

(第26回検査制度の見直しに関するワーキンググループ提出資料)  
平成31年4月22日(改2)

日本原子力研究開発機構  
安全・核セキュリティ統括部

## グレーデッドアプローチに基づく重要度分類(暫定版)について(案)

(注:本資料には検討中の事項も含まれるため、今後変更する場合がある。)

### (目次)

1. 施設・設備に係る重要度分類	1
1.1 安全機能の重要度分類等を参考にした定性的重要度分類	3
1.2 事故評価に基づく定量的重要度分類	5
1.2.1 定量的重要度分類の判定基準	5
1.2.2 事故評価の流れ	7
1.2.3 簡易評価	7
2. 保安活動に係る重要度分類	8
別表1 安全上の機能別重要度分類	12
別表2 安全上の機能別重要度分類に係る定義	12
別表3 PS機能の重要度分類例(参考用)	13
別表4 MS機能の重要度分類例(参考用)	14
別表5 許可申請書に記載すべき事故評価	15
別表6 設計基準事故等の想定及び評価条件	18
別表7 事故評価例	26

(本資料は、機構共通ガイド「保全計画ガイド」の別添として添付する。)

## 1. 施設・設備に係る重要度分類

原子力機構（以下「機構」という。）の事業施設には、**研究開発施設**として様々な事業形態がある。一方、多種多様な事業施設の中でも、**事業ごとの類似設備**（原子炉運転制御設備、核燃料取扱設備、核燃料貯蔵設備、閉じ込め設備、遮蔽設備等）や**基盤施設としての共通設備**（放射線管理設備、換気空調設備等）がある。重要度分類に当たっては、それら**事業施設の多様性及び特殊性並びに類似性**を考慮する必要がある。

また、多種多様な事業施設の中でも、施設の**運転・使用形態**、そこで取り扱われる**原子力規制物の量、物理・化学的性状等**によって、**施設の潜在的リスクの程度は大きく異なる**。そのような施設の潜在的リスクの程度を考慮し、設備機器への保安要求を合理的なものとするため、例えば試験研究用原子炉施設（以下「研究炉」という。）では、平成3年7月18日付け原子力安全委員会決定「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「研究炉安全設計指針」という。）において、熱出力に応じて「**高出力炉（10MW以上50MW以下）**」、「**中出力炉（500kW以上10MW未満）**」及び「**低出力炉（500kW未満）**」に**グループ分け**する考え方が示され、よりリスクの大きい**実用発電炉との差別化及び運転形態等の特殊性の考慮**がなされている。

このような多種多様でリスクの程度の幅が大きい研究開発施設に対する保全重要度分類に当たり、これまでに採用されてきた重要度分類（原子炉施設の安全機能の重要度分類、耐震重要度分類）の考え方を参考に、第1.1節で「**定性的重要度分類**」を策定するとともに、第1.2節で施設の内包するリスクの程度に応じた「**定量的重要度分類（暫定版）**」を導入する。

### （グレーデッドアプローチの具体化に関する段階的検討について）

- ・実用発電炉を除く事業施設においては、設計基準事故（DBA）及び設計基準事故を超える事故（bDBA）に対する確率論的リスク評価が行われていないため、今回の検査制度見直しで求められる「安全上の重要性に基づく合理的な保全方法」を構築する上で必要な「リスク情報（リスク等級）」が明確にされていない。
- ・このため、当面（新検査制度導入初期）、新規制基準適合性確認審査において「安全上重要な施設」の選定に際して検討された「安全機能が喪失した場合の公衆被ばく線量に係る検討」及び「従来から実施してきた決定論的事故評価等に基づく方法」を参考に、設備機器の保全重要度を分類することにする。
- ・今後、実用発電炉以外の事業施設に関するリスク情報（リスク等級）の定量化に係る検討を進め、段階的に「保全方法の高度化」に資することにする。その際、危険性の小さな原子力施設において重要となる「作業従事者に対する安全確保」の観点からの検討を加えることとする。

## 1.1 安全機能の重要度分類等を参考にした定性的重要度分類

定性的な重要度分類に当たっては、平成3年7月18日付け原子力安全委員会決定「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」（以下「研究炉重要度分類指針」という。）を参考にする。すなわち、研究炉の炉型、熱出力、運転形態等の多様性を考慮して策定された研究炉重要度分類指針の考え方（別表1～別表4）は、同じく多様性を有する他事業施設での重要度分類の参考とすることができる。

このうち、別表3及び別表4に示す「重要度分類例（参考）」の重要度クラスは、研究炉の被覆燃料を想定したものであることから、再処理施設、加工施設又は核燃料使用施設においては、核燃料の物理・化学形態、密封・非密封状態、放射線レベルに応じてランクを上げるべきである。例えば、使用済燃料取扱設備や高レベル廃液取扱設備、多量のプルトニウムを取り扱う設備など、放射線レベルが高く、かつ、非密封で取り扱う設備はクラス1又は2とすることが妥当である。

また、別表3及び別表4に示す「原子炉熱出力によるグループ分け」については、熱出力以外の指標として、後述（第1.2.1節、表1）の「事故時被ばく線量基準の目安」が参考になる。すなわち、事故時被ばく線量が5mSvを超えるおそれのあるものは「高出力炉」、0.5mSvを超えるものは「中出力炉」、0.05mSvを超えるものは「低出力炉」に相当するとして分類してもよい。

以上の定性的な「安全機能の重要度分類」を参考に、さらに「グレーデッドアプローチの考え方（下記注釈\*1）」並びに従前の「施設定期検査及び施設定期自主検査の対象設備の区分（下記注釈\*2）」を加味し、保守対象設備機器の「保全重要度の分類フロー（定性的重要度分類）」として整理したものが図1である。

