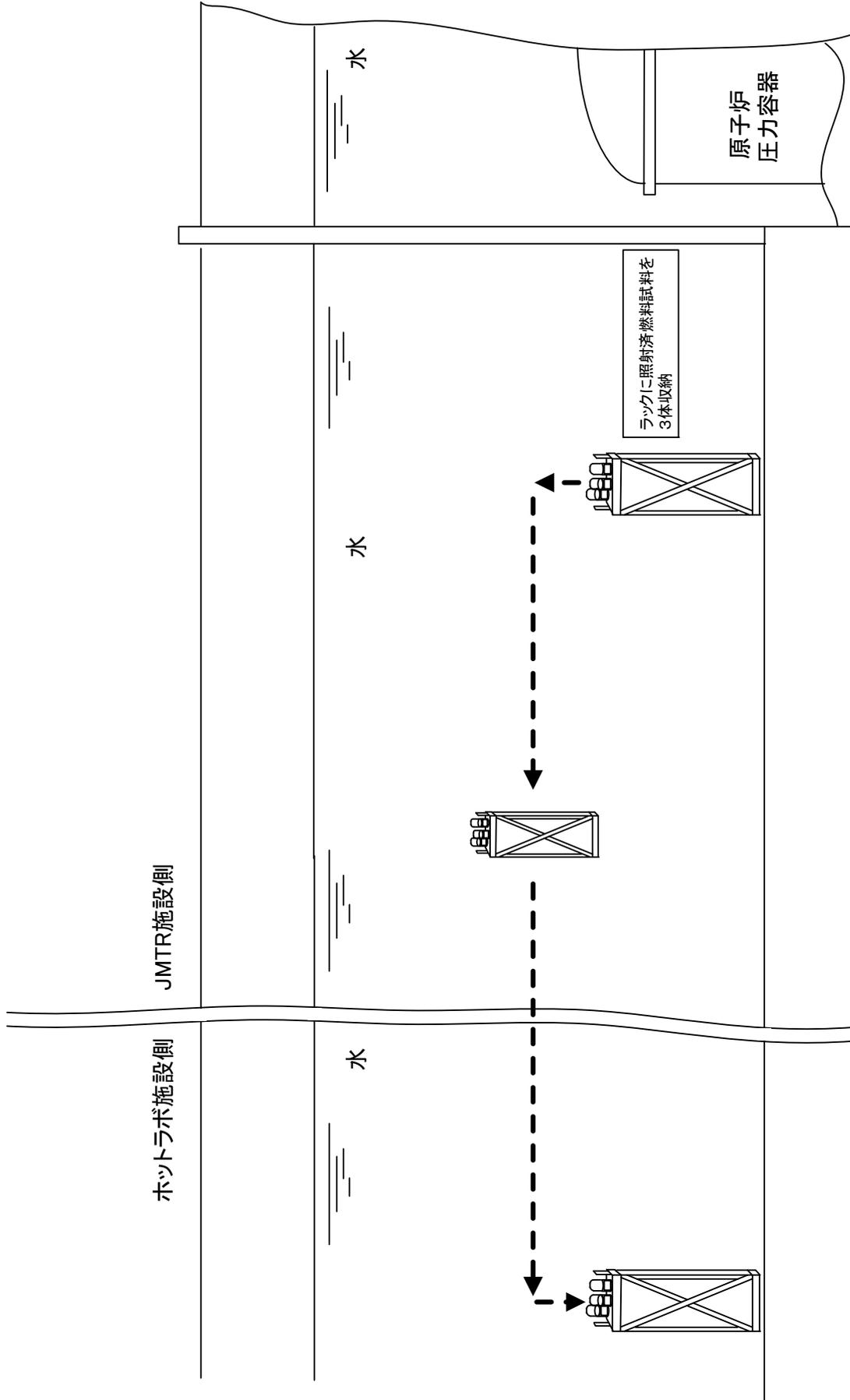
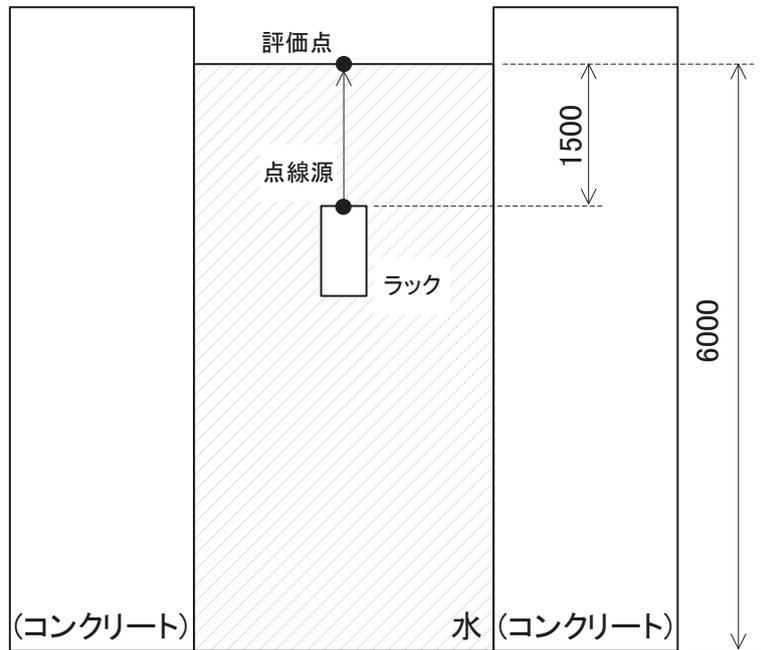


図 2-5 照射済燃料試料の移送作業の概略図



(単位：mm)

