



HTTR 原子炉施設 「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」への適合性

令和 2 年 6 月 12 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高温ガス炉研究開発センター

高温工学試験研究炉部

## 目 次

第 1 条 (適用範囲)	1
第 2 条 (定義)	1
第 3 条 (試験研究用等原子炉施設の地盤)	7
第 4 条 (地震による損傷の防止)	8
第 5 条 (津波による損傷の防止)	12
第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止)	13
第 7 条 (試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)	19
第 8 条 (火災による損傷の防止)	20
第 9 条 (溢水による損傷の防止等)	21
第 10 条 (誤操作の防止)	22
第 11 条 (安全避難通路等)	23
第 12 条 (安全施設)	24
第 13 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)	28
第 18 条 (安全保護回路)	30
第 19 条 (反応度制御系統)	32
第 22 条 (放射性廃棄物の廃棄施設)	33
第 23 条 (保管廃棄施設)	34
第 24 条 (工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)	35
第 25 条 (放射線からの放射線業務従事者の防護)	35
第 28 条 (保安電源設備)	37
第 29 条 (実験設備等)	38
第 30 条 (通信連絡設備等)	39
第 32 条 (炉心等)	40
第 42 条 (外部電源を喪失した場合の対策設備等)	42
第 43 条 (試験用燃料体)	43
第 44 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	44
第 45 条 (一次冷却系統設備)	47
第 46 条 (残留熱を除去することができる設備)	50
第 47 条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)	50
第 48 条 (計測制御系統施設)	51
第 49 条 (原子炉停止系統)	52
第 50 条 (原子炉制御室等)	53
第 51 条 (監視設備)	55
第 52 条 (原子炉格納施設)	56
第 53 条 (多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)	59
補足 「追加要求事項なし」とした考え方について 確認事項に係る回答	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>第一章 総則 (適用範囲)</p> <p>第一条 この規則は、次に掲げる原子炉及びその附属施設について適用する。</p> <p>一 試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)</p> <p>二 船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉(減速材及び冷却材として加圧軽水を使用する原子炉であって蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをいう。)であって研究開発段階にある試験研究用等原子炉</p>	<p>第1章 総則 第1条(適用範囲)</p> <p>1 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(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「試験炉設置許可基準規則」という。)が適用される試験研究用等原子炉及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、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。</p> <p>なお、「規格及び基準によるものとする」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意味する。</p>	<p>原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、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。</p>	<p><u>方針1. 準拠規格及び基準</u></p> <p>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。</p>	
<p>(定義)</p> <p>第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。</p> <p>2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「放射線」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則(昭和三十二年総理府令第八十三号。以下「試験炉規則」という。)第一条の二第二項第一号に規定する放射線をいう。</p> <p>二 「管理区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第四号に規定する管理区域をいう。</p> <p>三 「放射性廃棄物」とは、試験炉規則第一条の二第二項第二号に規定す</p>	<p>第2条(定義)</p> <p>1 本規程において使用する用語は、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。以下「原子炉等規制法」という。)及び試験炉設置許可基準規則において使用する用語の例による。</p>	<p>本申請書において使用する用語の定義は、上記当該各号及び以下に定めるところによる。</p> <p>(1) 「原子炉冷却材系」とは、原子炉の通常運転時に原子炉を直接冷却する冷却材を内包する系統をいい、具体的には、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系をいう。</p> <p>(2) 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態時において、原子炉から熱を除去する系統をいい、具体的には、原子炉冷却材系、残留熱を除去する系統、最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統等をいう。</p> <p>(3) 「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設計基準事故をいう。</p> <p>(4) 「減圧事故」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊により、原子炉冷却材の圧力が急速に低下する事故をいう。</p>	<p><u>用語の定義</u></p> <p>「安全設計方針」に使用する用語の定義は、次のとおりである。</p> <p>(1) 「安全機能」とは、原子炉施設の構築物、系統又は機器の有する機能であって、次に挙げるものをいう。</p> <p>1) 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。</p> <p>2) 原子炉施設の異常状態時において、この拡大を防止し、あるいは速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし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、あるいは緩和するもの。</p> <p>(2) 「安全機能を有する構築物、系統及び機器」とは、その果たすべき機能の中に、安全機能を含む構築物、系統及び機器をいう。</p> <p>(3) 「安全機能の重要度」とは、原子炉施設の安全確保の見地からの安全機能の重要性の度合いを</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>る放射性廃棄物をいう。</p> <p>四 「周辺監視区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。</p> <p>五 「放射線業務従事者」とは、試験炉規則第一条の二第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。</p> <p>六 「臨界実験装置」とは、炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するものをいう。</p> <p>七 「水冷却型研究炉」とは、一次冷却材として水を使用する試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)をいう。</p> <p>八 「中出力炉」とは、熱出力五百キロワット以上、十メガワット未満の水冷却型研究炉をいう。</p> <p>九 「高出力炉」とは、熱出力十メガワット以上、五十メガワット以下の水冷却型研究炉をいう。</p> <p>十 「ガス冷却型原子炉」とは、気体状の一次冷却材を用いる試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)であって熱交換器を有するものをいう。</p> <p>十一 「ナトリウム冷却型高速炉」とは、試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)であって、一次冷却材としてナトリウムを用い、かつ、その原子核分裂の連鎖反応が主として高速中性子により行われるものをいう。</p> <p>十二 「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。</p> <p>イ その機能の喪失により試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に</p>			<p>いう。</p> <p>(4) 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設をいう。</p> <p>(5) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態時において圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると減圧事故となる範囲の施設をいう。</p> <p>(6) 「原子炉冷却材系」とは、原子炉の通常運転時に原子炉を直接冷却する冷却材を内包する系統をいい、具体的には、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系をいう。</p> <p>(7) 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態時において、原子炉から熱を除去する系統をいい、具体的には、原子炉冷却材系、残留熱を除去する系統、最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統等をいう。</p> <p>(8) 「原子炉停止系」とは、臨界又は臨界超過の状態から原子炉に負の反応度を投入することにより、原子炉を臨界未満にし、かつ、臨界未満を維持するための機能を有するよう設計された設備をいう。</p> <p>(9) 「反応度制御系」とは、原子炉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。</p> <p>(10) 「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。</p> <p>(11) 「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有するよう設計された施設をいう。</p> <p>(12) 「単一故障」とは、単一の事象に起因して1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。</p> <p>(13) 「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。</p> <p>(14) 「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2つ以上あることをいう。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>放射線障害を及ぼすおそれがある機能</p> <p>□ 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が試験研究用等原子炉を設置する工場又は事業所(以下「工場等」という。)外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能</p> <p>十三 「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。</p> <p>十四 「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研究用等原子炉の起動、停止、出力運転、燃料体の取替えその他の試験研究用等原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。</p> <p>十五 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動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発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験研究用等原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。</p> <p>十六 「設計基準事故」とは、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試験研究用等原子炉施設から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</p>			<p>(15) 「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2つ以上あることをいう。</p> <p>(16) 「独立性」とは、2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。</p> <p>(17) 「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。</p> <p>(18) 「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。</p> <p>(19) 「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。</p> <p>(20) 「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単一の機器の故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作、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。</p> <p>(21) 「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、発生する頻度は稀であるが、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。</p> <p>(22) 「減圧事故」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊により、原子炉冷却材の圧力が急速に低下する事故をいう</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>全設計上想定すべきものをいう。</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>二十 「燃料体」とは、試験炉規則第一条の二第二項第三号に規定する燃料体であって、試験用燃料体を除いたものをいう。</p> <p>二十一 「燃料材」とは、熱又は中性子を発生させるために成形された核燃料物質をいう。</p> <p>二十二 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐための金属管、金属板、炭化ケイ素皮膜その他の燃料材を覆うものをいう。</p> <p>二十三 「燃料の許容設計限界」とは、燃料材を覆う燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、試験研究用等原子炉を安全に運転することができる</p>	<p>2 第2項第18号に規定する「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、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しく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及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。</p> <p>3 第2項第23号に規定する「試験研究用等原子炉を安全に運転することができる」には、必ずしもそのままの状態から試験研究用等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</p>			

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>限界をいう。</p> <p>二十四 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の試験研究用等原子炉の運転に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化量をいう。</p> <p>二十五 「制御棒の最大反応度価値」とは、試験研究用等原子炉が臨界(臨界近傍を含む。)にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。</p> <p>二十六 「反応度添加率」とは、試験研究用等原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。</p> <p>二十七 「原子炉停止系統」とは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために試験研究用等原子炉を停止する系統をいう。</p> <p>二十八 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。</p> <p>二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。</p> <p>三十 「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。</p> <p>三十一 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。</p> <p>三十二 「工学的安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による試験研究用等原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止す</p>	<p>び必要な場合における燃料の検査・交換を行った後に運転を再開することも含む。</p>			

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>るための機能を有する安全施設をいう。</p> <p>三十三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を試験研究用等原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。</p> <p>三十四 「一次冷却系統設備」とは、一次冷却材が循環する回路を構成する設備をいう。</p> <p>三十五 「最終ヒートシンク」とは、試験研究用等原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。</p> <p>三十六 「冠水維持設備」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、一次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、炉心全体を冷却材中に保持するための機能を有する設備をいう。</p> <p>三十七 「試験用燃料体」とは、燃料体の研究及び開発を行うことを目的とする燃料体をいう。</p> <p>三十八 「カバーガス」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において、ナトリウムの自由液面部を覆うことを主たる目的とする不活性ガスをいう。</p> <p>三十九 「原子炉カバーガス」とは、カバーガスのうち、一次冷却材に係るものをいう。</p> <p>四十 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、原子炉容器及びそれに接続する配管で構成され、燃料体を冠水状態に保持するための隔壁となる部分をいう。</p> <p>四十一 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉又はナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発</p>	<p>4 第2項第37号に規定する「燃料体の研究及び開発を行うこと」とは、例えば、燃料体の破損限界を調べるために行う試験、目標燃焼度までの燃料体の健全性を確認する試験等のため、試験用燃料棒とその他の構成品を組み上げ、炉心等で試験を行うものをいう。これらの試験には、計画された範囲内で、被覆材の破損又は被覆内燃料の一部の溶融等に伴い、一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こと又は放出することも含む。</p>			



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>生じた場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。</p> <p>四十二 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。</p> <p>四十三 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において一次冷却材を内包するものであって、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において冷却材障壁を形成するもので、かつ、それが破壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分をいう。</p> <p>四十四 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設の通常運転時に原子炉カバーガス又は一次冷却材を内包する部分のうち、原子炉冷却材バウンダリを除いたものをいう。</p>				
<p>第二章 試験研究用等原子炉施設 (試験研究用等原子炉施設の地盤) 第三条 試験研究用等原子炉施設(水冷型研究炉、ガス冷却型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉に係るものを除く。以下この章において同じ。)は、次条第二項の規定により算定する地震力(試験研究用等原子炉施設のうち、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「耐震重要施設」という。)にあっては、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試験研究用等原子炉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。</p>	<p>第二章 試験研究用等原子炉施設 第 3条(試験研究用等原子炉施設の地盤) 1 第3条の適用に当たっては、「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3条を準用する。この場合において、実用炉設置許可基準解釈中「設計基準対象施設」とあるのは、「試験研究用等原子炉施設」と読み替えるものとする(以下、実用炉設置許可基準解釈を準用する場合において同じ。)</p>	<p>1 について 耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。 また、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を有する地盤に設置する。</p>	<p>方針2. 自然現象に対する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>原子炉施設の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「耐震設計審査指針」という。)の基本的考え方を参考にし、想定されるいかなる地震に対しても、これが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有するように、次の方針に基づいて行う。 黒鉛ブロックの積層構造である炉心は、剛構造の炉心支持鋼構造物に支持させる。建物、構築物及び炉心以外の系統及び機器は、原則として剛構造にする。また、重要な建物・構築物は、想定される地震に対して十分に安全な地盤に支持させる。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。</p>		<p>2 について 耐震重要施設は、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・構築物間の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。</p> <p>3 について 耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことが確認された地盤に設置する。</p>		
<p>(地震による損傷の防止) 第四条 試験研究用等原子炉施設は、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ない。</p>	<p>第 4条(地震による損傷の防止) 1 第4条の適用に当たっては、実用炉設置許可基準解釈第4条の規定を準用する。ただし、実用炉設置許可基準解釈第4条2に規定する耐震重要度分類については、2によること。また、実用炉設置許可基準解釈第4条3の二又は三を準用するに当たり、次のとおりとする。</p> <p>一 実用炉設置許可基準解釈第4条3の二に規定する「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。」について、Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設に対しては、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。</p> <p>二 実用炉設置許可基準解釈第4条3の三に規定する「建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準」(以下「建築基準法等の規格等」という。)については、その改正があった場合において、Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設におけるCクラスの建物・構築物のうち、次に掲げる要件を全て満たすものであって、改正後の建築基準法等の規格等を適用しないこととされているものに対しては、改正後の建築基準法等の規格等を用いないことができる。</p>	<p>1 について 原子炉施設は、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。 なお、耐震重要度分類及び地震力については、「2 について」に示すとおりである。</p>	<p><u>方針2. 自然現象に対する設計上の考慮(設計方針)</u></p> <p>1. 原子炉施設の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「耐震設計審査指針」という。)の基本的考え方を参考にし、想定されるいかなる地震に対しても、これが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有するように、次の方針に基づいて行う。</p> <p>(1) 黒鉛ブロックの積層構造である炉心は、剛構造の炉心支持鋼構造物に支持させる。建物、構築物及び炉心以外の系統及び機器は、原則として剛構造にする。また、重要な建物・構築物は、想定される地震に対して十分に安全な地盤に支持させる。</p> <p>(2) 原子炉施設の耐震設計上の重要度を、地震により安全機能が喪失した場合の放射線による環境への影響の観点から、次のように分類し、各々の重要度に応じた耐震設計を行う。</p> <p>Aクラス: 自ら放射性物質を内蔵しているか、又は内蔵している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散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれらの事故発生の際に、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ものであって、その影響、効果の大きいもの。</p> <p>Bクラス: 上記において、影響、効果が比較的小さいもの。</p> <p>Cクラス: Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すれば</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉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に応じて算定しなければならない。</p>	<p>イ 当該建物・構築物の安全機能が喪失した場合において、放出される放射性物質の量及び放射線量が極めて微量であるものであること。</p> <p>ロ 当該建物・構築物内に点検等の一時的な立入り以外の立入りが無いこと。</p> <p>2 第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉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試験研究用等原子炉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。試験研究用等原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス(以下「耐震重要度分類」という。)に分類するものとし、その分類の考え方は以下のとおりであり、具体的な分類の方法は別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」による。</p> <p>一 Sクラス 次に掲げる施設はSクラスとする。</p> <p>イ 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。 上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による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>ロ 津波防護機能を有する施設(以下「津波防護施設」という。)及び浸水防止機能を有する施設(以下「浸水防止施設」という。)</p> <p>ハ 敷地における津波監視機能を有す</p>	<p>2 について 原子炉施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失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に応じて、以下のとおり、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力を算定する。</p> <p>(1) 耐震重要度分類 原子炉施設は「試験炉設置許可基準規則解釈 別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」」により以下のとおり分類する。</p> <p>S クラス: 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。 上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による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>B クラス: 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設。</p> <p>C クラス: Sクラス、Bクラス以外であって、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。</p> <p>(2) 上記(1)のSクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。 なお、S クラス施設については弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を適用する。</p> <p>a. 静的地震力 静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐</p>	<p>よいもの。</p> <p>(3) 前項のA、B及びCクラスの施設は、建物・構築物については、層せん断力係数を、それぞれ<math>3.0C_i</math>、<math>1.5C_i</math>及び<math>1.0C_i</math>として求められる水平地震力、また、機器・配管系については、それぞれ<math>3.6C_i</math>、<math>1.8C_i</math>及び<math>1.2C_i</math>として求められる水平地震力に対して耐えるように設計する。 ここに、層せん断力係数の<math>C_i</math>は、標準せん断力係数を0.2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。 Aクラスの施設については、鉛直地震力をも考慮することとし、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については震度0.3を基準とし、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鉛直震度より、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より、算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>(4) Aクラスの施設は、「耐震設計審査指針」に準じて定める基準地震動<math>S_1</math>に基づく動的解析から求められる地震力に耐えるように設計する。</p> <p>(5) Aクラスの施設のうち、特に重要な施設を<math>A_S</math>クラスと呼称し、それらの施設については、「耐震設計審査指針」に準じて定める基準地震動<math>S_2</math>に基づく動的解析から求められる地震力に対して、その安全機能が保持できるように設計する。</p> <p>(6) A及び<math>A_S</math>クラスの施設については、基準地震動から求められる水平地震力と基準地震動の最大加速度振幅の1/2の値を鉛直震度として求められる鉛直地震力とが、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は、高さ方向に一定とする。</p> <p>(7) Bクラスの機器・配管系についても、支持構造物の振動と共振するおそれのあるものについては、動的な検討を行う。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考						
	<p>る施設(以下「津波監視設備」という。)</p> <p>二 Bクラス 安全施設のうち、その機能を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う。</p> <p>三 Cクラス Sクラス、Bクラス以外であって、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。</p>	<p>震重要度分類に応じて、次の地震層せん断係数<math>C_i</math>及び震度に基づき算定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断係数<math>C_i</math>に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定する。</p> <table border="0"> <tr><td>Sクラス</td><td>3.0</td></tr> <tr><td>Bクラス</td><td>1.5</td></tr> <tr><td>Cクラス</td><td>1.0</td></tr> </table> <p>ここで、<math>C_i</math>は、標準せん断力係数<math>C_0</math>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である。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組み合わせで作用するものとする。</p> <p>鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度により算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数<math>C_i</math>に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度とした震度より求める。なお、Sクラス施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組み合わせで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組み合わせで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>b. 弾性設計用地震動による地震力 弾性設計用地震動による地震力は、Sクラスの施設に適用する。</p> <p>弾性設計用地震動は、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという知見(6)を踏ま</p>	Sクラス	3.0	Bクラス	1.5	Cクラス	1.0		
Sクラス	3.0									
Bクラス	1.5									
Cクラス	1.0									