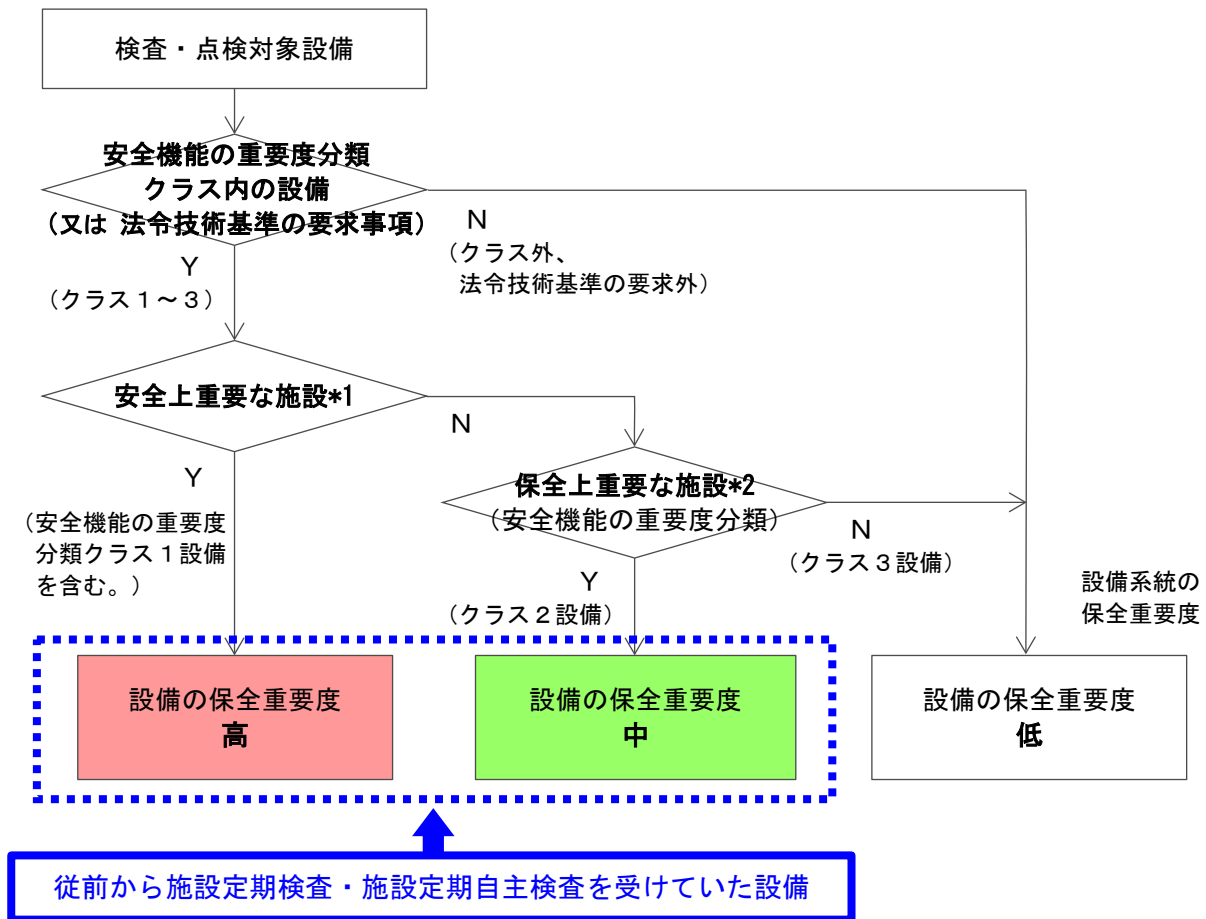


図1 保全重要度の分類フロー

(分類に係る注記)

上記フローによる分類を基本とするが、施設ごとに、施設全体の事故時放射線影響の程度、設備機器の故障時における施設全体の安全性への影響、設備機器ごとの特殊性及び保守性、施設の状況（廃止措置、廃棄物埋設等の移行段階を含む。）等を勘案して決定する。

\*1 安全上重要な施設を有しない試験研究炉においても、主たる安全機能のうち、臨界制御の重要性の観点から「止める」に関する設備は保全重要度「高」とする。（「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」（原子力規制庁 平成28年6月15日）の考え方を参考にして設定）

\*2 「保全上重要な施設」として選定する設備は、設備機器の主たる安全機能のうち、従前から施設定期検査・施設定期自主検査の対象として高い信頼性が求められている「冷やす・閉じ込める（遮蔽を含む。）」とそれを支援する非常用電源設備のほか「監視・警報」（原子炉の運転制御（プロセス計装、インターロック等）、臨界防止、放射線監視（排気筒モニタ及びエリアモニタに限る。））に該当する設備とする。すなわち、安全機能の重要度分類がクラス3であっても、「保全上重要な施設」の選定を優先する。

## 1.2 事故評価に基づく定量的重要度分類

第 1.1 節（図 1）に示した保全重要度分類は、“機構内の現状の事業施設について相対的に区分”したものであり、運転可能な実用発電炉を含めた“絶対的な区分”ではない。すなわち、保全重要度「高」「中」であっても実用発電炉のそれと比べて安全要件の度合いが小さいと考えられるため、グレーデッドアプローチの考え方を参考に、保全方式や検査方法の合理化（安全要件の程度のつり合い）を図ることとする。

### 1.2.1 定量的重要度分類の判定基準

実用発電炉とそれ以外の施設における安全要件の程度のつり合いを考えるに当たり、施設の内包するリスクの尺度として、事故時の周辺公衆に対する被ばく影響を参考とする。すなわち、現行法令に基づき事業許可申請書に記載する事故評価（決定論的事故評価）における周辺公衆の被ばく線量の程度に応じて、施設及び設備機器のグレード分けを行う。このとき、**実用発電炉から低リスク施設までをカバーする絶対的グレード分け**とするため、「安全上重要な施設」の判定基準である 5 mSv から 1/10 ずつの幅を目安として分類する。つまり、

- 1) 「高」 5 mSv 超（「安全上重要な施設」の判定基準）
- 2) 「中」 0.5 mSv 超（公衆被ばく年限度 1 mSv の半分、放射線業務従事者以外の法令報告基準）
- 3) 「低」 0.05 mSv\*超※
- 4) 「極低」 0.05 mSv\*以下※

（\*昭和50年5月13日付け原子力委員会決定「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」より、通常運転時の環境放出に伴う公衆被ばくを低く保つ努力目標値）

（※施設リスクの程度が十分小さく周辺公衆にとって安全上問題とならないレベルであることから、今後、放射線業務従事者に対する被ばく影響により分類することを検討していく。）

であり、整理すると表 1 に示すとおりとなる。

この表 1 は、実用発電炉から低リスク施設までをカバーする「“絶対的”な重要度分類」と、第 1.1 節（図 1）で示した、事業施設ごとの「“相対的”な重要度分類」の関係を表したものである。

表 1 において、（ア）絶対的重要度「極高」の実用発電炉（運転停止後も大量の崩壊熱を除去するための動的設備が必要）と、絶対的重要度「高」以下の発電炉以外の事業施設（保安に必要な動的設備が限定的又は不要）との間には、施設の潜在的リスクに大きな開きがある。この潜在的リスクの大きな開きに対するグレーデッドアプローチの適用については、今後、①設計基準事故を超える重大事故（多量の放射性物質等を放出する事故）又は大規模損壊に対する放射線影響とその発生頻度の定量評価、及び、②重大事故対応（アクシデントマネジメント等）に係る国際基準との比較が必要である。

また、表 1 において、（イ）絶対的重要度「中」の多量の放射性物質等を取り扱う事業施設と、絶対的重要度「低」の比較的少ない放射性物質等を取り扱う事業施設との間、さらに、（ウ）絶対的重要度「低」の放射性物質等を非密封で取り扱う事業施設と、絶対的重要度「極低」の放射性物質等を密封で取り扱う事業施設との間にも、潜在的リスクに開きがある。これら**比較的**低リスクの事業施設においても、原子力規制物を取り扱う事業施設として高い信頼性が求められている設備機器、すなわち“相対的”重要度「中」のものについては、“絶対的重要度”にかかわらず、従前と同様の保安活動を維持することが望ましい（第 1.1 節、図 1 の注釈\*2 参照）。ただし、その保安活動の程度（点検・巡視の内容、頻度等）については、“絶対的”重要度を考慮して差別化を図ることとする（後述の第 2 節、図 2 の注釈\*4、\*5 及び\*6 参照）。