図 3-1 照射済燃料試料の取扱い状態の計算モデル

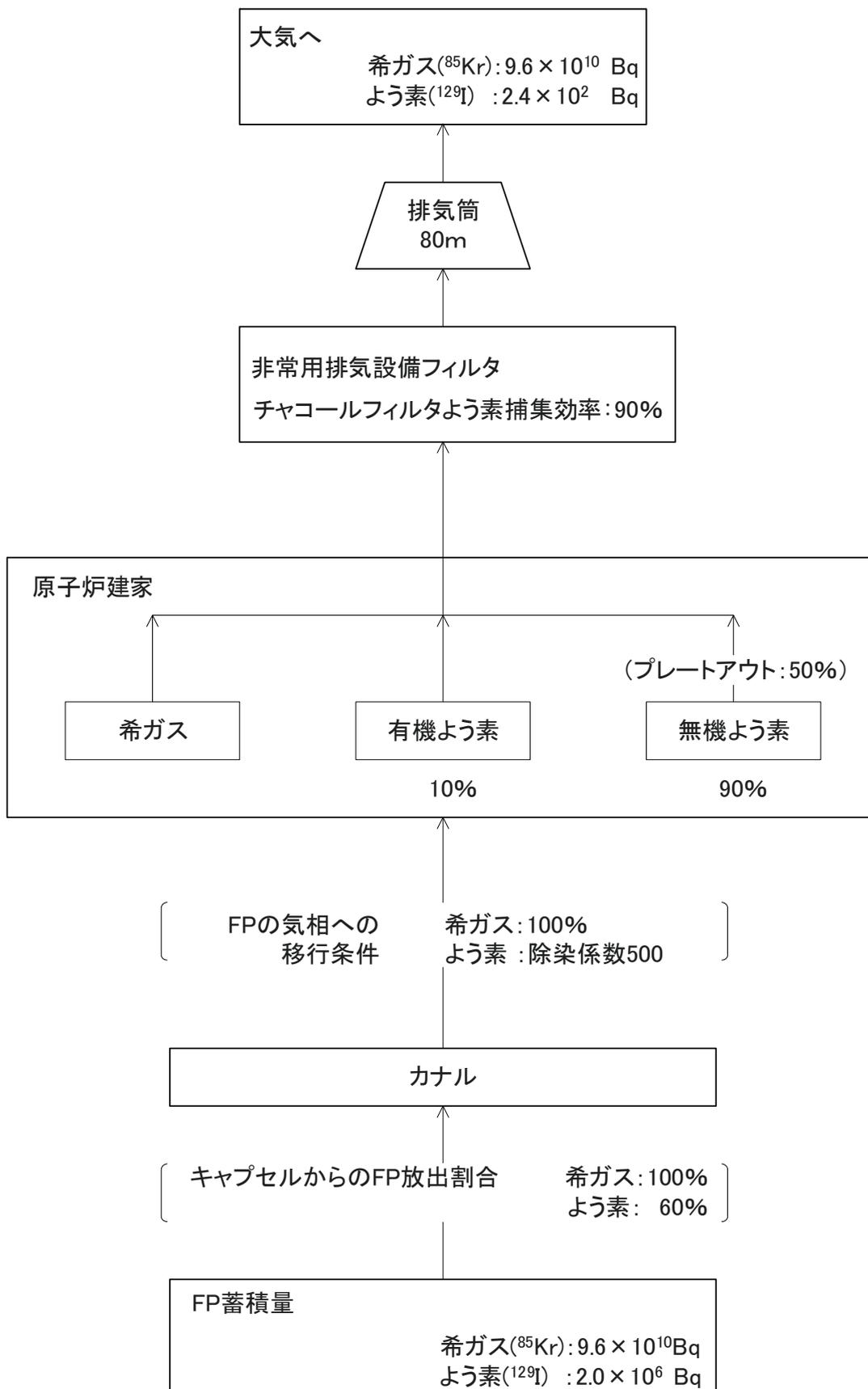


図 3-2 排気筒からの FP 放出過程及び放出量

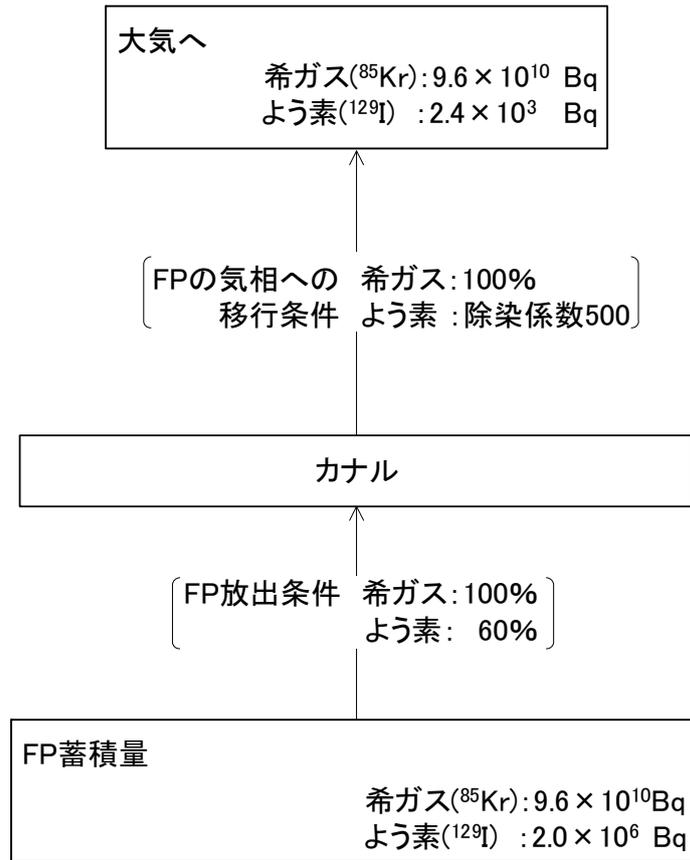


図 3-3 カナルからの FP 放出過程及び放出量

This is a blank page.

付録 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則との対比

本資料は、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則に対して、JMTR の考え方を示した資料である。今回の評価では、以下の条項の評価を記載している。

- ・第3条 遮蔽 第1項
- ・第22条 設計評価事故時の放射線障害の防止 第3項 第二号

This is a blank page.

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第2条 閉じ込めの機能 (使用施設等は、放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができなければならぬ。)</p> <p>第2項 使用施設等について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、以下の各号に掲げるものをいう。</p>	第一号	放射性物質を収納する系統又は機器は、放射性物質の漏えいを防止できる設計であること。	閉じ込めの境界を形成する閉じ込め障壁とその機能を補助する気体廃棄施設により、閉じ込め機能を確保する。
		内包する物質の種類に応じて適切な腐食対策が講じられていること。	核燃料物質は、核燃料物質との相互作用による損傷又は腐食しにくい材料により密封し、閉じ込め機能を確保する。
	第二号	放射性物質が漏えいした場合に、その漏えいを確認することができること。	放射線環境での線量当量率、表面密度及び空気中放射性物質濃度の測定を行うとともに放射線モニタ盤によって集中監視を行っている。
		漏えいが確認された場合、その拡大を防止することができること。	原子炉建家及び居室実験室建家には換気設備を設ける。原子炉建家においては負圧の維持を行い、居室実験室建家においてはホット実験室及び放射線管理室並びにフード内部の排気を行い放射性物質の放出を抑制する。
	第三号	放射性物質を気体又は液体で扱う系統及び機器は、放射性物質の逆流により、放射性物質が拡散しない設計であること。換気設備においても同様とする。	放射性物質を気体又は液体で扱う系統及び機器は、放射性物質の逆流により、放射性物質が拡散しない設計である。
	第四号	セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合、当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。	該当しない。 セル、グローブボックス、その他の気密設備は
第五号	フードは、局所排気設備により開口部の風速を維持できるものであること。	居室実験室建家に設置されているフードは、居室実験室建家換気設備の排気設備に連結されているため開口部の風速を維持できる。	
第六号	使用施設の内側の壁、床その他核燃料物質等によって汚染されるおそれのある部分、突起物、く	使用施設の内側の壁、床その他核燃料物質等によって汚染されるおそれのある部分、平滑で	

