

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

平成3年7月18日
原子力安全委員会決定

一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会

．まえがき

本指針は、試験研究の用に供する水冷却型原子炉の設置許可申請(変更許可申請を含む。以下同じ。)に係る安全審査において、安全確保の観点から設計の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的としてとりまとめたものである。

本指針は、試験研究の用に供する水冷却型原子炉施設の設計に関し、その炉型、出力、運転形態等の特徴を考慮するとともに、今日までの試験研究の実績及び長年にわたる知識や経験の蓄積を生かし、かつ、最新の技術的知見に基づいている。

．適用範囲等

(1) 対象とする原子炉

本指針は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第23条第1項第3号にいう「試験研究の用に供する原子炉」(以下「研究炉」という。)のうち、臨界実験装置を除き、定常出力運転を行う水冷却型原子炉(以下「水冷却型研究炉」という。)を対象とする。

(2) 本指針の位置付けと適用範囲

本指針は、安全審査において確認すべき安全設計の基本方針をとりまとめたものであり、研究炉の一般的な設計基準を指向したものではない。

安全審査においては、当該原子炉施設の安全設計が、少なくとも本指針の要求を満足していることを確認する必要がある。ただし、設置許可申請の内容が本指針に適合しない場合があったとしても、それが技術的な改良、進歩等を反映して、本指針を満足した場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合にあっては、これを排除するものではない。

本指針は、上記(1)の水冷却型研究炉を対象としているが、それ以外の研究炉においても本指針の基本的な考え方は参考となり得ると考える。

(3) 適用方法

本指針の適用に当たっては、一律に同等の安全機能を要求することは必ずしも適切でないことを考慮して、水冷却型研究炉を熱出力に応じて次のとおりグループ分けし、

グループ分けに応じた運用を図ることとする。

- () 低出力炉 (500kW未満)
- () 中出力炉 (500kW以上、10MW未満)
- () 高出力炉 (10MW以上、50MW以下)

〔解説〕

適用範囲等

(2) 本指針の位置付けと適用範囲

本指針は、水冷却型研究炉の設置許可申請に係る安全審査において適用し、変更許可申請に係る安全審査においては、当該変更により安全性に影響を受ける部分に適用する。本指針でいう「水冷却型研究炉」とは、炉心冷却機能を有する安全設備が必要な原子炉のうち、1次冷却材に軽水又は重水を用いるものをいう。

なお、水冷却型研究炉以外の研究炉の安全審査において、本指針が参考となると考えられる範囲を以下に示す。

() 臨界実験装置

本指針の低出力炉に対する要求が参考となる。なお、原子炉の特性に係る臨界実験装置特有の安全設計の考え方を指針14の解説に加えた。

() 反応度パルス運転を行う研究炉

反応度パルス運転に特有の事項を除き、本指針が参考となる。また、定常出力運転と反応度パルス運転を併用する水冷却型原子炉については、反応度パルス運転に特有の事項を除き、本指針を適用する。

() その他の研究炉

水冷却に特有の事項を除き、本指針が参考となり得る。

(3) 適用方法

原子炉出力の大きさにより、事故時の炉心冷却の必要度及び想定される放射性物質の放出量が大きく異なるため、一律に同等の安全機能を要求することは必ずしも適切ではない。したがって、本指針の合理的運用を図るために、水冷却型研究炉を熱出力に応じて次の三つのグループに分け、各グループにおいて必要とする安全機能の重要度に応じて指針を適用することとした。

() 低出力炉 (500kW未満)

この範囲の原子炉は、通常、自然対流条件で運転されており、事故時においても十分に高い信頼度で原子炉の停止が確保されれば、炉心冷却のための冷却機能を設ける必要はない。また、出力が低く核分裂生成物のインベントリが少ないことから、放射性物質の放散を抑制又は防止するための閉じ込め機能を設ける必要性は小さい。

() 中出力炉 (500kW以上、10MW未満)

この範囲の原子炉は、出力に応じ、自然対流又は強制循環 (低流速) 条件で運転される。事故時においては、十分に高い信頼度で原子炉の停止を確保するとともに、炉心の冷却を確保するために、適切な期間、炉心の冠水維持が必要である。閉じ込め機能については、原子炉施設ごとにその必要性について適切に判断する必要がある。

() 高出力炉 (10MW以上、50MW以下)

この範囲の原子炉は、出力に応じた条件で強制循環で運転される。これに加え、商用電源喪失時のような運転時の異常な過渡変化時において、冷却材流量を確保するための強制循環用の補助ポンプ等を1次冷却系に設ける必要がある。事故時においては、十分に高い信頼性で原子炉の停止を確保するとともに、炉心の冷却を確保するために、適切な期間、炉心の冠水の維持が必要である。また、核分裂生成物のインベントリが大きいいため、閉じ込め機能を設ける必要がある。

また、熱出力50MWを超える水冷却型研究炉についても、基本的には本指針を適用できるが、本指針で包括できない事項については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」が参考となり得ると考える。

なお、本指針に係る原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全機能の重要度については、添付の「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「研究炉の重要度分類の考え方」という。)において定める。

・用語の定義

本指針において、次の各号に掲げる用語の定義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

(1) 「安全機能」とは、原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統又は機器の有する機能であって、次に掲げるものに分類される。

() その喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。

() 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和するもの。

(2) 「安全機能の重要度」とは、原子炉施設の安全性確保の見地からの安全機能の重要性の度合いをいう。

(3) 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態において、原子炉から熱を除去する系統(1次冷却系、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統等)をいう。