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>3 耐震重要施設は、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ない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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ない。</p>	<p>3 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉にあっては、水冷却型研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を考慮した耐震設計とするとともに、構築物、系統及び機器の耐震設計上の重要度分類は、その設計の特徴を十分踏まえて行うこと。</p>	<p>え、また、弾性設計用地震動を原子炉建家設計時より保守的な設定とするため、応答スペクトルに基づく基準地震動 <math>S_s-D</math> に係数 0.5 を乗じた弾性設計用地震動 <math>S_d-D</math> が、設計時に用いた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定)」に基づく基準地震動 <math>S_1</math> の応答スペクトルを下回らないものとして、工学的判断により添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。</p> <p>また、弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定する。</p> <p>なお、B クラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じた地震動により、その影響についての検討を行う。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組合せて算定するものとする。</p> <p>3 について</p> <p>耐震重要施設については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動、即ち添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p> <p>基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定する。</p> <p>なお、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施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。また、次に示す影響を確認する。</p> <p>a. 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</p> <p>b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部及び支持部における相互影響</p> <p>c. 建家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</p> <p>d. 建家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</p> <p>4 について</p>		

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		原子炉施設を設置する敷地に該当する斜面はない。		
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第五条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉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ない。</p>	<p>第 5条(津波による損傷の防止)</p> <p>1 Sクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設にあっては、第5条の「大きな影響を及ぼすおそれがある津波」は、実用炉設置許可基準解釈第5条1及び2により策定すること。</p> <p>2 Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設にあっては、敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波とする。</p> <p>3 Sクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設(水冷却型研究炉及び臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設以外のものに限る。)にあっては、第5条の「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ない」ことを満たすために、実用炉設置許可基準解釈第5条3によること。</p> <p>4 Sクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設(水冷却型研究炉及び臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設に限る。)若しくはBクラス又はCクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設にあっては、第5条の「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ない」ことを満たすために、1又は2の津波に対する設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保する上で必要な施設(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)は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>二 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防止等の安全機能を損なうおそれがない</p>	<p>津波による影響については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から適切な波源を想定し、津波の遡上による敷地への影響を確認する。また、津波発生 の要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因も検討し、不確かさを考慮した数値解析により評価を実施する。</p> <p>原子炉施設は、標高約 36.5m の台地上に設置しており、添付書類六で示した津波による遡上を考慮しても、原子炉施設に津波は到達しない。したがって、津波により原子炉施設の安全性が損なわれることはなく、津波を設計上考慮しない。</p>		

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>こと。「安全機能を損なうおそれがないもの」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、試験研究用等原子炉施設全体としては、臨界防止等の機能が確保されることを確認することをいう。なお、「安全機能を損なうおそれがないもの」には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置して、遡上波の到達又は流入を防止することも含む。</p> <p>5 上記4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の一の②の方針を参考とすること。</p> <p>6 上記4の二の津波防護施設及び浸水防止設備を設置する場合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。</p>			
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条 安全施設は、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。</p>	<p>第 6条(外部からの衝撃による損傷の防止) 1 第6条は、設計基準において想定される自然現象(地震及び津波を除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 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、降水、積雪、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をいう。</p> <p>3 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。)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、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原</p>	<p>1 について 安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波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ようにする。 (1) 風(台風)【追加要求事項なし】 敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録(1937年～2013年)によれば44.2m/s(1939年8月5日)であるが、風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。 (2) 洪水・降水【追加要求事項なし】 敷地は、太平洋に面した標高約35～40mの鹿島台地にあり、原子炉施設は標高約36.5mに設置している。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約29m、水深は約6mである。敷地に降った雨水等の表流水のほとんどは夏海湖に集まり、一般排水溝に流れる経路となるが、大雨等により万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って涸沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水に</p>	<p>方針2. 自然現象に対する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、台風、洪水、積雪、高潮等の自然現象に耐えるように、次の事項を考慮して設計する。</p> <p>(1) 風(台風) 敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録(1937年～1979年)によれば44.2 m/s(1939年8月6日)であるが、風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。</p> <p>(2) 洪水 敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水による被害は考えられない。</p> <p>(3) 積雪 水戸地方気象台の観測記録(1897年～1979年)によれば積雪量の日最大値は32 cm(1945年2月26日)であるが、積雪40 cm相当とし、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行う。</p> <p>(5) 凍結 敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>子炉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。</p>	<p>よる被害は考えられない。また、夏海湖は那珂川から中継ポンプ場を介して取水しているため、河川の増水等の影響により夏海湖へ流入することはない。</p> <p>(3) 積雪【追加要求事項なし】 水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば積雪量の日最大値は32cm(1945年2月26日)であるが、積雪40cm相当とし、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行う。</p> <p>(4) 凍結【追加要求事項なし】 敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年～2013年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)、月平均最低気温は-3.1℃(1月)であるが、屋外機器で凍結のおそれのあるものは、必要に応じ、上記の最低気温に、適切な余裕をもった設計値で凍結防止対策を行う。</p> <p>(5) 落雷【追加要求事項なし】 雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。また、避雷針の接地極として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。 安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する。</p> <p>(6) 火山の影響 火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚50cm(湿潤密度1.5g/cm<sup>3</sup>)の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象(積雪、風)の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組み合わせは考慮しない。 降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。</p>	<p>～1979年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)、月平均最低気温は-3.1℃(1月)であるが、屋外機器で凍結のおそれのあるものは、必要に応じ、上記の最低気温に、適切な余裕をもった設計値で凍結防止対策を行う。</p> <p>(6) 雷 雷害防止として、原子炉建家等に避雷針を設ける。 また、避雷針の接地極として接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。</p>	



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		<p>(7) 生物学的事象 原子炉施設は、海水及び夏海湖の取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。補機冷却水設備冷却塔は、微生物等の発生による影響を軽減するため、薬液注入による対策を行い、定期的に点検・清掃を行えるよう点検口等を設ける。 小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより防止する。</p> <p>(8) 竜巻 竜巻防護施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突荷重を組み合わせた荷重等に対して、安全機能を損なわない設計とする。また、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組合せは考慮しない。 施設に影響が及ぶおそれがある竜巻の接近が予測された場合は、原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。</p> <p>(9) 森林火災 森林火災について外部火災評価ガイドを参考に影響評価を実施し、防火帯を確保することにより、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度を許容温度(200℃)以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。固定モニタリング設備については、代替措置を講ずることにより安全機能を損なわない設計とする。 また、敷地内において火災が発生した場合は、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行う。</p> <p>(10) 地滑り 大洗研究所(北地区)の敷地には、地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはない。  自然現象の組合せについては、原子炉施設敷地で想定される自然現象(地震を除く。)として抽出された 10 事象のうち、被害が考えられない地滑りを除</p>	<p>このような自然条件に対して、主要建家の位置決定、建家及び機器の設計条件を設定する。また、安全機能を有する系統及び機器は、これらの自然条件に対し、その安全機能を失うことがないように設計する。更に、事故時にその影響を受け、事故時の使用条件がその設備の設計条件となるものについては、前述の自然力と事故荷重を加えた力に対し、安全機能が維持できるよう設計する。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 重要安全施設は、当該重要安全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重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準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ない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉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って人為によるもの(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</p>	<p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「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」(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「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」の「4. (1)自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>5 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。</p> <p>6 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当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準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变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される試験研究用等原子炉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って人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以</p>	<p>いた 9 事象について、自然現象が施設に与える影響(荷重、浸水、温度及び電氣的影響)の観点から、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組合せを検討した結果、自然現象の組み合わせによる影響が生じる可能性があるものとして、風(台風)、積雪及び火山の降下火災物による荷重の組合せを抽出する。抽出した自然現象の組合せに対して、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>2 について 原子炉施設のうち、次に示す重要安全施設は、当該重要安全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重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる設計とする。 (1) クラス1 (2) PS-2 のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及び MS-2 のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>重要安全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は、第1 項において選定した自然現象に含まれる。HTTRでは、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。 このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>3 について 安全施設は、敷地及びその周辺において想定され</p>	<p>方針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>1. 本原子炉施設では、原子炉施設周辺における爆発や、これに起因する飛来物は想定し得ない。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>らない。</p>	<p>外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子炉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もとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、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。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>る原子炉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って人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>想定される人為事象としては、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害が挙げられる。</p> <p>(1) 航空機落下 原子炉施設への航空機の落下確率の評価については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき実施する。航空機の落下確率の評価に当たっては、標的面積を算出する際に考慮する施設は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔とする。また、HTTR原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔の特徴を踏まえ、有視界飛行方式民間航空機の落下事故に係る小型機の係数を1として評価を行う。評価した結果、約<math>6.0 \times 10^{-8}</math>回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である10<sup>-7</sup>回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。</p> <p>(2) ダムの崩壊 原子炉施設の近くには、崩壊により原子炉施設に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊による安全施設への影響については考慮する必要はない。</p> <p>(3) 爆発 原子炉施設の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。</p> <p>(4) 近隣工場等の火災 近隣の産業施設の火災・爆発について外部火災評価ガイドを参考に、大洗研究所(北地区)敷地外10km以内の石油コンビナート等の火災・爆発及び敷地内の危険物貯蔵設備等の火災を考慮した評価を実施した結果、以下のとおり、安全施設の安全機能を損なうおそれがない。 石油コンビナート等の施設の影響については、敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設、LNG基地は存在しないので考慮する必要はない。敷地外10km以内の範囲において、石油コ</p>	<p>2. 本原子炉施設近くには飛行場はない。原子炉施設の上空には航空路があるが、航空機は、原則として原子炉施設の上空を飛行することを規制されている。原子炉施設の上空の航空路を飛行する航空機は、巡航状態であり、1年間に航空機が原子炉施設に落下する確率は十分小さく、約<math>2.4 \times 10^{-9}</math>である。従って、航空機落下は考慮する必要はない。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		<p>コンビナート施設以外の産業施設としては、危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と安全施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはない。</p> <p>敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大であるHTTR機械棟屋外タンクの火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。</p> <p>敷地内に存在するナトリウム取扱施設(一般取扱施設)のナトリウム火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、HTTR施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。</p> <p>なお、敷地内には高圧ガス貯蔵設備があるが、危険限界距離が原子炉施設までの距離を十分に下回っており安全施設の安全機能を損なうおそれはない。</p> <p>航空機墜落による火災について、外部火災評価ガイドを参考に、落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、森林火災と航空機墜落による火災の重量及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重量について影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。</p> <p>(5) 有毒ガス</p> <p>原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。陸上輸送等の可動施設についても、敷地は幹線道路と幹線道路以外の一般道路(以下「生活道路」</p>		

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		<p>という。)に隣接しているが、幹線道路から原子炉施設は十分に離れているため、敷地に隣接する生活道路を除く敷地外を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。</p> <p>敷地に隣接する生活道路において、危険物を搭載した車両の事故等により有毒ガスが発生し、中央制御室での活動性に影響を及ぼすおそれが生じた場合は、中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転や原子炉の停止等の必要な措置を行う。</p> <p>敷地内については、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を保管する屋外タンクや運搬するタンクローリー等は保有しておらず、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質の HTTR 原子炉施設周辺の屋内取扱場所には吸着材を有する排気処理設備を設置しているため、敷地内を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。</p> <p>(6) 船舶の衝突 原子炉施設の東側には海岸があるが、原子炉施設からは十分離れており、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p> <p>(7) 電磁的障害 安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。</p>		
<p>(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件其他人に危害を与え、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及び不正アクセス行為(不正アクセス行為の禁止等に関する法律(平成十一年法律第二百二十八号)第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第十八条第六号において同じ。)を防止するための設備を設けなければならない。</p>	<p>第 7条(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>1 第7条の要求には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策が含まれる。</p>	<p>(1) 人の不法な侵入の防止措置【追加要求事項なし】</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、大洗研究所(北地区)に人及び車両の立ち入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。区域の出入口については、常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設においても、区域を設定し、鉄筋コンクリート造の障壁その他の堅固な構造の障壁等により区画する。区域の出入口は施錠管理し、人の不法な侵入を防止する設計とする。</p> <p>また、緊急時に外部へ確実に通報するための通信</p>	<p>方針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>3. 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の人為事象に対し、これを防御するため、次の措置を講じた設計とする。</p> <p>(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、これらの区域への接近管理及び出入管理を行える設計とする。</p> <p>(2) 外部との通信連絡設備を設ける。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		<p><u>連絡設備として、警備室に固定電話、携帯電話等を設ける。</u></p> <p>(2) 爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込みの防止措置 不正に爆発性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(以下「不正な物品」という。)が持ち込まれることがないよう、柵等の障壁で区画し、人の立ち入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とする。外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所(北地区)の立ち入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立ち入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。</p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止措置 原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通じた外部からのアクセスを遮断するため、外部通信回路と接続しない設計とする。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防ぐため、出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とする。</p> <p>(1)~(3)について、核物質防護に係るものについては核物質防護対策の一環としても実施する。</p>		
<p>(火災による損傷の防止) 第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災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 8条(火災による損傷の防止) 1 第8条については、設計基準において想定される火災により、試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、試験研究用等原子炉施設の安全上の特徴に応じて必要な機能(火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減)を有することを求めている。 また、上記の「試験研究用等原子炉施設</p>	<p>1 について 原子炉施設は、想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。このため、必要に応じて火災の発生を防止し、火災発生を早期に感知し、消火を行う設備を有し、火災の影響軽減を考慮した設計とする。</p>	<p><u>方針5. 火災に対する設計上の考慮(設計方針)</u> 火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、原則として消防法、建築基準法等の国内法に基づくとともに、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」の考え方を考慮し a. 火災発生防止 b. 火災検知及び消火 c. 火災の影響の軽減 の3方策を適切に組み合わせた設計とする。具体的</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 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試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>ここでいう「安全機能を損なわない」とは、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、試験研究用等原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、化学的に活性なナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を考慮する必要がある。</p> <p>3 第2項の規定について、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、試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>2 について</p> <p>消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。</p>	<p>には、次により火災防護の設計を行う。</p> <p>(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、実用上可能な限り難燃性又は不燃性材料を使用する。また、発火性又は引火性の油を内包する系統は、漏えい防止を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 火災区域には想定火災の種類、大きさ等に対し、適切な検出装置及び消火設備を設置する。</p> <p>(3) 非常用発電設備等の安全機能を有する機器を設置している区域に相当量の可燃物があり、かつ、消火活動が十分に行うことができない場合には、遠隔消火設備を設ける。</p> <p>(4) 安全保護系、工学的安全施設等の安全機能を有する系統及びこれらのケーブル、配管等は独立性をもたせ、防火壁を設けるか、適切な離隔距離、隔壁、消火設備等の適切な組合せにより火災の影響を軽減する。</p> <p>(5) 原子炉施設内の想定される火災に対しても、原子炉を停止できるとともに残留熱を除去できる設計とする。</p> <p>(6) 中央制御室には可搬式消火器を設けるとともに、火災等により中央制御室に留まることができない場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように設計する。</p>	
<p>(溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉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いものでなければならない。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設は、当該試</p>	<p>第 9条(溢水による損傷の防止等)</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「試験研究用等原子炉施設内における溢水」とは、試験研究用等原子炉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、原子炉等のタンク、容器、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわ</p>	<p>1 について</p> <p>原子炉施設内に設置された機器及び配管の想定破損による溢水、火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水、地震による機器の破損(スロッシングを含む。)により生じる溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。</p> <p>2 について</p>	<p><b>方針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮(設計方針)</b></p> <p>想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうことのないよう、次の方針に基づいて設計する。</p> <p>高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び2次ヘリウム冷却設備の配管等については、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所、配管の瞬時破断を想定する。この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないよう、破断想定箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p>	<p>ないもの」とは、試験研究用等原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるもの、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるものをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できるものをいう。</p>	<p>原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。</p>	<p>をとるか、破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。これらのいずれの対策もとれない場合には、破断時の荷重に耐える配管ホイッププレストレスト、ジェットバリア等を設ける。 また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化により、安全機能が損なわれないように設計するとともに、加圧水冷却設備等の配管破断による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。</p>	
<p>(誤操作の防止) 第十条 試験研究用等原子炉施設は、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ない。</p> <p>2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p>	<p>第10条(誤操作の防止) 1 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、弁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試験研究用等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等の措置を講じたものであることをいう。</p> <p>2 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、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にたらされる環境条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時にたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 運転員の誤操作を防止するため、中央制御室等の制御盤は次の方針により設計する。 <u>(1)安全機能を有する機器及び弁の操作器については、運転表示灯を設け作動状態を確認できる設計とする。</u> <u>(2)警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、中央制御盤の上部に系統ごとにまとめて配置することにより、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。</u> <u>(3)指示計、記録計、操作器等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取付けるとともに、配置を考慮した設計とする。異常発生時に短時間で系統状態の把握及び操作を要求される設備に係る操作器については、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等の配置を考慮した設計とする。</u> なお、操作スイッチには、その重要性を考慮して操作方式の異なるものを用いる。 <u>(4)プラントの主要なパラメータは、ディスプレイ等に表示する設計とする。</u> <u>(5)現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</u></p> <p>2 について 原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設ける。中央制御室は、放射線防護措置(遮蔽及び換気空調)、火災防護措置を講じ、異常状態時においては、同時にたらされる環境条件下においても操作可能な設計とする。また、異常状態時においては、運転員が状況を判断し必要な操作</p>	<p>方針8. 運転員操作に対する設計上の考慮(設計方針) 中央制御室等の制御盤は、運転員の誤操作、誤判断を防止できるように、次の方針により設計する。 <u>(1)安全機能を有する機器、弁については運転表示灯を設け、作動状態を確認できる設計とする。</u> <u>(2)警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、系統ごとにまとめて配置すること等により、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。</u> <u>(3)指示計、記録計、操作スイッチ等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取付けるとともに、配置を考慮した設計とする。なお、操作スイッチには、その重要性を考慮して操作方式の異なるものを用いる。</u> <u>(4)プラントの主要なパラメータは、CRT表示装置に表示する設計とする。</u> <u>(5)異常状態時においては、ある時間(10分程度)は、運転員の操作を期待しなくても安全上支障のないように設計する。</u></p>	