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
		<p>ばみ及び仕上材の目地等のすきまの少ない構造とすること。</p>	<p>あり、突起物、くぼみ及び仕上材の目地等のすきまの少ない構造である。</p>
	第七号	<p>使用施設の内部の壁、床その他核燃料物質等によって汚染されるおそれのある部分の表面は、気体又は液体が浸透しにくく、かつ、腐食しにくい材料で仕上げること。</p>	<p>使用施設の内部の壁、床その他核燃料物質等によって汚染されるおそれのある部分の表面は、気体又は液体が浸透しにくく、かつ、腐食しにくい材料である。</p>
	第八号	<p>上記一から七までの規定に加え、プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及び六ふっ化ウランを取り扱う使用施設においては、以下の各号に掲げる設計上の対策が講じられていること。</p> <p>① プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器は、原則として、セル等に収納されること。</p> <p>セル等は、放射性物質の取扱いや使用の方法に応じて、液体状の放射性物質が漏えいした場合に、その漏えいを検知し、漏えいの拡大を防止するとともに、漏えいした放射性物質を安全に回収・処理等を行うことができる設計であること。</p> <p>② プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器、核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器、セル等並びにこれらを受納する構築物は、以下の事項を満足する排気系統を有すること。</p> <p>a) 排気系統は、放射性物質の漏えいを防止できる設計であり、かつ、逆流を防止できる設計であること。</p> <p>b) プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器、核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器、セル等並びにこれらを受納する構築物は、原則として、換気機能により常時負圧に保たれていること。</p>	<p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p> <p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p> <p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p> <p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
		<p>それぞれの気圧は、原則として、構築物、セル等、系統及び機器の順に低くすること。</p> <p>c) 排気系統には、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質を除去するための系統及び機器が適切に設けられていること。</p> <p>③ 六ふっ化ウランを取り扱う設備であって、六ふっ化ウランが著しく漏えいするおそれがあるものは、漏えいの拡大を適切に防止し得る構造であること。</p>	<p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p> <p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p> <p>該当しない。 対象物を取り扱わないため。</p>
<p>第3項 貯蔵施設について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、上記2のうち、当該貯蔵施設に該当するものに加えて、以下の各号に掲げるものをいう。</p>	<p>第一号</p>	<p>容器の外における空気を汚染するおそれのある核燃料物質を入れる容器は、気密な構造とすること。ただし、セル等の気密設備の内部において貯蔵を行う場合その他核燃料物質が漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>核燃料物質は、核燃料物質との相互作用による損傷又は腐食しにくい材料により密封されている。</p>
	<p>第二号</p>	<p>液体状の核燃料物質を入れる容器は、液体が漏れ又はこぼれにくい構造とし、かつ、液体が浸透しにくい材料を用いること。</p>	<p>該当しない。 液体状の核燃料物質を取り扱わないため。</p>
	<p>第三号</p>	<p>液体状又は固体状の核燃料物質を入れる容器であって、き裂、破損等の事故の生ずるおそれのあるものには、核燃料物質による汚染の広がりを防止するための器具を設けること。</p>	<p>液体状での核燃料物質の取扱いはない。固体状の核燃料物質は、核燃料物質との相互作用による損傷又は腐食しにくい材料により密封し、貯蔵設備で貯蔵する。</p>
<p>第4項 廃棄施設（保管廃棄施設を除く。）について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、上記2のうち、当該廃棄施設に該</p>	<p>第一号</p>	<p>使用施設に設けるフード、セル等の核燃料物質等の広がりを防止する装置は、排気設備に連結すること。</p>	<p>居室実験室建家に設置されているフードは排気設備に連結されている。</p>
	<p>第二号</p>	<p>焼却炉を設ける場合には、次の要件を満たすこと。 ① 焼却炉は、気体が漏れにくく、かつ、灰が飛散しにくい構造とすること。 ② 焼却炉は、排気設備に連結された構造とすること。</p>	<p>該当しない。 焼却炉はない。 該当しない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
当するものに加えて、以下の各号に掲げるものをいう。	第三号	<p>粉砕装置、圧縮装置、混合装置、詰込装置等放射性物質をコンクリートその他の固型化材料により固型化する設備（以下「固型化設備」という。）を設ける場合には、次の要件を満たすこと。</p> <p>① 固型化設備は、放射性物質が漏れ又はこぼれにくく、かつ、粉じんが飛散しにくい構造とすること。</p> <p>② 固型化設備は、液体が浸透しにくく、かつ、腐食しにくい材料を用いること。</p>	<p>焼却炉はない。</p>
<p>第5項 保管廃棄施設について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、上記2のうち、当該保管廃棄施設に該当するものに加えて、以下の各号に掲げるものをいう。</p>	<p>第一号</p>	<p>保管廃棄施設において、容器の外における空気を汚染するおそれのある核燃料物質等を入れる容器は、気密な構造とすること。</p>	<p>該当しない。 固型化設備はない。</p>
	<p>第二号</p>	<p>液体状の核燃料物質等を入れる容器は、液体が漏れ又はこぼれにくい構造とし、かつ、液体が浸透しにくい材料を用いること。</p>	<p>該当しない 液体状の核燃料物質等の取扱いはない。</p>
	<p>第三号</p>	<p>液体状又は固体状の核燃料物質等を入れる容器で、き裂、破損等の事故の生ずるおそれのあるものには、受皿、吸収材その他核燃料物質等による汚染の広がりを防止するための器具を設けること。</p>	<p>液体状の核燃料物質等の取扱いはない。固体状の核燃料物質等を入れる容器で、き裂、破損等の事故の生ずるおそれのあるものには、受皿、吸収材その他核燃料物質等による汚染の広がりを防止するための器具を設ける。</p>
<p>第6項 第2条について、使用施設等は、設計評価事故時においても可能な限り前述の負圧維持、漏えい防止、逆流防止等の必要な機能が確保されよう設計されており、設計評価事故時において、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないよう、事故に起因して環境に放出される放射性物質の量を低減させる機能を有する設計であること。</p>			<p>本施設は設計評価事故が発生した場合においても、負圧維持等の必要な機能は確保され、環境中に放出される放射性物質の量を低減させる機能を有している。 なお、設計評価事故時において、地上放出を想定した場合でも、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第3条 遮蔽 (使用施設等は、放射性物質からの放射線に対して適切な能力を有するものでなければならぬ。)</p>	<p>第1項</p>	<p>第3条に規定する「適切な遮蔽能力を有するもの」とは、「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(平成27年原子力規制委員会告示第8号)」(以下「線量告示」という。)で定める「管理区域に係る線量等」、「周辺監視区域外の線量限度」及び「放射線業務従事者に係る線量限度」を満足するために、必要に応じて、遮蔽壁その他の遮蔽物を設けることをいう。なお、同一の周辺監視区域内に複数の施設がある場合は、各施設からの線量も適切に考慮すること。</p>	<p>線量告示に定められている評価は以下の項目について行い、いずれの場合においても線量告示で定める基準を満足している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「管理区域に係る線量等」; ・ 保管廃棄設備の計算 <p>「周辺監視区域外の線量限度」;</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保管廃棄設備の計算 <p>「放射線業務従事者に係る線量限度」;</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第3排水系貯槽(II)の遮蔽 ・ 照射済核燃料物質の取扱い時の遮蔽 <p>遮蔽物は炉プール・カナルの水であり、適切な遮蔽能力を有している。</p> <p>その他の場所にあつては、各核燃料物質の線源強度に応じて必要な遮蔽体を設ける。</p> <p>なお、北地区の重畳評価の評価結果は、共通編において評価を行い線量告示で定める基準を満足している。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第4条 火災等による損傷の防止 (使用施設等は、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。)</p>			
<p>第1項 第1項に規定する「火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するもの」とは、例えば、以下の各号に掲げるものをいう。</p>	<p>第一号</p>	<p>建物又は居室は、建築基準法等関係法令で定める耐火構造又は不燃性材料で造られたものであり、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防火措置を講じたものであること。 核燃料物質等を取り扱うセル等の設備・機器は、可能な限り、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とすること。</p>	<p>主要な建家、構築物及び機器は、鉄筋コンクリート、鉄骨、スレート等の不燃性の材料又は難燃性の材料を主要構成材として用いる。 該当しない。 セル、グローブボックス、その他の気密設備はない。 可燃性高压ガスの使用は極力避ける。ただし、整備等のために使用する場合、必ず作業場所の近傍に消火器を用意する等、関連法令に従って取り扱い、管理する。</p>
	<p>第二号</p>	<p>水素ガス等を使用する設備・機器は、火災及び爆発の発生を防止するため、発火及び異常な温度上昇の防止対策、可燃性・爆発性の物質の漏えい防止対策、空気の入防止対策等の適切な対策が講じられた設計であるとともに、適切な熱的及び化学的制限値 が設けられていること。</p>	<p>可燃性高压ガスの使用は極力避ける。ただし、整備等のために使用する場合、必ず作業場所の近傍に消火器を用意する等、関連法令に従って取り扱い、管理する。</p>
	<p>第四号</p>	<p>火災又は爆発により臨界管理設備、換気設備等の設備・機器の一部が、その機能を喪失しても、使用施設等全体として、公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないように、臨界防止、閉じ込め等の安全機能が確保されるものとすること。</p>	<p>本施設において核燃料物質の貯蔵を行う場合は、貯蔵場所ごと又は貯蔵設備ごとの臨界管理に係る核的制限値以内で質量管理を行っているため火災又は爆発によって臨界の問題は起こらない。</p>
	<p>第五号</p>	<p>核燃料物質の貯蔵施設は、以下の要件を満たすものとすること。 ① 貯蔵箱又は容器を設置する場合には、耐火性の構造とすること。 ② 貯蔵室を設置する場合には、その主要構造部等を耐火構造とし、その開口部には、原則として、建築基準法</p>	<p>核燃料物質を貯蔵する貯蔵設備は、耐火性の構造である。 該当しない。 貯蔵室はない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
		に定める特定防火設備に該当する防火戸を設けると。	
	第六号	放射性廃棄物を保管廃棄する場合には、耐火性の容器に封入すること。ただし、放射性廃棄物が大型機械等であってこれを容器に封入することが著しく困難な場合において、汚染の広がりを防止するための特別な措置を講ずるときは、この限りでない。	本施設において発生した固体廃棄物のうち、可燃性の物は金属製容器に収納する。
第4条第2項 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、「消火設備」という。)及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。			本施設において「消火設備」という。)及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。
第2項に規定する「前項に定めるもののほか、消火を行う設備（以下「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。」とは、火災の拡大を防止するために、適切な消火設備並びに感知及び警報設備が設けられていることをいう。			早期に火災を検知し迅速に消火を行うため、自動火災警報設備及び消火設備を設ける。
第4条第3項 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても安全上重要な施設の安全機能を損なわれない。			
第3項の規定については、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、安全上重要な施設の機能を損なわないもの（消火設備の誤動作によって核燃料物質等が浸水したとしても、当該施設の臨界防止機能を損なわないこと等）であることをいう。			安全上重要な施設はないため該当しない。