- (4) 「原子炉停止系」とは、臨界又は臨界超過の状態から炉心に負の反応度を投入することにより、炉心を臨界未満にし、かつ、臨界未満を維持するための機能を備えるよう設計された設備をいう。
- (5) 「反応度制御系」とは、炉心の反応度を制御することにより、原子炉の出力、燃焼、核分裂生成物等の変化に伴う反応度変化を調整するよう設計された設備をいう。
- (6) 「安全保護系」とは、原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系、工学的安全施設等の作動を直接開始させるよう設計された設備をいう。
- (7) 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設をいう。
- (8) 「冠水維持設備」とは、1次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉内冷却材の水位の過度の低下を防止し、炉心を冠水状態に維持する機能を備えるよう設計された設備をいう。
- (9) 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、原子炉容器及びそれに接続する配管等で構成し、炉心を冠水状態に維持する障壁を形成するよう設計された範囲の設備をいう。
- (10) 「単一故障」とは、単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む。
- (11) 「動的機器」とは、外部入力によって能動的に所定の機能を果たす機器をいう。
- (12) 「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。
- (13) 「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。
- (14) 「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。
- (15) 「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉の運転をすることができる限界をいう。
- (16) 「通常運転」とは、計画的に行われる起動、停止、出力運転、燃料取替等のような原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものをいう。
- (17) 「異常状態」とは、通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、運転時の異常な過渡変化及び事故をいう。
- (18) 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。
- (19) 「事故」とは、「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、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

〔解 説〕

(6) 「安全保護系」

「安全保護系」には、原子炉停止系を緊急作動するための信号回路と工学的安全施設等の作動を行わせるための信号回路とがあり、いずれの設備も検出器から動作装置入力端子までをいう。

(7) 「工学的安全施設」

「工学的安全施設」の具体例は、冠水維持設備、非常用排気設備等をいう。

(8) 「冠水維持設備」

「冠水維持設備」の具体例は、次のとおりである。

プール型原子炉の場合

炉心冠水維持バウンダリ（原子炉容器の下部及びそれに接続する配管）及びサイフォンブレイク弁をいう。

プール・タンク型原子炉の場合

炉心冠水維持バウンダリ（原子炉容器の下部及びそれに接続する配管）、サイフォンブレイク弁、プール・タンク連通弁及び冠水維持を長時間にわたり確保することを目的としたサンプピット再循環設備をいう。

タンク型原子炉の場合

炉心冠水維持バウンダリ（原子炉容器の下部並びにそれに接続する配管及び弁）、非常用補給設備及び冠水維持を長時間にわたり確保することを目的としたサンプピット再循環設備をいう。

(10) 「単一故障」

「従属要因」とは、単一の原因によって必然的に発生する要因をいう。

(14) 「独立性」

「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力、放射線等による影響因子、及び系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子をいう。

(15) 「燃料の許容設計限界」

「継続して原子炉の運転をすることができる」とは、必ずしもそのままの状態から原子炉を運転することを意味するものではなく、故障箇所の修理及び必要な場合における燃料の検査・取替を行った後に運転を再開することも含む。

燃料の許容設計限界のめやすとしては、被覆材の最高温度、燃料の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比等が判断の基礎となる。

(19) 「事故」

「想定される」とは、原子炉施設の安全設計の観点から考慮すべき頻度で発生すると考えられることをいう。

本指針にいう「想定される飛来物」、「想定される静的機器の単一故障」等も、上記の考え方に準じて解釈する。

．原子炉施設全般

指針 1 ． 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して、適切と認められる規格及び基準によるものであること。

〔解説〕 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査に当たっては、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。

ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする必要がある。

「規格及び基準によるものである」とは、対象となる構築物、系統及び機器について設計、材料の選定、製作及び検査に関して準拠する規格及び基準を明らかにしておくことをいう。

指針 2 ． 自然現象に対する設計上の考慮

1 ． 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

2 ． 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

〔解説〕 「適切と考えられる設計用地震力」は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして求めた設計用地震力を用いることとする。また、必要に応じ地震によるタンク又は容器内の液体の揺動（スロッシング）の影響について適切に考慮するものとする。

「自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合わせに遭遇した場合において、その設備が有する安全機能を達成する能力が維持されることをいう。

「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境をもとに、洪水、津波、風、凍結、積雪、地すべり等から適用されるものをいう。

「自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件」とは、対象となる自然現象に対応して、過去の記録の信頼性を考慮の上、少なくともこれを下回らない苛酷なものであって、かつ、統計的に妥当とみなされるものをいう。

なお、過去の記録、現地調査の結果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。

「自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合」とは、最も苛酷と考えられる自然力と事故時の最大荷重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や時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

指針 3 . 外部人為事象に対する設計上の考慮

- 1 . 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象によって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。
- 2 . 原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。

〔解説〕 「外部人為事象」とは、飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等をいう。

指針 4 . 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕 「内部発生飛来物」とは、高圧ガス等を内蔵する容器、高速回転機器の破損、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、設計上は、これらによる二次的飛来物、火災、溢水、化学反応、電氣的損傷、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。

指針 5 . 火災に対する設計上の考慮

原子炉施設は、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕 「火災により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」を参考とした設計であることをいう。

指針 6 . 環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。

〔解説〕 「その安全機能が期待されているすべての環境条件」とは、通常運転時及び異

常状態において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件をいう。

指針 7 . 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が 2 基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕 ここでいう、「原子炉の安全性を損なうことのない設計」とは、共用によっても、異常状態において必要とされる安全機能が阻害されることがなく、原子炉の 1 基が関与する異常状態において他の原子炉の停止及び崩壊熱除去が達成可能であること、並びに共用される構築物、系統及び機器の想定される故障により同時に 2 基以上の原子炉の事故をもたらさないことをいう。

指針 8 . 運転員操作に対する設計上の考慮

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。

〔解説〕 「適切な措置を講じた設計」とは、運転員の誤判断、誤操作を防止する目的で、設計上、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すること、計器表示、警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意することなどをいう。

また、異常状態発生後、ある時間までは、運転員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。

指針 9 . 信頼性に関する設計上の考慮

- 1 . 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。
- 2 . 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。
- 3 . 前項の系統は、その系統を構成する機器の単一故障に加え、商用電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