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>を運転できるものをいう。 また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、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ものをいう。</p>	<p>が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、その異常を検知し自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。</p>		
<p>(安全避難通路等) 第十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>一 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</p> <p>二 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</p> <p>三 設計基準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</p>	<p>第11条(安全避難通路等) 1 第11条は、設計基準において想定される事象に対して試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれない(安全施設が安全機能を損なわない。)ために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>2 第3号に規定する「設計基準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、試験研究用等原子炉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、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備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。</p>	<p>一【追加要求事項なし】 <u>原子炉施設の建家内には、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を設ける。</u></p> <p>二【追加要求事項なし】 <u>安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯を設ける。非常用照明及び誘導灯は、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。</u></p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯(保安灯)又は蓄電池内蔵の照明を設ける。また、蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明等を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。</p>	<p><u>方針 45. 避難通路に対する設計上の考慮(設計方針)</u> <u>原子炉施設の建家内には避難階段を設置し、それに通じる安全避難通路を設ける。また、安全避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常用照明及び誘導灯を設ける。</u></p> <p><u>非常用照明及び誘導灯には、灯具に内蔵された蓄電池若しくは直流電源設備の蓄電池より給電し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。</u></p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する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。以下同じ。)が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>第12条(安全施設) 1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「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」(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「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」による。この場合、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。 なお、第1項の安全機能は、第40条、第53条及び第61条において準用する第53条に規定する事故の拡大防止に必要な施設や設備等に対して要求するものではない。</p> <p>2 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、上記の指針の「4. (2)信頼性に対する設計上の考慮」に示されるものとする。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>3 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び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。また、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、想定される最も過酷な条件下においても、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</p>	<p>1 について 安全施設は、要求される安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得るように設計する。 各クラスの信頼度の目標は、次のとおりとする。 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。</p> <p>2 について 安全機能を有する系統のうち、次に示す重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び商用電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できるよう、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有する設計とする。 (1) PS-1 のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁 (2) MS-1 の系統 (3) MS-2 のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統</p>	<p>方針9. 信頼性に関する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、要求される安全機能の重要度に応じて、第 1.2.1 表及び第 1.2.2 表に示す重要度分類を行う。 各クラスの信頼度の目標は、次のとおりとする。 クラス1:現在利用し得る最高の水準で、かつ、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、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: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、高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3: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、通常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</p> <p>方針9. 信頼性に関する設計上の考慮(設計方針)</p> <p>安全上の機能別重要度分類のうち、次に示す系統については、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有する設計とする。 (1) PS-1 のうち、通常運転時に開であって、閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁 (2) MS-1 の系統 (3) MS-2 であって、事故後のプラント状態を把握する機能を有する系統</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p> <p>4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。</p>	<p>4 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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全ての環境条件をいう。</p> <p>5 第4項に規定する「試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」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統を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>6 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。 一 試験研究用等原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって試験研究用等原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。 二 運転中における安全保護回路の機能確認試験にあっては、その実施中</p>	<p>3 について【追加要求事項なし】 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計条件を設定するにあたっては、通常運転時及び異常状態時に想定される各種の環境条件(圧力、温度、湿度、放射線等)を考慮し、十分安全側の条件を与えたとともに、必要に応じて、それらの変動時間、繰返し回数等の過渡条件を設定し、材料の疲労、クリープ、劣化等に対しても、十分な余裕をもって、機能を維持できる設計とする。</p> <p>4 について【追加要求事項なし】 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、原子炉の運転中又は停止中に次のような試験又は検査ができる設計とする。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査 (2) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい試験又は漏えい率試験並びに隔離弁作動試験 (3) 補助冷却設備の作動試験 (4) 炉容器冷却設備の作動試験 (5) 非常用空気浄化設備の作動試験 (6) 非常用発電機の作動試験 (7) 安全保護系の試験 なお、上記の(1)については、接近の可能性を配慮するとともに、(2)の漏えい率試験については、試験に必要な器具の取付け等を考慮する。</p>	<p>方針6. 環境条件に対する設計上の考慮(設計方針) 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計条件を設定するにあたっては、通常運転時及び異常状態時に想定される各種の環境条件(圧力、温度、湿度、放射線等)を考慮し、十分安全側の条件を与えたとともに、必要に応じて、それらの変動時間、繰返し回数等の過渡条件を設定し、材料の疲労、クリープ、劣化等に対しても、十分な余裕をもって、機能を維持できるように設計する。</p> <p>方針 10. 試験可能性に対する設計上の考慮(設計方針) 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、その重要度に応じ、定期的又は計画的に、次のような試験及び検査が実施できるように設計する。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査 (2) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい試験又は漏えい率試験並びに隔離弁作動試験 (3) 補助冷却設備の作動試験 (4) 炉容器冷却設備の作動試験 (5) 非常用空気浄化設備の作動試験 (6) 非常用発電機の作動試験 (7) 安全保護系の試験 これらの試験及び検査は、安全上の重要度、試験検査の必要性及びその試験が原子炉施設に与える影響を考慮して、原子炉の運転中又は停止中に行うことができるように設計する。 なお、上記の(1)については、接近の可能性を配慮するとともに、(2)の漏えい率試験については、試験に</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。</p> <p>6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければ</p>	<p>において、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統及び非常用冷却設備等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 試験研究用等原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>7 第5項に規定する「蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、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散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、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。</p> <p>8 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の試験研究用等原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p> <p>9 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の試験研究用等原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p>	<p>5 について【追加要求事項なし】 想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうことのないよう、次の方針に基づいて設計する。 <u>(1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び2次ヘリウム冷却設備の配管等については、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所で、配管の瞬時破断を想定する。この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないう、破断想定箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離をとるか、破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。これらのいずれの対策もとれない場合には、破断時の荷重に耐える配管ホィップレストレイントを設ける。</u> また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化により、安全機能が損なわれないうに設計するとともに、加圧水冷却設備等の配管破断による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。</p> <p><u>(2) 回転機器の損傷により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないうに、回転機器の配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。</u></p> <p><u>(3) 局所的な小規模漏えいによる影響が、安全機能を有する系統及び機器の安全機能を損なうことのない設計とする。</u></p> <p>6 について【追加要求事項なし】 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器並びに故障により同時に2基以上の試験研究用等原子炉施設の事故をも</p>	<p>必要な器具の取付け等を考慮する。</p> <p>方針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮(設計方針) 想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうことのないよう、次の方針に基づいて設計する。 <u>(1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却設備の配管及び2次ヘリウム冷却設備の配管等については、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所で、配管の瞬時破断を想定する。この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないう、破断想定箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離をとるか、破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。これらのいずれの対策もとれない場合には、破断時の荷重に耐える配管ホィップレストレイント、ジェットバリア等を設ける。</u> また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化により、安全機能が損なわれないうに設計するとともに、加圧水冷却設備等の配管破断による溢水に対しては、配置上の配慮を行う。</p> <p><u>(2) 回転機器の損傷により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないうに、回転機器の配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。</u></p> <p><u>(3) 局所的な小規模漏えいによる影響が、安全機能を有する系統及び機器の安全機能を損なうことのないよう設計する。</u></p> <p>方針7. 共用に関する設計上の考慮(設計方針) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、他の原子炉施設と共用しない設計とする。また、放射性液体廃棄物処理施設及び放射性固体廃棄物処</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>ならない。</p>	<p>10 第6項に規定する「試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないもの」とは、共用によっても、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時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、試験研究用等原子炉施設の1基において運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生した状況下でも他の試験研究用等原子炉施設の停止及び放射性物質の閉じ込めに影響を与えないこと、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基以上の試験研究用等原子炉施設の事故をもたらさないことをいう。</p>	<p><u>た</u>らすおそれのある構築物、系統及び機器は、他の原子炉施設と共用しない設計とする。  <u>な</u>お、敷地周辺の放射線監視のための周辺環境モニタリング設備、現地対策本部において所内外へ通信連絡するための通信連絡設備、及び消防自動車、消防ポンプ、屋外消火栓等の消火設備は共用する。</p>	<p>理施設については大洗研究開発センター(北地区)放射性廃棄物管理施設(以下「廃棄物管理施設」という。)の受入条件に合せ廃棄物管理施設を共用するとともに敷地周辺の放射線監視のための周辺環境モニタリング設備も共用する。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>(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>第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。</p> <p>二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。</p> <p>イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。</p> <p>ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等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>第13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1項については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「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日原子力安全委員会決定)及び「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)等に基づいて実施し、以下の判断基準を満たすこと。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>2 第1号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <p>一 第3条に規定する試験研究用等原子炉及び第41条で準用する水冷却型研究炉の場合</p> <p>イ 最小限界熱流束比は許容限界値以上であること。</p> <p>ロ 燃料被覆材は機械的に破損しないこと。</p> <p>二 第54条で準用するガス冷却型原子炉の場合</p> <p>イ 燃料最高温度は、燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化を生じさせる温度以下であること。</p> <p>ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の1.1倍以下であること。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、使用する金属が十分に安定した強度を確保できる温度以下であること。</p> <p>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合</p> <p>イ 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>ロ 冷却材は沸騰しないこと。</p> <p>ハ 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。</p>	<p>【追加要求事項なし】</p> <p>原子炉施設は、その安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析を行い、判断基準を満足する設計とする。</p>	<p>添付書類十 安全評価(運転時の異常な過渡変化、事故評価)に記載</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>3 第2号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 第3条に規定する試験研究用等原子炉及び第41条で準用する水冷却型研究炉の場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生させないこと。</li> <li>ロ 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。</li> <li>ハ 周辺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。</li> </ul> </li> <li>二 第54条で準用するガス冷却型原子炉の場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 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。</li> <li>ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の 1.2 倍以下であること。ただし、二次冷却材にヘリウムを用いる場合にあっては、一次冷却材と二次冷却材とのバウンダリを破損させないこと。</li> <li>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、高温ガス炉第一種機器の高温構造設計指針(平成2年12月科学技術庁原子力安全局内規(平成15年5月30日改定)」)に基づき定めた設計上の制限温度以下であること。</li> <li>ニ 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。</li> <li>ホ 周辺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。</li> </ul> </li> <li>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 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。</li> <li>ロ 原子炉格納容器の漏えい率は、</li> </ul> </li> </ul>			

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>適切な値以下に維持されること。 ハ 周辺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。 上記一、二及び三の「周辺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」ことの判断については、「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」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、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。」との考え方による。</p>			
<p>(安全保護回路) 第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにできるものとする。</p> <p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p> <p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障</p>	<p>第18条(安全保護回路)</p> <p>1 第1号について、安全保護回路の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、試験研究用等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、原子炉停止系統を含む適切な系統を作動させ、緊急停止の動作を開始させること等を求めている。</p> <p>2 第3号に規定する「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を</p>	<p>一【追加要求事項なし】 安全保護系は、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、その異常を自動的に、かつ、速やかにこれを検出し、原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満にするとともに、補助冷却設備を作動させて原子炉停止後の炉心の核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう設計する。</p> <p>二【追加要求事項なし】 安全保護系は、設計基準事故時に異常な状態を検知し、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、これを検出し、原子炉停止系統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安全保護機能を有する設計とする。</p> <p>三【追加要求事項なし】 安全保護系は、使用状態からの単一の取外しを</p>	<p>方針 35. 安全保護系の過渡時の機能(設計方針) 安全保護系は、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、その異常を自動的に、かつ、速やかにこれを検出し、原子炉停止系を作動させて炉心を臨界未満にするとともに、補助冷却設備を作動させて原子炉停止後の炉心の核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにする。</p> <p>方針 36. 安全保護系の事故時の機能(設計方針) 安全保護系は、事故時に異常な状態を検知し、原子炉スクラム設定値を超えた場合には、これを検出し、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安全保護機能を有する設計とする。</p> <p>方針 33. 安全保護系の多重性(設計方針) 安全保護系は、使用状態からの単一の取外しを</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するものとする。</p> <p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p> <p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>発生させるために必要な構成要素(抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ及び導線等)及びモジュール(内部連絡された構成要素の集合体)の配列であって、検出器から論理回路入口までをいう。</p> <p>3 第3号に規定する「多様性を確保する」とは、同一事象に対する安全保護動作が、異なるパラメータからの信号により機能することを含む。</p> <p>4 第4号に規定する「それぞれ互いに分離し」とは、独立性を有するようなチャンネル間の物理的分離及び電気的分離等をいう。</p> <p>5 第5号に規定する「駆動源の喪失、系統の遮断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回路の論理回路が遮断される等の状況をいう。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。</p> <p>6 第5号に規定する「試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる」とは、安全保護回路が単一故障した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行することにより、最終</p>	<p>行っても、あるいは異常状態時において、チャンネル又はトレインの単一故障を想定しても安全保護機能を失うことがないよう、チャンネル及びトレインを次のように多重化する。</p> <p>(1) チャンネルは偽の信号発生等による誤動作を防止することも考慮して「2 out of 3」構成とする。</p> <p>(2) トレインは「1 out of 2」構成とする。</p> <p>四【追加要求事項なし】 安全保護系を構成するチャンネルに対しては、各チャンネル相互を分離し、独立性を図る設計とする。具体的には、次のとおりである。</p> <p>(1) 計装用配管は、原子炉格納容器貫通部を含めてチャンネルごとに分離、独立した設計とする。</p> <p>(2) 各チャンネルに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、安全保護系の論理回路はトレインごとに独立した設計とする。</p> <p>(3) 各チャンネルの電源は、無停電電源よりそれぞれ独立に供給する設計とする。</p> <p>五【追加要求事項なし】 安全保護系の双安定回路、原子炉スクラムしゃ断器等は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して、原子炉をスクラムさせる方向に作動するように設計する。 その他の安全保護回路は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して安全保護動作が作動するか又はそのまま現在の状態を維持する。この現状維持の場合でも多重化された他の回路が保護動作を行い、安全上支障がない設計とする。</p>	<p>行っても、あるいは異常状態時において、チャンネル又はトレインの単一故障を想定しても安全保護機能を失うことがないよう、チャンネル及びトレインを次のように多重化する。</p> <p>(1) チャンネルは偽の信号発生等による誤動作を防止することも考慮して「2 out of 3」構成とする。</p> <p>(2) トレインは「1 out of 2」構成とする。</p> <p>方針 34. 安全保護系の独立性(設計方針) 安全保護系を構成するチャンネルに対しては、各チャンネル相互を実用上可能な限り物理的及び電氣的に分離し、独立性を図る設計とする。具体的には、次のとおりである。</p> <p>(1) 計装用配管は、原子炉格納容器貫通部を含めて可能な限りチャンネルごとに分離、独立した設計とする。</p> <p>(2) 各チャンネルごとに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、安全保護系の論理回路はトレインごとに独立した設計とする。</p> <p>(3) 各チャンネルの電源は、無停電電源よりそれぞれ独立に供給する設計とする。</p> <p>方針 37. 安全保護系の故障時の機能(設計方針) 安全保護系の双安定回路、原子炉スクラムしゃ断器等は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して、原子炉をスクラムさせる方向に作動するように設計する。 その他の安全保護回路は、駆動源の喪失、系のしゃ断に対して安全保護動作が作動するか又はそのまま現在の状態を維持する。この現状維持の場合でも多重化された他の回路が保護動作を行い、安全上支障がないような設計とする。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p> <p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>7 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことをいう。</p> <p>8 第7号に規定する「安全保護機能を失わない」とは、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、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回路が第1号から第6号を満たすことをいう。</p>	<p>六 全保護系回路は、インターロック回路を含めリレーやスイッチング素子等の電気部品を用いた制御機器で構成されており、ソフトウェアを用いた装置を使用していないこと、原子炉建家及び中央制御室の出入管理並びに盤の施錠管理により物理的アクセスを制限していることから、外部ネットワークからの侵入防止等のサイバーセキュリティを考慮する必要はない。</p> <p>七【追加要求事項なし】 安全保護系は、安全保護機能を失うような影響を受けないように、安全保護系以外の計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から、安全保護系以外の計測制御系の信号を取出す場合には、信号の分岐箇所には絶縁増幅器を使用し、出力側(安全保護系以外の計測制御系)で回路の短絡、開放等の故障が生じても入力側(安全保護系)へ影響を与えない設計とする。</p>	<p>方針 38. 安全保護系と計測制御系との分離(設計方針)</p> <p>安全保護系は、安全保護機能を失うような影響を受けないように、安全保護系以外の計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から、安全保護系以外の計測制御系の信号を取出す場合には、信号の分岐箇所には絶縁増幅器を使用し、出力側(安全保護系以外の計測制御系)で回路の短絡、開放等の故障が生じても入力側(安全保護系)へ影響を与えない設計とする。</p>	
<p>(反応度制御系統) 第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設けなければならない。</p> <p>一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物(構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。)の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。</p> <p>二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。 イ 炉心からの飛び出し、又は落下</p>	<p>第19条(反応度制御系統) 1 第1号に規定する「実験物の移動」とは、運転中の試験研究用等原子炉内への実験物の挿入あるいは取出し、ループ及び照射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。なお、「ループ」とは、試験研究用等原子炉の運転中に試料を炉心位置に挿入し、又は取り出すことにより照射量を調整することが可能な実験装置をいう。</p> <p>2 第2号に規定する「制御棒の反応度添加率」の評価に当たっては、試験研究用等原子炉の運転状態との関係で、</p>	<p>一【追加要求事項なし】 炉心の反応度は、制御棒系によって制御する。制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、更に燃料の燃焼に伴う反応度変化の補償を行って、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。</p> <p>二【追加要求事項なし】 制御棒の浮き上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策に</p>	<p>方針 14. 反応度制御系(設計方針)</p> <p>1. 炉心の反応度は、制御棒系によって制御する。 制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、更に燃料の燃焼に伴う反応度変化の補償を行って、所要の運転状態を維持できるように設計する。また、出力分布の調整も制御棒系により行う。</p> <p>2. 制御棒の浮上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策により、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>を防止するものとする。</p> <p>□ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止システムの停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。</p>	<p>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、その効果を考慮してもよい。</p>	<p>より、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮き上がり又は飛び出しが起こらない設計とする。</p> <p>万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上りを防止し、過大な反応度が追加されるような制御棒の飛び出しを防止できる設計とする。</p> <p>制御棒引き抜きによる反応度添加については、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。また、原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の信号により、原子炉は自動停止し、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。</p>	<p>びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮上がり又は飛び出しが起こらない設計とする。</p> <p>万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上りを防止できるようにする。即ち、このように設計することにより、過大な反応度が追加されるような制御棒の飛び出しを防止する。</p> <p>また、制御棒引き抜きによる反応度添加については、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。</p> <p>更に、制御棒パターンインターロック等のインターロック機能を考慮せず、制御棒が最大速度で連続的に引抜かれたと仮定しても、制御棒系の作動により速やかに原子炉を臨界未満にし、炉心及び炉内構造物は大きく損傷することなく、冷却形状が維持できる設計とする。</p>	
<p>(放射性廃棄物の廃棄施設)</p> <p>第二十二条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設(放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。)を設けなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設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ものとする。</p>	<p>第22条(放射性廃棄物の廃棄施設)</p> <p>1 第1号に規定する「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable(以下「ALARA」という。)の考え方の下、「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、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低減することをいう。</p>	<p>一【追加要求事項なし】</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設は、「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」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低減できるように濃度及び量を低減できる設計とする。</p> <p>(1) 燃料取扱設備のページガス等の気体廃棄物Aは、フィルタにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>(2) 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ再生オフガス等の気体廃棄物Bは、減衰タンクに一定期間(約30日)貯留することにより、放射能を減衰させた後、気体廃棄物Aを処理する系を通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>(3) 気体廃棄物の廃棄施設を設置している区域からの排気空気は、微粒子用フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p>	<p>方針 51. 放射性気体廃棄物の処理施設(設計方針)</p> <p>気体廃棄物処理設備は、周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低減保つとともに「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」を適切に考慮して、次のように過、貯留、保持、減衰、管理等を行い、放射性物質の濃度及びその量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。</p> <p>(1) 燃料取扱設備のページガス等の気体廃棄物Aは、フィルタにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>(2) 1次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ再生オフガス等の気体廃棄物Bは、減衰タンクに一定期間(約30日)貯留することにより、放射能を減衰させた後、気体廃棄物Aを処理する系を通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>(3) 気体廃棄物処理設備を設置している区域からの排気空気は、微粒子用フィルタ等を通した</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものについては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものについては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。</p>	<p>2 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止」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」(昭和56年9月28日原子力安全委員会決定)を参考とすること。</p>	<p>二【追加要求事項なし】 液体廃棄物の廃棄設備は、「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」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。原子炉施設から生じる液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。 液体廃棄物の廃棄設備からの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を防止するため、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、かつ、漏えいの拡大を防止するため、廃液槽の周辺には堰等を設ける設計とする。廃液運搬車に設ける廃液移送容器は、液体廃棄物が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するため、周辺には受け皿を設ける設計とする。</p> <p>三【追加要求事項なし】 原子炉施設には、放射性固体廃棄物の焼却、固型化等の処理を行う設備はない。</p>	<p>後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>方針 52. 放射性液体廃棄物の処理施設(設計方針)</p> <p>1. 原子炉施設から生ずる液体廃棄物は、液体廃棄物処理設備の廃液槽に回収して一時貯留し、放射性物質の濃度を測定した後、廃液運搬車により「廃棄物管理施設」に移送して引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する可能性がある。</p> <p>2. 液体廃棄物処理設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、必要に応じて漏えいの拡大を防止するため、床面、出入口等には堰を設ける設計とする。</p> <p>方針 53. 放射性固体廃棄物の処理施設(設計方針)</p> <p>原子炉施設から生ずる放射性固体廃棄物は、専用の移送容器で取扱うか、又は発生場所でドラム缶等の容器に収納して、放射性物質の散逸等を防止し、一時保管した後、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家へ移送するか、あるいは廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。</p>	
<p>(保管廃棄施設) 第二十三条 工場等には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。 二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものについては、放射</p>	<p>第23条(保管廃棄施設) 1 第23条に規定する「試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する」とは、将来的に試験研究用等原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を保管廃棄及び管理できることをいう。</p>	<p>保管廃棄施設として固体廃棄物保管室を設ける。原子炉施設で発生した固体廃棄物は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。固体廃棄物保管室は、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量とするとともに、ドラム缶等の容器に保管する方法により放射性廃棄物が漏えいし難く、また放射性廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計と</p>		

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</p>		<p>する。 なお、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。</p>		
<p>(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護) 第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。</p>	<p>第24条(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護) 1 第24条に規定する「十分に低減できる」とは、ALARAの考え方の下、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)を参考に施設を設計し管理することをいう。また、原子炉設置(変更)許可申請書等において、空気カーマで年間当たり50マイクログレイ以下となるように設計及び管理することとし、その旨明記する場合は、申請に当たってその線量を評価する必要はない。</p>	<p>【追加要求事項なし】 通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を参考に、年間 50 マイクログレイ以下となるように設計する。</p>	<p>添付書類八 12. 放射線管理施設(設計方針) 原子炉施設周辺の一般公衆が受ける被ばくについては、科学技術庁告示第 20 号「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」(以下「線量限度等を定める告示」という。)に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする。また、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある本施設敷地境界外において、合理的に達成できる限り十分低くなるような遮へいとする。</p>	
<p>(放射線からの放射線業務従事者の防護) 第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。</p>	<p>第25条(放射線からの放射線業務従事者の防護) 1 第1項第1号に規定する「放射線量を低減できるもの」とは、ALARAの考え方の下、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、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講じたものをいう。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 一 原子炉施設は、「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」に基づいて管理区域を定めるとともに、通常運転時、定期検査時において放射線業務従事者が受ける線量が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定められた線量限度を超えないようにし、無用の放射線被ばくを防止するように遮蔽及び機器の配置を行う。 なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して基準線量率を設け、これを満足するようにする。 放射性物質濃度の高い液体は、系外へ漏えいしない設計とする。また、万一漏えいが生じた場合でも汚染が拡大しないように、機器を独立した区画に配置する等の対策を施し、漏えいの拡大防止及び早期発見ができるように設計する。</p>	<p>方針 55. 放射線防護(設計方針) 1. 原子炉施設は、「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」に基づいて管理区域を定めるとともに、通常運転時、定期検査時等において放射線業務従事者が受ける線量が、「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」に定められた線量限度を超えないようにし、無用の放射線被ばくを防止するように遮へい及び機器の配置を行う。 なお、遮へい設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して基準線量率を設け、これを満足するようにする。 2. 放射性物質濃度の高い液体は、可能な限り系外へ漏えいしない設計とする。また、万一漏えいが生じた場合でも汚染が拡大しないように、機器を独立した区画に配置する等の対策を施し、漏えいの拡大防止及び早期発見ができるように設計する。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p> <p>2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場</p>	<p>二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p> <p>2 第2項に規定する「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理、除染等を行う施設をいう。</p> <p>3 第3項に規定する「必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる」とは、原子炉</p>	<p>換気空調設備は、放射線業務従事者が常駐するあるいは頻りに立ち入る中央制御室、通路等の立入り頻度の高い区域及びその他の区域に区分し、それぞれ適切な換気を行い、原子炉施設内の雰囲気浄化が行える設計とする。</p> <p>二 中央制御室は、異常状態時においても中央制御室にとどまり各種の操作を行う運転員が「線量告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】 放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視及び管理するために、作業環境モニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するための出入管理設備及び表面汚染管理設備を設ける。</p> <p>3 について【追加要求事項なし】 作業環境モニタリング設備は、管理区域内の主要箇所の線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、これを中央制御室に指示又は記録するとともに、異常状態が発生したときには、中央制御室</p>	<p>3. 換気空調設備は、放射線業務従事者が常駐するあるいは頻りに立ち入る中央制御室、通路等の立入り頻度の高い区域及びその他の区域に区分し、それぞれ適切な換気を行い、原子炉施設内の雰囲気浄化が行える設計とする。</p> <p>方針 55. 放射線防護(設計方針) 異常状態において運転員が必要な操作を行う中央制御室は、方針 42. に基づき設計する。</p> <p>方針 42. 制御室の居住性に対する考慮(設計方針) 中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、制御室内のケーブル、制御盤等は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火設備を設置する。 更に、事故が発生した際には、従事者が原子炉の停止、補助冷却設備の起動、原子炉格納容器の隔離等必要な安全機能の作動確認などを含む事故時の対策に必要な各種の操作を行えるよう、中央制御室に接近でき、かつ、留まることができるよう、室内に留まる運転員等の線量が「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」(第8条)に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回るように、遮蔽を設ける。 また、中央制御室系換気空調装置は、事故時には外気としゃ断でき、フィルタを通る閉回路循環運転を行うことにより、運転員等を放射線被ばくから防護する設計とする。</p> <p>方針 56. 放射線業務従事者の放射線管理(設計方針) 放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視及び管理するために、作業環境モニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人被ばくモニタリング設備(ガラス線量計、ポケット線量計等)を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するための出入管理設備及び表面汚染管理設備を設ける。</p> <p>方針 56. 放射線業務従事者の放射線管理(設計方針) 作業環境モニタリング設備は、管理区域内の主要</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>所に表示できる設備を設けなければならない。</p>	<p>制御室において放射線管理に必要なエア放射線モニタによる空間線量率を、また、伝達する必要がある場所において管理区域における空間線量率及び空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度をそれぞれ表示できることをいう。</p>	<p>及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。 また、放射線業務従事者が特に頻繁に立入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部被ばくによる線量当量率、サンプリング等による空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定を行う。</p>	<p>箇所の線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、これを中央制御室に指示又は記録するとともに、異常状態が発生したときには、中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。 また、放射線業務従事者が特に頻繁に立入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部被ばくによる線量当量率、サンプリング等による空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定を行う。</p>	
<p>(保安電源設備) 第二十八条 試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。</p> <p>一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合</p>	<p>第28条(保安電源設備) 1 第1項に規定する「重要安全施設」については、「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(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)」の「添付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」の「4. (3)電気系統に対する設計上の考慮」に示されるものとする。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>2 第2項に規定する「非常用電源設備」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安全施設への電力供給設備(非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等)をいう。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 原子炉施設は、第1.3.3表に示す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安全機能を達成するため、大洗研究所(北地区)北受電所から 6.6 kV 配電線1回線で商用電源を受電する。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】 原子炉施設に、非常用電源として、非常用発電機2台及び蓄電池、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。</p> <p>3 について【追加要求事項なし】 非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な複数の系統で構成し、1系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。 また、非常用電源は、1系統が作動しないと仮定しても、他の系統で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及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の設計基準事故時の炉心の冷却を行い、かつ、安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。</p>	<p>方針 47. 電気系統(設計方針) 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安全機能を達成するため、商用電源として設置している 6.6 KV 配電線1回線のほかに、非常用電源としては、非常用発電機2台、原子炉の安全のため常に確実な電源を必要とする機器に対して、2組の蓄電池を設置する。</p> <p>方針 47. 電気系統(設計方針) 非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な2系統で構成し、1系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。 また、非常用電源は、1系統が作動しないと仮定しても、他の1系統で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及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の事故時の炉心の冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びに安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備が、無停電電源装置に常時電氣的に接続されている場合</p> <p>三 外部電源を喪失した場合であつて、次に掲げる全ての要件を満たす場合</p> <p>イ 換気設備(非常用のものに限る。)を作動させる必要がないこと。</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持することができること。</p> <p>ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。</p>				
<p>(実験設備等)</p> <p>第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備(試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。)及び利用設備(試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。)(以下「実験設備等」と総称する。)は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。</p> <p>二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。</p> <p>三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。</p>	<p>第29条(実験設備等)</p> <p>1 第29条は、試験研究用等原子炉に特有の実験設備について定めたものである。なお、第29条に規定する「実験設備等」とは、試験研究用等原子炉を使用する実験設備及び利用設備であり、照射試験用の炉内照射設備(ループを含む。)、冷中性子源装置等を含む。</p> <p>2 第1号に規定する「試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないもの」とは、試験研究用等原子炉を自動停止させる等の機能を有するものを含む。</p> <p>3 第2号に規定する「反応度が異常に投入されないもの」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統の操作によって十分安全に制御できる範囲内にあるものをいう。</p> <p>4 第3号に規定する「著しい漏えいのおそれがないもの」とは、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらさないよ</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 及び二 <u>燃料限界照射試料を除く照射試料及び実験設備は、その脱落等によって原子炉に過度の反応度を与えないようにし、かつ、その異常又は損傷によって、原子炉の停止及び冷却機能を損なわない等、原子炉の安全を損なわないように各構成要素が十分な強度を有する設計とする。</u></p> <p>三 <u>実験設備は、放射線業務従事者等の放射線被ばくを低減させるため、遮蔽に留意した設計とするとともに、放射性物質の著しい漏えいが生じること</u></p>	<p>方針 27. 照射試料及び実験設備(設計方針)</p> <p><u>燃料限界照射試料を除く照射試料及び実験設備は、その脱落等によって原子炉に過度の反応度を与えないようにし、かつ、その異常又は損傷によって、原子炉の停止及び冷却機能を損なわない等、原子炉の安全を損なわないように各構成要素が十分な強度を有する設計とする。</u></p> <p><u>実験設備は、放射線業務従事者等の放射線被ばくを低減させるため、遮へいに留意した設計とする。</u></p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。</p> <p>五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とすること。</p>	<p>うに、実験設備等に適切に遮蔽するとともに放射性物質の漏えいを防止する対策を講じたもの等をいう。</p> <p>5 第4号に規定する「実験設備等の動作状況、異常の発生状況、安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるもの」とは、運転中に重要なパラメータ(温度、圧力、流量等)が監視でき、また、試験研究用等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、警報設備を設けたもの等をいう。</p>	<p>がない設計とする。</p> <p>四 <u>実験設備に関する安全上必須なパラメータについては、照射試験中に中央制御室で監視できる設計とする。</u></p> <p>五 <u>実験設備が設置されている場所には、送受話器等を設置し、中央制御室と相互に連絡ができる設計とする。</u></p>	<p><u>実験設備に関する安全上必須なパラメータについては、照射試験中に中央制御室で監視できる設計とする。</u></p>	
<p>(通信連絡設備等)</p> <p>第三十条 工場等には、設計基準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、通信連絡設備を設けなければならない。</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉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よう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならない。</p>	<p>第30条(通信連絡設備等)</p> <p>1 第1項に規定する「工場等内の人」とは、敷地内にいる外部研究者、見学者及び放射線業務従事者を含めた全ての人をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「必要な指示」とは、敷地内の人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡や避難指示等をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所」とは、関係官庁等の異常時通報連絡先機関等(以下、「外部必要箇所」という。)をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「多様性を確保した通信回線」とは、専用通話設備、一般電話回線、専用電話回線等のうち、いずれか二つ以上の経路により外部必要箇所との通信を可能としたものをいう。 なお、第40条、第53条及び第61条において準用する第53条に規定する措置として通信連絡設備を設置することが必要な試験研究用等原子炉施設にあ</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示ができるよう、敷地内に構内一斉放送設備を設けるとともに、原子炉施設内については、中央制御室から指示できる非常用放送設備(HTTR)及び中央制御室と原子炉施設内の各所との間で通信連絡を行うための送受話器(ページング)を設ける。構内一斉放送設備、非常用放送設備(HTTR)及び送受話器(ページング)は、商用電源喪失時において使用できる設計とする。</p> <p>2 について 大洗研究所(北地区)には、設計基準事故が発生した場合において原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡は、次のような設計とする。 (1)大洗研究所(北地区)内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線、衛星回線等により多様性を確保した設計とする。 なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線</p>	<p><u>方針 43. 緊急時対策所(設計方針)</u> 事故時においては、大洗研究開発センターが定める「事故対策規則」に則して対処する。 即ち、大洗研究開発センター内に現地対策本部を設け、必要な対策指令を発する。現地対策本部には、原子炉施設内外の関連箇所との連絡通信のための専用回線を設けることにより、外部との連絡通信は加入電話を含め多重の連絡回線を備えるように設計する。</p> <p><u>方針 44. 通信連絡設備に対する設計上の考慮(設計方針)</u> 事故時に原子炉施設内の人々に対し、中央制御室から指示できる通信連絡設備を設ける。また、関係官庁等の原子炉施設外の必要箇所と連絡するため、加入電話のほかに、専用回線を設ける設計とする。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>つては、以下の要件を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線は、専用であって多様性を備えたものであること。</li> <li>二 試験研究用等原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を備えたものであること。</li> </ul>	<p>及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保した設計とする。</p> <p>(2) 大洗研究所(北地区)内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線等により多様性を備え、相互に連絡ができる設計とする。</p>		
<p>(炉心等)</p> <p>第三十二条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならない。</p>	<p>第32条(炉心等)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉固有の出力抑制特性を有する」とは、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料体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有することを意味する。</p> <p>2 第1項に規定する「反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する」とは出力振動が発生した場合であっても、それを容易に制御できることを含む。なお、「容易に制御できる」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ち、又は出力振動を制御し得ることを意味する。</p> <p>3 第2項について、燃料の許容設計限界の設定は、最小限界熱流束比、燃料最高温度、燃料被覆材の最高温度等が判断の基礎となる。</p> <p>4 第2項、第3項及び第4項第1号の要求は、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料被覆材による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状が確保されるものであることが求められる。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p><u>低濃縮二酸化ウラン黒鉛減速型の本原子炉は、ドブラ効果による固有の負の反応度フィードバック特性を有するので、反応度の増加を伴う変化の場合に対しても、ドブラ効果により十分な出力抑制効果を有する。</u></p> <p><u>ドブラ効果、減速材温度効果などを総合した反応度出力係数は、全ての運転範囲で負となり、出力の上昇を伴う変化に対して、出力抑制効果を有するように設計する。</u></p> <p><u>通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱に対し、固有の負の反応度フィードバック特性と原子炉出力制御装置により、原子炉の出力振動が十分な減衰特性をもつように設計する。</u></p> <p><u>キセノンによる出力の空間振動については、固有の負の反応度フィードバック特性により安定であるように設計する。</u></p> <p>2 について【追加要求事項なし】</p> <p><u>原子炉の炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系統、安全保護系を含む計測制御系統施設の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時において、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPd による炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、燃料最高温度が 1,600℃を超えないようにする。</u></p> <p><u>燃料最高温度が 1,600℃を超えるおそれがある場合には、原子炉出力等の監視による安全保護系の動作により、原子炉を自動的に停止するように設計</u></p>	<p>方針 13. 原子炉の特性(設計方針)</p> <p>(1) <u>低濃縮二酸化ウラン黒鉛減速型の本原子炉は、ドブラ効果による固有の負の反応度フィードバック特性を有するので、反応度の増加を伴う変化の場合に対しても、ドブラ効果により十分な出力抑制効果を有する。</u></p> <p><u>ドブラ効果、減速材温度効果などを総合した反応度出力係数は、全ての運転範囲で負となり、出力の上昇を伴う変化に対して、出力抑制効果を有するように設計する。</u></p> <p>(2) <u>通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱に対し、固有の負の反応度フィードバック特性と原子炉出力制御装置により、原子炉の出力振動が十分な減衰特性をもつように設計する。</u></p> <p><u>キセノンによる出力の空間振動については、固有の負の反応度フィードバック特性により安定であるように設計する。</u></p> <p>方針 11. 炉心設計(設計方針)</p> <p><u>原子炉の炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、安全保護系を含む計測制御系統施設の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時において、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPd による炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、燃料最高温度が 1,600 °Cを超えないようにする。</u></p> <p><u>燃料最高温度が 1,600 °Cを超えるおそれがある場合には、原子炉出力等の監視による安全保護系の動作により、原子炉を自動的に停止するように設</u></p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない</p> <p>4 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。 一 通常運転時における試験研究用等原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	<p>5 第4項第1号に規定する「最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐える」とは、燃料材のスエリング、被覆材の中性子照射効果、腐食等の試験研究用等原子炉施設の使用期間中に生じ得る原子炉内における種々の変化を考慮しても、燃料体の健全性を失わないことをいう。</p>	<p>する。 また、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時においても被覆燃料粒子被覆層の破損率を十分許容し得る小さな値に制限するため、通常運転時における熱的制限値を定め、これを超えないように設計する。</p> <p>3 について【追加要求事項なし】 燃料要素以外の炉心を構成する要素及び炉心近辺に位置する炉内構造物は、通常運転時及び異常状態時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持し得るように、次の方針に基づき設計する。 (1) 燃料要素以外の炉心を構成する要素(黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックなど)及び炉心を支持する構造物(高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持格子、固定反射体ブロック、炉心拘束機構など)は、通常運転時及び異常状態時において、炉心の変位等により制御棒の挿入性を阻害しないように、また、炉心の冷却を確保できるようにする。 (2) 制御棒は、通常運転時及び異常状態時における機械荷重、温度、温度勾配を考慮しても、破壊又は過度の変形により炉心内への挿入が阻害されないようにする。</p> <p>4 について【追加要求事項なし】 一 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮しても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、その機能が保持されるように、次の方針により設計する。 (1) 燃料要素は、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時における熱的制限値を超えないようにする。 (2) 燃料要素及び黒鉛ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照</p>	<p>計する。 また、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時においても被覆燃料粒子被覆層の破損率を十分許容し得る小さな値に制限するため、通常運転時における熱的制限値を定め、これを超えないように設計する。</p> <p>方針 11. 炉心設計(設計方針) 燃料要素以外の炉心を構成する要素及び炉心近辺に位置する炉内構造物は、通常運転時及び異常状態時において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得るように、次の方針に基づき設計する。 (1) 燃料要素以外の炉心を構成する要素(黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックなど)及び炉心を支持する構造物(高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持格子、固定反射体ブロック、炉心拘束機構など)は、通常運転時及び異常状態時において、炉心の変位等により制御棒の挿入性を阻害しないように、また、炉心の冷却を確保できるようにする。 (2) 制御棒は、通常運転時及び異常状態時における機械荷重、温度、温度勾配を考慮しても、破壊又は過度の変形により炉心内への挿入が阻害されないようにする。</p> <p>方針 12. 燃料設計(設計方針) 1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮しても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、その機能が保持されるように、次の方針により設計する。 (1) 燃料要素は、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が 1,600℃を超えないようにするとともに、通常運転時における熱的制限値を超えないようにする。 (2) 燃料要素及び黒鉛ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射に</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。</p>		<p>射による変形や物性値の変化等を考慮しても、破損を生ずることがないようにする。 なお、上記(1)及び(2)の設計方針を十分満足するよう、高温試験運転期間を制限する。</p> <p>二 燃料体は、輸送及び取扱いに際して加わる荷重により、き裂の発生等がないように設計する。また、輸送及び取扱いに当たっては、燃料体に過度な外力が作用しないよう十分配慮するとともに、輸送後に健全性を目視等により確認する。</p>	<p>よる変形や物性値の変化等を考慮しても、破損を生ずることがないようにする。 なお、上記(1)及び(2)の設計方針を十分満足するよう、高温試験運転期間を制限する。</p> <p>2. 燃料体は、輸送及び取扱いに際して加わる荷重により、き裂の発生等がないように設計する。 また、輸送及び取扱いに当たっては、燃料体に過度な外力が作用しないよう十分配慮するとともに、輸送後に健全性を目視等により確認する。</p>	
<p>第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設 (外部電源を喪失した場合の対策設備等) 第四十二条 試験研究用等原子炉施設(ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。)には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p>	<p>第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設 第42条(外部電源を喪失した場合の対策設備等) 1 第1項に規定する「原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備」とは、外部電源喪失時において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統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試験研究用等原子炉にあつては、信頼性の高い非常用電源系統から崩壊熱を除去する設備に電源を供給できるものをいう。</p> <p>2 第2項について、全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重量)に備えて、必要に応じ、非常用所内直流電源設備は、試験研究用等原子炉の安全停止、停止後の監視等に必要な電源を一定時間確保できるものとする。なお、「一定時間」とは事故の収束が確認できるまでの時間をいい、冷却等に電源を要する場合にあつては、事故等に対処するための電源設備から必要容量の電力が供給されるまでの間とする。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 外部電源が喪失した場合に、第 1.3.3 表に示す構築物、系統及び機器に必要な電力を供給する非常用電源を設ける。非常用電源は、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、安全保護系(工学的安全施設)、補助冷却設備及び炉容器冷却設備に対し、必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>2 について 全交流動力電源が喪失した場合、安全保護系(停止系)からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40 分経過後に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間(40 分間)、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間(60 分)確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電</p>	<p>方針 47. 電気系統(設計方針) 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安全機能を達成するため、商用電源として設置している 6.6 KV 配電線 1 回線のほかに、非常用電源としては、非常用発電機 2 台、原子炉の安全のため常に確実な電源を必要とする機器に対して、2 組の蓄電池を設置する。</p> <p>方針 25. 電源喪失に対する設計上の考慮(設計方針) 原子炉施設内の動力用電源としては、商用電源の他に非常用電源として、非常用発電機 2 台を設ける設計としている。従って、1 分以上にわたる全交流動力電源喪失は極めて稀であると考えられるが、万一全交流動力電源喪失が発生した場合でも、安全保護系及び制御棒の速やかな、かつ、自動的な動作により原子炉は安全に停止できる。更に、炉心は、出力密度が小さく、かつ、炉心構成要素及び炉内構造物の熱容量が大きいこと、全交流動力電源が数時間喪失した場合でも、炉心、炉内構造物及び原子炉冷却材圧力バウンダリの温度上昇並びに 1 次冷却</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		<p>池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、事故時監視計器の一部(中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力)に給電できる設計とする。</p> <p>蓄電池の枯渇後(60分以降)は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する設計とする。</p> <p>使用済燃料からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、蓄電池を内蔵する可搬型の計器により使用済燃料貯蔵プール水位を適宜監視する。</p> <p>また、原子炉施設及び原子炉施設の周辺監視区域の周辺の放射線量は、サーベイメータにより測定及び監視する設計とする。</p> <p>原子炉施設から関係官庁等への通信連絡については、携帯電話及び衛星携帯電話により相互に連絡できる設計とする。互に連絡できる設計とする。</p>	<p>材の圧力上昇は緩慢で、かつ、小さいので、原子炉の健全性は確保できる。</p> <p><u>安全保護系の動作に必要な電源は、全交流動力電源の喪失時にも、原子炉の安全を確保できるよう、高度の信頼性のある蓄電池から給電する設計とする。</u></p>	
<p>(試験用燃料体) 第四十三条 試験用燃料体は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 試験計画の範囲内において、試験用燃料体の健全性を維持できない場合においても、燃料体の性状又は性能に悪影響を与えないものであること。</p> <p>二 設計基準事故時において、試験用燃料体が破損した場合においても、試験研究用等原子炉を安全に停止</p>	<p>第43条(試験用燃料体) 1 第1号に規定する「試験計画の範囲内において、試験用燃料体の健全性を維持できない場合」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燃料棒にあつては燃料材の一部に溶融が生じる場合等をいう。</p> <p>2 第1号に規定する「燃料体の性状又は性能に悪影響を与えない」とは、試験計画の範囲内で、燃料体の機能及び健全性を阻害しないことをいう。</p> <p>3 第2号に規定する「試験研究用等原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれが</p>	<p>【追加要求事項なし】</p> <p>一 <u>燃料限界照射試料は、その量及び装荷位置を制限する等、その異常により原子炉の安全性を損なわないように、次の方針に基づいて設計する。</u></p> <p>(1) <u>燃料限界照射試料の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有する設計とする。</u></p> <p>(2) <u>炉心への装荷により、核的制限値及び熱的制限値を超えることがないようにする。</u></p> <p>(3) <u>その異常が生じて、燃料の破損が生ずることがない等、原子炉の安全性を損なわないようにする。</u></p> <p>二 <u>燃料限界照射試料は、運転時の異常な過渡変化時においては、燃料限界照射試料の著しい破損が生じないように、また、設計基準事故時におい</u></p>	<p>方針 27. 照射試料及び実験設備(設計方針)</p> <p>燃料限界照射試料は、その量及び装荷位置を制限する等、その異常により原子炉の安全性を損なわないように、次の方針に基づいて設計する。</p> <p>(1) <u>燃料限界照射試料の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有するとともに、輸送及び取扱中に有意な損傷を生じないようにする。</u></p> <p>(2) <u>炉心へ装荷により、核的制限値及び熱的制限値を超えることがないようにする。</u></p> <p>(3) <u>その異常が生じて、燃料の破損が生ずることがない等、原子炉の安全性を損なわないようにする。</u></p> <p>(4) <u>運転時の異常な過渡変化時においては、燃料限界照射試料の著しい破損が生じないように、また、事故時においては、原子炉の停止及び冷却に支障</u></p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないものであること。</p> <p>三 放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講じたものであること。</p> <p>四 輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないものであること。</p>	<p>ない」とは、燃料の許容設計限界を超えないこと及び試験用燃料体はその許容試験限界を超えないことをいう。なお、試験用燃料体の「許容試験限界」とは、試験用燃料体があらかじめ計画した範囲内で被覆材の破損又は燃料棒にあつては燃料材の一部溶融等の試験を行うことができる限界をいい、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体の健全性を損なうことのないことが要求される。</p> <p>4 第3号に規定する「放射性物質の漏えい量を抑制するための措置」とは、被覆材の破損による一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、試験用燃料体の破損範囲の限定、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措置をいう。</p>	<p>ては、原子炉の停止及び冷却に支障を与えることのないようにする。</p> <p>三 <u>燃料限界照射試料は、他の系統の機能とあいまって、試験に伴って放出される核分裂生成物を確実、かつ、速やかに検出できるよう配慮する。</u></p> <p>四 <u>燃料限界照射試料は、輸送中及び取扱中において有意な損傷を生じないようにする。</u></p>	<p><u>を与えることのないようにする。</u></p> <p>(5) <u>他の系統の機能とあいまって、試験に伴って放出される核分裂生成物を確実、かつ、速やかに検出できるよう配慮する。</u></p> <p>(1) <u>燃料限界照射試料の構造及び材料は、適切な強度、耐食性、耐放射線性等を有するとともに、輸送及び取扱中に有意な損傷を生じないようにする。</u></p>	
<p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) 第四十四条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」と総称する。)の取扱施設を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p>	<p>第44条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>1 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料体等を搬入、搬出又は保管できる能力があることをいう。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】 燃料体の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。</p> <p>一 新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出できる設計とする。</p>	<p>本文 二 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備(核燃料物質取扱設備の構造)</p> <p>(1)核燃料物質取扱設備(燃料取扱設備)は、次のものを設け、安全に燃料の取扱いができる構造とする。</p> <p>燃料交換機 一式 燃料出入機 一式</p> <p>燃料交換機は、気密構造で放射線の遮へい機能を有し、燃料体等の炉心への挿入、取出しを行う。燃料出入機は、気密構造で放射線の遮へい機能を有し、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家との間において、使用済燃料体等の移送を行う。なお、使用済燃料貯蔵設備と使用済燃料検査設備との間の移送も燃料出入機で行う。</p> <p>燃料交換機及び燃料出入機は、いかなる操作状況にあつても臨界に達することのないよう、一度に取り扱う燃料体数を制限する構造とする。なお、燃料体等の取扱中における落下を防止できる</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p> <p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p>	<p>2 第2項第1号イに規定する「貯蔵することができる容量を有する」とは、試験研</p>	<p>二 燃料取扱設備の燃料交換機及び燃料出入機は、一度に取扱う燃料体数を制限する構造とし、機器容量分の燃料を収容したいかなる状態でも、臨界を防止する設計とする。</p> <p>三 使用済燃料は、燃料交換機により原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備に移送し、その後、燃料出入機により使用済燃料貯蔵建家内へ移送する。燃料交換機及び燃料出入機は一度に取り扱う燃料体数(崩壊熱)を制限することにより、燃料体の健全性を損なわない設計とする。</p> <p>四 使用済燃料の取扱設備は、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。</p> <p>五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体の落下を防止できる設計とする。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。 イ 新燃料の貯蔵容量は、約 1.5 炉心相当分とする。使用済燃料の貯蔵容量は、原子炉建家内</p>	<p>設計とする。 (2)新燃料は、原子炉建家内の新燃料貯蔵設備から、燃料交換機により原子炉へ装荷する。 (3)使用済燃料は、燃料交換機により原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備に移送し、その後、燃料出入機により使用済燃料貯蔵建家内へ移送する。 (4)燃料交換は、原子炉停止時に、原子炉格納容器の燃料交換ハッチを取り外し、燃料交換機により圧力容器ふたに取り付けた制御棒スタンドパイプを通して行う。</p> <p>方針 49. 核燃料の臨界防止 燃料取扱設備の燃料交換機及び燃料出入機は、一度に収容できる燃料体数を制限し、機器容量分の燃料を収容したいかなる状態でも、臨界を防止できるようにする。</p> <p>添付書類八 8.7 燃料取扱及び貯蔵設備(設計方針) (前略)燃料取扱設備は、一度に取扱う燃料体数を制限する構造とし、臨界を防止するようにする。(下略)</p> <p>方針 48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備(設計方針) 使用済燃料を取扱う移送機器は、十分な厚さの鉄あるいは鉛等により遮へいする。使用済燃料貯蔵設備には、建家のコンクリートによる遮へいのほか、十分な厚さのコンクリートのプラグ等の遮へいを設ける。</p> <p>方針 48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備(設計方針) 燃料取扱設備は、取扱中の燃料体の落下防止に、十分な考慮を払う。</p> <p>方針 48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備(設計方針) 新燃料の貯蔵容量は、約 1.5 炉心相当分とする。使用済燃料の貯蔵容量は、原子炉建家内で約2炉心相当分、使用済燃料貯蔵建家内で約10炉心相当分とする。</p> <p>方針 49. 核燃料の臨界防止</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>二 使用済燃料その他高放射性的の燃料体の貯蔵施設にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。</p> <p>イ 使用済燃料その他高放射性的の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性的の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。</p>	<p>究用等原子炉に全て燃料体が装荷(制限の上限値)されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上貯蔵することができる容量を有することをいう。</p> <p>3 第2項第2号において、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量であること等により、その取扱い及び貯蔵に当たつて、遮蔽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とすることができる。</p>	<p>で約2炉心相当分、使用済燃料貯蔵建家内で約10炉心相当分とする。</p> <p>ロ 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の燃料を収納した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率が0.90以下で臨界未満となるようにする。</p> <p>原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の燃料を収納した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気で貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率が0.90以下で臨界未満となるようにする。</p> <p>また、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは燃料体の間隔を十分確保し、地震時にも健全性を維持して燃料体同士が接近することのないようにする。</p> <p>二 使用済燃料の貯蔵設備は、以下のように設計する。</p> <p>イ 貯蔵設備は、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。</p> <p>ロ 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備では、使用済燃料の崩壊熱の除去はプール水冷却浄化設備で行う。プール水冷却浄化設備は、十分な熱除去能力を有し、使用済燃料から除去した熱を補機冷却水設備に輸送する。なお、補機冷却水設備は冷却塔を介して、最終的な熱の逃し場である大気に熱を輸送する。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料の崩壊熱は、構造物及び雰囲気の大気に伝えられ、大気に放散する。</p>	<p>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の燃料を収納した状態で、万一純水で満たされたとしても実効増倍率を0.90以下に保つようにする。更に、実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満となるようにする。</p> <p>原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の燃料を収納した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気で貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率を0.90以下に保つようにする。</p> <p>新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは燃料体の間隔を十分確保し、地震時にも健全性を維持して燃料体同士が接近することのないようにする。</p> <p>方針 48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備(設計方針)</p> <p>使用済燃料を取扱う移送機器は、十分な厚さの鉄あるいは鉛等により遮へいする。使用済燃料貯蔵設備には、建家のコンクリートによる遮へいのほか、十分な厚さのコンクリートのプラグ等の遮へいを設ける。</p> <p>方針 48. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備(設計方針)</p> <p>原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備では、使用済燃料の崩壊熱の除去はプール水冷却浄化設備で行う。プール水冷却浄化設備は、十分な熱除去能力を有し、使用済燃料から除去した熱を補機冷却水設備に輸送する。なお、補機冷却水設備は冷却塔を介して、最終的な熱の逃し場である大気に熱を輸送する。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料の崩壊熱は、構造物及び雰囲気の大気に伝えられ、大気に放</p>	



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。</p> <p>ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。</p> <p>3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p>		<p>ハ 使用済燃料は、貯蔵ラックに格納し間接的に冷却されることから、使用済燃料が直接プール水に触れることはなく、燃料体の著しい腐食を考慮する必要はない。</p> <p>ニ 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができる設計とする。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水位を監視し異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>3 について</p> <p>一 【追加要求事項なし】 核燃料の取扱い場所には、周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、過度の放射線レベルに達した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>二 原子炉建家内の貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。また、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、崩壊熱は、貯蔵セル内の空気に伝えられるので、雰囲気温度を現場で監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。</p>	<p>散する。</p> <p><u>方針 50. 核燃料取扱い場所のモニタリング(設計方針)</u> 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、冷却水の漏えいを監視できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水位を監視するため、「水位低」の警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。 使用済燃料貯蔵設備のプール水冷却浄化設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるように設計する。使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、残留熱は、貯蔵セル内の空気に伝えられるので、雰囲気温度を現場で監視できるように設計する。 核燃料の取扱い場所には、周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、過度の放射線レベルに達したときは中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p><u>方針 50. 核燃料取扱い場所のモニタリング(設計方針)</u> 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、冷却水の漏えいを監視できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水位を監視するため、「水位低」の警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。 使用済燃料貯蔵設備のプール水冷却浄化設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるように設計する。使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、残留熱は、貯蔵セル内の空気に伝えられるので、雰囲気温度を現場で監視できるように設計する。 核燃料の取扱い場所には、周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、過度の放射線レベルに達したときは中央制御室に警報を発する設計とする</p>	
<p>(一次冷却系統設備) 第四十五条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、一次冷却系統設備を設けなければならない。</p>	<p>第45条(一次冷却系統設備)</p>		<p><u>方針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性(設</u></p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>一 破損し、一次冷却材の漏えいが発生しないものとする。</p> <p>二 適切な冷却能力を有するものとする。</p> <p>三 原子炉圧力容器内部構造物の変形、破損その他の一次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合において、炉心の冷却機能を維持できるものとする。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けなければならない。</p> <p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	<p>1 第1項第1号に規定する「破損し、一次冷却材の漏えいが発生しないもの」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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合せに対し十分に耐えるものをいう。</p> <p>2 第1項第3号に規定する「炉心の冷却機能を維持できるもの」とは、冷却機能を維持するために、構造物等の変形、破損、はく離等により、燃料体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるよう考慮されたものをいう。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるように材料選定、設計、製作及び試験を行うとともに品質管理を十分にを行い、通常運転時及び異常状態時において、その健全性を確保できる設計とする。</p> <p>二 1次冷却設備は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ等を考慮しても、通常運転時において原子炉で発生した熱を2次冷却設備及び加圧水冷却設備に確実に伝えることができる設計とする。</p> <p>三 1次冷却設備は、構造物等の変形、破損、はく離等により、燃料体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるよう材料選定、設計、製作及び試験を行うとともに品質管理を十分に行う。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 1次冷却材が高温であることを考慮して、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系の原子炉冷却材圧力バウンダリのうち、大気との境界を形成する二重管の外管、中間熱交換器の外胴等については、高温の1次冷却材が直接接しない構造とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保する設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、中間熱交換器、加圧水冷却器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、想定されるそれぞれの過渡状態条件下において、十分な強度を有することを詳細設計における解析により確認する。</p>	<p>計方針)</p> <p>1. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるように材料選定、設計、製作及び試験を行う。</p> <p>2. 通常運転時及び異常状態時において、1次冷却設備、原子炉補助施設、計測制御系統施設、工学的安全施設等の作動により、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化が、許容される範囲内に制御若しくは抑制できるように設計する。</p> <p>添付書類八 4. 1次冷却設備(設計方針)</p> <p>1次冷却設備は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の伝熱特性の経年変化や伝熱管のプラグ等を考慮しても、通常運転時において原子炉で発生した熱を2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備に確実に伝え、加圧水冷却設備の空気冷却器から大気に放散するようにする。</p> <p>添付書類八 4 1次冷却設備(設計方針)</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器、配管等は、適切な規格、基準に基づいて設計、製作、据付及び検査を行い高い品質を確保する。</p> <p>添付書類十 3.2 燃料体内冷却材流路閉塞事故(結論)</p> <p>(前略)流路閉塞を生じた流路及びそれに隣接する流路内の燃料温度は上昇するが、(中略)炉心の冷却能力が失われることはない。(下略)</p> <p>方針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性(設計方針)</p> <p>1次冷却材が高温であることを考慮して、1次冷却設備及び補助ヘリウム冷却系の原子炉冷却材圧力バウンダリのうち、大気との境界を形成する二重管の外管、中間熱交換器の外胴等については、高温の1次冷却材が直接接しない構造とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保する設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、中間熱交換器、加圧水冷却器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、想定されるそれぞれの過渡状態条件下において、十分な強度を有することを詳細設計における解析により確認する。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>二 冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p> <p>三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p>	<p>3 第2項第2号に規定する「冷却材の流出を制限するため隔離装置を有する」とは、原子炉冷却系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系統については、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系統の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設けたものをいう。なお、試験研究用等原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じた漏えいが十分許容される程度に少ないものについては、隔離弁を設けないことができる。</p> <p>4 第2項第4号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」を構成する機器及び配管は、例えば、次のものとする。</p> <p>一 原子炉圧力容器及びその附属物(本体に直接付けられるもの、スタンドパイプ等)</p> <p>二 原子炉冷却材系統を構成する機器</p>	<p>二 原子炉冷却材系に接続する配管系には、その配管を通じての漏えいが十分許容できるほどに少ないものを除き、次のとおり隔離弁を設ける設計とする。なお、計装用の小口径配管には、手動弁を設ける。</p> <p>(1) 通常原子炉冷却材圧力バウンダリに開口し、設計基準事故時に隔離を必要とする配管系には2個の隔離弁を設ける。</p> <p>(2) 通常時隔離されており、設計基準事故時にも隔離されている配管系には1個の隔離弁を設け、事故時には原子炉冷却材圧力バウンダリに開口する必要がある配管系は、前記の(1)に準ずる。</p> <p>三 通常運転時、保守時、試験時及び異常状態時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急激な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。また、原子炉圧力容器、加圧水冷却器胴、中間熱交換器胴等は、脆性破壊防止の観点から、黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準に基づき破壊じん性を確認し、適切な温度で使用するものとする。</p> <p>さらに、1次冷却設備の加熱時及び冷却時の運転に対しては、適切な加熱率及び冷却率(50℃/h以下)を設けて運転を制限する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器は、中性子照射及び熱時効によって、破壊じん性が低下する可能性があるため、試験片を原子炉圧力容器の中に挿入して照射し、計画的に取り出し、破壊じん性を確認する。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器への1次冷却材の漏えいの検出用として、原子炉格納容器内雰囲気放射能濃度を測定するガスモニタ、ダストモニタ等を設ける。更に、1次冷却設備の圧力変化によっても漏えいが検出できる設計とする。</p> <p>加圧水冷却設備の伝熱管から加圧水への1次</p>	<p>方針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性(設計方針)</p> <p>原子炉冷却材系に接続する配管系には、原則として次のとおり隔離弁を設ける設計とする。なお、計装用の小口径配管には、手動弁を設ける。</p> <p>(1) 通常原子炉冷却材圧力バウンダリに開口し、事故時に隔離を必要とする配管系には2個の隔離弁を設ける。</p> <p>(2) 通常時隔離されており、事故時にも隔離されている配管系には1個の隔離弁を設け、事故時には原子炉冷却材圧力バウンダリに開口する必要がある配管系は、前記の(1)に準ずる。</p> <p>方針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止(設計方針)</p> <p>通常運転時、保守時、試験時及び異常状態時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急激な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。また、原子炉圧力容器、加圧水冷却器胴、中間熱交換器胴等は、脆性破壊防止の観点から、通商産業省告示等に基づき破壊じん性を確認し、適切な温度で使用するものとする。</p> <p>更に、1次冷却設備の加熱時及び冷却時の運転に対しては、適切な加熱率及び冷却率(50℃/h以下)を設けて運転を制限する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器は、中性子照射及び熱時効によって、破壊じん性が低下する可能性があるため、試験片を原子炉圧力容器の中に挿入して照射し、計画的に取り出し、破壊じん性を確認する。</p> <p>方針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出(設計方針)</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器への1次冷却材の漏えいの検出用として、原子炉格納容器内雰囲気放射能濃度を測定するガスモニタ、ダストモニタ等を設ける。更に、1次冷却設備の圧力変化によっても漏えいが検出できる設計とする。</p> <p>加圧水冷却設備の伝熱管から加圧水への1次冷却材の漏えい及び加圧水の1次側への漏えいは、1</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>及び配管(一次冷却設備の一次ヘリウム循環機、中間熱交換器、一次加圧水冷却器、一次冷却系統配管、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機、補助冷却器、補助冷却系統配管等)</p> <p>三 接続配管</p>	<p>冷却材の漏えい及び加圧水の1次側への漏えいは、1次冷却材と加圧水の差圧、加圧水冷却設備の放射能濃度及び1次冷却材中の湿分濃度により、検出できる設計とする。</p> <p>また、中間熱交換器の伝熱管での1次側への2次ヘリウムの漏えいは、1次冷却材と2次ヘリウムの差圧により、検出できる設計とする。</p> <p>冷却材の漏えいを検出した場合は、中央制御室に警報を発するように設計する。</p>	<p>次冷却材と加圧水の差圧、加圧水冷却設備の放射能濃度及び1次冷却材中の湿分濃度により、検出できる設計とする。</p> <p>また、中間熱交換器の伝熱管での1次側への2次ヘリウムの漏えいは、1次冷却材と2次ヘリウムの差圧により、検出できる設計とする。</p> <p>冷却材の漏えいを検出した場合は、中央制御室に警報を発するように設計する。</p>	
<p>(残留熱を除去することができる設備)</p> <p>第四十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備を設けなければならない。</p> <p>一 燃料の許容設計限界を超えないようにするものとする。</p> <p>二 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないようにするものとする。</p>	<p>第46条(残留熱を除去することができる設備)</p> <p>1 第46条に規定する「崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備」とは、一次冷却設備、二次冷却設備、補助冷却設備及び原子炉圧力容器冷却設備をいう。</p> <p>2 第46条に規定する「崩壊熱その他の残留熱」とは、崩壊熱に加え、試験研究用等原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統等の構成材、一次冷却材及び二次冷却材に蓄積された熱をいう。</p>	<p>【追加要求事項なし】</p> <p>一及び二 炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱は、原子炉の通常停止時においては、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備(中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転時のみ)を経て、最終的には加圧水空気冷却器により、大気に伝達されることにより除去される。また、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時には、核分裂生成物等の崩壊熱及び他の残留熱は、補助冷却設備により、最終的には補助冷却水空気冷却器によって大気に伝達される。これらの設備により、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく、核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる設計とする。</p>	<p>方針 23. 残留熱を除去する系統(設計方針)</p> <p>炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱は、原子炉の通常停止時においては、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備(中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転時のみ)を経て、最終的には加圧水空気冷却器により、大気に伝達されることにより除去される。また、運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時には、核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、補助冷却設備により、最終的には補助冷却水空気冷却器によって大気に伝達される。なお、1次冷却設備等の保守時には、補助冷却設備により、核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱の除去を行う。これらの設備により、燃料の許容設計限界を超えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく、核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる設計とする。</p>	
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)</p> <p>第四十七条 試験研究用等原子炉施設には、原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>第47条(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)</p> <p>1 第47条に規定する「最終ヒートシンク」とは、具体的には、池、大気、大地等をいう。</p> <p>2 第47条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備」とは、非常用炉心冷却系統、残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統をいう。</p>	<p>【追加要求事項なし】</p> <p>通常運転時及び異常状態時において、重要安全施設で発生したか、又は蓄積された熱は、補機冷却水設備の冷却塔及び補助冷却水空気冷却器により、最終的な熱の逃がし場である大気へ確実に伝達できるように設計する。</p> <p>補機冷却水設備は、炉容器冷却設備の冷却器、補助ヘリウム循環機の電動機、補助冷却水循環ポンプ等の重要安全施設の熱を除去し、また、補助冷却水系は、補助冷却器を介し1次冷却材の熱を除去す</p>	<p>方針 24. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統(設計方針)</p> <p>通常運転時及び異常状態時において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器で発生したか、又は蓄積された熱は、補機冷却水設備の冷却塔及び補助冷却水空気冷却器により、最終的な熱の逃がし場である大気へ確実に伝達できるように設計する。</p> <p>補機冷却水設備は、炉容器冷却設備の冷却器、補助ヘリウム循環機の電動機、補助冷却水循環ポンプ</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
		る。	等の重要度の特に高い安全機能を有する機器の熱を除去し、また、補助冷却水系は、補助冷却器を介し1次冷却材の熱を除去する。	
<p>(計測制御系統施設) 第四十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。</p> <p>二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。</p>	<p>第48条(計測制御系統施設)</p> <p>1 第1号に規定する「健全性を確保するために監視することが必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束密度、原子炉圧力容器内圧力、各バウンダリ内の圧力及び温度、一次冷却系統の温度及び流量、原子炉格納容器内の圧力及び温度等をいう。</p> <p>2 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束密度、原子炉圧力容器内圧力、一次冷却材の温度及び流量等をいう。</p> <p>3 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「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)の「Ⅱ. 事故時の放射線計測の基本的な考え方」を参考とすること。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要な、炉心の中性子束、炉心の差圧、制御棒の位置及び各制御棒間の位置の偏差、1次冷却材中の放射能濃度、1次冷却材と加圧水の差圧、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備の温度及び流量、原子炉格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを適切な範囲に維持制御できる設計とする。また、炉容器冷却設備の温度及び流量については、監視できる設計とする。</p> <p>二 前号のパラメータについては、原子炉計装、プロセス計装等により、想定される範囲内での監視が可能な設計とする。</p> <p>三 設計基準事故時において、事故状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力、放射能レベル等を適切な方法で、十分な範囲にわたり監視し、必要なものについては、記録できる設計とする。</p>	<p>方針 46. 計測制御系(設計方針)</p> <p>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、炉心の中性子束、炉心の差圧、制御棒の位置及び各制御棒間の位置の偏差、1次冷却材中の放射能濃度、1次冷却材と加圧水の差圧、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備の温度及び流量、原子炉格納容器内の圧力及び温度等重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し、かつ、必要な対策が講じられるよう監視できる設計とする。また、炉容器冷却設備の温度及び流量については、監視できる設計とする。</p> <p>事故時において、事故状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力、放射能レベル等を適切な方法で、十分な範囲にわたり監視し、必要なものについては、記録できる設計とする。</p> <p>なお、原子炉の停止状態は中性子束及び制御棒の位置、また、炉心の冷却状態は補助冷却器の出入口のヘリウム温度及び流量等、2種類以上のパラメータにより、監視あるいは推定できる設計とする。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>(原子炉停止系統) 第四十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設けなければならない。</p> <p>一 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であつて、次に掲げるときは、この限りでない。 イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。 ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。</p> <p>二 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。</p> <p>三 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。</p>	<p>第49条(原子炉停止系統)</p> <p>1 第1項第3号に規定する「反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合」とは、駆動機構の構造上、制御棒が最大の引き抜き位置まで引き抜かれた場合をいう。</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 原子炉停止系統としては、制御棒系と後備停止系の原理の異なる2つの独立した系を設ける設計とする。 原子炉の最大過剰反応度は、<math>0.165 \Delta k/k</math> 以下である。これに対して、制御棒系による反応度制御能力は、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が完全引き抜き位置において固着し、炉心に挿入できない場合でも、<math>0.18 \Delta k/k</math> 以上になるよう設計するので、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できる。 後備停止系は、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、炉心を臨界未満とし、その状態を維持できる設計とする。</p> <p>二 原子炉停止系統の1つである制御棒系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、まず可動反射体領域の制御棒を挿入することにより、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し、次いで炉心が所定の温度に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔において、燃料領域へ制御棒を挿入することにより、臨界未満を維持できるようにする。 なお、過渡状態が収束したのちキセノン濃度の変化しても、十分に臨界未満を維持できる設計とする。</p> <p>三 原子炉停止系統の1つである制御棒系は、最大の反応度値をもつ1対の制御棒が完全に引き抜かれ炉心に挿入できない場合でも、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕を与えることができる設計とする。</p>	<p>方針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性(設計方針) 原子炉停止系としては、制御棒系と後備停止系の原理の異なる2つの独立した系を設ける。 原子炉の最大過剰反応度は、<math>0.165 \Delta k/k</math> 以下である。これに対して、制御棒系による反応度制御能力は、最大反応度効果をもつ1対の制御棒が完全引き抜き位置において固着し、炉心に挿入できない場合でも、<math>0.18 \Delta k/k</math> 以上になるよう設計するので、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できる。 後備停止系は、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕をもって、高温の運転状態から、炉心を臨界未満とし、その状態を維持できるように設計する。 制御棒系及び後備停止系は、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とする。</p> <p>方針 17. 原子炉停止系の停止能力(設計方針) 原子炉停止系の1つである制御棒系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、まず可動反射体領域の制御棒を挿入することにより、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し、次いで炉心が所定の温度に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔において、燃料領域へ制御棒を挿入することにより、臨界未満を維持できるようにする。 なお、過渡状態が収束したのちキセノン濃度の変化しても、十分に臨界未満を維持できるように設計する。</p> <p>方針 16. 原子炉停止系の反応度停止余裕(設計方針) 原子炉停止系の1つである制御棒系は、最大の反応度値をもつ1対の制御棒が完全引き抜かれ炉心に挿入できない場合でも、<math>0.01 \Delta k/k</math> 以上の反応度停止余裕を与えることができるよう設計する。</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p> <p>3 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。</p>		<p>2 について【追加要求事項なし】  <u>反応度が大きく、かつ、急激に投入される事象としては、制御棒の浮き上がり又は飛び出しがある。制御棒の浮き上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策により、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮き上がり又は飛び出しが起こらない設計とする。</u>  <u>万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上がりを防止し、過大な反応度が添加されるような制御棒の飛び出しを防止できる設計とする。</u>  <u>また、反応度が急激に投入される事象である制御棒の連続引き抜きに対しては、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。</u>  <u>更に、制御棒パターンインターロック等のインターロック機能を考慮せず、制御棒が最大速度で連続的に引き抜かれたと仮定しても、制御棒系の作動により速やかに原子炉を臨界未満にし、炉心及び炉内構造物は大きく損傷することなく、冷却形状が維持できる設計とする。</u></p> <p>3 について【追加要求事項なし】  <u>反応度制御設備のうち、制御棒系は反応度制御系及び原子炉停止系統を共用している。制御棒系は、フェイルセーフの設計とし、反応度制御系統の想定される故障を考慮しても、原子炉停止系統としての機能を損なうことのない設計とする。</u></p>	<p><u>方針 14. 反応度制御系(設計方針)</u>  <u>制御棒の浮上がりに対しては原子炉内における冷却材の流れを下降流とする流体力学的な対策により、また、制御棒の飛び出しに対してはスタンドパイプ及びスタンドパイプ固定装置の構造的な対策により、制御棒の浮上がり又は飛び出しが起こらない設計とする。</u>  <u>万一、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャが破損したとしても、スタンドパイプ固定装置によりスタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャの飛び上がりを防止できるようにする。即ち、このように設計することにより、過大な反応度が添加されるような制御棒の飛び出しを防止する。</u>  <u>また、制御棒引き抜きによる反応度添加については、制御棒パターンインターロックで制御棒引き抜きパターンを規制することにより、制御棒の最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。</u>  <u>更に、制御棒パターンインターロック等のインターロック機能を考慮せず、制御棒が最大速度で連続的に引抜かれたと仮定しても、制御棒系の作動により速やかに原子炉を臨界未満にし、炉心及び炉内構造物は大きく損傷することなく、冷却形状が維持できる設計とする。</u></p> <p><u>添付書類八 3.2.5 反応度制御設備(設計方針)</u>  <u>反応度制御設備は、原子炉の反応度を次のとおり制御する</u>  <u>制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、燃料の燃焼と反応度調整材の減少等によって生じる反応度変化を制御する。(中略)。また、制御棒系は、原子炉を未臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できるようにする。(中略)</u>  <u>制御棒系は、フェイルセーフであるようにする。</u></p>	
<p>(原子炉制御室等)            第五十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御</p>	<p>第50条(原子炉制御室等)</p>			

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>室を設けなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。</p>	<p>1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、計測制御システム施設において監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「必要な操作を手動により行う」とは、手動による試験研究用等原子炉の急速な停止及び停止後の試験研究用等原子炉の冷却の確保のための操作を行うことをいう。</p> <p>3 第1項第3号に規定する「一定期間」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をいう。</p>	<p>1 について</p> <p>一【追加要求事項なし】 中央制御室には、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要なパラメータの監視ができるよう、次の機能を有する設備を設ける設計とする。 (1) 制御棒の動作状態の表示 (2) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な循環機及びポンプの起動・停止状態の表示 (3) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な弁の開閉表示 (4) 原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連するシステム並びに実験設備等の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するための指示又は記録</p> <p>二【追加要求事項なし】 原子炉の安全性を確保するために、原子炉停止システム、原子炉冷却系の手動操作を中央制御室において、速やかに行える設計とする。</p> <p>三【追加要求事項なし】 中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、制御室内のケーブル、制御盤等は、不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火設備を設置する。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤に格納し、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。 設計基準事故が発生した際には、従事者が原子炉の停止、補助冷却設備の起動、原子炉格納容器の隔離等必要な安全機能の作動確認などを含む事故時の対策に必要な各種の操作を行えるよう、中央制御室に接近でき、かつ、留まることができるよう、室内に留まる運転員等の線量が「線量告示」に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回るように、遮蔽を設ける。 また、中央制御室系換気空調装置は、設計基準事故時には外気としゃ断でき、フィルタを通る閉回路循環運転を行うことにより、運転員等を放射線被ばく</p>	<p>方針 40. 制御室(設計方針) 中央制御室には、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要なパラメータの監視ができるよう、次の機能を有する設備を設ける設計とする。 (1) 制御棒の動作状態の表示 (2) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な循環機及びポンプの起動・停止状態の表示 (3) 原子炉及び原子炉冷却系に係る主要な弁の開閉表示 (4) 原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連するシステム並びに実験設備等の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するための指示又は記録</p> <p>方針40. 制御室(設計方針) 原子炉の安全性を確保するために、原子炉停止系、原子炉冷却系の手動操作を中央制御室において、速やかに行える設計とする。</p> <p>方針 42. 制御室の居住性に対する考慮(設計方針) 中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、制御室内のケーブル、制御盤等は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火設備を設置する。 更に、事故が発生した際には、従事者が原子炉の停止、補助冷却設備の起動、原子炉格納容器の隔離等必要な安全機能の作動確認などを含む事故時の対策に必要な各種の操作を行えるよう、中央制御室に接近でき、かつ、留まることができるよう、室内に留まる運転員等の線量が「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」(第8条)に定められた緊急作業に係る線量限度を十分下回るように、遮蔽を設ける。 また、中央制御室系換気空調装置は、事故時には外気としゃ断でき、フィルタを通る閉回路循環運転を行うことにより、運転員等を放射線被ばくから防護</p>	



許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 第1項第4号に規定する「避難できる構造」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。</p>	<p>から防護する設計とする。</p> <p>四 中央制御室の近傍には、通常の出入口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設ける。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】 原子炉は、中央制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の方針により設計する。 (1) 継電器室の原子炉スクラムしゃ断器を開くことにより、原子炉を停止できるようにする。 (2) 中央制御室外の適切な場所に中央制御室外原子炉停止盤を設け、崩壊熱を除去するために必要な機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視が行えるようにする。</p>	<p>する設計とする。</p> <p>方針 41. 制御室外からの原子炉停止機能(設計方針)</p> <p>原子炉は、中央制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の方針により設計する。 (1) 継電器室の原子炉スクラムしゃ断器を開くことにより、原子炉を停止できるようにする。 (2) 中央制御室外の適切な場所に中央制御室外原子炉停止盤を設け、原子炉の停止時に操作頻度が高いか、原子炉スクラム後短時間に操作が必要とされる機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視が行えるようにする。</p>	
<p>(監視設備)</p> <p>第五十一条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。</p>	<p>第51条(監視設備)</p> <p>1 第1項に規定する「放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において原子炉建屋内、放出口又は試験研究用等原子炉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、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出口、試験研究用等原子炉施設周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所において放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視することをいう。</p> <p>2 第1項において、通常運転時における環境へ放出される気体及び液体廃棄物の測定及び監視については、「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>	<p>1 について</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉施設及び敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備及び周辺環境モニタリング設備により、次に示すとおりモニタリングできる設計とする。なお、設計基準事故時用の放射線監視設備は、商用電源喪失時において監視できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、室内空気モニタによって連続的に行い、設計基準事故時には原子炉格納容器内のガンマ線エリアモニタ及び事故時ガンマ線モニタによって連続的に行い、中央制御室で監視及び測定できる設計とする。また、原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって行い、放射性物質の濃度等を知ることができる設計とする。</p> <p>放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモ</p>	<p>方針 57. 放射線監視(設計方針)</p> <p>通常運転時及び異常状態時における敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備及び周辺環境モニタリング設備により、次に示すとおりモニタリングできる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、室内空気モニタによって連続的に行い、事故時には、原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって行い、放射性物質の濃度等を知ることができる設計とする。</p> <p>放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングできる設計とする。</p> <p>原子炉施設の周辺監視区域周辺の放射線監視は、別途設けてある周辺環境モニタリング設備により行う。</p> <p>また、これら必要な情報を中央制御室又は適当な場所に表示できる設計とする。</p>	

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>2 周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、前項の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けなければならない。</p>	<p>3 第1項において、設計基準事故時における測定及び監視については、「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> <p>4 第51条において、設計基準事故時における迅速な対応のためにモニタリングポストの必要な情報を伝達する伝送系は多様性を確保したものとすること。</p>	<p>ニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングできる設計とする。また、これら必要な情報を中央制御室又は適当な場所に表示できる設計とする。</p> <p>原子炉施設の周辺監視区域の境界付近の放射線量の監視及び測定は、14基のモニタリングポストにより行う設計とする。</p> <p>固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト6基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保した設計とする。</p> <p>2 について</p> <p>固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型含む。)を設ける設計とし、無停電電源装置は非常用発電機(可搬型含む。)の稼働が整うまでの一定時間(90 分)を給電できる設計とする。</p> <p>なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いて、モニタリングポスト 14 基による測定を代替できるものとする。</p>		
<p>(原子炉格納施設) 第五十二条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならない。</p> <p>一 通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。</p> <p>二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、</p>	<p>第52条(原子炉格納施設)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納施設」とは、通常運転時において負圧を維持し、また、事故時において施設外への放射性物質の放出を抑制するための施設であり、ガス冷却型原子炉においては原子炉建屋(サービスエリアを含む。)、原子炉格納容器及びその附属施設から構成される。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「放射性物質を低減するもの」とは、気体状の放射性</p>	<p>1 について【追加要求事項なし】</p> <p>一 通常運転時において、サービスエリアは負圧状態に維持し得る設計とし、かつ、原子炉格納容器は所定の漏えい率を超えることがない設計とする。</p> <p>二 想定される減圧事故時等においては、核分裂生成物を原子炉格納容器内に閉じ込めることにより、</p>	<p>方針 28. 原子炉格納容器の機能(設計方針)</p> <p>原子炉格納容器は、想定される減圧事故及び気象変化のもとでの圧力、温度並びに地震荷重に耐え、格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。また、上記の荷重条件下においても、原子炉格納容器の隔離機能とあいまって、原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保つように設計する。</p> <p>方針 32. 格納施設雰囲気制御に関する設計上の</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。</p> <p>2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。</p> <p>3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。</p>	<p>物質についてはチャコールフィルタ等を設けた非常用換気設備等により、原子炉格納施設からの放射性物質の放散を抑制することをいう。</p> <p>3 第3項に規定する「隔離弁」とは、自動隔離弁(設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁を含む。)、通常時にロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁等をいう。 上記の「設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁」とは、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧が全て喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持された逆止弁をいう。</p> <p>4 第3項の「隔離弁」については、例えば、以下によるものであること。 一 主要な配管に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故の収束に必要な系統の配管を除き、設計基準事故時に</p>	<p>環境に放出される濃度を低減する。減圧事故時等において、原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素及び粒子状放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を低減させるために、非常用空気浄化設備を設ける。即ち、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を直接外気へは放出せず、フィルタを通して排気管へ導く設計とする。</p> <p>2 について【追加要求事項なし】 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時及び異常状態時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊を防止するために、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、切欠じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。原子炉格納容器バウンダリは、非延性破壊を防止するため、最低使用温度(-12.7℃)を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する。 また、原子炉格納容器は、隔離機能とあいまって、原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保つように設計する。</p> <p>3 について【追加要求事項なし】 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器に接近して設け、次の方針に基づき設置する。 (1) 原子炉格納容器内で開口しているか、又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連結している配管系のうち、原子炉格納容器外部で閉じていない配管系については、原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難である場合には、外側に2個の隔離弁を設ける。 なお、通常閉、かつ、事故時隔離されている配管系には原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。 隔離弁は、 a. 自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。 b. 隔離弁に逆止弁を用いる場合には、事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。</p>	<p>考慮(設計方針) 想定される減圧事故時等においては、核分裂生成物を原子炉格納容器内に閉じ込めることにより、環境に放出される濃度を低減する。減圧事故時等において、原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素及び粒子状放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を低減させるために、非常用空気浄化設備を設ける。即ち、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を直接外気へは放出せず、フィルタを通して排気管へ導く設計とする。</p> <p>方針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止(設計方針) (1) 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊を防止するために、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、切欠じん性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。 (2) 原子炉格納容器バウンダリは、非延性破壊を防止するため、通商産業省告示等を参考に最低使用温度(-12.7℃)を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する。</p> <p>方針 31. 原子炉格納容器隔離弁(設計方針) 1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設ける。 2. 原子炉格納容器隔離弁は、次の方針に基づき設置する。 (1) 原子炉格納容器内で開口しているか、又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連結している配管系のうち、原子炉格納容器外部で閉じていない配管系については、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。 ただし、通常閉、かつ、事故時隔離されている配管系には原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。 隔離弁は、 a. 自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。 b. 外側隔離弁には原則として逆止弁は用いない。用いる場合には、事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。</p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>隔離機能の確保が必要となる事態に際して、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものであること。なお、自動的に閉止される原子炉格納容器隔離弁も事故後の必要な処置のため隔離解除が考慮されていること。</p> <p>イ 「主要な配管」とは、原子炉格納容器隔離弁を設けなければならない配管のうち、運転時に原子炉格納容器隔離弁が閉止されているように設計された配管を除き、通常運転状態のまま放置すれば原子炉格納容器からの許容されない放射性物質の漏えいの原因となるおそれのある配管をいう。</p> <p>ロ 「自動的、かつ、確実に閉止される機能」とは、安全保護回路からの原子炉格納容器隔離信号等により自動的に閉止され、かつ、原子炉格納容器隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいを低減し得る機能をいう。</p> <p>ハ 「事故の収束に必要な系統の配管を除き」とは、非常用冷却設備の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しないことをいう。ただし、その場合であっても、それらの配管により、原子炉格納容器の隔離機能が失われないこと。</p> <p>ニ 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器に接近して設けること。</p> <p>三 原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないこと。</p> <p>四 原子炉格納容器の内側において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管のうち、</p>	<p>c. <u>2つの自動隔離弁の駆動動力源は、互いに独立なものとし、その系統を構成するいかなる機器の単一故障によっても隔離機能を喪失することのないように設計する。</u></p> <p>(2) <u>上記の(1)以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。</u></p> <p><u>隔離弁は、</u></p> <p>a. <u>自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。</u></p> <p>b. <u>隔離弁に逆止弁を用いる場合には、事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。</u></p> <p><u>また、原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないように設計する。</u></p>	<p>c. <u>2つの自動隔離弁の駆動動力源は、互いに独立なものとし、その系統を構成するいかなる機器の単一故障によっても隔離機能を喪失することのないように設計する。</u></p> <p>(2) <u>上記の(1)以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設ける。</u></p> <p><u>隔離弁は、</u></p> <p>a. <u>自動隔離弁又はロック付閉止弁とする。</u></p> <p>b. <u>外側隔離弁には原則として逆止弁は用いない。</u></p> <p>3. <u>原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないように設計する。</u></p>	

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>4 試験研究用等原子炉施設には、一次冷却システムの配管の損壊その他の一次冷却システム内の圧力が降下する設計基準事故時に生ずる可燃性ガス及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、当該可燃性ガス及び酸素の濃度を低下させる設備を設けなければならない。</p> <p>5 試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故その他の原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させる設備を設けなければならない。</p>	<p>原子炉格納容器の外側で閉じていない配管については、原子炉格納容器の内側に一個及び外側に一個とすること。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難であることが示される場合には、外側に二つの原子炉格納容器隔離弁を設けることができる。</p> <p>五 上記一のハの配管以外の配管のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管については、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けること。ただし、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を設けることについて、妥当性が示される場合には、この限りでない。</p> <p>5 第4項に規定する「可燃性ガス及び酸素の濃度を低下させる設備」とは、原子炉格納容器内の可燃性ガス、空気等の濃度を制限し燃焼限界以下に抑制するための設備をいう。</p> <p>6 第5項に規定する「放射性物質の濃度を低下させる設備」とは、試験研究用等原子炉内の燃料体の破損等による多量の放射性物質が放出される事故時において、原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるヨウ素等を除去し、排気筒へ導くような非常用換気設備等をいう。また、当該設備を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合にも、その安全機能が達成できることが必要である。</p>	<p>4 について【追加要求事項なし】 想定される減圧事故後に、原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の酸化により発生する可燃性ガスの燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の自由体積を小さくする。即ち、事故後酸化に寄与する空気の総量を制限することにより、原子炉格納容器内での可燃性ガス、空気及びヘリウムの濃度割合を制限し、可燃性ガスが燃焼しないようにする。これにより、設計基準事故時に生ずる可燃性ガス及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>5 について【追加要求事項なし】 非常用空気浄化設備の動的機器は多重性を持たせ、また、非常用発電機から給電して、十分にその機能を果たせる設計とする。</p>	<p>方針 32. 格納施設雰囲気制御に関する設計上の考慮(設計方針) 想定される減圧事故後に、原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の酸化により発生する可燃性ガスの燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の自由体積を小さくする。即ち、事故後酸化に寄与する空気の総量を制限することにより、原子炉格納容器内での可燃性ガス、空気及びヘリウムの濃度割合を制限し、可燃性ガスが燃焼しないようにする。</p> <p>方針 32. 格納施設雰囲気制御に関する設計上の考慮(設計方針) 非常用空気浄化設備は、信頼性の高いものとするため、次のような設計上の考慮を払う。 (1) 動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用発電機から給電して、十分にその機能を果たせるようにする。</p>	
(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)	第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)			

※ 旧設計方針との対比を下線にて示す。

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
<p>第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準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ない。</p>	<p>1 第53条の要求は、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく(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もの)を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。</p> <p>2 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること。</p> <p>3 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 燃料体の損傷が想定される事故 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 設計基準事故時の想定を超える空気侵入又は水侵入による炉内構造物(黒鉛)の酸化、可燃性ガスによる爆発等</li> <li>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 <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>ロ 冷却システム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</li> <li>ハ 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設にあつては、建屋の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> <p>4 第53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」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な常設又</p>	<p>1 について</p> <p>原子炉施設は、発生頻度が設計基準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る設計とする。</p>		

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>は可搬型設備の設置及び手順の策定等であり、例えば、以下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> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 燃料の損傷が想定される場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 可燃性ガス排出等による、設計基準事故の想定を超える空気や水の原子炉圧力容器への侵入による爆発の防止対策</li> <li>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場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 代替注水設備(注水ライン、ポンプ車等)等による、使用済燃料等の破損防止対策</li> <li>ロ 放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵施設にあつては、代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</li> <li>ハ 使用済燃料等の未臨界維持対策</li> <li>ニ 使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減させる対策</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> <p>5 第53条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、上記3及び4にかかわらず、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>イ 燃料体の損傷が想定される事故 冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等</li> <li>ロ 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 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1)使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、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</li> <li>(2)冷却系統配管が破断した際に、サ</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>			

許可基準規則 (H25.12.6 公布/H25.12.18 施行)	解釈 (H25.11.27 制定)	設置許可申請書 適合のための設計方針	旧設計方針(高温工学試験研究炉に関する安全設計方針)の記載	備考
	<p>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</p> <p>ニ 第53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」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備及び手順の策定等であり、例えば、以下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>イ 燃料の損傷が想定される場合 代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策</p> <p>ロ 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場合</p> <p>(1)代替注水設備(注水ライン、ポンプ車等)等による、使用済燃料等の破損防止対策</p> <p>(2)放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵施設にあつては、代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</p> <p>(3)使用済燃料等の未臨界維持対策</p> <p>(4)使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減させる対策</p>			



「追加要求事項なし」とした考え方について

1. はじめに

今般施行された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(以下「試験炉許可基準規則」という。)は、従来、各種の指針類として制定されていた「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「研究炉の設計指針」)や、「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日原子力安全委員会決定)(以下「研究炉の安全評価指針」という。)などを、規則条文として一体的に取り込んだ体系となっている。

このような規則体系を踏まえ、従来からの安全設計及び安全評価の考え方を整理し、本資料において追加要求事項無しとしたものの考え方を以下に説明するとともに、研究炉の指針類を取り込んだ許可基準規則に対しても満足できる設計及び評価になっていることを以下に説明する。

2. 安全設計について

HTTRの設計に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(昭和52年6月原子力委員会、平成元年3月改訂 原子力安全委員会)」を参考として、高温工学試験研究炉の特徴を踏まえて作成した「高温工学試験研究炉に関する安全設計方針」(以下「HTTR安全設計方針」という。)を作成し、これに適合するよう原子炉施設の設計を行ってきた。

一方、制定された試験炉許可基準規則では、ガス冷却型原子炉に対する要求事項が明確になったことから、申請している原子炉設置変更許可申請書では、これまでのHTTR安全設計方針を削除し、許可基準規則へ適合するための設計方針として新たに設計方針を定めている。

その際、HTTR安全設計方針等で同等の要求事項を課していたものについては、本資料において追加要求事項無しとして整理した。これにより従来のHTTR安全設計方針はもとより、許可基準規則の要求についても満足できるものと考えている。

3. 安全評価について

HTTRの安全評価(第53条の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止に関する評価を除く。)(以下「安全評価」という。)に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について(昭和53年9月 原子力委員会 平成元年3月改訂 原子力安全委員会)」(以下「軽水炉の安全評価指針」という。)を参考とし、これにHTTRの固有の特性及び設計上の特徴を考慮して評価を行ってきた。

一方、研究炉の安全評価指針においては、評価の目的、評価すべき範囲、解析に当たって考慮すべき事項などの基本的な考え方は、軽水炉の安全評価指針と同等と考えられ、また、評価に必要な判断基準は、許可基準規則第13条の解釈に定められているが、従来の安全評価から変わるものはない。なお、研究炉の安全評価指針では、線量評価上参考とすべき事項は軽水炉の安全評価指針を参考とすることとあり、線量評価において参考とする指針は軽水炉と研究炉では変わらない。

従って、HTTRの安全評価は、試験炉許可基準規則に則つて評価しても満足できるものと考えており、追加要求事項無しとして整理した。

## 確認事項

「(CV の)フェライト系鋼材で製作する部分については、切欠じん性を考慮した材料選択、設計、製作をする」としているが、具体的な設計について説明すること。

### 【回答】

原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊を防止するため、フェライト系鋼材で製作する部分については、最低使用温度(-12.7℃)を考慮した温度で破壊じん性試験(衝撃試験)を行い、規定値を満足する材料を使用する。

具体的には、原子炉格納容器(本体胴、上鏡、下鏡)については炭素鋼(JIS G 3118(SGV480))、原子炉格納容器附属設備(ハッチ類)についても炭素鋼(JIS G 3118(SGV480))としており、使用前検査における材料検査で衝撃試験を行い合格している。

また、原子炉格納容器附属設備(配管貫通部貫通配管、隔離弁等)については炭素鋼(JIS G 3456(STPT370)、JIS G 3106(SM400B))としており、使用前検査における材料検査で衝撃試験を行い合格している。

## 確認事項

設計基準事故に対処するための設備を明確にした上で、非常用発電機の容量が負荷に対して十分かを定量的に説明すること。また、燃料油の容量は最大負荷に対して何日分か。

「非常用電源として、非常用発電機2台及び2組の蓄電池を設置する。」としているが、非常用発電機としては、ガスタービン1台と発電機1台で構成される系統が2系統あるのか又はガスタービン2台と発電機1台で構成される系統が2系統あるのか。後者の場合ガスタービン1台でも発電機は機能するのか説明すること。

### 【回答】

#### 1. 非常用発電機の概要

図1に非常用発電機の構造図、図2に非常用発電機の配置図を示す。非常用発電機は、ガスタービンエンジン2台及び発電機1台で構成され、ガスタービンエンジン2台からの動力により発電機1台を運転する構造となっている。非常用発電機は2台設けられており、独立性・多重性を考慮し、それぞれ別の室に設置している。商用電源が喪失した場合には、非常用低圧母線の主幹遮断器を遮断するとともに非常用発電機が自動起動し、電圧が確立した後に負荷先に投入する。この際、非常用低圧母線の電圧変動を考慮し、7段階に分けて順次負荷先に投入する。

#### 2. 非常用発電機の容量

設計基準事故に対処するための設備は、第28条に関する重要安全施設として抽出(表1)されている。非常用発電機の容量は、「第4回設工認申請書(平成4年8月)非常用発電機設備の容量計算書」で算出している。上記の設備を含めた非常用電源のA系統の負荷は、最大2330.0kVA、非常用電源のB系統の負荷は最大2318.9kVAであり、非常用発電機の容量は2500kVAであることから、余裕をもった設計となっている。

非常用発電機の1系統の燃料消費量は設計上1060ℓ/hであり、主燃料槽の容量は100000ℓである。これにより、非常用発電機からの最大負荷の受電時は設計上約3.9日間(94.3時間)の運転が可能である。なお、実際の非常用発電機の運転では、負荷時での燃料消費量は約600ℓ/hであり、約7日間(166.6時間)の運転が可能である。

#### 3. 非常用発電機の動作

非常用発電機はガスタービンエンジン2台で1台の発電機を運転している。非常用発電機の始動時にガスタービンエンジンの1台が起動できない場合は回転数の不足を検知し、非常用発電機が停止するロジックを組んでいるため、非常用発電機は運転できない。また、非常用発電機の運転中にガスタービンエンジンの1台が停止した場合にも、発電機の電圧不足を検知し、非常用発電機が停止するロジックを組んでいるため、非常用発電機は運転できない。

非常用発電機は、非常用発電機本体、始動用空気系統及び燃料系統で構成されている。

始動用空気系統は、非常用発電機の始動に必要な圧縮空気が蓄積されている始動用空気槽等で構成されている。燃料系統は、非常用発電機の運転に必要な燃料を貯留する燃料槽等で構成されている。

非常用発電機は始動用空気槽に貯留されている圧縮空気により始動し、その後、燃料槽から送られる燃料により運転する。

ガスタービン発電機である非常用発電機は、冷却水システムのような機関等を強制冷却する冷却システムを必要とせず、空冷方式を採用している。

表1 設計基準事故に対処するための設備(第28条に関する重要安全施設)

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
2	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁
3	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系
4	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)
5		安全保護系(工学的安全施設)
6	炉心冷却	補助冷却設備
		炉容器冷却設備
7	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	原子炉格納容器隔離弁
8		非常用空気浄化設備
9	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
10	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機
11		補機冷却水設備
12		制御用圧縮空気設備
13		直流電源設備
14		安全保護系用交流無停電電源装置

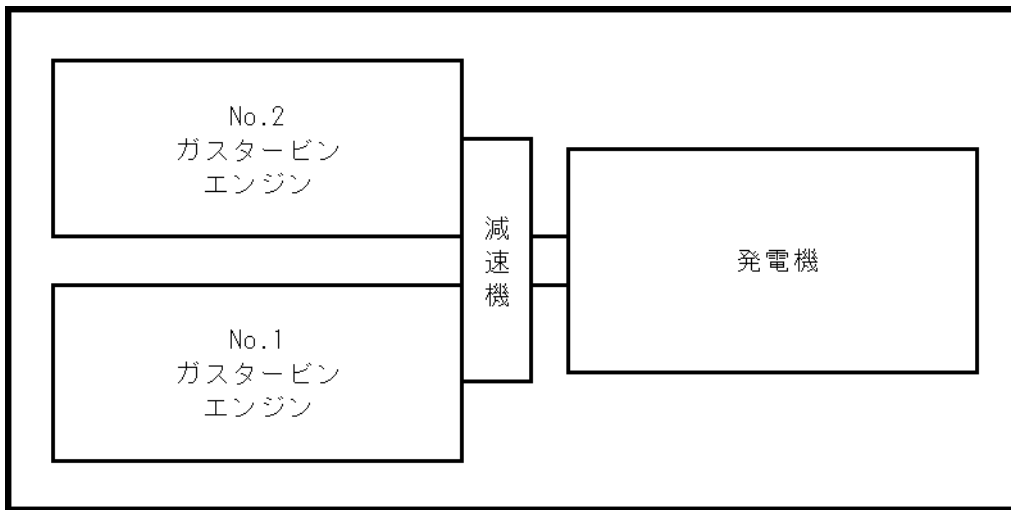


図1 非常用発電機の構造図

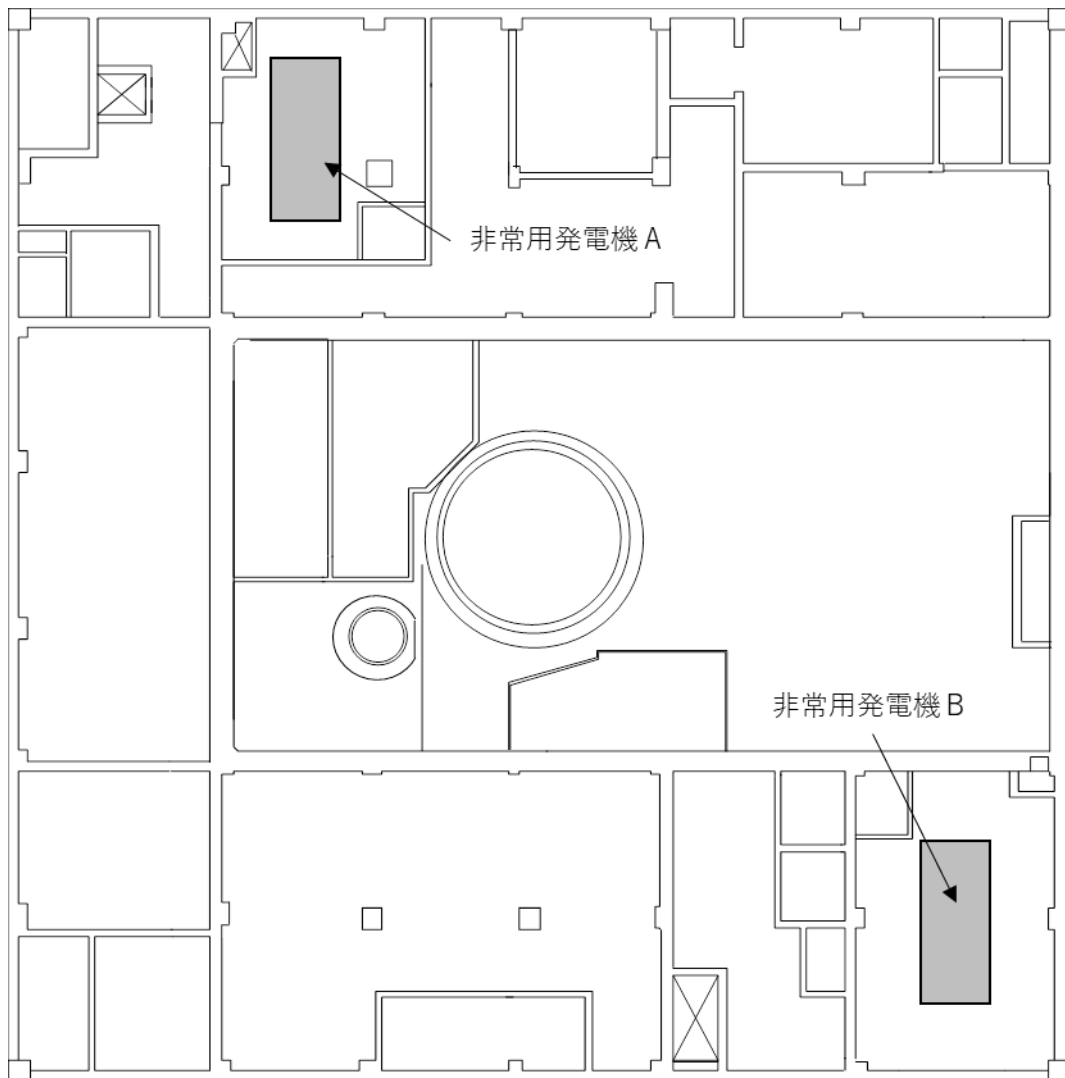


図2 非常用発電機の配置図(1階平面図)

## コメント事項

「3. 非常用発電機の動作」について、ガスタービンの起動方法、必要となる附属設備、冷却方法の説明を追加すること。

### 【回答】

非常用発電機は、非常用発電機本体、始動用空気系統及び燃料移送系統で構成されている。

図3に示す始動用空気系統は、非常用発電機の始動に必要な圧縮空気が蓄積されている始動用空気槽及び配管等で構成されている。図4に示す燃料移送系統は、非常用発電機の運転に必要な燃料を貯留する燃料槽、燃料移送ポンプ及び配管等で構成されている。

非常用発電機は始動用空気槽に貯留されている圧縮空気により始動し、その後、燃料槽から送られる燃料により運転する。

ガスタービン発電機である非常用発電機は、冷却水系統のような機関等を強制冷却する冷却系統を必要とせず、空冷方式を採用している。