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第5条 立ち入りの防止 (使用施設等には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵その他の区画物及び標識を設けなければならない。)</p>			
<p>第1項に規定する「標識を設けなければならない。」とは、管理区域の境界に標識を付すことをいい、標識には、産業標準化法（昭和24年法律第185号）第17条第1項の日本産業規格（以下「日本産業規格」という。）による放射能標識（以下「放射能標識」という。）に「管理区域（核燃料物質使用施設）」及び「（使用施設、貯蔵施設、廃棄施設）」（括弧内は該当する使用施設等を記載）を記載し、さらに、許可なくして立ち入りを禁ずる旨を記載することとする。</p>		<p>人がみだりに管理区域に立ち入らないように管理区域境界を壁又は柵によって区画し、かつ、標識を設ける。</p>	
<p>第5条第2項 使用施設等には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、当該区域の境界に柵その他の人の侵入を防止するための設備又は標識を設けなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないこととする。</p>		<p>第2項に規定する「標識を設けなければならない。」とは、周辺監視区域の境界に標識を付すことをいい、標識には「周辺監視区域」を記載し、さらに、許可なくして立ち入りを禁ずる旨を記載等することとする。</p>	<p>業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域に立ち入ることを制限するため、当該区域の境界に柵又は標識を設ける。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第6条 自然現象による影響の考慮 (使用施設等 (使用前検査対象施設を除く。)) は、想定される自然現象による当該使用施設等への影響を適切に考慮したものでなければならない。)</p>			
<p>第1項 第6条に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、地震、津波、洪水、風（台風）等のうち、使用施設等（使用前検査対象施設を除く。）の供用期間中に遭遇することが想定されるもので、核燃料物質等の使用方法等からみて安全確保上適用すべきものをいう。</p>			<p>該当しない。 使用前検査対象施設のため。</p>
<p>第2項 第6条に規定する「当該使用施設等への影響を適切に考慮したもの」とは、使用施設等の周辺地域の自然現象に関する知見を踏まえ、自然現象による施設への影響を適切に考慮した当該使用施設等の位置、構造等とすることをいう。</p>			<p>該当しない。 使用前検査対象施設のため。</p>
<p>第3項 本条の規定は、使用施設等に要求される、遮蔽、閉じ込め等の安全機能と相まって、使用施設等の安全性を損なわないものとしなければならない。</p>			<p>該当しない。 使用前検査対象施設のため。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第7条 核燃料物質の臨界防止 (使用前検査対象施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならぬ。)</p>			
<p>第2項 第1項に規定する「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置」とは、核燃料物質の取扱い上の一つの単位(以下「単一ユニット」という。)について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。(核燃料物質の取扱量及び使用状況からみて、臨界にならないことが明らかなる場合を除く。)</p>	<p>第一号</p>	<p>核燃料物質を収納する、単一ユニットとしての設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得るものについては、その形状寸法について適切な核的制限値(臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値をいう。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。)が設けられていること。</p> <p>この場合、溶液状の核燃料物質を取り扱う設備・機器については、全ての濃度において臨界安全を維持できる形状を基本とすること。</p>	<p>該当しない。 本施設の核燃料取扱いは質量制限により行っている。</p> <p>該当しない。 溶液状の核燃料物質の取扱いはない。</p>
	<p>第二号</p>	<p>上記一の形状寸法管理が困難な設備・機器及び単一ユニットとしてのグローブボックスについては、取り扱う核燃料物質自体の質量、プルトニウム富化度、溶液中の濃度等について適切な核的制限値が設けられていること。</p> <p>この場合、誤操作等を考慮しても工程内の核燃料物質が上記の制限値を超えないよう臨界安全が確保され、十分な対策が講じられていること。</p>	<p>該当しない。 本施設の核燃料取扱いは質量制限により行っている。</p> <p>上記に同じ。</p>
	<p>第三号</p>	<p>核燃料物質の収納を考慮していない設備・機器のうち、核燃料物質が入るおそれのある設備・機器についても上記一及び二に規定する条件が満たされていること。</p>	<p>該当しない。 本施設において核燃料物質の貯蔵を行う場合は、貯蔵場所ごと又は貯蔵設備ごとの臨界管理に係る核的制限値以内で質量管理を行う。</p>
	<p>第四号</p>	<p>核的制限値を設定するに当たっては、取り扱われる核燃</p>	<p>本施設内の貯蔵設備の臨界管理は、取扱う核燃</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
		<p>料物質の化学的組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、密度、幾何学的形状及び減速条件、中性子吸収材等を考慮し、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。</p>	<p>料物質の性状が固体に限られていることを考慮し、複数の種類の核燃料物質が混在しても臨界管理上の問題とならないよう、TID-7016 (Nuclear Safety Guide, TID-7016. (1961)) の各々の核燃料物質の臨界管理上の質量の勧告値のうち、金属の最小質量である ^{239}Pu の勧告値を用いて管理する。</p>
	第五項	<p>核的制限値を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また、使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。</p>	<p>本施設における核燃料物質の取扱いに関する臨界管理は、TID-7016 (Nuclear Safety Guide, TID-7016. (1961)) で示された基準に従って行っている。</p>
	第六号	<p>核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。</p>	<p>本施設の核燃料取扱いは質量制限により行っており、かつ、その管理は、施設管理者又は核燃料取扱主務者を含む複数人により確認が行われる。また、各貯蔵設備で貯蔵できる最大質量は、TID-7016 の勧告値に基づいているため、誤操作により二重装荷があった場合においても最小臨界質量に達しないため臨界安全は確保できる。</p>
<p>第3項 第1項に規定する「核的に安全な形状寸法にすること その他の適切な措置」とは、 2つ以上の単一ユニットが存在する場合について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。(核燃料物質の取扱量</p>	第一号	<p>単一ユニット相互間が核的に安全な配置であることを確認すること。</p>	<p>該当しない。 本施設の核燃料取扱いは質量制限により行っている。</p>
	第二号	<p>核的に安全な配置を定めるに当たっては、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。</p>	<p>上記と同じ。</p>
	第三号	<p>核的に安全な配置を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、</p>	<p>上記と同じ。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。)	第四号	また、使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。 核的に安全な配置の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。	上記に同じ。
	第五号	上記四の「核的に安全な配置の維持」とは、核燃料物質を収納する設備・機器の設置に当たって、十分な構造強度を持つ構造材を用いて固定することをいう。なお、固定することが困難な設備・機器の場合は、設備・機器の周囲にユニット相互間の間隔を維持するための剛構造物を取り付けるか又は設計上移動範囲を制限すること。	上記に同じ。
	第六号	核燃料物質を不連続的に取り扱う（バッチ処理）施設においては、核燃料物質を次の工程に移動させようとしても、核的制限値等を満足する状態にならなければ、移動することができないものであること。	上記に同じ。
	第七号	核燃料物質を搬送するための動力の供給が停止した場合に、核燃料物質を安全に保持しているものであること。	上記に同じ。
第4項	第一号	臨界警報装置等により臨界及びその継続性を検知することができ設計であること。	該当しない。 本施設の核燃料取扱いは質量制限により行っており、誤操作により二重装荷があった場合においても最小臨界質量に達しないため臨界安全は確保できる。
第2項に規定する「臨界事故を防止するために必要な設備」とは、以下の各号に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する措置を講じた設備をいう。(核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界になら	第二号	臨界事故の発生が想定される場合には、臨界事故が発生したとしても、これを未臨界にするための措置が講じられる設計であること。	上記に同じ。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
ないことが明らかかな場合を除く。)			

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
第8条 使用前検査対象施設の地盤 (使用前検査対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全機能を有する使用前検査対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下この条及び次条において「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該使用前検査対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。）			
解釈の別記2を参照。			本施設は、平坦な場所に建設され、安定した地層に支持されており、地滑り、陥没等のおそれはない。

(解釈の別記2)

1 第8条第1項に規定する「当該使用前検査対象施設を十分に支持することができる」とは、使用前検査対象施設について、自重及び通常時の荷重等に
 加え、耐震重要度分類（本規程第9条2の「耐震重要度分類」をいう。以下同じ。）の各クラスに応じて算定する地震力（第8条第1項に規定する「耐
 震重要施設」（本規程第9条2のSクラスに属する施設をいう。以下同じ）にあつては、第9条第3項に規定する「その供用中に当該耐震重要施設に
 大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力」（以下「基準地震動による地震力」という。）を含む。）が作用した場合
 においても、接地圧に対する十分な支持性能を有する設計であることをいう。

なお、耐震重要施設については、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震
 動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。

2 第8条第2項に規定する「変形」とは、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構造物間の不等
 沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状をいう。このうち上記の「地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み」に
 ついては、広域的な地盤の隆起又は沈降によって生じるもののほか、局所的なものを含む。これらのうち、上記の「局所的なもの」については、支持
 地盤の傾斜及び撓みの安全性への影響が大きいおそれがあるため、特に留意が必要である。

3 第8条第3項に規定する「変位」とは、将来活動する可能性のある断層等が活動することにより、地盤に与えるずれをいう。また、同項に規定する
 「変位が生ずるおそれがない地盤に設け」とは、耐震重要施設が将来活動する可能性のある断層等の露頭がある地盤に設置された場合、その断層等
 の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、当該施設を将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に
 設置することをいう。

なお、上記の「将来活動する可能性のある断層等」とは、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等をいう。その認定に

当たって、後期更新世（約 12～13 万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。なお、活動性の評価に当たって、設置面での確認が困難な場合には、当該断層の延長部で確認される断層等の性状等により、安全側に判断すること。また、「将来活動する可能性のある断層等」には、震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面を含む。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第9条 地震による損傷の防止 (使用前検査対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならぬ。)			本施設は、施設の重要度に応じて設計している。
解釈の別記3を参照。			

(解釈の別記3)

1 第9条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。

2 第9条第2項に規定する「地震の発生によつて生ずるおそれがある使用前検査対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある使用前検査対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。使用前検査対象施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラスに分類するものとする。

一 耐震クラス分類Ⅰ

使用前検査対象施設は、以下のクラスに分類するものとする。ただし、施設の特徴に応じて、合理的な理由がある場合は、二の耐震クラス分類Ⅱにすることができる。

① Sクラス

自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放出する可能性のある施設、放射性物質を外部に放散する可能性のある事態を防止するために必要な施設及び放射性物質が外部に放散される事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要な施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であつて、環境への影響が大きいものをいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- a) 核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であつて、その破損による公衆への放射線の影響が大きい施設。
- b) 上記 a) に関連する設備・機器で放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器
- c) 上記 a) 及び b) の設備・機器の機能を確保するために必要な施設

上記に規定する「環境への影響が大きい」とは、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えることをいう。

② Bクラス

機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- a) 核燃料物質を取り扱う設備・機器又は核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。(ただし、核燃料物質が少ないか又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。)

- b) 放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器

なお、Sクラスに属する施設を有しない使用施設等のうち、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」とは、「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」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、実効線量が発生事故当たり50マイクログラムシーベルト以下であることをいう。

③ Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

二 耐震クラス分類II

① 第1類

非密封の核燃料物質を取り扱う設備・機器及び非密封の核燃料物質を閉じ込めるための設備・機器並びに臨界安全上の核的制限値を有する設備・機器及びその制限値を維持するための設備・機器であって、その機能を失うことによる影響の大きい設備・機器をいう。

なお、これらの設備・機器を収納する建物・構築物を含む。

② 第2類

非密封の核燃料物質を取り扱う設備・機器及び非密封の核燃料物質を閉じ込めるための設備・機器並びに臨界安全上の核的制限値を有する設備・機器及びその制限値を維持するための設備・機器であって、その機能を失うことによる、影響が小さいもの及び化学的制限値又は熱的制限値を有する設備・機器をいう。

なお、設備・機器を収納する建物・構築物を含む。

③ 第3類

第1類に属する施設及び第2類に属する施設以外の一般産業施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

3 第9条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する使用前検査対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震クラス分類 I

① Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

- ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいづれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。
- ・建物・構築物については、通常時に作用している荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。
- ・機器・配管系については、通常時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお、「事故時に生じる」荷重については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