〔解説〕 「安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性」及び「重要度の特に高い安全機能を有する系統」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

「単一故障」は、動的機器の単一故障と静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。

上記の動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、その単一故障が安全上支障がない期間内に

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。

指針10．試験可能性に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計であること。

〔解説〕 「適切な方法」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いることなどを許容することをいう。

．原子炉及び原子炉停止系

指針11．炉心設計

1．炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過度変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。

2．炉心を構成する燃料以外の構成要素及び炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態において原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

〔解説〕 「燃料」とは、「燃料要素」及び「試験用燃料要素」をいう。

第1項の「燃料の許容設計限界を超えることのない設計」の試験用燃料要素に対する適用の考え方は、指針13において定めることとする。

指針12．燃料要素

1．燃料要素は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化を考慮しても、その健全性を失うことのない設計であること。

2．燃料要素は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

〔解説〕 「燃料要素」とは、燃料板又は燃料棒等とその他の構成品を一体に組上げたものをいう。

「生じ得る種々の変化」とは、燃料のスエリング、被覆材の中性子照射効果、腐食等がある。

指針13．試験用燃料要素及び試験に関する設計上の考慮

1．炉心への試験用燃料要素の装荷は、その数量を限定する設計であること。

2．試験用燃料要素は、計画された範囲内でその健全性を喪失しても、燃料要素の健全性に影響を与えない設計であること。

3．試験用燃料要素は、原子炉施設の設計とあいまって、運転時の異常な過度変化時において、原子炉の安全性を損なわない設計であり、また、事故時においても試験用燃料要素の破損等により、原子炉の安全な停止及び炉心の冷却に支障を与えない設計で

あること。

4．試験用燃料要素は、原子炉施設の設計とあいまって、1次冷却材中への放射性物質の放出量を制限できる設計であること。

5．原子炉施設は、試験用燃料要素から放出される放射性物質を加えても、環境への放射性物質の放出量を合理的に達成できる限り低く抑える設計であること。

6．試験用燃料要素は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

〔解説〕 「試験用燃料要素」とは、燃料の研究・開発のため、試験用燃料板又は試験用燃料棒とその他の構成品を燃料要素と同様に組み上げ、炉心で試験を行うもので、被覆材の破損あるいは被覆内燃料の一部の溶融を伴い、1次冷却材中に核分裂生成物等の放射性物質を放出するおそれがあるか、又は、放出するものをいう。

第1項は、炉心に装荷される試験用燃料要素が限定された数量のものであって、臨界性等の炉心特性に大きな影響を与えないことを規定したものである。

第2項の「計画された範囲内でその健全性を喪失し」とは、試験計画で制限した範囲内で、被覆材の破損あるいは棒状燃料にあつては燃料ペレットの一部に溶融が生じることなどをいう。「燃料要素の健全性に影響を与えない」とは、燃料要素の機能及び健全性を阻害しないことをいう。

第3項の「原子炉の安全性を損なわない」とは、燃料要素及び試験用燃料要素がそれぞれの許容設計限界及び許容試験限界を超えないことをいう。ここで、試験用燃料要素の許容試験限界とは、試験用燃料要素があらかじめ計画した範囲内で被覆材の破損あるいは棒状燃料にあつては燃料ペレットの一部溶融等の試験を行える限界をいい、運転時の異常な過渡変化時においても、その損傷により燃料要素の健全性を損なうことのないことが要求される。

第4項の「放射性物質の放出量を制限できる」とは、被覆材の破損による1次冷却材中への核分裂生成物等の放射性物質の放出量を、試験用燃料板又は試験用燃料棒の破損範囲の限定、破損燃料検出設備による運転監視等により適切に制限できることをいう。

指針14．原子炉の特性

1．炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。

2．炉心及びそれに関連する系統は、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる設計であること。

〔解説〕 「固有の出力抑制特性を有する」とは、予想されるすべての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を持つことをいう。なお、臨界実験装置においては、最大過剰反応度を適切に制限し、原子炉停止系、安全保護系等の設計とあいまって、原子炉の安全性が十分に確保し得る特段の設計の場合には、総合的な反応度フィードバッ

クが正になる範囲の炉心構成が許容される。

「出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる」とは、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることをいう。

指針15．反応度制御系

- 1．反応度制御系は、通常運転時に予想される温度変化、キセノン濃度変化、燃料の燃焼、実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。
- 2．制御棒は、炉心からの飛び出し又は落下を防止する設計であるとともに、その最大反応度添加率は、原子炉停止系の停止能力とあいまって、予想される制御棒の異常な引き抜き等に対して、燃料の許容設計限界を超えない設計であること。

〔解説〕 「実験物の状態変化」とは、運転中の原子炉内への実験物の挿入あるいは取出し、ループ及びカプセル中の冷却材の沸騰など実験設備等の構成機器等の状態変化をいう。

制御棒の最大反応度添加率の評価に当たっては、原子炉の運転状態との関係で、制御棒の挿入の程度、配置状態等、正の反応度添加率を制限する装置が設けられている場合には、その制御条件を考慮してよい。

指針16．原子炉停止系の独立性

原子炉停止系は、運転状態から炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満に維持できる少なくとも二つの独立した系統を有する設計であること。

〔解説〕 現在の研究炉で採用されている制御棒による系統と非常用制御設備（重水ダンブ設備、液体毒物注入系及び減速材排水設備）との組合せは、その性能からみてこの指針を満足する原子炉停止系と考える。

原子炉停止系が制御棒のみにより構成され、これらの構造が単純で独立しており、信頼性が高く、その数が停止に必要な数に比し十分な余裕をもっている場合には、実質的に少なくとも二つの独立した系統と同等とみなす。ここで構造が単純とは、例えば自重で制御棒が炉心に挿入されることなどにより原子炉に負の反応度が印加されるような機構をいう。