表1 施設全体としての絶対的な安全上の重要度及び  
事業施設間の相対的な保全重要度の比較（目安）

施設全体の絶対的重要度	施設（略称） 潜在的リスク、取扱い形態等  事故時被ばく線量基準の目安	設備機器の重要度				
		絶対的重要度 極高	絶対的重要度 高 5mSv 超*1	絶対的重要度 中 0.5mSv 超	絶対的重要度 低 0.05mSv 超*2	絶対的重要度 極低 0.05mSv 以下*2
極高	実用発電炉 甚大放出の可能性	相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低		
高	再処理施設 大量放出の可能性		相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低	
	高出力研究炉 大量放出の可能性		相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低	
中	研究開発段階発電炉（廃止措置*） 多量のNaや放射化物等の取扱い			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
	再処理施設（廃止措置*） 多量の使用済燃料やPu等の取扱い			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
	低出力研究炉 反応度事故の可能性			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
	加工施設 臨界事故の可能性			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
	安重施設使用施設 多量の使用済燃料やPu等の取扱い			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
	高出力研究炉（廃止措置*） 多量の放射化物等の取扱い			相対的重要度 高	相対的重要度 中	相対的重要度 低
低	低出力研究炉（廃止措置*） 放射化物等の取扱い				相対的重要度 中	相対的重要度 低
	加工施設（廃止措置*） 核燃料・汚染物の非密封取扱い				相対的重要度 中	相対的重要度 低
	低リスク使用施設 核燃料の非密封取扱い				相対的重要度 中	相対的重要度 低
	廃棄物管理・処理施設 廃棄物・汚染物の非密封取扱い				相対的重要度 中	相対的重要度 低
極低	極低リスク使用施設 核燃料の密封取扱い、少量取扱い				相対的重要度 中*3	相対的重要度 低
	廃棄物埋設施設 廃棄物埋設後の密封取扱い				相対的重要度 中*3	相対的重要度 低

※ 廃止措置の段階によってさらに潜在的リスクは減少する。

\*1 「安全上重要な施設」を有する原子力施設であって、設計基準事故等に対処する設備機器が機能喪失した場合には、公衆の被ばく影響が5mSvを超えるおそれのあるもの。

\*2 施設リスクの程度が十分小さく周辺公衆にとって安全上問題とならないレベルであることから、今後、放射線業務従事者に対する被ばく影響により分類することを検討していく。

\*3 原子力規制物の取扱い形態等によっては、該当する設備機器がない場合もある。

### 1.2.2 事故評価の流れ

事故評価は、従前方法と同様、以下に示すとおり、(1) 事故評価対象事象を選定し、(2) 事故進展シナリオに基づく放射線影響評価を行う。

#### (1) 事故評価対象事象

定量的重要度分類において評価に用いる事故評価は、現行法令（原子炉等規制法及び各事業規則とそれらの解釈）に示されている方法（決定論的事故評価）により行う。各事業施設における事故評価対象事象を別表5に整理する。

#### (2) 事故進展シナリオに基づく放射線影響評価

前項(1)の事象（設計基準事故等）ごとに、事故進展シナリオによる放射線影響評価を行う。その想定及び評価条件については、各事業施設の事業規則及びその解釈に示されている。各事業施設における事故評価対象事象を別表6に整理する。

### 1.2.3 簡易評価

第1.2.2節に示した事故評価では、想定される事象の中から最大影響を及ぼす事象（以下「最大影響事故」という。）が事業許可申請書に記載される。最大影響を及ぼさない事象についても、その事象による放射線影響を基に、当該事象進展で期待する設備機器（安全機能）に対する重要度分類を行うことができる。例えば、最大影響事故の放射線影響が5mSvを超えるものであっても、それ以外の事故想定放射線影響がその1/10の0.5mSv以下であれば、第1.2.1節（表1）に示したとおり、当該事象進展で期待する設備機器は1つ下のグレードに分類することができる。

この考え方に沿って、想定事象ごとに、事象進展で期待する設備機器の重要度分類を行う。また、このとき、同種又は同様の設備機器の使用、対処方法・管理の運用、原子力規制物の取扱い等が行われるようであれば、次のような簡易評価も可とする。

#### (1) 同類事象（同種・同様の設備機器・運用・取扱い）の比例倍評価

- ① 内蔵・取扱い放射エネルギー
- ② 移行率（\*参考文献参照）
- ③ 大気拡散係数（ $D/Q$ 又は $\chi/Q$ ）
- ④ 線量換算係数（核種及び経路依存）

#### (2) 許可量等による単純比較

- ⑤ 内蔵・取扱い放射エネルギー（許可量）のみによる単純比較

これら簡易評価において、類似事象の評価結果の参考となるよう、代表的な施設における事故評価結果（事業許可申請書記載）を別表7《整理中》に整理する。

---

#### \*参考文献の例

- ・ 溶液状核燃料物質の室内雰囲気への移行率（0.01%）について  
S. L. Sutter et al., "Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air," NUREG/CR-2139 (1981).
- ・ 建家での沈着による除染係数（10＝移行率0.1ほか）について  
E. M. Flew, B. A. J. Lister, "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning," IAEA-SM-119/7 (1969).

## 2. 保安活動に係る重要度分類

第1.2.1節の定性的重要度分類（図1）及び第1.2.2節の定量的重要度分類（表1）に次の事項を加味し、保守対象設備機器の保全重要度と保全方式の分類フローを統合した。このとき、保安活動における連続性（現行法令下における保安活動から新検査制度下での保安活動への混乱なき移行）の観点から、従前の保安活動との整合及び移行期間における継続的改善を念頭に、新たな保安活動（保全計画及び事業者検査に係る独立性の確保）について整理したものが図2及び表2である。

（保安活動に係る重要度選定で考慮すべき事項）

- 1) 機器信頼性（多重性、多様性、独立性、フェイルセーフ機構の設計考慮、代替機能の有無等）  
（下記注釈\*1及び\*2）
- 2) 施設及び設備機器《又は保安活動》に対する潜在的リスクの程度（下記注釈\*3）
- 3) 施設操業性（本来目的達成のための安定操業に向けた保安活動）（下記注釈\*4、\*5及び\*6）
- 4) 経済性（中長期保全（更新・改造）を含むトータルとしての資源投入の最適化）《今後の新検査制度の運用評価を経て追加考慮していくこととする。》

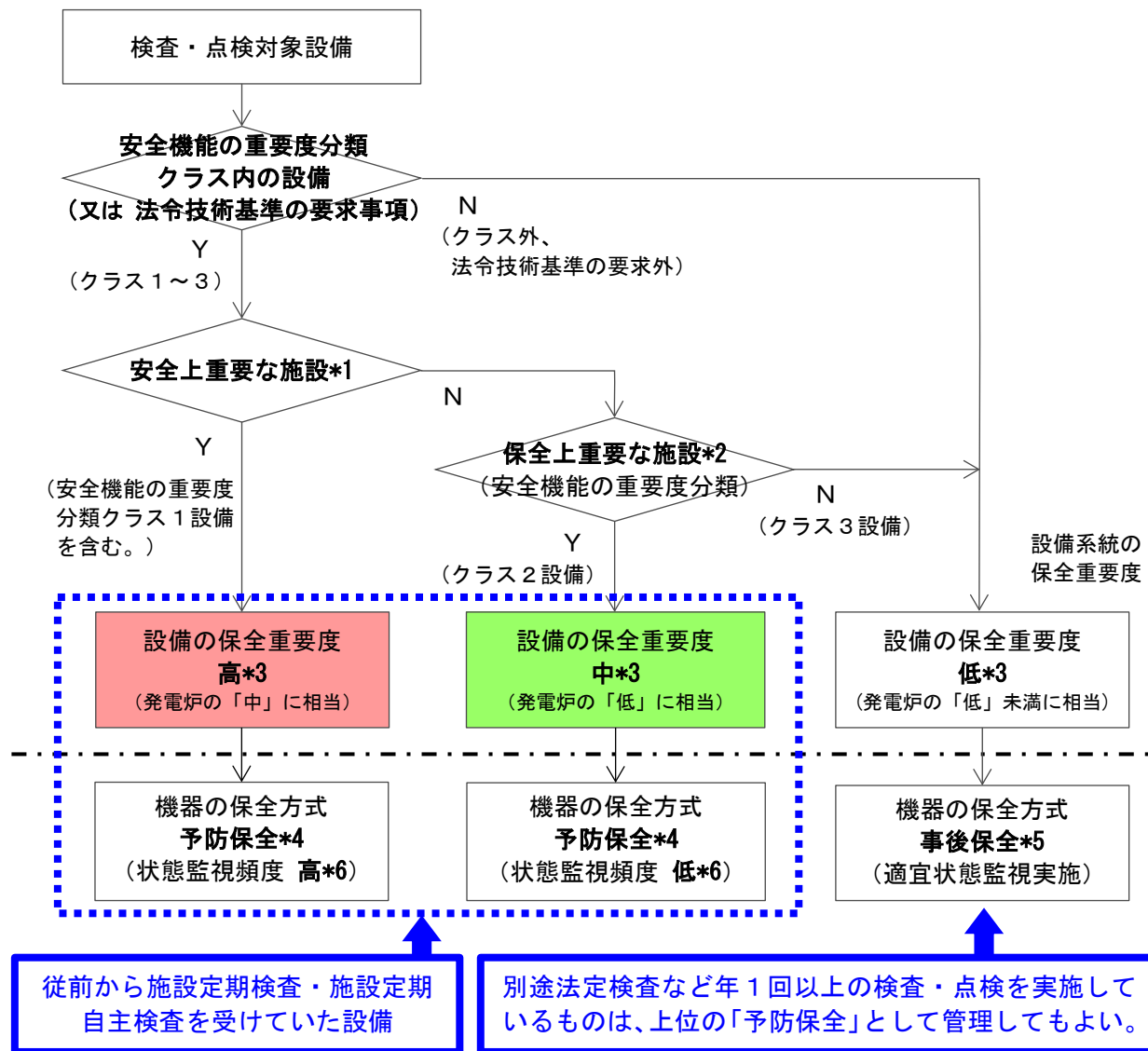


図2 保全重要度及び保全方式の分類フロー

（図中注記\*1～\*6については次葉参照）



(分類に係る注記)

上記フローによる分類を基本とするが、施設ごとに、施設全体の事故時放射線影響の程度、設備機器の故障時における施設全体の安全性への影響、設備機器ごとの特殊性及び保守性、施設の状況（廃止措置、廃棄物埋設等の移行段階を含む。）等を勘案して決定する。

\*1 安全上重要な施設を有しない試験研究炉においても、主たる安全機能のうち、臨界制御の重要性の観点から「止める」に関する設備は**保全重要度「高」**とする。（「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」（原子力規制庁 平成 28 年 6 月 15 日）の考え方を参考にして設定）

\*2 「**保全上重要な施設**」として選定する設備は、主たる安全機能のうち、従前から施設定期検査・施設定期自主検査の対象として高い信頼性が求められている「**冷やす・閉じ込める（遮蔽を含む。）**」とそれを支援する非常用電源設備のほか「**監視・警報**」（原子炉の運転制御（プロセス計装、インターロック等）、**臨界防止、放射線監視（排気筒モニタ及びエリアモニタに限る。）**）に該当する設備とする。すなわち、安全機能の重要度分類がクラス3であっても、「保全上重要な施設」の選定を優先する。

\*3 事故評価（決定論的事故評価）における周辺公衆《又は放射線業務従事者※》の被ばく線量の程度を考慮した「施設及び設備機器の“絶対的”重要度（表1参照）」を加味し、保安活動の程度（点検・巡視の内容、頻度等）を下記\*4、\*5 及び\*6 のとおり差別化する。

《※表1において絶対的重要度分類「低」又は「極低」に分類されるグレードは、施設リスクの程度が十分小さく周辺公衆にとって安全上問題とならないレベルであることから、今後、放射線業務従事者に対する被ばく影響により分類することを検討していく。》

\*4 予防保全とする設備は、所定の点検及び必要なメンテナンス（消耗品の交換や補給、異常が見られたときの補修等）を行うが、その保全方法は、系統を構成する設備（支援機器を含む。）のすべてに同じものを適用するのではなく、機器単位で選定する。それら機器が故障したときに**施設の安全性に影響を与えないもの**については、施設の操業性を考慮して保全方法を選定する。（例えば、電気・電子部品など劣化の兆候が把握できないもの又はVベルトなど突発的に損傷・故障してしまうものについては、施設の操業性に支障がない場合は、故障後の交換も可とする。）

ただし、「施設の安全性に影響を与えない」とは、次の場合をいう。

① 運転や作業の前に準備として機器を動かすもの若しくは運転や作業の監視を行うものであって、故障があれば運転や作業を行わないことで施設の安全性が確保できる場合。

② 運転中や作業中に故障があっても、その影響が施設全体に及ぶ前に、運転や作業を停止する若しくは必要な保安措置を講じることで施設の安全性が確保できる場合。

\*5 事後保全とする設備でも、巡視において異状又は異常を認めたときは、速やかに経過観察（巡視の頻度や内容の調整を含む。）又は異状・異常の解消のための必要な処置を施す。

また、別途、定期的な点検や法定検査など年1回以上の検査・点検を実施しているものは、上位の「予防保全」として管理してもよい。

\*6 状態監視の**頻度「低」**とは所定の期間で（ルーチンとして）監視を行うことを、**頻度「高」**とはそれに加え施設の運転や作業のつど（起動前点検、作業前点検等として）監視を行うことをいう。

従前の国の立会検査

あり なし

表2 検査確認方法分類表

保全区分	機能別区分		研究開発段階発電炉・試験研究炉		再処理・加工		核燃料使用*1	
			安全上重要な施設を有する施設	安全上重要な施設を有しない施設	安全上重要な施設を有する施設	安全上重要な施設を有しない施設	低リスク施設*2	極低リスク施設*3
							廃棄物管理・埋設	
検査対象 (法令技術基準の要求対象となる設備)	◆主たる安全機能	止める (原子炉のみ)	立会確認 又は 抜取確認 【相対的重要度:高】	立会確認 又は 抜取確認 【相対的重要度:高】	—	—	—	—
		冷やす (使用済燃料管理、保安電源設備を含む。)			立会確認 又は 抜取確認 【相対的重要度:高】	—	—	
		閉じ込める (遮蔽、保安電源設備を含む。)	立会確認 又は 記録確認 【相対的重要度:高】	記録確認 【相対的重要度:中】	抜取確認 又は 記録確認 【相対的重要度:高】	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認*4 【相対的重要度:中】	
従前の機能性能に関する項目	◆その他の安全機能	監視・警報 (主たる安全機能の警報は上段に準じる。)	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認 【相対的重要度:中】	記録確認*4 【相対的重要度:中】
新規基準として追加された項目	◆その他の安全機能	取扱制限、漏えい防止、通信連絡等 (日常的に点検・使用しているもの)	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】
		火災防止*5、避難経路等 (法定検査として実施しているもの)	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】	記録確認 (保安状況等) 【相対的重要度:低】

ほぼ従前どおりの検査

新たに事業者検査として実施

新規追加となる検査

上記分類を基本とするが、施設の状況（廃止措置、廃棄物埋設等の移行段階を含む。）を勘案して適宜変更する。廃止措置対象施設において機能維持が不要な設備機器は、検査・点検を省略する。

(表中注記\*1～\*5 及び 各「確認」の補足については次葉参照)

(分類に係る注記)

- \*1 安全上重要な施設を有する施設の場合は、加工施設に準じる。
- \*2 政令 41 条該当施設で耐震Bクラス施設を有する施設（密封取扱施設を除く。）
- \*3 政令 41 条該当施設で耐震Cクラス施設のみから成る施設若しくは密封取扱施設、又は、政令 41 条非該当施設
- \*4 原子力規制物の取扱い形態等によっては、該当する設備機器がない場合もある。
- \*5 重大な火災・爆発の防止に係る設備（安全上重要な施設）は主たる安全機能（保全重要度：高）に準じる。