② Bクラス

・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。ただし、Sクラスに属する施設を有しない使用施設等に対しては、共振のおそれのある施設への影響の検討に用いる地震動として、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものに代えて、建築基準法等に基づく評価において使用する地震動を参考に設定することができる。

・建物・構築物については、通常時に作用している荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

・機器・配管系については、通常時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

③ Cクラス

・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

- ・建物・構築物については、通常時に作用している荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。
- ・機器・配管系については、通常時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

二 耐震クラス分類Ⅱ

① 第1類

- ・建物・構築物については、常時作用している荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力を許容限界とすること。
- ・設備・機器については、常時作用している荷重と一次地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とすること。また、設備・機器については、常時作用している荷重と二次地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、設備・機器の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の安全機能に重大な影響を及ぼすことがないこと。

② 第2類及び第3類

- ・建物・構築物については、常時作用している荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力を許容限界とすること。
- ・設備・機器については、常時作用している荷重と一次地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とすること。

4 第9条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。

- 一 耐震クラス分類Ⅰ「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「実用炉設置許可基準解釈」という。）第4条4の方法によること。

二 耐震クラス分類Ⅱ

① 建物・構築物

- ・建物・構築物の耐震設計法については、各クラスとも原則として静的設計法を基本とし、かつ、建築基準法等関係法令によること。
- ・上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。
- ・上位の分類の建物・構築物と構造的に一体に設計することが必要な場合には、上位分類の設計法によること。

- ・静的地震力は、建築基準法施行令第 88 条に規定する地震層せん断力係数 C_i に、耐震重要度に応じて下記に示す割り増し係数を乗じて算定すること。ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。
- ・保有水平耐力の算定においては、建築基準法施行令第 82 条の 3 に規定する構造計算により安全性を確認することを原則とすること。また、必要保有水平耐力については、同条第 2 号に規定する式で計算した数値に下記に示す割り増し係数を乗じた値とする。また必要保有水平耐力の算出に使用する標準せん断力係数 C_0 は 1.0 以上とすること。

【割り増し係数】

- 第 1 類 1.5 以上
- 第 2 類 1.25 以上
- 第 3 類 1.0 以上

② 設備・機器

- ・設備・機器の耐震設計法については、原則として静的設計法を基本とすること。
- ・上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。
- ・上位の分類の建物・構築物と構造的に一体に設計することが必要な場合には、上位分類の設計法によること。
- ・設備・機器の設計に当たっては剛構造となることを基本とし、それが困難な場合には動的解析等適切な方法により設計すること。
- ・各クラスともに一次設計を行うこと。この一次設計に係る一次地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、耐震重要度に応じて上記に示す割り増し係数を乗じたものに 20%増して算定するものとする。ここで「一次設計」とは、常時作用している荷重と一次地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする設計をいう。
- ・第 1 類については、上記一次設計に加え、二次設計を行うこと。この二次設計に係る二次地震力は、一次地震力に 1.5 以上を乗じたものとする。ここで「二次設計」とは、常時作用している荷重と一次地震力を上回る二次地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、設備・機器の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の安全機能に重大な影響を及ぼすことがない設計をいう。

- 5 第 9 条第 3 項に規定する「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（以下「基準地震動」という。）は、実用炉設置許可基準解釈第 4 条 5 の方針により策定すること。

6 第9条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する使用前検査対象施設の設計に当たっては、以下に掲げる方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、通常時に作用している荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。
- ・機器・配管系については、通常時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「事故時に生じる」荷重については、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。
- ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、通常時に作用している荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構築物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。
- ・浸水防止設備及び津波監視設備は、通常時に作用している荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構築物に対する荷重を漸次増大した際、構築物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構築物の終局状態と考

え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。

なお、上記の「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」とは、少なくとも次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。

- ・設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- ・耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- ・建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- ・建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

7 本規程第8条1の「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、実用炉設置許可基準解釈第4条7の方法によること。

8 第9条第4項の適用に当たっては、実用炉設置許可基準解釈第4条8の規程を準用すること。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 10 条 津波による損傷の防止 (使用前検査対象施設は、その供用中に当該使用前検査対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。)</p>			
<p>第 1 項 安全上重要な施設を有する使用前検査対象施設にあつては、第 10 条の「大きな影響を及ぼすおそれがある津波」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(原規技発第 1306193 号 (平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)。以下「実用炉設置許可基準解釈」という。) 第 5 条 1 及び 2 により策定すること。</p>			<p>安全上重要な施設はないため該当しない。</p>
<p>第 2 項 安全上重要な施設を有しない使用前検査対象施設にあつては、第 10 条の「大きな影響を及ぼすおそれがある津波」は、敷地及びその周辺地域における過去の記録、現地調査の結果、行政機関等が実施したシミュレーションの結果、最新の科学的技術的知見等を踏まえ、影響が最も大きいものとする。</p>			<p>敷地に最も大きな影響を及ぼす津波は、プレート間地震による「茨城県沖から房総沖に想定する津波」である。この波源による津波の高さは敷地前面海岸範囲内最大で T.P. +16.9m である。</p>
<p>第 3 項 第 10 条に規定する「安全機能が損なわれるおそれがない」とは、以下の方針による</p>	<p>第一号 上記 1 及び 2 で定めた津波による遡上波が到達しない 十分高い場所に設置すること。</p>		<p>該当しない。 JMTR は標高約 36m の台地に設置されているため。</p>
<p>第二号 津波による遡上波が到達する高さにある場合には、遡上波によって臨界に至らないこと及び閉じ込め機能等の安全機能を損なうおそれがないこと。「安全機能を損なうおそれがないこと」とは、遡上波による安全機能への影響を評価し、施設の一部の機能が損なわれることがあっても、使用前検査対象施設全体としては、臨界防止及び閉じ込め等の機能が確保されることを確認すること</p>			<p>該当しない。 JMTR は標高約 36m の台地に設置されているため、津波による遡上波が到達する高さにない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第4項	上記3において、遡上波の到達を検討すること。	上記3において、遡上波の到達を検討するに当たっては、実用炉設置許可基準解釈第5条3の①の②の方針によること。	遡上波の到達についての検討は、実用炉設置許可基準解釈第5条3の①の②の方針により行っている。
第5項	上記3の二の「津波防護施設及び浸水防止設備」	を設置する場合には、実用炉設置許可基準解釈第5条3の二及び五から七までの方針によること。	該当しない。 津波防護施設及び浸水防止設備は設置しない。

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
第11条 外部からの衝撃による損傷の防止 (使用前検査対象施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。)			JMTRの対応事項
第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるもので、核燃料物質等の使用方法等から安全確保上適用すべきものをいう。			洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による自然現象を想定した場合においても施設の安全機能を損なうおそれはない。 上記に同じ。
第1項に規定する「想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものもたらす環境条件及びその結果として使用前検査対象施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。			上記に同じ。
第11条第2項 安全上重要な施設は、当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該安全上重要な施設に作用する衝撃及び設計評価事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならぬ。			安全上重要な施設はないため該当しない。
第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。			安全上重要な施設はないため該当しない。
第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により安全上重要な施設に作用する衝撃及び設計評価事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組合せた場合をいう。			安全上重要な施設はないため該当しない。
第11条第3項 使用前検査対象施設は、工場等内又はその周辺において想定される当該使用前検査対象施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならぬ。			安全上重要な施設はないため該当しない。
第5項 第3項に規定する「当該使用前検査対象施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象で			飛来物、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害を想定した

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>あって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況を基に選択されるものであり、飛来物、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒 ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。</p>			<p>場合においても施設の安全機能を損なうおそれはない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 12 条	使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (使用前検査対象施設が設置される工場等には、使用前検査対象施設への人の不法な侵入、使用前検査対象施設への人の不法な侵入、使用前検査対象施設への人の不法な侵入又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることを防止するための設備を設けなければならない。)	第 1 項 第 10 条第 1 項に規定する「使用前検査対象施設への人の不法な侵入、使用前検査対象施設への人の不法な侵入、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることを防止するための設備」とは、敷地内の人による核燃料物質等の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等に敷地外からの爆発物又は有害物質の持ち込み等の対策のための設備をいう。	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律第 56 条の 3 第 2 項 (施行日：令和二年四月一日) 及び核燃料物質の使用等に関する規則第 2 条の 11 の 10 (施行日：令和二年四月一日) に基づき、人の不法な侵入等の防止に必要な防護措置を講ずる。
第 12 条	第 2 項	使用前検査対象施設が設置される工場等には、必要に応じて、不正アクセス行為 (不正アクセス行為の禁止等に関する法律 (平成十一年法律第百二十八号) 第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。) を防止するための設備を設けなければならない。	施設の運転管理に用いる計算機等は、外部の通信網に接続しない。
第 10 条	第 2 項	「不正アクセス行為 (不正アクセス行為の禁止等に関する法律 (平成十一年法律第百二十八号) 第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。) を防止するための設備」とは、サイバーテロ等の対策のための設備をいう。	