また、トリガ型炉のように負の反応度フィードバック特性効果が大きい原子炉にあっては、制御棒による原子炉停止系のみでこの指針を満足するものとする。

ここでいう「臨界未満に維持できる」とは、過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間（すなわち、原子炉停止後のキセノン濃度が原子炉停止前のそれを下回るまでの期間）設計上考慮する最も低い温度において臨界未満を維持することをいう。

指針17．制御棒による原子炉の停止余裕

原子炉停止系のうち制御棒による系統は、運転状態において、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に炉心外に引き抜かれた状態から挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

〔解説〕 「完全に炉心外に引き抜かれ」とは、駆動機構の構造上からみて最大の引き抜き位置まで引き抜かれたことをいう。

指針18．原子炉停止系の停止能力

原子炉停止系に含まれる独立した系統のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、速やかに炉心を臨界未満にでき、かつ、原子炉停止系に含まれる独立した少なくとも一つはキセノン崩壊による反応度添加を補償し、設計上考慮する最も低い温度で炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

指針19．原子炉停止系の事故時の能力

事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系統の少なくとも一つは、炉心の冷却機能を損なうことなく炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系統の少なくとも一つは炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

指針20．原子炉停止系と反応度制御系の共用

原子炉停止系と反応度制御系を全体的又は部分的に共用する場合には、反応度制御系の想定される故障も考慮して、原子炉停止系の所要の信頼性及び能力を損なうことのない設計であること。

．原子炉冷却系

指針21．1次冷却系設備の健全性及び冷却機能の確保

- 1．1次冷却系設備は、破損又は冷却材の漏えいの発生する可能性が小さくなるよう考慮された設計であること。
- 2．1次冷却系設備は、適切な冷却能力を有するとともに、構造物の変形、破損、はく離等により、燃料要素の冷却が阻害される可能性が小さくなるよう考慮した設計であること。

〔解説〕 「発生する可能性が小さくなるよう考慮された設計」とは、通常運転時及び異常状態において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組み合わせに対し十分に耐えるよう考慮された設計をいう。

第2項には、1次冷却系の機器、炉内構造物等の変形、破損及びはく離対策を含む。

指針22．冠水維持設備の機能

冠水維持設備は、1次冷却材の流出を伴う異常状態が発生した場合に、原子炉容器内

水位の過度の低下を防止し、少なくとも炉心冠水維持バウンダリとしての水位を維持できる設計であること。

〔解説〕 「炉心冠水維持バウンダリとしての水位を維持できる設計」とは、炉心の冷却を考慮した設計であることをいう。

低出力炉にあって、冷却材の喪失を考慮しても炉心の冷却が達成できる場合には、冠水維持設備を設けなくてもよい。

指針23．1次冷却系設備の漏えい検出

1次冷却系から冷却水の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

〔解説〕 「冷却水の漏えい」とは、1次冷却系設備の欠陥又は亀裂を通して1次冷却水が漏出し、過度の原子炉容器内水位の低下をもたらすことをいう。

「速やかに、かつ、確実に」とは、冠水維持機能を確保できる程度の迅速性及び確実性を有することをいう。さらに、炉心冠水維持バウンダリ近辺には、必要に応じて漏えい検出器を設け、制御室等に警報を発するよう考慮されていることを含む。

低出力炉にあっては、指針22との関連において指針23を適用しなくてもよい。

指針24．崩壊熱を除去する設備

崩壊熱を除去する設備は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できる設計であること。

〔解説〕 「崩壊熱を除去する設備」とは、1次冷却系に設ける崩壊熱除去用の補助ポンプ、自然循環弁等をいう。

1次冷却材の自然対流等により崩壊熱を除去できる場合には、崩壊熱除去設備を設けなくてもよい。

指針25．電源喪失に対する設計上の考慮

原子炉施設は、商用電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計であること。

〔解説〕 「停止後の冷却を確保できる」とは、商用電源喪失時において、計測制御系、安全保護系、原子炉停止系、原子炉冷却系等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする原子炉にあっては、信頼性の高い非常用電源系から崩壊熱を除去する設備に電源を供給できる設計をいう。

．原子炉建屋、実験設備等

指針26．原子炉建屋の機能

1．原子炉建屋は、原則として、通常運転時に建屋内の負圧を維持し、かつ、漏えい率

が所定の値を超えない設計であること。

- 2．原子炉建屋は、放射性物質の放出を伴うような事故時等においては、原則として環境に放出される放射性物質の濃度と放出量を低減させる機能を有する設計であること。

〔解説〕 「放射性物質の濃度と放出量を低減させる機能」とは、気体状の放射性物質についてはチャコールフィルタ等を設けた非常用排気設備等により、建屋からの放射性物質の放散を抑制すること、また、液体状の放射性物質についてはその漏えいを検出し、建屋からの放射性物質の流出を抑制する設計をいう。

ただし、低出力炉及び中出力炉にあって、放射性物質の放出を伴うような事故時において、建屋からの放射性物質の放出による影響が十分に小さい場合には、指針26を適用しなくてもよい。

指針27．実験設備等に関する設計上の考慮

- 1．実験設備等は、その異常又は損傷によって原子炉の安全が損なわれない設計であること。
- 2．実験設備等は、実験物の状態変化、移動等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であること。
- 3．実験設備等は、照射試料等を含めその内蔵する放射性物質の量に応じて適切な設計上の考慮がなされるとともに、その放射線及び放射性物質の著しい漏えいのおそれのない設計であること。
- 4．実験設備等は、原子炉の安全上必須の事項について、制御室で監視できる設計であること。
- 5．制御室と実験設備等の設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計であること。

〔解説〕 「実験設備等」とは、原子炉を使用する実験設備及び利用設備をいう。

指針27は実験設備及び利用設備のうち原子炉の安全に支障を生ずるおそれのある設備について定めたものであり、照射試験用の炉内照射設備（ループを含む。）冷中性子源装置等が該当する。