(検査確認方法の基本的考え方は下記のとおり。ただし、事後検証ができないものについては、立会確認とする。)

- ・「立会確認」（全数立会確認） 保全重要度が高いもの
- ・「抜取確認」（全数記録確認＋一部立会確認） 保全重要度が中程度 又は 検査項目が多いもの
- ・「記録確認」（全数記録確認） 保全重要度が低いもの 又は 検査時間が長いもの
- ・「記録確認（保安状況等）」（点検・巡視記録等の確認） 日常的に点検・巡視・使用 又は 別途法定検査を実施しているもの

別表1 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
重要度による分類	安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1
		クラス2	PS-2	MS-2
		クラス3	PS-3	MS-3
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

別表2 安全上の機能別重要度分類に係る定義

分類	定義	
	PS	MS
クラス1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器
		2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器
クラス2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器
		2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器
		3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器
クラス3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器

別表3 PS機能の重要度分類例（参考用）

安全機能	構築物、系統及び機器	重要度クラス		
		高出力炉* (10MW以上 50MW以下)	中出力炉* (500kW以上 10MW以下)	低出力炉* (500kW未満)
過剰な反応度の印加防止	制御棒ストッパ機構	2	2	2
炉心の形成	炉心支持構造物	2	2	2
	燃料要素	2	2	2
炉心の冷却	1次冷却系設備	2	3	3 —
	2次冷却系設備	3	3 —	3 —
放射性物質の貯蔵	核燃料貯蔵設備※	3	3	3 —
	放射性固体・液体廃棄物処理施設※	3	3	3
燃料を安全に取り扱う機能	核燃料取扱設備※	3	3	3 —
冷却材の循環	1次冷却系設備（主循環ポンプ）	3	3	3 —
プラント計測・制御	反応度制御系、計測制御系	3	3	3
冷却材へのFP放散防止	燃料被覆材	3	3	3 —
（照射ループ設備） 冷却材バウンダリ	外套管	2	3 —	—
保護機能	耐圧管	2	3 —	—
試料冷却	1次系	2	3 —	—

（注）—は、原子炉施設により該当しない場合があることを示す。

（注）下線は、「研究炉重要度分類指針」の引用物に加筆した箇所であることを示す。）

（注）太字は、原子炉以外の施設においても参考にできることを示す。

（※）研究炉の被覆燃料を想定したものであることから、再処理施設、加工施設又は核燃料使用施設においては、核燃料の物理・化学形態、密封・非密封状態、放射線レベルに応じて重要度クラスのランクを上げるべきである。例えば、使用済燃料取扱設備や高レベル廃液取扱設備、多量のプルトニウムを取り扱う設備など、放射線レベルが高く、かつ、非密封で取り扱う設備はクラス1又は2とすることが妥当である。

（\*）原子炉出力以外の指標として、第1.2.1節（表1）の「事故時被ばく線量基準の目安」が参考になる。すなわち、事故時被ばく線量が5mSvを超えるおそれのあるものは「高出力炉」、0.5mSvを超えるものは「中出力炉」、0.05mSvを超えるものは「低出力炉」に相当するとして分類してもよい。

別表4 MS機能の重要度分類例（参考用）

安全機能	構築物、系統及び機器		重要度クラス		
			高出力炉* (10MW以上 50MW以下)	中出力炉* (500kW以上 10MW以下)	低出力炉* (500kW未満)
原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒、スクラム機構		1	2	2
停止後の炉心冷却	崩壊熱除去設備（補助ポンプ等）		2	3 —	—
炉心の冠水維持	サイフォンブレーカ、 <u>冠水維持バウンダリ</u>		2	2 3	—
放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減	非常用排気設備		2	2 —	3 —
	原子炉建屋、排気筒		2	2	3
工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	安全保護系	停止系	1	2	2
		工学的安全施設	2	3	3
安全上重要な関連機能	非常用電源設備		2	2 —	—
事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉建屋内放射線モニタ		2	2	2
	原子炉プール水位計、 <u>使用済燃料貯蔵プール水位計</u>		3	3	3 —
	通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明		3	3	3
制御室外安全停止	制御室外原子炉停止装置		3	3	3
原子炉圧力上昇緩和	逃がし弁		3 —	3 —	—
（実験設備） 炉心の冠水維持に必要な機能	水平実験孔（水止用板）		2	2 3	—
（照射ループ設備） 保護機能	安全弁、逃がし弁		2	3 —	—
特に重要な計測	圧力計、温度計		2	3 —	—

（注）—は原子炉施設により該当しない場合があることを示す。

（注）下線は、「研究炉重要度分類指針」の引用物に加筆した箇所であることを示す。）

（注）太字は、原子炉以外の施設においても参考にできることを示す。

（\*）原子炉出力以外の指標として、第1.2.1節（表1）の「事故時被ばく線量基準の目安」が参考になる。すなわち、事故時被ばく線量が5mSvを超えるおそれのあるものは「高出力炉」、0.5mSvを超えるものは「中出力炉」、0.05mSvを超えるものは「低出力炉」に相当するとして分類してもよい。

別表5 許可申請書に記載すべき事故評価（1／3）

	設計基準事故等	重大事故等	廃止措置中の事故
研究開発段階発電炉※	<p>「設計基準事故」</p> <p>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。</p> <p>一 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化*1</p> <p>二 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化*1</p> <p>三 環境への放射性物質の異常な放出*1</p> <p>四 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化*1</p> <p>五 その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象*1</p>	<p>「重大事故」</p> <p>次に掲げるもの。</p> <p>一 炉心の著しい損傷</p> <p>二 核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷</p>	<p>「廃止措置中の事故」</p> <p>廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故。</p>
試験研究炉※	<p>「設計基準事故」</p> <p>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。</p> <p>一 反応度の異常な投入*2</p> <p>二 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化*2</p> <p>三 環境への放射性物質の異常な放出*2</p> <p>四 その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象*2</p>	<p>「多量の放射性物質等を放出する事故」</p> <p>《中出力炉又は高出力炉のみ》</p> <p>発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、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。</p> <p>一 冷却システムの故障又は冷却材（本条においては「冷却水」）の漏えいによる燃料体の損傷が想定される事故*2</p> <p>二 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故*2</p> <p>イ 使用済燃料貯蔵設備の冷却システムが故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故*2</p> <p>ロ 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故*2</p>	<p>「廃止措置中の事故」</p> <p>廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故。</p>

\*1 「研究開発段階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」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」より。

\*2 「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「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」より。

※ 廃止措置により保安対象でなくなった事項については、想定する必要はない。

別表5 (つづき) 許可申請書に記載すべき事故評価 (2/3)

	設計基準事故等	重大事故等	廃止措置中の事故
再処理施設※	<p>「設計基準事故」</p> <p>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。</p> <p>一 冷却機能、水素掃気機能等の安全上重要な施設の機能喪失*3</p> <p>二 溶媒等による火災、爆発*3</p> <p>三 臨界*3</p> <p>四 その他評価が必要と認められる事象*3</p>	<p>「重大事故」</p> <p>設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故であって、次に掲げるもの。</p> <p>一 セル内において発生する臨界事故</p> <p>二 使用済燃料から分離された物であって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固</p> <p>三 放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発</p> <p>四 セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発(前号に掲げるものを除く。)</p> <p>五 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷</p> <p>六 放射性物質の漏えい(前各号に掲げる事故に係るものを除く。)</p>	<p>「廃止措置中の事故」</p> <p>廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故。</p>
加工施設※	<p>「設計基準事故」</p> <p>多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。</p> <p>一 核燃料物質による臨界*4</p> <p>二 閉じ込め機能の不全(火災及び爆発並びに重量物落下を含む。)*4</p>	<p>「重大事故」</p> <p>設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故であって、次に掲げるもの。</p> <p>一 臨界事故</p> <p>二 核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失</p>	<p>「廃止措置中の事故」</p> <p>廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故。</p>
核燃料使用施設※	<p>「設計評価事故」</p> <p>操作上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災、爆発その他の災害により発生する事故であって、公衆に放射性物質又は放射線による影響を及ぼすおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。</p> <p>一 核燃料物質による臨界*5</p> <p>二 閉じ込め機能及び遮蔽機能の不全(火災・爆発及び重量物の落下によるものを含む。)*5</p>	<p>「多量の放射性物質等を放出する事故」</p> <p>《安全上重要な施設(5mSv超)を有する施設のみ》</p> <p>発生頻度が設計評価事故より低い事故であって、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。</p> <p>一 臨界*5</p> <p>二 火災・爆発*5</p> <p>三 閉じ込め機能の喪失*5</p> <p>四 冷却機能の喪失*5</p> <p>五 外的事象(地震・津波(地震随伴事象を含む。))等)*5</p> <p>六 その他施設の特性に応じた事故*5</p>	<p>「廃止措置中の事故」</p> <p>廃止措置の工事上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故。</p>

\*3 「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より。

\*4 「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より。

\*5 「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」より。

※ 廃止措置により保安対象でなくなった事項については、想定する必要はない。



別表5 (つづき) 許可申請書に記載すべき事故評価 (3 / 3)

	設計基準事故等	重大事故等	廃止措置中の事故
廃棄物管理施設	<p>「設計最大評価事故」 安全設計上想定される事故のうち、公衆が被ばくする線量を評価した結果、その線量が最大となるもの。</p> <p>一 高レベル放射性固体廃棄物、放射性固体廃棄物等の落下等に伴う放射性物質の飛散*6 二 廃棄物管理施設内の火災及び爆発*6 三 その他機器等の破損、故障、誤動作又は操作員の誤操作等に伴う放射性物質の外部放出等の事故の発生の可能性を、技術的観点から十分に検討し、技術上発生が想定される事故であって、公衆の放射線被ばくの観点から重要と考えられる事故*6</p>	— (該当なし)	<p>「廃止措置中の事故」 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故。</p>
廃棄物埋設施設	<p>「事故・異常」 埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から埋設の終了までの間においては、以下の事故・異常の発生の可能性を検討し、廃棄物埋設施設に事故・異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>一 誤操作による放射性固体廃棄物の落下等に伴う放射性物質の飛散*7 二 配管等の破損、各種機器の故障等による放射性物質の漏出*7 三 自然現象による影響*7 四 外部人為事象(故意によるものを除く。)、火災・爆発、電源喪失等による影響*7</p>	— (該当なし)	<p>「廃止措置中の事故」 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故</p>

\*6 「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より

\*7 「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より

別表6 設計基準事故等の想定及び評価条件

(下線箇所は、着目すべき主要点を示す。)

(1/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
研究開発段階発電炉	<p>「<b>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針</b>」(抜粋)</p> <p>2. 評価すべき範囲</p> <p>2.2 事故</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。</p> <p>3. 評価すべき事象の選定</p> <p>原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とすべき事象を適切に選定しなければならない。</p> <p>3.2 事故</p> <p>前記2.2に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。</p> <p><u>(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</u></p> <p><u>(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</u></p> <p><u>(3) 環境への放射性物質の異常な放出</u></p> <p><u>(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</u></p> <p><u>(5) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象</u></p> <p>4. 判断基準</p> <p>4.2 事故</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。</p> <p>(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>(2) 燃料エンタルピーは制限値を超えないこと。</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。</p> <p>(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>4.3 判断基準適用の原則</p> <p>一つの事象に対し、複数の判断基準が適用される場合には、原則として各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない。ただし、解析条件を変えても、結果に与える影響が小さいこと、あるいは他の判断基準が満足されることが明らかなことが示された場合には、最も厳しくなる一つの判断基準に対する解析条件で代表させることができる。</p> <p>5. 解析に当たって考慮すべき事項</p> <p>5.1 解析に当たって考慮する範囲</p> <p>想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定しなければならない。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までを包含しなければならない。</p> <p>5.2 安全機能に対する仮定</p>

	<p>(1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、<u>原則として「重要度分類指針」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる機能とする。</u>ただし、MS-3に属するものであっても、その機能を期待することの妥当性が示された場合においては、これを含めることができる。</p> <p>(2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「<u>事故</u>」に対処するために必要な系統、機器について、<u>原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。</u>この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。</p> <p>(3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮しなければならない。</p> <p>(4) 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にしなければならない。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては、同様とする。</p> <p>(5) 「事故」の解析に当たって、<u>工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮しなければならない。</u></p> <p>(6) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合においては、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒一本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合にあつては、その制御棒全数）が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮しなければならない。</p> <p>5.3 解析に使用する計算プログラム、モデル及びパラメータ      想定された事象の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認しなければならない。      解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いてもよい。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込まなければならない。</p>
--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(2 / 8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
試験研究炉	<p>「<u>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</u>」（抜粋）</p> <p>2. 評価すべき範囲</p> <p>2.2 事故  「<u>運転時の異常な過渡変化</u>」を超える異常な状態であつて、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。</p> <p>3. 評価すべき事象の選定</p> <p>3.2 事故  前記2.2に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質により敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。</p> <p><u>(1) 反応度の異常な投入</u></p> <p><u>(2) 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化</u></p> <p><u>(3) 環境への放射性物質の異常な放出</u></p>

#### (4) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

##### 4. 判断基準

##### 4.2 事故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- (1) 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生しないこと。
- (2) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (3) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

##### 4.3 判断基準適用の原則

一つの事象に対し、複数の判断基準が適用される場合には、原則として各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない。ただし、解析条件を変えても、結果に与える影響が小さいこと、あるいは他の判断基準が満足されることが明らかなが示された場合には、最も厳しくなる一つの判断基準に対する解析条件で代表させることができる。

##### 5. 解析に当たって考慮すべき事項

##### 5.1 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定しなければならない。また、解析は、事象が収束することが合理的に推定できる時点までを包含しなければならない。

##### 5.2 安全機能に対する仮定

- (1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として「研究炉の重要度分類の考え方」において定めるMS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。ただし、MS-3に属するものであっても、その機能を期待できることの妥当性が示された場合においては、これを含めることができる。
- (2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統及び機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障がない期間内に除去若しくは修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。
- (3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮しなければならない。
- (4) 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にしなければならない。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては、同様とする。
- (5) 「事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合には、商用電源が利用できない場合も考慮しなければならない。
- (6) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒一本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合においては、その制御棒全数）が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮しなければならない。

##### 5.3 解析に使用する計算プログラム、モデル及びパラメータ

想定された事象の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認しなければならない。

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いてもよい。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込まなければならない。

(3/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
再 処 理 施 設	<p><b>「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」</b></p> <p>第16条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>1 第16条に規定する「安全機能を有する施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない」については、再処理施設の設計の基本方針に深層防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（ここでは「事故等」という。）を選定し、解析及び評価すること。また、上記の「深層防護の考え方」とは、異常の発生が防止されること、仮に異常が発生したとしてもその波及、拡大が抑制されること、さらに異常が拡大すると仮定してもその影響が緩和されることをいう。</p> <p>2 事故等の評価</p> <p>一 放射性物質が存在する再処理施設内の各工程ごとに、運転時の異常な過渡変化及び機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員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という観点から設計基準事故等を選定し評価する。評価すべき事例は以下に掲げるとおりとする。</p> <p>① 運転時の異常な過渡変化</p> <p>② 設計基準事故</p> <p style="margin-left: 2em;">a) 冷却機能、水素掃気機能等の安全上重要な施設の機能喪失</p> <p style="margin-left: 2em;">b) 溶媒等による火災、爆発</p> <p style="margin-left: 2em;">c) 臨界</p> <p style="margin-left: 2em;">d) その他評価が必要と認められる事象</p> <p>ただし、類似の事象が2つ以上ある場合には、最も厳しい事象で代表させることができる。</p> <p>二 上記一の「事故等」とは、再処理施設を異常な状態に導く可能性のある多数の事象を整理し、施設の設計とその評価に当たって考慮すべきものとして選定する事象をいう。評価すべき事象のうち上記一②a)～d)に示す各事象は、「運転時の異常な過渡変化」を超える事象であって、発生の可能性は低い、発生した場合は、運転時及び停止時の線量評価の際に設定された年間の放出量を超える放射性物質の放出の可能性がある、再処理施設の安全設計の妥当性を評価する観点から想定する必要のある事象である。</p> <p>三 上記事象の解析に当たっては、技術的に妥当な解析モデル及びパラメータを採用して解析を行うとともに、以下に掲げる事項を満たすものとする。</p> <p>① <u>異常事象を速やかに収束させ、又はその拡大を防止し、あるいはその結果を緩和することを主たる機能とする系統については、その機能別に異常事象の結果が最も厳しくなる単一故障<sup>*1</sup>を仮定すること。</u></p> <p>※1) ①は、信頼性に関する設計上の考慮の要求を満足していることを確認するとともに、作動を要求されている諸系統間の協調性や手動操作を必要とする場合の運転員の役割等を含め、系統全体としての機能と性能を確認しようとするものである。単一故障の仮定は、当該事象に対して果たされるべき安全機能の観点から結果を最も厳しくするものを選定し、かつ、これを適切な方法で示さなければならない。</p> <p>② 事故等の解析に当たって仮定する「単一故障」は、動的機器の単一故障とすること。</p> <p>③ 1つの想定事象について2つ以上の安全機能が要求される場合には、機能別に単一故障を仮定すること。</p> <p>④ 事象の影響を緩和するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕<sup>*2</sup>を考慮すること。</p> <p>※2) 事故等の解析に当たって要求されている運転員の手動操作に関する「時間的余裕」については、一般的に運転員の信頼度は、発生事象の態様によって異なり、かつ、発生直後に低下し、時間とともに回復することから、操作を必要とする時点と操作完</p>

	<p>了までの時間的余裕、運転員に与えられる情報、必要な操作等を考慮して個々の想定すべき事象ごとに判断すべきである。その検討の結果、運転員に十分な信頼度が期待し得ると判断される場合には、その動作に期待してもよい。ただし、事象の発生が検出されてから短時間に操作が完了できると見込まれる場合であっても10分以内の操作の完了を期待してはならない。</p> <p>⑤ <u>放射性物質の放出の低減に係る系統及び機器の機能を期待する場合には、外部電源の喪失を仮定すること。</u></p> <p>四 設計基準事故の評価を行う際には、直接線及びスカイシャイン線による影響を考慮すること。</p> <p>五 事故等に対する安全設計の妥当性を評価するに当たっては、上記一①については温度、圧力、流量等が、それぞれの最大許容限度（当該再処理施設の設計と関連して、温度、圧力、流量等のパラメータの安全設計上許容される限度であり、再処理事業指定申請書に記載される値）を超えないことを、また、上記一②については公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを判断の基準とすること。</p> <p>六 上記五の「温度、圧力、流量等が、それぞれの最大許容限度を超えないこと」については、仮に運転時の異常な過渡変化に伴って、放射性物質が放出されても、この放出量は、運転時及び停止時の線量評価の際に選定された年間の放出量を十分下回っていること。</p> <p>七 上記五の「公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」については、線量の評価を設計基準事故の発生頻度との兼ね合いを考慮して行うこととする。ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1 mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1 mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもあり得るとなっている。これは運転時及び停止時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい事故の場合にも適用することとし、敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5 mSvを超えなければリスクは小さいと判断する。なお、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもそのリスクは小さいと判断できる。</p> <p>3 放射性物質の大気中の拡散</p> <p>上記2三の線量の解析に当たって、<u>環境に放出された放射性物質の大気中の拡散については、「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日原子力安全委員会決定）を準用すること。</u></p>
--	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(4/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
加工施設	<p><b>「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」</b></p> <p>第15条（設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>1 第15条に規定する「設計基準事故時において、工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないもの」とは、設計基準事故を選定し、解析及び評価を行った結果、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが確認できるものをいう。</p> <p>2 上記1の「公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない」とは、敷地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ないことをいう。</p> <p>ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1ミリシーベルトを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1ミリシーベルトを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもあり得るとなっている。これは通常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい事故の場合にも適用することとし、敷地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なければリスクは小さいと判断する。なお、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもそのリスクは小さいと判断できる。</p> <p>3 上記1の評価は、核燃料物質が存在する加工施設の各工程に、機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員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という観点から設計基準事故を選定し評価することをいう。設計基準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。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>一 核燃料物質による臨界</li> <li>二 閉じ込め機能の不全（火災及び爆発並びに重量物落下を含む。）</li> </ul> <p>4 上記1の放射性物質の放出量等の計算については、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放射性物質の形態、性状及び存在量</li> <li>二 放射線の種類及び線源強度</li> <li>三 閉じ込めの機能（高性能エアフィルタ等の除去系の機能を除く。）の健全性</li> <li>四 排気系への移行率</li> <li>五 高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率</li> <li>六 遮蔽機能の健全性</li> <li>七 臨界の検出及び未臨界にするための措置</li> </ul>
--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(5/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
	<p><b>「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」</b></p> <p>第22条（設計評価事故時の放射線障害の防止）</p> <p>1 第22条に規定する「設計評価事故時において、周辺監視区域の外の公衆に放射線障害を及ぼさないもの」とは、設計評価事故の解析及び評価を行った結果、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが確認できることをいう。</p> <p>2 上記1の「著しい放射線被ばくのリスク」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。</p> <p>3 上記1の評価は、施設検査対象施設内に、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という観点から評価することをいう。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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 核燃料物質による臨界</li> <li>二 閉じ込め機能及び遮蔽機能の不全（火災・爆発及び重量物の落下によるものを含む。）</li> </ul> <p>4 上記1の放射性物質の放出量等の計算については、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放射性物質の形態、性状及び存在量</li> <li>二 放射線の種類及び線源強度</li> <li>三 閉じ込めの機能（高性能エアフィルタ等の除去系の機能を除く。）の健全性</li> <li>四 排気系への移行率</li> <li>五 高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率</li> <li>六 遮蔽機能の健全性</li> <li>七 臨界の検出及び未臨界にするための措置</li> </ul>

核燃料使用施設

(6/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
	<p><b>「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」</b></p> <p>第12条（設計最大評価事故時の放射線障害の防止）</p> <p>1 第12条の「設計最大評価事故」は、以下に掲げる手順に基づき評価を行うこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 事故の選定 廃棄物管理施設の設計に即し、 <ul style="list-style-type: none"> <li>① 高レベル放射性固体廃棄物、放射性固体廃棄物等の落下等に伴う放射性物質の飛散</li> <li>② 廃棄物管理施設内の火災及び爆発</li> <li>③ その他機器等の破損、故障、誤動作又は操作員の誤操作等に伴う放射性物質の外部放出</li> </ul> </li> </ul> <p>等の事故の発生の可能性を、技術的観点から十分に検討し、技術上発生が想定される事故であって、公衆の放射線被ばくの観点から重要と考えられる事故を含めなければならない。</p> <p>二 放射線及び放射性物質の放出量の計算 選定したそれぞれの事故について、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、次の事項を十分に検討した上で、安全裕度のある妥当な条件を設定して、放射線及び放射性物質の放出量の計算を行うこと。</p>

廃棄物管理施設

	<p>① 閉じ込め機能及び遮蔽機能の健全性</p> <p>② 放射性物質の大気中の拡散条件</p> <p>③ 評価期間</p> <p>放射線及び放射性物質の放出量の計算における評価期間の設定に当たっては、事故発生後異常を検知するまでの時間や、影響緩和のための対策に要する作業時間等を適切に考慮すること。</p> <p>三 線量の評価</p> <p>選定した事故のうち、放射線及び放射性物質の放出量の計算により公衆に対して最大の放射線被ばくを及ぼす事故を設計最大評価事故として設定し、その場合の線量をもってしても、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えるものでないことを確認すること。</p> <p>2 第12条に規定する「事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないもの」とは、設計最大評価事故時に公衆が被ばくする線量の評価値が、発生事故当たり5ミリシーベルト以下であることをいう。</p>
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(7/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
廃棄物埋設施設	<p style="text-align: center;"><b>「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」</b></p> <p>第9条（異常時の放射線障害の防止等）</p> <p>1 第1号に規定する「放射線障害を及ぼさないものであること」とは、事故・異常時における公衆の受ける線量が、発生した事故・異常につき5ミリシーベルト以下であることをいい、以下を考慮して設計されていることが必要である。</p> <p>一 埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から埋設の終了までの間においては、以下の事故・異常の発生の可能性を検討し、廃棄物埋設施設に事故・異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>① 誤操作による放射性固体廃棄物の落下等に伴う放射性物質の飛散</p> <p>② 配管等の破損、各種機器の故障等による放射性物質の漏出</p> <p>③ 自然現象による影響④外部人為事象（故意によるものを除く。）、火災・爆発、電源喪失等による影響</p> <p>二 埋設の終了から廃止措置の開始までの間においては、以下の事故・異常の発生の可能性を検討し、廃棄物埋設施設に事故・異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。なお、人工バリア（埋設された放射性廃棄物からの放射性物質の漏出の防止及び低減を行う人工構築物をいう。以下同じ。）及び天然バリア（埋設された放射性廃棄物又は人工バリアの周囲に存在し、埋設された放射性廃棄物から漏出してきた放射性物質の生活環境への移行の抑制を行う岩盤又は地盤等をいう。以下同じ。）の機能の劣化等に係る状態設定は保守的な仮定によること。</p> <p>・自然現象、外部人為事象（故意によるものを除く。）、火災・爆発、電源喪失等による廃棄物埋設施設からの放射線及び放射性物質の異常な放出又は漏出</p> <p>2 第2号に規定する「前号の期間」は、ピット処分にあっては埋設の終了後300～400年以内、トレンチ処分にあっては埋設の終了後50年程度以内を目安とする。</p> <p>3 第2号に規定する「廃棄物埋設地の保全に関する措置を必要としない状態に移行する見通しがあるもの」とは、設計時点における知見に基づき、廃棄物埋設施設の基本設計及びその方針について、廃止措置の開始以後における埋設した放射性廃棄物に起因して発生すると想定される放射性物質の環境に及ぼす影響が以下の基準を満たすよう設計されていることをいう。</p> <p>一 評価に当たっては、廃棄物埋設施設の敷地及びその周辺に係る過去の記録や現地調査結果等の最新の科学的・技術的知見に基づき、人工バリア及び天然バリアの機能並びに被ばく経路等に影響を与える自然現象及び土地利用による人間活動を考慮するものとし、人工バリア及び天然バリアの機能の状態の変化に関する要素を体系的に収集・分析し、網羅的・包括的に評価すべきシナリオを選定し、評価を行う。</p> <p>二 廃止措置の開始以後において評価の対象とする期間は、シナリオごとに公衆が受ける線量として評価した値の最大値が出現するまでの期間とする。</p> <p>三 基本シナリオ</p> <p>① 基本シナリオは、過去及び現在の状況から、廃棄物埋設地及びその周辺の地質環境、被</p>



	<p>ばく経路の特性に基づき将来起こる可能性が最も高いと予見される一連の変化を考慮し、科学的に最も可能性が高いと考えられる状態設定の下で、科学的に最も可能性が高いと考えられるパラメータを用いて評価すること。</p> <p>② 科学的に最も可能性が高い状態設定による評価シナリオにより与えられる線量が、可能な限り低く抑えられるように、廃棄物埋設施設の設計が配慮されているものであることを示すこと。すなわち、基本シナリオによる評価の結果により、埋設した放射性固体廃棄物に起因して発生すると想定される放射性物質の生活環境に及ぼす影響が無視できるほど軽微であることを示すものとして、公衆の受ける線量が年間当たり10マイクロシーベルト以下になる可能性が十分にあることを示すこと。</p> <p>③ 同一事業所内に複数の廃棄物埋設施設が予定される場合は、これらの重畳を考慮すること。</p> <p>四 変動シナリオ</p> <p>① 変動シナリオは、基本シナリオに対する不確かさを網羅的に考慮した状態設定の下で、科学的に合理的と考えられる範囲で最も厳しい設定により評価する。なお、パラメータ間に相関関係がある場合には、これを勘案した上で保守性が確保されるように設定すること。</p> <p>② 科学的に想定される変動要因を網羅的に考慮した評価シナリオにおいて、廃棄物埋設施設の設計が様々な不確かさに対する頑健性を有するものであることを示すこと。すなわち、変動シナリオによる評価の結果により、公衆の受ける線量が国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告（Pub. 103等）で示された線量拘束値の上限である年間当たり300マイクロシーベルトを超えないことを示すこと。</p> <p>③ 同一事業所内に複数の廃棄物埋設施設が予定される場合は、これらの重畳を考慮すること。</p> <p>五 上記以外の自然現象及び人為事象に係るシナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記以外の自然現象及び人為事象に係るシナリオについては、サイト条件を十分に勘案して、その影響について評価を行い、公衆の受ける線量が年間当たり1ミリシーベルトを超えないことを示すこと。</li> </ul>
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(8/8)

設計基準事故等の想定及び評価条件	
全 事 業 施 設 共 通	<p>「<u>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針</u>」（抜粋）</p> <p>3.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損（PWR、BWR）</p> <p>(6) 環境に放出された放射性物質の拡散は、「<u>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針</u>」（以下「気象指針」という。）に従って評価するものとする。</p> <p>「<u>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針</u>」（詳細省略）</p> <p>II. 気象観測方法</p> <p>III. 観測値の統計処理方法</p> <p>IV. 基本拡散式</p> <p>V. 平常運転時の大気拡散の解析方法</p> <p>VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法</p> <p>VII. 放出源の有効高さ</p>

別表7 事故評価例《整理中》

施設・大気拡散係数	事故想定	公衆の被ばく線量
<p>〇〇施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・被ばく評価地点 までの距離 ○m</li> <li>・X/Q (h/m<sup>3</sup>) 〇〇</li> <li>・D/Q (Gy/(MeV・Bq)) 〇〇</li> </ul>		