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第13条 溢水による損傷の防止 (使用前検査対象施設は、その施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわなければならない。)</p>			
<p>第1項 第13条に規定する「その施設内における溢水」とは、使用前検査対象施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動等により発生する溢水をいう。</p>			
<p>第2項 第13条に規定する「安全機能を損なわれないもの」とは、使用前検査対象施設内部で発生が想定される溢水により臨界管理設備、換気設備等の設備・機器の一部の機能を喪失しても、使用施設等全体として、公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼさないように、臨界防止、閉じ込め等の安全機能が適切に維持されていることをいう。</p>		<p>施設内において上水配管及び工業用水配管の地震力による破損、消火系統の作動等による溢水が生じた場合においても、安全機能を損なうことはなく、臨界安全管理についても質量や配置の管理により十分になされており、臨界に達するおそれはない。</p>	

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 14 条 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (使用前検査対象施設は、その施設内における化学薬品の漏えいが発生した場合においても安全機能を損なわなければならない。)			
第 1 項 第 14 条に規定する「その施設内における化学薬品の漏えい」とは、使用前検査対象施設内に設置された機器及び配管の破損（地震に起因するものを含む）により発生する化学薬品の漏えいをいう。			
第 2 項 第 14 条に規定する「安全機能を損なわれない」とは、使用前検査対象施設内部で発生が想定される化学薬品の漏えいに対し、冷却、水素掃気、火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能を損なわれないこと、この施設の構成部材が腐食することによる閉じ込め機能等の安全機能の喪失を防止すること等をいう。			本施設内において安全機能を損なうおそれのある多量の化学薬品の取扱いはない。

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第15条 飛散物による損傷の防止 (使用前検査対象施設は、その施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全機能を損なわなければならない。)</p>			
<p>第1項 第15条に規定する「その施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物をいう。なお、二次的飛来物、火災、化学反応、電磁的損傷、配管の破損、機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。</p>			
<p>第2項 第15条に規定する「安全機能を損なわれないものでなければならない。」とは、使用前検査対象施設の内部分で発生が想定される前述の飛来物に対し、臨界防止、閉じ込め等の安全機能を損なわれないよう、飛来物により臨界管理設備、換気設備等の設備・機器の一部の機能を喪失しても、使用施設等全体として、公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼさないように、臨界防止、閉じ込め等の安全機能が確保されていることをいう。</p>		<p>飛散物の発生要因として、ガス爆発、クレーン等の重量物の落下、回転機器の損壊が想定されるが、安全機能は損なわれない。</p>	

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 16 条	重要度に応じた安全機能の確保	(使用前検査対象施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならぬ。)	JMTR の対応事項
		核燃料物質使用施設等における保安上重要な施設的设计、工事及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものとする。	
第 16 条第 2 項		安全上重要な施設は、機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）が発生した場合においてもその機能を損なわれないものでなければならぬ。	
第 1 項		第 2 項に規定する「単一故障」とは、動的機器の単一故障をいう。動的機器とは、外部からの動力の供給を受けて、それを含む系統が本来の機能を果たす必要があるとき、機械的に動作する部分を含む機器をいう。	
第 2 項		第 2 項について、単一故障があったとしても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。	安全上重要な施設はないため該当しない。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 17 条 環境条件を考慮した設計 (使用前検査対象施設は、通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができればならない。)			
第 1 項 第 17 条に規定する「全ての環境条件」とは、通常時及び設計評価事故時において、その安全機能が期待されている使用前検査対象施設が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。			本施設は、通常時及び設計評価事故時における設備・機器の設置場所の環境条件の変化（圧力、温度、湿度及び放射線状況）を考慮し、設備・機器に期待する安全機能を発揮できるものとする。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 18 条 検査等を考慮した設計 (使用前検査対象施設は、当該使用前検査対象施設の安全機能を確認するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならぬ。)			<p>本施設の設備・機器については、安全機能を確保するための検査又は試験及び安全機能を維持するための保守又は修理ができるような構造とする。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 19 条 使用前検査対象施設の共用 (使用前検査対象施設は、他の原子力施設又は同一の工場等内の他の使用施設等と共用する場合には、使用前検査対象施設の安全性を損なわないものでなければならぬ。)			
第 1 項 第 19 条に規定する「使用前検査対象施設の安全性を損なわない」とは、使用前検査対象施設のうち、当該使用前検査対象施設以外の原子力施設との間で共用するもの、又は同一の工場等内の他の使用施設等と共用するものについては、その機能、構造等から判断して、共用によって、当該使用前検査対象施設の安全性に支障を来さないことをいう。			本施設の原子炉建家、換気設備、電源設備は、原子炉施設と、No.3 カナールはホットラボと共用しているが、これらはその機能、構造等から必要な対策が施されており、本施設の安全性に支障を及ぼすことはない。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 20 条 誤操作の防止 (使用前検査対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならぬ。)</p>			
<p>第 1 項 第 1 項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において使用前検査対象施設の状態が正確かつ迅速に把握できること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じた設計であることをいう。</p>			<p>誤操作を防止するため指示計、スイッチ等には名称標示等を行う。また、表示ランプ等を設け、異常状態を速やかに把握できるようにする。</p>
<p>第 20 条第 2 項 安全上重要な施設は、容易に操作することができないものでなければならぬ。</p>			
<p>第 2 項 第 2 項に規定する「容易に操作することができるもの」とは、設計評価事故が発生した状況下（混乱した状態等）であっても、簡潔な手順によって必要な操作が行える等の使用者に与える負荷を小さくすることができるよう考慮された設計であることをいう。また、設計評価事故の発生後、一定期間は、使用者の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。</p>			<p>安全上重要な施設はないため該当しない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 21 条 安全避難通路等 (使用前検査対象施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。)			
第一号 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路			本施設には、建築基準法、同法施行令及び同法施行規則に準拠し、安全避難通路を設ける。
第二号 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明			
第 1 項 第 2 号に規定する「照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明」とは、その電力が非常用電源から供給される照明装置、又は電源を内蔵した照明装置をいう。			安全避難通路には、非常用照明灯及び避難誘導灯を設ける。 非常用照明灯は、建築基準法、同法施行令及び同法施行規則に準拠し、設置する。避難誘導灯は、消防法、同法令施行令及び同法施行規則に準拠し、設置する。
第三号 設計評価事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源			
第 2 項 第 3 号に規定する「設計評価事故が発生した場合に用いる照明」とは、昼夜及び場所を問わず、使用前検査対象施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明のことをいい、現場作業の緊急性に応じて、事故対策の作業に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応を含むものとする。			設計評価事故等が発生した場合には、可搬型照明設備を用いる。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 22 条 設計評価事故時の放射線障害の防止 (使用前検査対象施設は、設計評価事故時に於いて、周辺監視区域の外の公衆に放射線障害を及ぼさなければならぬ。)			
第 3 項 上記 1 の評価は、使用前検査対象施設内に、機器等の破損、故障、誤動作あるいは使用者の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定し、その発生の可能性との関連において、各種の安全設計の妥当性を確認することという観点から評価することを行う。設計評価事故として評価すべき事例は以下に掲げるとおりとする。	第一号	核燃料物質による臨界	該当しない。 質量管理を行っているため核燃料物質による臨界は発生しない。
	第二号	閉じ込め機能及び遮蔽機能の不全（火災・爆発及び比重物の落下によるものを含む。）	本設計評価事故では、照射済燃料試料（3 体）をラックでホットラボへ移送中、ラックから照射済燃料試料（3 体）が落下し、被覆管が全て破損して、被覆管内部に蓄積している核分裂生成物がカナルに流出し、この FP が原子炉建家内へ漏えいし、全て地上放出するような事象を想定しており、閉じ込め機能が不全であるとして評価を行う。なお、遮蔽機能を担っているカナル水の漏えいは想定していないため、遮蔽機能は健全であるとして評価を行う。
第 4 項 上記 1 の放射性物質の放出量の計算については、技術的に妥当な解析モデル及びパラメータを採用するほか、以下の各号に掲げる事項に関し、十分に検討し、安全裕度のある妥当な条件を設定すること。	第一号	放射性物質の形態、性状及び存在量	評価に用いる核燃料物質の存在量は照射済燃料試料（3 体）の値を採用した。
	第二号	放射線の種類及び線源強度	評価に用いる核燃料物質の線源強度は、照射済燃料試料（3 体）の値を採用した。
	第三号	閉じ込め機能（高性能エアフィルタ等の除去系の機能を除く。）の健全性	該当しない。 地上放出による評価を行うため。
	第四号	排気系への移行率	該当しない。 地上放出による評価を行うため。
	第五号	高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率	該当しない。 地上放出による評価を行うため。
	第六号	遮蔽機能の健全性	本設計事故においてカナルからの漏水は想定し