第1項には、原子炉を自動停止させるなどの必要な事項を含む。

第2項における「過度の反応度変化を与えない」とは、実験物の状態変化、移動等によってもたらされる反応度変化が反応度制御系の操作によって十分安全に制御できる範囲内にあることをいう。

第3項は、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらしさないように、内蔵する放射性物質の量により、適切な遮へいを施すとともに放射性物質の漏えいを防止する対策を講ずるよう設計することをいう。

第4項は、運転中に重要なパラメータ（温度、圧力、流量等）が監視できること、ま

た、原子炉の安全に重大な影響を及ぼすおそれのある異常な状態に対しては、警報設備を設けることなどをいう。

．安全保護系

指針28．安全保護系の多重性

安全保護系は、その系統を構成する機器又はチャンネルに単一故障が起きた場合でも、その安全保護機能を喪失しないよう、多重性を有する設計であること。

〔解説〕 「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素（例えば、検出器から論理回路入口までの抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ、導線等）及びモジュール（例えば、内部連絡された構成要素の集合体）の配列をいう。

「多重性を有する設計」には、多様性を有する設計及び同一事象に対する安全保護動作が異なるパラメータにより複数期待できる場合を含めてもよい。

指針29．安全保護系の独立性

安全保護系は、通常運転時及び異常状態において、その安全保機能が喪失しないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

〔解説〕 「チャンネル相互を分離し」とは、一方のチャンネルにおいて異常が発生した場合、他方のチャンネルも同種の異常が発生しないこと、又はその安全保護機能が阻害されるような影響を受けないようになっていることをいう。

指針30．安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能

安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系等の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

〔解説〕 安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系による緊急停止の動作を開始させることなどをいう。

指針31．安全保護系の事故時の機能

安全保護系は、事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。

指針32．安全保護系の故障に対する設計上の考慮

安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

〔解説〕 「駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況」とは、電力若しくは計

装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護系の論理回路が遮断されるなどの状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。

「最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く」とは、安全保護系が故障した場合においても、原子炉施設が安全側の状態に落ち着くか、又は安全保護系が故障してそのままの状態にとどまっても原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。

指針33．安全保護系と計測制御系との分離

安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。

〔解説〕 「安全保護系の機能を失わない」とは、接続された計測制御系の機器又はチャンネルに単一の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護系が、指針28から指針32を満たすことをいう。

．制御室等

指針34．制御室

- 1．制御室は、通常運転時及び異常状態において、原子炉の安全上必須なすべての監視及び操作ができる設計であること。
- 2．制御室は、原則として、事故時にも、必要な期間、放射線業務従事者が制御室にとどまり、事故対策操作が可能であるように、火災、放射線、空気汚染、有毒ガス等に対し適切な防護がなされた設計であること。
- 3．原子炉建屋内に設けられた制御室は、事故時において放射線業務従事者の退避を考慮した設計であること。

〔解説〕 第1項の「原子炉の安全上必須なすべての監視及び操作」とは、原子炉の通常運転の維持、並びに異常状態の発生防止、拡大防止、収束及び影響緩和に必須な監視、運転操作及び事故対策操作をいい、また、「すべての」とは、これらの監視及び操作が制御室で集中的に行えることをいう。

第2項の「必要な期間」とは、放射線業務従事者が制御室で事故対策操作を行う必要のある期間であって、制御室が無人になっても原子炉の安全を維持できる状態になったことを確認するまでの期間をいう。

ただし、低出力炉及び中出力炉にあって、放射線業務従事者が制御室にとどまり事故対策操作を要しない場合には、第2項を適用しなくてもよい。

第3項の「退避を考慮した設計」とは、必要に応じて制御室又はその近傍に、非常口又は脱出口を設けることをいう。

指針35．制御室外からの原子炉停止機能

- 1．原子炉は、制御室外の適切な場所からも停止することができる設計であること。
- 2．原子炉停止後に崩壊熱を除去するための操作を必要とする原子炉にあつては、制御室外の適切な場所からもその操作及び監視ができる設計であること。

〔解説〕 「制御室外の適切な場所からも停止することができる」及び「制御室外の適切な場所からもその操作及び監視ができる」とは、何らかの理由で制御室が使用できない場合の対策が講じられていることをいう。

指針36．通信連絡設備に関する設計上の考慮

原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、事故時に施設内に居るすべての人に対し、制御室及び予め用意された場所から指示ができるとともに、原子炉施設と外部必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であること。

〔解説〕 「外部必要箇所」とは、関係官庁等の異常時通報連絡先機関等をいう。

「多様性を備えた」とは、専用通話設備、一般電話回線、専用電話回線等いずれか二つ以上の経路により外部必要箇所との通信が可能なことをいう。

指針37．避難通路に関する設計上の考慮

原子炉施設は、通常の照明用電源喪失時においても機能する避難用の照明を設備し、単純、明確かつ永続性のある標識を備えた安全避難通路を有する設計であること。

．計測制御系及び電気系統

指針38．計測制御系

- 1．計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原則として次の事項を十分に考慮した設計であること。
 - (1) 炉心、冠水維持設備及び原子炉建屋並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。
 - (2) 前号のパラメータについては、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内の監視が可能なこと。
- 2．計測制御系は、原則として、事故時において、事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。

〔解説〕 「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、原子炉容器内水位、1次冷却系統の温度及び流量等をいう。また、必要に応じて、原子炉建屋内の圧力、温度等をいう。

「事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、原子炉容器内水位及び温度等をいう。

ただし、低出力炉にあっては、炉心の健全性を確保するための必要パラメータを除き、指針38を適用しなくてもよい。

指針39．電気系統

- 1．重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を確保するために電源を必要とする場合においては、商用電源及び非常用電源系のいずれからも電気の供給を受けられる設計であること。
- 2．非常用電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、動的機器の単一故障を仮定しても、所要の系統及び機器の安全機能が確実に行われるための十分な容量及び機能を有する設計であること。

〔解説〕 「非常用電源系」とは、非常用電源設備（非常用発電機、バッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等）をいう。非常用電源系において、非常用発電機を常に稼働状態にしておいて待機設備の起動不良の問題を回避するか、又は、無停電電源設備に常時接続している場合は、第2項の単一故障に対する要求を満足しているものとみなす。

また、すべての電源が喪失しても、原子炉を安全に停止し、崩壊熱を除去でき、かつ、非常用排気系を設ける必要のない場合には、指針39を適用しなくてもよい。

「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

．核燃料取扱系

指針40．核燃料の貯蔵設備及び取扱設備

- 1．新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を考慮した設計であること。
 - (1) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
 - (2) 取扱設備は、移送作業中の燃料の落下等を防止できること。
- 2．使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を十分に考慮した設計であること。
 - (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - (2) 貯蔵設備は、その貯蔵する燃料の健全性を維持できること。
 - (3) 遮へい又は冷却に水を使用する貯蔵設備にあっては、その水の保有量の著しい減少を防止し、かつ、適切に漏えいの検知ができること。

〔解説〕 指針40において、燃料内の核分裂生成物の蓄積量がわずかで、その取扱い及び貯蔵にあたって、遮へい及び崩壊熱除去のための施設を要しない使用済燃料は、新燃料

と同様の扱いでよい。

「健全性を維持できる」とは、燃料の貯蔵期間において、燃料の温度を所定の値以下に保ち、かつ、燃料の著しい腐食を防止することをいう。

指針41．核燃料の臨界防止

核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置、又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。

〔解説〕 「適切な手段」とは、臨界を防止するために、固定された中性子吸収材等を使用することをいう。

指針42．核燃料取扱場所のモニタリング

核燃料の取扱場所は、異常な放射線レベルを検出し、必要に応じて、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検知できるとともに、適切な場所にこれらの警報を発する設計であること。

．放射性廃棄物処理施設

指針43．放射性気体廃棄物の処理施設

原子炉施設から発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なる過、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

〔解説〕 放射性気体廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計であることが必要であり、このためには「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」を参考とする。

指針44．放射性液体廃棄物の処理施設

- 1．原子炉施設から発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なる過、凝集沈澱、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。
- 2．放射性液体廃棄物の処理施設及びこれに関連する施設は、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であること。

〔解説〕 放射性液体廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計であることが必要であり、このためには「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」を参考とする。

また、「液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」を参考とする。

指針45．放射性固体廃棄物の処理施設

原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。

指針46．固体廃棄物貯蔵施設

固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

．放射線管理

指針47．敷地周辺の放射線防護

原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

指針48．放射線業務従事者の放射線防護

- 1．原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を合理的に達成可能な限り講じた設計であること。
- 2．原子炉施設は、異常状態において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。

指針49．放射線業務従事者の放射線管理

原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。

また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

〔解説〕 「適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理する」とは、他の関連した監視等の方法を含め、総合的に監視及び管理できることをいう。

「必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる」とは、制御室又は管理区域の出入口等に、管理区域における空間線量率、空気中の放射性物質の濃度、床面等の放射性物質の表面密度、及びその他放射線管理上必要な事項を表示できることをいう。

指針50．放射線監視

原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、必要に応じて、原子炉建屋内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

〔解説〕 「適切にモニタリングできる」とは、通常運転時及び異常状態において、放射性物質の放出の監視及び空間線量率の測定ができ、事故時に迅速な対策処理が行えるように、原子炉建屋内、放出口、原子炉施設の周辺監視区域周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所をモニタリングできることをいう。

「モニタリング」とは、サンプリング、放射線モニタ等により、放射性物質の濃度等を測定及び監視することをいう。

通常運転時におけるモニタリングについては、「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」を参考とする。

事故時におけるモニタリングについては、「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」の基本的な考え方を参考とする。

「放出経路」とは、排気ダクト、排気筒等の排気の経路、廃液貯槽、排水溝等の排水の経路をいう。

〔添 付〕

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

1. まえがき

本「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「研究炉の重要度分類の考え方」という。）は、「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「研究炉安全設計審査指針」という。）の具体的な適用に当たって、原子炉施設の安全機能の重要度についての判断のめやすを与えるものであり、各種の安全機能の設計に対して、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定め、適切な要求を課すための基本的な考え方を定めることを目的としている。

研究炉は、炉型、熱出力、運転形態等が多様であり、また、内包するエネルギー及び周辺公衆へ及ぼすリスクの大きさは、発電用軽水炉よりきわめて小さい。このため、本「研究炉の重要度分類の考え方」の策定に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「軽水炉重要度分類指針」という。）の基本的な考え方を参考としつつ、重要度分類の具体的な例示において、研究炉の特徴及び多様性に対処させることとした。

すなわち、安全機能の区分、重要度分類におけるクラス分け、各クラスに属する構築物、系統及び機器に対する設計上の基本的目標の設定等については、判断の尺度を明確化するため、「軽水炉重要度分類指針」との整合を図った。また、研究炉の特徴及び多様性については、重要度分類の例示において、「研究炉安全設計審査指針」と同様、研究炉を三つの熱出力グループに区分し、安全設備の設計への要求を合理的なものとするよう考慮した。

安全機能の重要度は、原子炉施設の全体としての安全性に対して、それぞれの安全機能がどのような役割を果たすべきかを総合的に判断するためのものであり、本「研究炉の重要度分類の考え方」の運用に当たっては、この基本的な考え方に基づき、かつ、重要度分類例を参考とし、それぞれの研究炉の特徴を十分踏まえたものとする必要がある。

なお、重要度分類の例示に際しての、個々の設備のクラス区分の根拠を付録にまとめて示した。

2. 基本的な考え方

研究炉の安全機能の重要度分類は、次のような基本的な考え方に基づいて行う。

(1) 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、

次の2種類に分類する。

その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」という。）

原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）

(2) 重要度分類と設計上の基本的目標

PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第1表のように三つのクラスに分類する。また、それぞれのクラスの定義は、第2表に示すとおりとする。