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
	第七号	臨界の検出及び未臨界にするための措置	<p>ないため、遮蔽機能は健全である。</p> <p>該当しない。</p> <p>質量管理を行っているため核燃料物質による臨界は発生しない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 23 条 貯蔵施設 (貯蔵施設には、次に掲げるところにより、核燃料物質を貯蔵するための施設又は設備を設けなければならない。)</p>	<p>第一号</p>	<p>核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有すること。</p>	<p>貯蔵施設は、核燃料物質を貯蔵するための十分な容量を有している。</p>
<p>第二号</p>	<p>核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施設又は立入制限の措置を講じたものであること。</p>	<p>貯蔵施設には立入制限の措置を講じており、標識を設けている。</p>	<p>貯蔵施設には立入制限の措置を講じており、標識を設けている。</p>
<p>第三号</p>	<p>第 1 項第 2 号に規定する「立入制限の措置」とは、柵その他の人がみだりに立ち入らないようにするための措置のことをいう。</p>	<p>第 1 項第 2 号に規定する「立入制限の措置」とは、柵その他の人がみだりに立ち入らないようにするための措置のことをいう。</p>	<p>上記に同じ。</p>
<p>第 2 項</p>	<p>第 1 項第 3 号に規定する「標識を設けるもの」とは、核燃料物質を貯蔵する室、箱等には、核燃料物質が存在することを明示するため、貯蔵するための室にあってはその出入口又はその付近、貯蔵するための箱等にあってはその表面に標識を付すものとし、併せて、「貯蔵室」、「貯蔵箱」等と記載し、さらに、許可なくして立入りを禁ずる又は許可なくして触れることを禁ずる旨を記載等することをいう。</p>	<p>第 1 項第 3 号に規定する「標識を設けるもの」とは、核燃料物質を貯蔵する室、箱等には、核燃料物質が存在することを明示するため、貯蔵するための室にあってはその出入口又はその付近、貯蔵するための箱等にあってはその表面に標識を付すものとし、併せて、「貯蔵室」、「貯蔵箱」等と記載し、さらに、許可なくして立入りを禁ずる又は許可なくして触れることを禁ずる旨を記載等することをいう。</p>	<p>上記に同じ。</p>
<p>第 23 条第 2 項</p>	<p>貯蔵施設には、核燃料物質を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>貯蔵施設には、核燃料物質を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>該当しない。</p>
<p>第 3 項</p>	<p>第 2 項に規定する「冷却するために必要な設備を設けなければならない。」とは、取り扱う核燃料物質（ブルトニウム等）の崩壊熱等を考慮して、冷却機能を設けること等をいう。</p>	<p>第 2 項に規定する「冷却するために必要な設備を設けなければならない。」とは、取り扱う核燃料物質（ブルトニウム等）の崩壊熱等を考慮して、冷却機能を設けること等をいう。</p>	<p>冷却の必要がある核燃料物質は保有していない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>第24条 廃棄施設 (貯蔵施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物処理するための施設又は設備を設けなければならない。)</p>			
<p>第2項 第1項第1号に規定する「空气中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する」とは、排気設備が以下の要件を満たすことをいう。「空气中に放射性物質が飛散するおそれのないとき」には、密封された容器に核燃料物質が封入されているとき、使用又は貯蔵する核燃料物質が極めて少量であって、放射線業務従事者の呼吸する空气中及び周辺の監視区域外の空气中の放射性物質の濃度が線量告示を満足することが明らかであるときを含む。</p>	<p>第一号</p>	<p>排気口における排気中の放射性物質の濃度を原子力規制委員会が定める濃度限度以下とする能力を有すること又は排気監視設備を設けて排気中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区域の外の空气中の放射性物質の濃度を原子力規制委員会が定める濃度限度以下とする能力を有すること。</p>	<p>原子炉建家内の空気は各排気設備により高性能なフィルタ等を通してろ過したのち、放射性物質の濃度を連続的に監視しながら排気筒から放出する。 また、本施設の換気設備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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（昭和63年7月26日科学技術庁告示第20号）に定める周辺監視区域の外の空气中の放射性物質の濃度限度以下とする能力を有する。</p>
	<p>第二号</p>	<p>排気設備は、排気口以外から気体が漏れにくい構造とし、かつ、腐食しにくい材料を用いること。</p>	<p>排気設備は、排気口以外から気体が漏れにくい構造とし、かつ、腐食しにくい材料を用いている。</p>
	<p>第三号</p>	<p>排気設備には、その故障が生じた場合において放射性物質によって汚染された空気の広がりを急速に防止することができざる装置を設けること。</p>	<p>原子炉建家の各排気設備は、予備の排風機を有しており、故障した場合は予備機に切り替えられる構造となっている。 居室実験室建家の排気設備が故障した場合は、フードを閉止して使用しない。</p>
<p>第3項 第1項第2号に規定する「水中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃</p>	<p>第一号</p>	<p>排水口における排液中の放射性物質の濃度を原子力規制委員会が定める濃度限度以下とする能力を有すること又は排水監視設備を設けて水中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区域の境界における排水中の放射性物質の濃度を原子力規制委員会が定める</p>	<p>該当しない。 JMTR施設から周辺監視区域外に放射性廃液を排水することはない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTRの対応事項
<p>棄物を処理する能力を有する」とは、排水設備が以下の要件を満たすことをいう。</p>	<p>第二号 第三号</p>	<p>濃度限度以下とする能力を有すること。 排水設備は、排液が漏れにくい構造とし、排液が浸透しにくく、かつ、腐食しにくい材料を用いること。 排水浄化槽は、排液を採取することができる構造又は排液中における放射性物質の濃度を測定することができる構造とし、その出口には、排液の流出を調節する装置を設け、かつ、その上部の開口部は、蓋のできる構造とし、その周囲に柵その他の人がみだりに立ち入らないようにするための施設を設けること。</p>	<p>排水設備は、排液が浸透しにくく、かつ、腐食しにくい材料を使用している。 該当しない。 排水浄化槽はない。</p>
<p>第4項 第1項第1号及び第2号の規定において、通常時の線量評価の条件は、以下のとおりであること。</p>	<p>第一号 第二号 第三号 第四号</p>	<p>排気中の放射性物質の3月間の平均濃度の評価に当たって、放射性物質の形態・性状及び取扱量、排気系への放射性物質の移行率並びに高性能エアフィルタ等除去系の捕集効率を考慮する場合には、適切な安全余裕を見込むこと。 排水中の放射性物質の濃度の3月間の平均濃度を評価するに当たっては、放射性物質の取扱量、排水系への放射性物質の混入率を適切に考慮すること。 周辺監視区域の境界における線量の評価は、使用施設等からの直接線及びスカイシャイン線による外部被ばくの評価と適切に合算し、原子力規制委員会が定める線量限度以下となることを確認すること。 放射線業務従事者の線量評価は、廃棄施設の処理する能力等を考慮した内部被ばく評価と核燃料物質等からの直接線による外部被ばくの評価とを適切に合算し、原子力規制委員会が定める線量限度以下となることを確認すること。この際、当該線量評価には、管理区域に点検等のために定期に立ち入ることによる被ばく量を含め</p>	<p>周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が3月間の平均濃度として「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の1/3以下とする能力を有する。 該当しない。 JMTR施設から周辺監視区域外に放射性廃液を排水することはない。 周辺監視区域の境界における直接線及びスカイシャイン線による外部被ばくは、各施設から発生する直接線及びスカイシャイン線を適切に合算し、線量限度以下であることを確認している。 所有している核燃料物質はすべて密封であることから内部被ばくをすおそれはない。 第3排水系貯槽の機器、配管に対する遮蔽及び照射済核燃料物質をホットラボへ引渡す際の取り扱い時の遮蔽並びに保管廃棄施設に固体廃棄</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
		<p>ること。</p>	<p>物を保管した時の遮蔽について線量当量率の計算を行い、放射線業務従事者の外部被ばくが線量限度を下回ることを確認している。</p>
<p>第 24 条第 2 項 廃棄施設には、放射性廃棄物を保管廃棄する場合は、次に掲げるところにより、保管廃棄施設を設けなければならない。</p> <p>第一号 放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有するものであること。</p>			<p>原子炉建家 1 階に約 7m²、原子炉建家地下 3 階に約 30m²であり、保管廃棄設備に保管した固体廃棄物は、計画的に廃棄物管理施設に引き渡し、保管廃棄施設の保管能力を超えないよう管理する。</p> <p>保管廃棄設備である廃棄物保管庫は、箱型構造となっており原子炉建家 1 階に設置されている。廃棄物保管室の床はコンクリート、壁及び天井はフレキシブルボードの鉄骨造り構造となっており、原子炉建家地下 3 階に設置されている。両設備とも外部と区画されている。</p>
<p>第三号 放射性廃棄物を冷却する必要がある場合には、冷却するためには必要な設備を設けるものであること。</p> <p>第四号 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施設又は立入制限の措置を講じたものであること。</p>			<p>該当しない。 冷却が必要な放射性廃棄物は発生しない。 保管廃棄設備の出入口は常時施錠し、許可を受けた者以外は立ち入らないようにする。</p>
<p>第 24 条第 3 項 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>第 1 項 第 3 項に規定する「標識を設けなければならない。」とは、次の各号に掲げること</p>	<p>第一号</p>	<p>保管廃棄施設には、放射能標識を保管廃棄施設の外部に通ずる部分又はその付近に付すものとし、「保管廃棄施設」と記載し、さらに、許可なくして立入りを禁ずる旨を記載等すること。</p>	<p>廃棄施設の管理区域出入口付近及び保管廃棄設備の扉に放射能標識を設けている。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
をいう。	第二号	排気設備には、放射能標識を排気口又はその付近及び排気浄化装置の表面に付すものとし、「排気設備」と記載し、さらに、許可なくして触れることを禁ずる旨を記載等すること。また、排気管に付す標識は、日本産業規格による放射能表示（以下「放射能表示」という。）とし、排気管の表面に付すこと。	排気設備には、放射能標識を設けている。
	第三号	排水設備には、放射能標識を排水浄化槽の表面又はその付近及び排液処理装置の表面に付すものとし、「排水設備」と記載し、さらに、許可なくして立入りを禁ずる又は許可なくして触れることを禁ずる旨を記載等すること。また、排水管に付す標識は、放射能表示とし、排水管の表面に付すこと。	排水設備には、放射能標識を設けている。

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 25 条 汚染を検査するための設備 (密封されていない核燃料物質を使用する場合には、管理区域内の放射性物質により汚染されるおそれのある場所から退出する者の放射性物質による汚染を検査するために必要な設備を設けなければならない。)</p> <p>第 1 項</p> <p>第 25 条に規定する「汚染を検査するために必要な設備を設けなければならない」とは、例えば、以下の各号に掲げる要件を満たすことをいう。</p>	第一号	<p>汚染検査は、人が通常出入りする使用施設の出入口の付近等放射性物質による汚染の検査を行うのに最も適した場所で行うこと。</p>	<p>管理区域の出入口に汚染検査のための場所を設けている。</p>
	第二号	<p>汚染検査を行う場所の内部の壁、床その他放射性物質によって汚染されるおそれのある部分は、汚染の広がりを防止できる構造とすること。</p>	<p>汚染検査を行う場所の内部の壁、床その他放射性物質によって汚染されるおそれのある部分は、汚染の広がりを防止できる構造となっている。</p>
	第三号	<p>汚染検査を行う場所には、必要に応じて、洗浄設備、更衣設備等を設け、汚染の検査のための放射線測定器及び汚染の除去に必要な器材を備えること。</p>	<p>汚染検査を行う場所には、洗浄設備、更衣設備等を設け、汚染の検査のための放射線測定器及び汚染の除去に必要な器材を備えている。</p>
	第四号	<p>上記三に定める洗浄設備を設置する場合には、その排水管は、排水設備に連結すること。</p>	<p>洗浄設備の排水管は排水設備に連結されている。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
第 26 条 監視設備			
<p>(使用前検査対象施設には、必要に応じて、通常時及び設計評価事故時において、当該使用前検査対象施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し、並びに設計評価事故時における迅速な対応のために必要な情報を適切な場所に表示できる設備を設けなければならない。)</p>			
第 1 項			
第 26 条に規定する「放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し」とは、核燃料物質等の使用の形態に応じて、使用前検査対象施設の周辺監視区域周辺において、サンプリングや放射線モニタ等により放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視し、かつ、設計評価事故時に迅速な対策が行えるように、必要に応じて、放射線源、放出点、使用前検査対象施設周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所を測定及び監視することをいう。			<p>周辺監視区域周辺における線量率等の測定及び監視を実施している。</p>
第 2 項			
第 26 条の規定において、通常時における環境に放出する気体・液体廃棄物の監視及び測定については、「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」(昭和 53 年 9 月 29 日原子力委員会決定)を参考とすること。			<p>通常時における環境に放出する気体・液体廃棄物の監視及び測定については、「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」(昭和 53 年 9 月 29 日原子力委員会決定)を参考とすること。</p>
第 3 項			
第 26 条の規定において、設計評価事故時における監視及び測定については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定)を参考とすること。			<p>設計評価事故時における監視及び測定については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定)を参考とすること。</p>
第 4 項			
第 26 条の規定において、モニタリングポストについては、核燃料物質の使用方法等に応じて、非常用所内電源系統(無停電電源を含む。)により外部電源系統の機能喪失から電源復旧までの期間、計測に必要な電源を確保できる設計であること。			<p>監視設備に係る設計のうち、モニタリングポストについては、核燃料物質の使用方法等に応じて、非常用所内電源系統(無停電電源を含む。)により外部電源系統の機能喪失から電源復旧までの期間、計測に必要な電源を確保できる設計である。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 27 条 非常用電源設備 (使用前検査対象施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視設備その他当該使用前検査対象施設の安全機能を確保するために必要な設備を使用することができ、必要に応じて非常用電源設備を設けなければならない。)</p>			
<p>第 1 項 非常用電源系は、停電等の外部電源系統の機能喪失時における安全機能の確保のために必要な以下の設備のために、十分な容量、機能を有すること。</p>	第一号	放射線監視設備	外部電源系統からの電気の供給が停止した場合においても本施設では貯蔵のみを行うため安全上問題はない。 なお、商用電源喪失時における代替処置としてサーベイメータによる測定作業を行う。
	第二号	管理区域の排気設備	外部電源系統からの電気の供給が停止した場合においても本施設では貯蔵のみを行うため安全上問題はない。
容量、機能	第三号	火災等の警報設備、緊急通信・連絡設備、非常用照明灯等	通信設備及び非常用照明灯は内蔵された蓄電池を有している。 火災等の警報設備は、商用電源喪失時における代替処置として自動火災報知設備には可搬型発電機により給電する。 該当しない。
	火災等の警報設備、緊急通信・連絡設備、非常用照明灯		

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 28 条 通信連絡設備等 (使用前検査対象施設が設置される工場等には、設計評価事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信連絡設備を設けなければならない。)</p>			
<p>第 1 項 第 1 項に規定する「通信連絡設備」とは、工場等内の人に対し必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる設備をいう。</p>			<p>通信設備は、緊急時の通報連絡を確保するためのもので、一斉放送設備とページング設備からなる。</p>
<p>第 28 条第 2 項 使用前検査対象施設が設置される工場等には、設計評価事故が発生した場合においてその施設外の通信連絡をすることができるよう、専用通信回線を設けなければならない。</p>			
<p>第 2 項 第 2 項に規定する「専用通信回線」とは、衛星専用 IP 電話等、事業者が独自に構築する専用の通信回線又は電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できる回線であることをいう。</p>			<p>施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる専用の通信設備を設けている。 事故・故障又は災害が発生した場合若しくはそのおそれがある場合に対処できるように、通信設備や資機材、規則や要領書を備える</p>
<p>第 28 条第 3 項 専用通信回線は、必要に応じて多様性を確保するものでなければならない。</p>			
<p>第 3 項 第 3 項に規定する「必要に応じて多様性を確保する」とは、例えば、発生頻度が設計評価事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射線が放出するおそれがある事故の発生に備えて、通信回線の多様性を確保することをいう。</p>			<p>該当しない。 本施設は、「発生頻度が設計評価事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線が放出するおそれがある事故」は想定されない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第 29 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (使用前検査対象施設は、発生頻度が設計評価事故より低い事故であって、当該使用前検査対象施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならぬ。)</p>			
<p>設計評価事故を超える事故想定</p>		<p>周辺監視区域外において 5mSv を超える想定</p>	<p>本施設は、周辺監視区域外において 5mSv を超える事故は想定されない。</p>
<p>第 2 項 上記 1 の「設計評価事故を超える事故」を想定する際には、例えば、次に掲げる条件を含め、検討すること。</p>	<p>第一号</p>	<p>事故発生条件 想定される事故が単独で、同時に又は連鎖して発生することを想定するに当たっては、同一の室内にある等、同じ防護区内 (発生する事故により、他の設備及び機能に影響を及ぼしうる範囲) にある設備及び機器の機能喪失の同時発生の可能性について考慮することをいう。なお、関連性が認められない偶発的な同時発生の可能性を想定する必要はない。想定される事故としては、例えば次の各号が考えられる。</p>	
		<p>臨界</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>火災・爆発</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>閉じ込め機能の喪失</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>冷却機能の喪失</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>外的事象 (地震・津波 (地震随伴事象を含む。) 等)</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>その他施設の特性に応じた事故</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>事象進展の条件</p>	
	<p>第二号</p>	<p>放射性物質の放出量は、事故の発生以降、事態が収束するまでの総放出量とする。</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>設備及び機器から飛散又は漏えいする核燃料物質の量は、最大取扱量を基に設定する。</p>	<p>該当しない。</p>
		<p>臨界事故の発生が想定される場合には、取り扱う核燃料物質の組成 (富化度) 及び量、減速材の量、臨界事故継続の可能性、及び最新の知見等を考慮し、適切な臨界事故の規模 (核分裂数) が設定されていることを確認する。また、放射性物質、放射線の放出量についても、臨界事</p>	<p>該当しない。</p>

項目	条項番号	要求事項	JMTR の対応事項
<p>第3項 第29条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは、例えば、次の各号に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。</p>		<p>故の規模に応じて適切に設定されていることを確認する。</p>	
	<p>第三号</p>	<p>その他の条件 作業環境（線量、アクセス性等を含む。）、資機材、作業員、作業体制等を適切に考慮すること。</p>	<p>該当しない。</p>
	<p>第一号</p>	<p>設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備等の配備。</p>	<p>該当しない。</p>
	<p>第二号</p>	<p>拡大を防止するための措置として、フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備の配備。 また、現場の作業環境を適切に評価し、対策を実施する放射線業務従事者の作業安全（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱う施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響に対する安全対策を含む。）を確保できるものであること。</p>	<p>該当しない。</p>
<p>第4項 第29条の規定において、想定される事故に応じて、再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（原子力規制委員会規則第27号、平成25年12月18日制定）及び加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（原子力規制委員会規則第17号、平成25年12月18日制定）の重大事故等の拡大の防止等を参考とすること。</p>			<p>該当しない。</p>

This is a blank page.