各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものでなければならない。

クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

第1表 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	X
	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		X	X	安全機能以外の機能のみを行うもの

第2表 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

3. 分類の適用の原則

第2表に示す分類を、具体的に適用する場合の下記事項については、「軽水炉重要度分類指針」を参考にするものとする。

- (1) 関連系の範囲と分類
- (2) 二つ以上の安全機能を有する構築物、系統及び機器
- (3) 分離及び隔離の原則
- (4) 異クラスの接続

4. 「研究炉安全設計審査指針」への分類の適用

安全機能を有する構築物、系統及び機器については、上記2.(2)の基本的目標を満足するように、設計上の配慮がなされなければならない。このため、「研究炉安全設計審査指針」に、「研究炉の重要度分類の考え方」の分類を次の各号に定めるところにより適用する。

(1) 自然現象に対する設計上の考慮

次に掲げるものは、「研究炉安全設計審査指針」指針2.第2項の「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」とみなす。

(a) クラス1

(b) クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器

(2) 信頼性に対する設計上の考慮

次に掲げる系統は、「研究炉安全設計審査指針」指針9.第2項の「重要度の特に高い安全機能を有する系統」とみなす。

(a) MS - 1

(b) MS - 2のうち、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統

(3) 電気系統に対する設計上の考慮

次に掲げるものは、「研究炉安全設計審査指針」指針39.第1項の「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」とみなす。

(a) MS - 1

(b) MS - 2のうち、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

5. 重要度分類例

原子炉の熱出力によるグループ分けに対応させたそれぞれの安全機能に属する構築物、系統及び機器の重要度分類例を、別表に参考用として示す。ここで例示した構築物、系統及び機器は、水冷却型研究炉で共通的に設備されていると考えられるものである。

なお、個々の原子炉施設への「研究炉の重要度分類の考え方」の適用は、原子炉施設全体の安全設計との関連において判断するものとする。

別表1 P S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未満)	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	<u>3</u>
	2次冷却系設備	3	<u>3</u>	<u>3</u>
放射性物質の貯蔵	核燃料貯蔵設備	3	3	<u>3</u>
	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	<u>3</u>
冷却材の循環	1次冷却系設備 (主循環ポンプ)	3	3	<u>3</u>
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	<u>3</u>
(照射ループ設備) 冷却材バウンダリ	外套管	2	<u>3</u>	
保護機能	耐圧管	2	<u>3</u>	
試料冷却	1次系	2	<u>3</u>	

(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。

別表2 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未満)	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	<u>3</u>		
炉心の冠水維持	サイフォンブレーカ、 冠水維持バウンダリ	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	<u>2</u>	<u>3</u>	
	原子炉建屋、排気筒	2	<u>2</u>	<u>3</u>	
工学的安全設備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	<u>2</u>		
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、 使用済燃料貯蔵プール水位計	3	3	<u>3</u>	
	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	<u>3</u>	<u>3</u>		
(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 特に重要な計測	安全弁、逃がし弁 圧力計、温度計	2	<u>3</u>		
		2	<u>3</u>		

(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。

〔付 録〕

「水冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する 基本的な考え方」における重要度分類例の根拠

1. 研究炉の特徴について

- (1) 「研究炉の重要度分類の考え方」は、「軽水炉重要度分類指針」との整合を図りつつ、下記のような発電用軽水炉との基本的な構造概念及び運転形態の相異を考慮したものとしている。

冷却材の温度及び圧力が低いことから、冷却材の内蔵エネルギーが小さく、冷却システムの構成が比較的簡単であること。

原子炉の出力が小さく、核分裂生成物のインベントリが小さいこと。

炉心が小さく燃料の濃縮度が高いことから、燃料要素 1 体当りの反応度値が大きく、また、高出力炉では出力密度が高いこと。

原子炉の連続運転時間が短く、起動停止が容易であり、また、システムの温度や放射線レベルが低いことから、機器等の点検、保守等が容易であること。

ループ照射設備、水平実験孔等の各種実験設備を有することから、実験作業者の原子炉接近に伴う被ばくが多いこと。

- (2) 研究炉の異常影響緩和系の重要度分類に当たっては、次のように研究炉の特徴を踏まえたものとしている。

研究炉のこれまでの燃料破損事故例は、海外を含めて最大のものでも流路閉塞事故による数枚の燃料板の破損であり、燃料要素 1 体分を超えるものはない。(第 1 表参照)

したがって、当面の研究炉については、重大事故時の核分裂生成物の放出量として、高出力炉の場合でも、流路閉塞による燃料要素 1 体の損傷を想定すれば妥当であると判断される。これは、発電用軽水炉の重大事故時の想定核分裂生成物放出量より約 2 桁少ない。

燃料破損による敷地外への放射線による影響の大きさは、安全評価において想定すべき核分裂生成物の放出量、安全設備の設計、周辺公衆との離隔の距離等に依存する。研究炉で想定すべき核分裂生成物の放出量は、高出力炉の場合でも、上記のように、発電用軽水炉より著しく少ないが、その閉じ込め機能の重要度分類に当たっては、研究炉の原子炉建屋は負圧維持を主な機能としていること、周辺公衆に比較的近接して立地している場合があること等を考慮する必要がある。

- (3) 重要度分類の例示は、安全を確保すべき機能としての停止、冷却及び閉じ込め、の三つの観点から、以下の諸条件を考慮し、原子炉の熱出力グループごとに行うことと

する。

熱出力、放射能インベントリ及び崩壊熱の大きさ

安全評価上想定される燃料の破損形態及び核分裂生成物の移行過程

冷却材の内蔵エネルギーの大きさ

運転保守性

該当設備・機器の故障等による炉心等への影響の大きさ

2．例示した重要度分類の根拠に関する説明

本文別表に例示した重要度分類において、特にその根拠の説明が必要と考えられるものを以下に示す。

(1) 炉心の形成

研究炉の炉心に装荷される燃料要素は軽量かつ少数なので、炉心支持構造物に負荷される荷重が小さく、炉心は原子炉容器等の下部に強固に据え付けられ脱落を防止する構造となっており、また、冷却材の温度・圧力が低いことから、炉心支持構造物の損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展するおそれは小さい。

これらのことから、炉心支持構造物及び燃料要素は、P S - 2 とする。

(2) 原子炉停止に係る機器

過剰な反応度の印加防止

研究炉は、冷却材圧力が低く、また、制御棒が軽量であることから、制御棒駆動機構のハウジングの破損又は制御棒カップリングの破損による制御棒の飛び出しは考え難い。

したがって、制御棒ストッパ機構はP S - 2 とする。

原子炉の緊急停止及び未臨界維持

高出力炉の場合、制御棒及びスクラム機構については、熱出力及び放射能インベントリが比較的大きいので、M S - 1 とする。

中出力炉及び低出力炉は、これらの運転形態から日常の点検頻度が多く、かつ、保守点検性及び接近性も良いことから、M S - 2 とする。

(3) 炉心の冷却に係る機能

1次冷却系設備

研究炉では、加圧型の高出力炉においても、1次冷却系の圧力は20kg/cm²未満であり、また、その温度は50 程度であることを考えると、冷却材バウンダリとしての耐圧上の重要度は特に高くない。このため、高出力炉については、P S - 2 とする。

中出力炉及び低出力炉においては、耐圧上の重要度が低いので、P S - 3 とする。

停止後の炉心冷却

高出力炉では、崩壊熱除去に強制冷却が必要であるが、発電用軽水炉に比べ強制冷却を必要とする時間が短いことからMS - 2とする。中出力炉では崩壊熱除去設備を必要とする場合においても、崩壊熱が小さいのでMS - 3とする。

炉心の冠水維持

高出力炉及び中出力炉では、1次冷却系配管等の破損による冷却材流出に対して、炉心冠水維持のためのサイフォンブレイク弁、サンプルピット再循環設備等が適切に機能することが要求される。これらの機器の重要度は、冷却材の流出過程、冠水維持設備全体としての構成、バックアップとしての給水手段等により総合的に判断する必要がある。

研究炉では、1次冷却系の大口径の破断は想定し難く、したがって、冷却材流出事故における炉心水位の低下時間が比較的長く、その間の炉心温度の著しい上昇はなく、また、運転員による補給水の注水作業が期待できると考えられる。

これらのことから、高出力炉についてはMS - 2、その他についてはMS - 2又はMS - 3とする。

(4) 放射性物質の放出低減機能

非常用排気設備

研究炉が内蔵する核分裂生成物量は、発電用軽水炉より2桁以上少なく、また、燃料の多量かつ急激な破損は想定されないことから、高出力炉及び中出力炉においては、MS - 2とし、低出力炉においては、想定される核分裂生成物の放出量がさらに少ないことを考慮し、MS - 3とする。

原子炉建屋及び排気筒

研究炉は、冷却系が内蔵するエネルギーが小さいので、事故時に大きな圧力が発生することは考え難く、かつ、燃料破損が発生しても原子炉が停止されれば燃料からの核分裂生成物の放出が短期間に終了することから、原子炉建屋の耐圧性及び高温・高圧下での核分裂生成物の長期保持性能を必要としない。

したがって、高出力炉及び中出力炉の原子炉建屋及び排気筒は、MS - 2とする。低出力炉については、上記と同様の理由により、MS - 3とする。

(5) 工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能

本機能に係る機器の重要度は、当該作動信号を受ける設備又は系統の重要度と整合させるものとする。すなわち、高出力炉においては、原子炉の緊急停止の機能に係る部分についてのみMS - 1とし、これ以外の機能についてはMS - 2とする。

(6) 非常用電源設備

非常用電源設備の重要度は、商用電源喪失時に当該設備から受電する設備又は系統の重要度と整合させるものとする。高出力炉においては、原子炉停止系及びこれに関

連する安全保護系をMS - 1としているが、これらは一般にフェイルセーフの設計となっているので、この非常用電源設備はMS - 2とする。

第1表 炉心流路閉塞事故例

原子炉	ETR (米国)	MTR (米国)	ORR (米国)	ETR (米国)
発生時期	1961年12月12日	1962年11月13日	1963年7月1日	1967年2月20日
炉出力(MW)				
定格	175	40	30	175
異常検出時	90	40	12	175
流路閉塞の原因	アクリル板破片(覗き箱)による閉塞	“red rubber”ガスケットによる閉塞	ネオプレンガスケットによる閉塞	粘着テープの切れ端による閉塞
燃料破損の状況	溶融燃料(²³⁵ U) 約12.4gr (約0.6枚相当) (9本の燃料要素が破損したが、破損箇所は小部分に限定されている。)	溶融燃料(²³⁵ U) 約0.7gr (燃料板1枚の小部分が破損)	溶融燃料(²³⁵ U) 約2gr (燃料板1枚の約1/5が破損、放出FP量約,000Ci (30分後))	溶融燃料(²³⁵ U) 10.5gr (約0.5枚相当) (1本の燃料要素の約2%が破損)
文献(*)	ID0 - 16780 (1962)	ID0 - 17604(1963) TID - 5360 (1966)	ORNL - TM - 627 (1963)	CONF - 671011 (1967)

(*) J A E R I - 4052, J A E R I - M4453にまとめられている。

(参考)

平成3年7月18日付け原子力安全委員会決定文

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する 安全設計審査指針について

当委員会は、平成3年6月21日付けで原子炉安全基準専門部会から提出のあった標記指針に関する報告書について、その内容を検討した結果、別添のとおり「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」を定める。

なお、本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする。