

HTTR 原子炉施設
設置許可基準規則への適合性について
第12条(安全施設)等

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

第 6、12、28 条：安全施設（安全上の機能別重要度分類、重要安全施設）

< 目次 >

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 設置許可申請書における記載

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.1 安全設計方針

1.3.2 気象等

1.3.3 設備等

2. HTTR 原子炉施設 安全上の機能別重要度分類及び重要安全施設の選定について
(適合性説明資料)

<概 要>

安全施設の安全上の機能別重要度分類及び重要安全施設について、「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11月27日 原子力規制委員会決定）」（以下「設置許可基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する HTTR 原子炉施設の適合性を示す。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設の安全上の機能別重要度分類及び安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについて、設置許可基準規則第12条の要求事項を明確化する。(表1)

また、重要安全施設について、設置許可基準規則第6条及び第28条の要求事項を明確化する。(表2、3)

表1 設置許可規則第12条 要求事項

設置許可基準規則 第12条 (安全施設)	設置許可基準規則の解釈
<p>1 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>(後略)</p>	<p>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。</p> <p>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確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。</p> <p>さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p> <p>(後略)</p>

表2 設置許可規則第6条 要求事項

設置許可基準規則 第6条 (外部からの衝撃による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈
<p>(前略)</p> <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>(後略)</p>	<p>(前略)</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>(後略)</p>

表3 設置許可規則第28条 要求事項

設置許可基準規則 第28条 (保安電源設備)	設置許可基準規則の解釈
<p>1 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>(後略)</p>	<p>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>(後略)</p>

1.2 設置許可申請書における記載

1.2.1 位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i)原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、次の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. (外部からの衝撃による損傷の防止)

安全施設は、原子炉施設敷地で予想される自然現象（洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として原子炉施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、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変化を考慮して、適切に組み合わせる。

また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定され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（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）に対して安全機能を損なわない設計とする。

想定される自然現象及び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に対しては、必要に応じて設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、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める。

g. (安全施設)

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。このうち、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外部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。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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、十分に安全側の条件を与えるとともに、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。

また、安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

安全施設は、回転機器等の損壊に伴う飛散物により安全性が損なわれない設計とする。

安全施設は、二以上の原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

o. (保安電源設備)

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設計とする。

また、原子炉施設には、非常用電源設備を設ける設計とする。

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設計とする。

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.4 外部からの衝撃

安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、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、森林火災等の自然現象(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設計とする。また、自然現象の組合せにおいては、風(台風)、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮した設計とする。

上記に加え、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適切に考慮した設計とする。

さらに、安全施設は、原子炉施設敷地内又はその周辺において想定される飛来物(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、電磁的障害等の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。

1.1.1.6 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1.1.3 原子炉施設の設計、製作における基本方針

原子炉施設の安全性を確保するため、設計及び製作において、次に示す安全上の考慮を払う。

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その果たすべき機能について安全上の重要度に応じて分類し、「試験炉設置許可基準規則」の要求に適合した設計を行うとともに、安全機能を有しないものについては、十分余裕をとった設計を行う。
- (2) 製作の過程においては材質を吟味し、厳重な検査を行うとともに、設置時及び運転開始後も、主要機器については必要に応じて試験ないし検査を行い、その性能を確認できるようにする。

1.2 安全機能の重要度分類

試験研究用等原子炉施設の安全機能の相対的重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計指針」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」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）の基本的な考え方、及び基本的な考え方に示される高出力炉における重要度分類例を参考に、高温工学試験研究炉の特徴を十分踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。

1.2.1 高温工学試験研究炉の特徴

安全上の重要度分類を定めるに当たり、考慮する高温工学試験研究炉の主要な特徴は、次のとおりである。

- (1) 発電用軽水炉と比べて、原子炉の熱出力、発熱密度は低く、原子炉の炉心で蓄積される核分裂生成物の量は少ないため、潜在的リスクは小さい。一方、水冷却型試験研究用原子炉と比べ冷却材の温度、圧力が高いことを考慮する必要がある。
- (2) 原子炉は、セラミックス等で多重被覆した被覆燃料粒子、減速材及び構造材として黒鉛、冷却材としてヘリウムガスを用いる。

燃料は、耐熱性に優れ、燃料最高温度が 1,600℃以下ならば核分裂生成物の保持機能が損なわれることはない。

炉心構造物の黒鉛は、耐熱性に優れ、高温でも炉心構成材としての健全性を保つことができる。

ヘリウムガスは、化学的に不活性で構造材との化学反応はない。また、冷却材の相変化による冷却条件の急激な変化はない。

- (3) 炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を有する。

事故時の炉心の温度上昇は発電用軽水炉に比べると極めて緩慢であり、事故の拡大を防止するための処置をとる時間的余裕が大きい。

- (4) 万一、冷却材喪失時に制御棒が挿入されなくても、固有の特性により原子炉の核出力は低下する。この場合に、炉心の強制冷却を行わなくても、原子炉圧力容器外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能である。

高温工学試験研究炉を用いた安全性実証試験(特殊運転として実施)によって、炉心流量が喪失した場合に制御棒挿入操作を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、固有の特性により原子炉が安定な状態に維持されることが実証されている。

1.2.2 安全上の機能別重要度分類

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし

放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの(異常発生防止系。以下「PS」という。)

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

また、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第 1.2.1 表に示すように、三つのクラスに分類する。

上記に基づく原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を第 1.2.2 表に示す。

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

- ① 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。
- ② クラス 2: 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- ③ 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。

1.2.3 分類の適用の原則

試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- (1) 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器(以下「当該系」という。)が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器(以下「関連系」という。)の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - b. 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス 3 であるときは、関連系はクラス 3 とみなす。
- (2) 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3) 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のものの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4) 重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

1.3 重要安全施設の選定

1.3.1 選定の基本方針

重要安全施設は、安全機能を有する安全施設のうち特に安全機能の重要度が高いものであり、試験炉設置許可基準規則第6条第2項、第12条第2項及び第28条第1項の要求事項を満たす設計とする。

選定に当たっては、以下に示す高温工学試験研究炉の固有の安全性を考慮した安全確保のために必要な機能(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「使用済燃料冷却」)を確保できるよう考慮する。

- ① 原子炉の緊急停止機能
- ② 放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統)
- ③ 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能
- ④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能

なお、炉心冷却機能について、高温工学試験研究炉では、炉心の形成の維持ができれば、原子炉の固有の安全性から自然放熱により炉心の冷却が可能である。

1.3.2 第6条に関する重要安全施設

試験炉設置許可基準規則第6条第2項に規定されている重要安全施設(以下「第6条に関する重要安全施設」という。)は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(1)自然現象に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- 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

上記の系統は、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する設計とする。

第6条に関する重要安全施設を第1.3.1表に示す。

1.3.3 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

試験炉設置許可基準規則第12条第2項に規定されている安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(2)信頼性に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- 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

上記①～③の系統は、当該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、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に、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設計とする。

第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設を第 1.3.2 表に示す。

1.3.4 第 28 条に関する重要安全施設

試験炉設置許可基準規則第 28 条第 1 項に規定されている重要安全施設(以下「第 28 条に関する重要安全施設」という。)は、試験炉設置許可基準規則の解釈に従い、「研究炉の重要度分類の考え方」の「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」を参考に、次の系統を選定する。

- 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

上記①～③の系統は、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、商用電源又は非常用電源のいずれからも電気の供給を受けられる設計とする。

第 28 条に関する重要安全施設を第 1.3.3 表に示す。

第 1.2.1 表 安全上の機能別重要度分類表

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

(注) 上記の分類は、安全機能に着目した分類であるから、構築物が 2 つ以上の安全機能を有するときは、2 個以上の欄に現れることになる。

第 1.2.2 表 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び機能

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	i) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	①原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系(計装等の小口径配管機器は除く。)	
		ii) 過剰反応度の印加防止	①スタンドパイプ ②スタンドパイプクロージャ	
		iii) 炉心の形成	①炉心支持鋼構造物(炉心拘束機構の拘束バンドは除く。)及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)	

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
MS-1	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	i) 原子炉の緊急停止	①制御棒系	
		ii) 未臨界維持		
		iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	①1次冷却設備の安全弁(開機能)	
	iv) 過剰反応度の抑制	①スタンドパイプ固定装置		
	2) 安全上必要なその他の設備	i) 工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	①安全保護系(停止系)	
	ii) 安全上特に重要な関連機能	①中央制御室		

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	i) 炉心の形成	①炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック) ②炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く。)	
		ii) 放射性物質の貯蔵(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く。)	①気体廃棄物の廃棄施設 ②原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール(冠水維持機能)及び貯蔵ラック(上蓋を除く。) ③使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック(上蓋を除く。)	プール水冷却浄化設備 [PS-3] 貯蔵セル排気系 [PS-3]
		iii) 1次冷却材の内蔵(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	①1次ヘリウム純化設備	
		iv) 安全弁の吹止り	①1次冷却設備の安全弁(吹止り機能)	
		v) 実験・照射の関連機能(核分裂生成物の放散防止)	①実験設備の一部	
		vi) 燃料の安全な取扱い	①燃料交換機	

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系	
MS-2	1)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	i)未臨界維持	①後備停止系		
		ii)工学的安全施設	炉心冷却	①補助冷却設備 ②炉容器冷却設備	
			放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	①原子炉格納容器(隔離弁を含む。) ②非常用空気浄化設備	排気筒 [MS-2]
		iii)原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	①補助冷却設備 ②炉容器冷却設備		
		iv)原子炉停止後の除熱			
		v)工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	①安全保護系(工学的安全施設)		
	vi)放射性物質放出の低減	①排気管			
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	i)事故時のプラント状態の把握	①事故時監視計器の一部		
		ii)中央制御室外からの安全停止	①中央制御室外原子炉停止盤		
		iii)安全上重要な関連機能	①中央制御室系換気空調装置		
3)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	i)安全上特に重要な関連機能	①非常用発電機 ②補機冷却水設備 ③制御用圧縮空気設備 ④直流電源設備 ⑤安全保護系用交流無停電電源装置			

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	i) 1次冷却材の保持 (PS-1、PS-2以外のもの)	①計装配管 ②1次ヘリウムサンプリング設備 ③1次ヘリウム貯蔵供給設備	
		ii) 放射性物質の貯蔵	①液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽 ②保管廃棄施設	
		iii) 1次冷却材の循環	①1次ヘリウム循環機	
		iv) 2次冷却系の通常時冷却	①2次ヘリウム冷却設備 ②加圧水冷却設備	
		v) 1次・2次ヘリウムの差圧維持	①2次ヘリウム貯蔵供給設備	
		vi) 電源	①非常用発電機以外の設備	
		vii) プラント計測・制御 (安全保護機能を除く。)	①原子炉制御設備 ②原子炉計装 ③プロセス計装	
		viii) プラント補機	①制御用圧縮空気設備 (MS-2以外のもの)	
		ix) 炉容器冷却設備の通常時冷却	①炉容器冷却設備	
		x) 実験・照射の関連機能	①実験設備 (PS-2以外のもの)	
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	i) 核分裂生成物の1次冷却材中への放散防止	①被覆層 ②黒鉛スリーブ (金属性核分裂生成物のみ)	
		ii) 1次冷却材の浄化	①1次ヘリウム純化設備	

分類	定義	機能	構築物・系統・機器	特記すべき関連系
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	i) 出力上昇の抑制	①制御棒引抜阻止インターロック ②制御棒パターンインターロック	
		ii) 炉心の除熱量の減少の抑制	①加圧水循環ポンプの電流しゃ断器 ②1 次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック ③2 次加圧水冷却器加圧水流量低インターロック	
		iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度上昇の抑制	①ヘリウム循環機の周波数変換器(停止機能)	
		iv) 過冷却による反応度添加の抑制	①ヘリウム循環機の周波数変換器(最大回転数の制限機能)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	i) 緊急時の防災対策上重要なもの及び異常状態の把握	①事故時サンプリング系 ②通信連絡設備 ③放射線監視設備 ④事故時監視計器の一部 ⑤消火設備 ⑥安全避難通路 ⑦非常用照明	

第 1.3.1 表 第 6 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を構成する機器配管系
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック
5	1 次冷却材の内蔵	1 次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）
6	実験・照射の関連機能 （核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系
8	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
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備
13		安全保護系用交流無停電電源装置

第 1.3.2 表 第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

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

第 1.3.3 表 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

(2) 適合性説明

1.11 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.11.1 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12月18日施行)への適合

(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。

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じる応力を適切に考慮したものでなければならない。

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つて人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

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変化を考慮して、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

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。

(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。

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 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ならない。

適合のための設計方針

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。

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

(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。

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。

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。

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

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

三 外部電源を喪失した場合であって、次に掲げる全ての要件を満たす場合

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。

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。

ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。

適合のための設計方針

1 について

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 6.6kV 配電線 1 回線で商用電源を受電する。

安全機能の重要度分類変更の妥当性

1. 概要

安全施設の安全上の機能別重要度は、「試験炉設置許可基準規則」の解釈に基づき、「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」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）を参考に、またこれまで蓄積された運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、MS-1 から MS-2 へ見直した。

制御棒は MS-1 であり信頼性が高いため、原子炉は制御棒により確実に停止することができる。また、仮に停止機能が喪失した場合でも原子炉出力が低下し安定な状態が維持できる。したがって、固有の特性から、緊急停止しなくても時間余裕のなかで原子炉を停止できることにより、後備停止系を MS-1 から MS-2 へ見直した。そのため、クラスが見直された設備のうち、停止機能以外の機能喪失を想定し、燃料温度及び原子炉圧力容器温度を評価することで、クラス変更の妥当性を確認している。

なお、クラス変更された設備は、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしていることから、内部事象による安全機能の喪失は想定せず、外部事象による安全機能喪失を想定する。

2. 解析条件

補助冷却設備、炉容器冷却設備が同時に冷却機能喪失した場合の、燃料温度、原子炉圧力容器温度を解析する。本解析は、商用電源喪失時に非常用発電機の機能が喪失する事故（全交流動力電源喪失）に相当することから、電源喪失により、原子炉は自動停止するものの、冷却機能が喪失する事象を想定する。

本解析は、設計基準事故の解析に用いる TAC-NC コードにより実施する。また解析条件は、設計基準事故と同様とする。

3. 解析結果

本事象発生後の燃料最高温度と原子炉圧力容器最高温度を図 1 に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に 1,114℃に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、事象発生後約 22 時間で 502℃になるが、制限温度 550℃を超えることはない。1 次加圧水冷却器伝熱管温度及び中間熱交換器伝熱管温度は、いずれも初期値を上回ることはない。

以上により、事象発生後の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、いずれも初期値及び設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉は停止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保されることから、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与

えることはない。よってクラス変更は妥当である。

4. 参考資料

HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類について

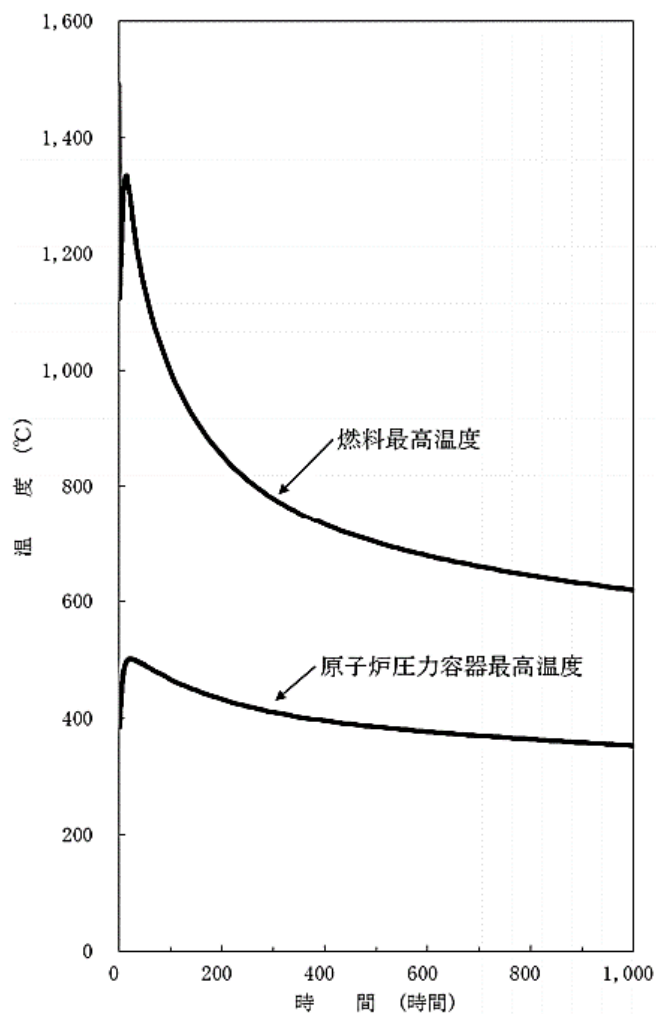


図1 補助冷却設備、炉容器冷却設備の機能喪失時の挙動

参考

HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類について

「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」によると、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、表1の定義に基づき分類することが示されている。

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義

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

表1に示された定義に基づき、HTTRの安全施設の重要度分類を行った。各安全施設の重要度分類の考え方と分類結果を表2に示す。

表 2 安全上の機能別重要度分類の見直しに係る分類の考え方と分類結果

異常発生防止機能を有するもの (PS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
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を構成する機器配管系 (計装等の小口径配管機器は除く)	HTTR で、核分裂生成物の多量放出の可能性を潜在的に有する事故を要因により大別すると、反応度事故、水侵入事故及び減圧事故が挙げられる。このうち、水侵入事故及び減圧事故の発生防止のため、原子炉冷却材圧力バウンダリを PS-1 とした。	PS-1	PS-1
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ	No.1 に挙げた事故のうち、反応度事故について、万一站ドパイプが破断した場合には、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1 次冷却材が系外に放出され 1 次冷却材圧力が減圧する。したがって、反応度事故の発生防止のため、スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャを PS-1 とした。	PS-1	PS-1
		スタンドパイプクロージャ		PS-1	PS-1
3	炉心の形成	炉心支持鋼構造物 (炉心拘束機構の拘束バンドは除く) 及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し安定な状態に維持できること、及び冷却機能喪失	PS-1	PS-1
4	炉心の形成	炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック)	時にも、炉心が自然に冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。 これらの性能を担保する上では、炉心支持鋼構造物(拘束バンドを除く)及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))は欠かせないため、これらを PS-1 とした。	PS-2	PS-1
		炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト)	一方、拘束バンドが損傷したとしても、また、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)が損傷	PS-2	PS-1

		ト（支持機能のみ）を除外）	<p>したとしても、サポートポストの鉛直荷重の支持機能、レストレイントリングの水平荷重の支持機能、及び炉心支持板と炉心支持格子の鉛直荷重の支持機能を PS-1 として維持することにより、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物を一体化して自然放熱による炉心の冷却が行える炉心の形状を維持することができる。すなわち、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト（支持機能のみ）を除外）や拘束バンドの損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展することはないため、炉心構成要素、炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド、炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除外）は、PS-2 とした。</p> <p>なお、従来は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止や原子炉停止後の除熱機能として、補助冷却設備による冷却機能を期待していた。そのためには、炉内で冷却材流路を形成する必要があることから、拘束バンドや炉心支持黒鉛構造物を PS-1 としていた。</p>		
5	放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除外）	<p>原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール（冠水維持機能）及び貯蔵ラック（上蓋を除外）</p> <p>使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック（上蓋を除外）</p>	<p>使用済燃料貯蔵設備は、1 基あたりの貯蔵ラックに収納する使用済燃料体の数が限られているため、万一、貯蔵ラックの機能が一部喪失したとしても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。</p> <p>原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵プールの損傷により、プール水の冠水維持ができなくなると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、原子炉内の燃料に比べて発熱量は小さく燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵プールには漏水検知器を設置しており、貯蔵プールからの漏水を検知するとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵プール及び貯蔵ラックを</p>	PS-2	PS-2

			<p>PS-2 とした。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵セルの損傷により、貯蔵ラックの冷却機能が喪失すると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、使用済燃料貯蔵建家へは十分（2年以上）冷却、減衰させてから移動するので、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵セル内の雰囲気温度を監視しており、異常を検知できるとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵セル及び貯蔵ラックをPS-2 とした。</p>		
6	1次冷却材の内蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く）	1次ヘリウム純化設備	<p>1次ヘリウム純化設備の配管が破損すると、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏えいする。1次冷却材がサービスエリア内に放出されると、サービスエリア内の圧力が上昇して、核分裂生成物が原子炉外へ放出される可能性があるが、この場合には、原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器隔離弁が閉止し、原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあることからPS-2 とした。</p>	PS-2	PS-2
7	安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁（吹止り機能）	<p>何らかの要因により安全弁の吹止まり機能が喪失した場合には、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が減少し、燃料温度の上昇あるいは原子炉出口冷却材温度の上昇が考えられるが、1次冷却材の吹き出し箇所が限定されており、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないことから、PS-2 とした。</p>	PS-2	PS-2
8	実験・照射の関連機能 (核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部	<p>燃料照射キャプセル試験中に、照射試験用実験設備のスイープガス配管が破損すると、キャプセル内の核分裂生成物がスイープガス配管から漏えいし、核分裂生成物が原子炉圧</p>	PS-2	PS-2

			力容器外へ放出される可能性がある。この場合、グローブボックス内ガス濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止され核分裂生成物の過度の放出を防止する。スweepガス配管が破損したとしても、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、原子炉の停止及び冷却機能を損なうことはなく、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして、PS-2 とした。		
9	燃料の安全な取扱い	燃料交換機	燃料取扱中に燃料の多量の破損、敷地外への放射性物質の放出のおそれがあるものとしては、燃料取扱中の燃料体の落下が考えられる。燃料体の取扱いは、1 体ずつ行うため、万一落下を想定しても影響範囲は限定され、燃料の多量の破損を引き起こすことはないが、燃料交換機のシール部が破損し気密性が喪失した場合には、燃料交換機内の雰囲気が建家内へ漏えいする可能性があるため、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして PS-2 とした。	PS-2	PS-2
10	放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	気体廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設では、燃料を取り扱わないため燃料の破損を引き起こすことはないが、放射性物質を貯蔵している設備であるため、その損傷によって放射性物質の放出のおそれがあることから PS-2 とした。	PS-2	PS-2
11	1 次冷却材の保持 (PS-1, PS-2 以外のもの)	計装配管	1 次冷却材の圧力、差圧、流量等の主要な小口径の計装配管には、弁、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるため PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		1 次ヘリウムサンプリング設備	原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲となる箇所については、オリフィスを設置しており、	PS-3	PS-3

			その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起回事象となるものであるのでPS-3とした。		
		1次ヘリウム貯蔵供給設備	1次ヘリウム貯蔵供給設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、貯蔵タンクの損傷等により、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、1次冷却材を内包しており、異常状態の起回事象となるものであるのでPS-3とした。	PS-3	PS-3
12	放射性物質の貯蔵	液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽	原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水設備等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。使用済燃料貯蔵建家内は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。 液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽は地下に設置されており、廃液槽の損傷等により、貯留している液体廃棄物が漏えいしたとしても敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。しかし、液体廃棄物の廃棄設備の損傷等による放射性物質の放出を考慮し、PS-3とした。	PS-3	PS-3
		保管廃棄施設	保管廃棄施設の損傷、又は固体廃棄物を収納している容器等の損傷が発生したとしても、固体状の放射性物質が外部へ拡散するおそれはなく、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはないことから、PS-3とした。	PS-3	PS-3
13	1次冷却材の循環	1次ヘリウム循環機	1次ヘリウム循環機による1次冷却材循環機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号(例:「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等)により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃	PS-3	PS-3

			料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。		
14	2 次冷却系の通常時冷却	2 次ヘリウム冷却設備	2 次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備による 2 次冷却系の冷却機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1 次加圧水冷却器加圧水流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		加圧水冷却設備		PS-3	PS-3
15	1 次・2 次ヘリウムの差圧維持	2 次ヘリウム貯蔵供給設備	2 次ヘリウム貯蔵供給設備による 1 次・2 次ヘリウムの差圧維持機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1 次・2 次ヘリウム差圧大」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。	PS-3	PS-3
16	電源	非常用発電機以外の設備	電源が喪失した場合には、原子炉保護設備の信号（例：「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、非常用発電機が起動し、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。	PS-3	PS-3
17	プラント計測・制御（安全保護機能を除く）	原子炉制御設備	プラントパラメータを安定に維持するための計測制御装置であり、その故障により、異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		原子炉計装		PS-3	PS-3
		プロセス計装		PS-3	PS-3
18	プラント補機	制御用圧縮空気設備 (MS-2 以外のもの)	制御用圧縮空気設備（MS-2 関連補機への制御用空気供給ラインの範囲以外）は、原子炉の運転等に必要な圧縮空気を供給するもので、機能を喪失しても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のお	PS-3	PS-3

			それはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。		
19	炉容器冷却設備の通常時冷却	炉容器冷却設備（通常時冷却）	炉容器冷却設備は、通常運転時において原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼働しており、通常運転時に炉容器冷却設備の機能を喪失したとしても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
20	実験・照射に供する機能	実験設備の一部（PS-2以外のもの）	原子炉冷却材と接触する以外の箇所については、機能を喪失しても燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないため、PS-3とした。	PS-3	PS-3
21	核分裂生成物の1次冷却材中への放散防止	被覆層	燃料粒子被覆層及び黒鉛スリーブは、発電炉の燃料被覆管に相当し、これらが破損しても、核分裂生成物は1次冷却材中に保持されることから敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低くおさえるものとして、PS-3とした。	PS-3	PS-3
		黒鉛スリーブ（金属性核分裂生成物のみ）		PS-3	PS-3
22	1次冷却材の浄化	1次ヘリウム純化設備	1次冷却材の浄化機能を喪失しても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低くおさえるものとして、PS-3とした。	PS-3	PS-3

異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
23	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。 したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止することは可能であるが、確実に未臨界を維持することを考慮して、制御棒系については、過度の放射線の影響を防止する設備として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
24	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（開機能）	1 次冷却設備の安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を担保する上で必要な機器であり、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
25	過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	スタンドパイプの上部に設置しているスタンドパイプ固定装置は、スタンドパイプ破損時の制御棒浮き上がり量を制限することにより過大な反応度が添加されないことを担保しており、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
26	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）	安全保護系（停止系）の重要度は、当該作動信号を受ける制御棒系の重要度と整合させ MS-1 とした。	MS-1	MS-1
27	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況の監視を行うとともに、事故対策等に必要の監視、制御、操作を行うために重要であることから安全上必須な設備として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
28	未臨界維持	後備停止系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガ	MS-2	MS-1

			<p>ス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。</p> <p>したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止できる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、後備停止系は MS-2 とした。</p>		
29	炉心冷却	補助冷却設備	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として炉心冷却機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。</p>	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
30	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器 (隔離弁を含む)	<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される研究炉建家及び排気筒に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR では、発電炉に比べて事故時に想定される原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さく、発電炉の格納容器スプレー系のような特別な設備がなくても、原子炉格納容器温度及び圧力制限値を超えることはない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時において、当該安全機能が損なわれても核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができるため、原子炉格納容器（隔離弁を含む）の閉じ込め機能に対する必要性は低い。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉格納容器（隔離弁を含む）は MS-2 とした</p>	MS-2	MS-1

		非常用空気浄化設備	「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用排気設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR で発生する核分裂生成物の量は、発電用軽水炉より十分小さく、また、事故時においても、燃料の温度上昇は小さく、多量かつ急激な破損は想定されない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時においても、核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として非常用空気浄化設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
31	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
32	原子炉停止後の除熱	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉停止後の除熱機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
33	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（工学的安全施設）	工学的安全施設である補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納容器（隔離弁を含む）、非常用空気浄化設備の重要度と整合させ MS-2 とした。	MS-2	MS-1
34	放射性物質放出の低減	排気管	1 次ヘリウム純化設備（PS-2）の配管が破損すると、1 次冷却材とともに核分裂生成物がサ	MS-2	MS-2

			ービスエリア内に放出する。この場合、サービスエリア内に放出された核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を介して排気管より放出されることから、非常用空気浄化設備の重要度と整合させ MS-2 とした。		
35	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	事故時のプラント状態把握（停止、冷却、閉じ込めの監視）のために最小限必要となる情報提供系を異常状態への対応上特に重要な系統として MS-2 とした。	MS-2	MS-2
36	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	中央制御室外からの安全停止機能は、事故時には必要ないこと、及び発電炉における重要度分類を参考にして MS-2 とした。	MS-2	MS-2
37	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	中央制御室換気空調系は、仮に機能を喪失しても、運転員が中央制御室に留まらなくなるまでには時間余裕があり、その間で補修又は代替手段等に十分対応可能である。また、HTTR では、発電炉に比べ、事故後長期間運転員が留まる必要がないため、安全上必須な設備ではないが、異常状態への対応上特に重要な設備として MS-2 とした。	MS-2	MS-2
38	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	工学的安全施設の設備の関連系である非常用発電機、補機冷却設備、制御用圧縮空気設備は、工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたため、これらの設備の重要度と整合させ、MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		補機冷却水設備		MS-2	MS-1
		制御用圧縮空気設備		MS-2	MS-1
		直流電源設備	工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたことから、これらの設備の重要度分類と整合させ、直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2 とした。また、原子炉停止系及びこれに関する安全保護系（停止系）を MS-1 としているが、「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用電源設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、原子炉停止系はフェイルセーフの設計となっていることから、安全保護系（停止系）への電源供給としての直流電源設備、安全保護系用交流	MS-2	MS-1
		安全保護系用交流無停電電源装置		MS-2	MS-1

			無停電電源装置は、MS-2 とした。			
39	出力上昇の抑制	制御棒引抜阻止インターロック	運転時の異常な過渡変化があっても MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和するものであるため、MS-3 とした。	MS-3	MS-3	
		制御棒パターンインターロック		MS-3	MS-3	
40	炉心の除熱量の減少の抑制	加圧水循環ポンプの電流しゃ断器		MS-3	MS-3	
		1 次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック		MS-3	MS-3	
		2 次加圧水冷却器加圧水流量低インターロック		MS-3	MS-3	
41	原子炉冷却材圧力バウンダリの温度上昇の抑制	ヘリウム循環機の周波数変換器(停止機能)		MS-3	MS-3	
42	過冷却による反応度添加の抑制	ヘリウム循環機の周波数変換器(最大回転数の制限機能)		MS-3	MS-3	
43	緊急時の防災対策上重要なもの及び異常状態の把握	事故時サンプリング系		事故の進展に直接影響する機能ではないが、異常状態への対応上必要な設備として、MS-3 とした。	MS-3	MS-3
		通信連絡設備			MS-3	MS-3
		放射線監視設備			MS-3	MS-3
		事故時監視計器の一部	MS-3		MS-3	
		消火設備	MS-3		MS-3	
		安全避難通路	MS-3		MS-3	
		非常用照明	MS-3		MS-3	

1.3.2 気象等

該当無し

1.3.3 設備等

該当無し

2. HTTR 原子炉施設
安全上の機能別重要度分類及び重要安全施設
の選定について
(適合性説明資料)

目 次

1. はじめに
2. 安全上の機能別重要度分類
 2. 1 選定の基本方針
 2. 2 高温工学試験研究炉（HTTR）の特徴
 2. 3 安全上の機能別重要度分類
 2. 4 分類の適用の原則
3. 重要安全施設の選定
 3. 1 選定の基本方針
 3. 2 第 6 条に関する重要安全施設
 3. 3 第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設
 3. 4 第 28 条に関する重要安全施設

-添付資料-

- 添付資料 1 HTTR の安全に関する特徴
- 添付資料 2 HTTR の運転実績及び安全性実証試験
- 添付資料 3 第 6 条に関する重要安全施設の選定結果
- 添付資料 4 第 12 条及び第 28 条に係る重要安全施設に係る適合性

1. はじめに

本資料は、HTTR 原子炉施設（以下「HTTR」という。）の安全施設における安全上の機能別重要度分類及び安全上特に重要度の高い安全施設（以下「重要安全施設」という。）の選定について、「試験研究の用に供する原子炉施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」への適合性を示すものである。

HTTR では、国内初の高温ガス炉として平成元年に設置許可申請をしているが、当時、高温ガス炉に関する指針類は存在しておらず、HTTR の安全設計の妥当性判断の拠り所としては、発電用原子炉施設の指針類に依らざるを得ない状況であり、かつ、HTTR の特徴を反映した設計方針について十分な理解を得るには技術的知見の蓄積が不足していた状況であった。このため、安全上の機能別重要度についても発電用原子炉施設の指針類を参考として分類していた。

今般、新規制基準として制定された設置許可基準規則では、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類については、「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（以下「研究炉の重要度分類の考え方）」という。」を参考とすることが規定された。

そこで、HTTR では、設置許可基準規則に基づき、グレーデッドアプローチの思想に則り、これまで蓄積された HTTR での運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して、より合理的な安全上の機能別重要度分類への見直しを図った。その後、重要度分類された安全施設の中から、許可基準規則に従い重要安全施設について選定を行った。

本資料の構成としては、2. に HTTR の特徴・経験を踏まえた安全上の機能別重要度分類について記載する。3. に重要安全施設について、HTTR の特徴・経験を踏まえて選定した考え方及び選定した結果について記載する。

安全上の機能別重要度分類等の見直しに係る検討フローを下図に示す。

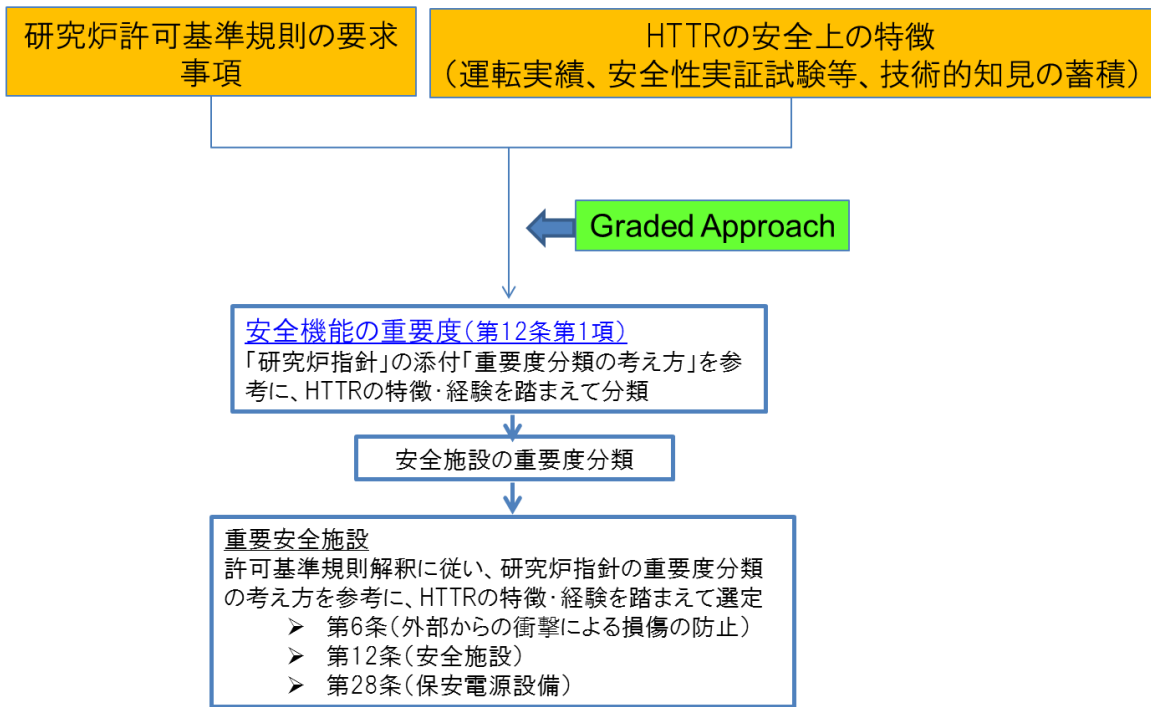


図 安全上の機能別重要分類の見直し検討フロー

2. 安全上の機能別重要度分類

2. 1 選定の基本方針

HTTRの安全機能の相対的重要度を、「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」の「研究炉の重要度分類の考え方」の基本的な考え方、及び基本的な考え方において示される高出力炉における重要度分類例を参考に、HTTRの特徴を踏まえて定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。

2. 2 HTTRの安全上の特徴

安全上の重要度分類を定めるに当たり、考慮するHTTRの主要な特徴は、次のとおりである。(添付資料1)

(1) 発電用軽水炉と比べて、原子炉の熱出力、発熱密度は低く、原子炉の炉心で蓄積される核分裂生成物の量は少ないため、潜在的リスクは小さい。一方、水冷却型試験研究用原子炉と比べ冷却材の温度、圧力が高いことを考慮する必要がある。

(2) 原子炉は、セラミックス等で多重被覆した被覆燃料粒子、減速材及び構造材として黒鉛、冷却材としてヘリウムガスを用いる。

燃料は、耐熱性に優れ、燃料最高温度が1,600℃以下ならば核分裂生成物の保持機能が損なわれることはない。

炉心構造物の黒鉛は、耐熱性に優れ、高温でも炉心構成材としての健全性を保つことができる。

ヘリウムガスは、化学的に不活性で構造材との化学反応はない。また、冷却材の相変化による冷却条件の急激な変化はない。

(3) 炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を有する。

事故時の炉心の温度上昇は発電用軽水炉に比べると極めて緩慢であり、事故の拡大を防止するための処置をとる時間的余裕が大きい。

(4) 万一、冷却材喪失時に制御棒が挿入されなくても、固有の特性により原子炉の核出力は低下する。この場合に、炉心の強制冷却を行わなくても、原子炉圧力容器外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能である。

高温工学試験研究炉を用いた安全性実証試験(特殊運転として実施)によって、炉心流量が喪失した場合に制御棒挿入操作を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、固有の特性により原子炉が安定な状態に維持されることが実証されている。(添付資料2)

2. 3 安全上の機能別重要度分類

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

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

また、「研究炉の重要度分類の基本的な考え方」によると、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たすべき安全機能の性質に応じて、表1の定義に基づき分類することが示されており、それに従う。

上記に基づく原子炉施設の安全上の機能別重要度分類の考え方と分類結果を第2表に示す。また、参考として、HTTR設置当初の重要度分類を併せて示す。

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

- ① 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。
- ② クラス 2: 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- ③ 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。

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義

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

表2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能

異常発生防止機能を有するもの (PS)

No,	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス*	
				見直し後	設置当初
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を構成する機器配管系 (計装等の小口径配管機器は除く)	HTTR で、核分裂生成物の多量放出の可能性を潜在的に有する事故を要因により大別すると、反応度事故、水侵入事故及び減圧事故が挙げられる。このうち、水侵入事故及び減圧事故の発生防止のため、原子炉冷却材圧力バウンダリをPS-1とした。	PS-1	PS-1
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ	上記に挙げた事故のうち、反応度事故について、万一站ドパイプが破断した場合には、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外に放出され1次冷却材圧力が減圧する。したがって、反応度事故の発生防止のため、スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャーをPS-1とした。	PS-1	PS-1
		スタンドパイプクロージャー		PS-1	PS-1
3	炉心の形成	炉心支持鋼構造物(炉心拘束機構の拘束バンドは除く)及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子のFP保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し安定な状態に維持できること、及び冷却機能喪失時にも、炉心が自然に冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。	PS-1	PS-1
4	炉心の形成	炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック)	これらの性能を担保する上では、炉心支持鋼構造物(拘束バンドを除く)及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))は欠かせないため、これらをPS-1とした。	PS-2	PS-1
		炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支	一方、拘束バンドが損傷したとしても、また、炉心構成要素及び炉心支持	PS-2	PS-1

		<p>持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）</p>	<p>黒鉛構造物(サポートポスト（支持機能のみ）を除く)が損傷したとしても、サポートポストの鉛直荷重の支持機能、レストレイントリングの水平荷重の支持機能、及び炉心支持板と炉心支持格子の鉛直荷重の支持機能をPS-1として維持することにより、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物を一体化して自然放熱による炉心の冷却が行える炉心の形状を維持することができる。すなわち、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト（支持機能のみ）を除く)や拘束バンドの損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展することはないため、炉心構成要素、炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド、炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）は、PS-2とした。</p> <p>なお、従来は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止や原子炉停止後の除熱機能として、補助冷却設備による冷却機能を期待していた。そのためには、炉内で冷却材流路を形成する必要があることから、拘束バンドや炉心支持黒鉛構造物をPS-1としていた。</p>		
5	<p>放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）</p>	<p>原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール（冠水維持機能）及び貯蔵ラック（上蓋を除く）</p>	<p>使用済燃料貯蔵設備は、1基あたりの貯蔵ラックに収納する使用済燃料体の数が限られているため、万一、貯蔵ラックの機能が一部喪失したとしても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。</p> <p>原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵プールの損傷により、プール水の冠水維持ができなくなると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、原子炉内の燃料に比べて発熱量は小さく燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵プールには漏水検知器を設置しており、貯蔵プールからの漏水を検知するとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵プール及び貯蔵ラックをPS-2とした。</p>	PS-2	PS-2
		<p>使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック（上蓋を除く）</p>			

			<p>使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵セルの損傷により、貯蔵ラックの冷却機能が喪失すると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、使用済燃料貯蔵建家へは十分（2年以上）冷却、減衰させてから移動するので、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵セル内の雰囲気温度を監視しており、異常を検知できるとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵セル及び貯蔵ラックをPS-2とした。</p>		
6	1次冷却材の内蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く）	1次ヘリウム純化設備	<p>1次ヘリウム純化設備の配管が破損すると、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏えいする。1次冷却材がサービスエリア内に放出されると、サービスエリア内の圧力が上昇して、核分裂生成物が原子炉外へ放出される可能性があるが、この場合には、原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器隔離弁が閉止し、原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあることからPS-2とした。</p>	PS-2	PS-2
7	安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁（吹止り機能）	<p>何らかの要因により安全弁の吹止まり機能が喪失した場合には、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が減少し、燃料温度の上昇あるいは原子炉出口冷却材温度の上昇が考えられるが、1次冷却材の吹き出し箇所が限定されており、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないことから、PS-2とした。</p>	PS-2	PS-2
8	実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部	<p>燃料照射キャプセル試験中に、照射試験用実験設備のスweepガス配管が破損すると、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏えいし、核分裂生成物が原子炉圧力容器外へ放出される可能性がある。この場合、グローブボックス内ガス濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止され核分裂生成物の過度の放出を防止する。スweepガス配管</p>	PS-2	PS-2

			が破損したとしても、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、原子炉の停止及び冷却機能を損なうことはなく、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして、PS-2 とした。		
9	燃料の安全な取扱い	燃料交換機	燃料取扱中に燃料の多量の破損、敷地外への放射性物質の放出のおそれがあるものとしては、燃料取扱中の燃料体の落下が考えられる。燃料体の取扱いは、1体ずつ行うため、万一落下を想定しても影響範囲は限定され、燃料の多量の破損を引き起こすことはないが、燃料交換機のシール部が破損し気密性が喪失した場合には、燃料交換機内の雰囲気は建家内へ漏えいする可能性があるため、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとしてPS-2 とした。	PS-2	PS-2
10	放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	気体廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設では、燃料を取り扱わないため燃料の破損を引き起こすことはないが、放射性物質を貯蔵している設備であるため、その損傷によって放射性物質の放出のおそれがあることからPS-2 とした。	PS-2	PS-2
11	1次冷却材の保持 (PS-1, PS-2 以外のもの)	計装配管	1次冷却材の圧力、差圧、流量等の主要な小口径の計装配管には、弁、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるためPS-3 とした。	PS-3	PS-3
		1次ヘリウムサンプリング設備	原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲となる箇所については、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるためPS-3 とした。	PS-3	PS-3

		1次ヘリウム貯蔵供給設備	1次ヘリウム貯蔵供給設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、貯蔵タンクの損傷等により、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、1次冷却材を内包しており、異常状態の起因事象となるものであるので PS-3 とした。	PS-3	PS-3
12	放射性物質の貯蔵	液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽	原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水設備等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。使用済燃料貯蔵建家内は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。 液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽は地下に設置されており、廃液槽の損傷等により、貯留している液体廃棄物が漏えいしたとしても敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。しかし、液体廃棄物の廃棄設備の損傷等による放射性物質の放出を考慮し、PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		保管廃棄施設	保管廃棄施設の損傷、又は固体廃棄物を収納している容器等の損傷が発生したとしても、固体状の放射性物質が外部へ拡散するおそれはなく、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはないことから、PS-3 とした。	PS-3	PS-3
13	1次冷却材の循環	1次ヘリウム循環機	1次ヘリウム循環機による1次冷却材循環機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとして PS-3 とした。	PS-3	PS-3
14	2次冷却系の通常時冷却	2次ヘリウム冷却設備	2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備による2次冷却系の冷却機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器加圧水流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のお	PS-3	PS-3
		加圧水冷却設備		PS-3	PS-3

			それはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。		
15	1次・2次ヘリウムの差圧維持	2次ヘリウム貯蔵供給設備	2次ヘリウム貯蔵供給設備による1次・2次ヘリウムの差圧維持機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号（例：「1次・2次ヘリウム差圧大」等）により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
16	電源	非常用発電機以外の設備	電源が喪失した場合には、原子炉保護設備の信号（例：「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）により原子炉は自動停止するとともに、非常用発電機が起動し、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
17	プラント計測・制御（安全保護機能を除く）	原子炉制御設備	プラントパラメータを安定に維持するための計測制御装置であり、その故障により、異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
		原子炉計装		PS-3	PS-3
		プロセス計装		PS-3	PS-3
18	プラント補機	制御用圧縮空気設備 (MS-2以外のもの)	制御用圧縮空気設備（MS-2関連補機への制御用空気供給ラインの範囲以外）は、原子炉の運転等に必要な圧縮空気を供給するもので、機能を喪失しても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
19	炉容器冷却設備の通常時冷却	炉容器冷却設備（通常時冷却）	炉容器冷却設備は、通常運転時において原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼働しており、通常運転時に炉容器冷却設備の機能を喪失したとしても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
20	実験・照射に供する機能	実験設備の一部（PS-2以外のもの）	原子炉冷却材と接触する以外の箇所については、機能を喪失しても燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の	PS-3	PS-3

			放出のおそれはないため、PS-3 とした。		
21	核分裂生成物の 1 次冷却材中への放散防止	被覆層	燃料粒子被覆層及び黒鉛スリーブは、発電炉の燃料被覆管に相当し、これらが破損しても、核分裂生成物は 1 次冷却材中に保持されることから敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低くおさえるものとして、PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		黒鉛スリーブ (金属性核分裂生成物のみ)		PS-3	PS-3
22	1 次冷却材の浄化	1 次ヘリウム純化設備	1 次冷却材の浄化機能を喪失しても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低くおさえるものとして、PS-3 とした。	PS-3	PS-3

異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス*	
				見直し後	設置当初
23	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。 したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止することは可能であるが、確実に未臨界を維持することを考慮して、制御棒系については、過度の放射線の影響を防止する設備として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
24	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（開機能）	1次冷却設備の安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を担保する上で必要な機器であり、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
25	過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	スタンドパイプの上部に設置しているスタンドパイプ固定装置は、スタンドパイプ破損時の制御棒浮き上がり量を制限することにより過大な反応度が添加されないことを担保しており、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
26	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）	安全保護系（停止系）の重要度は、当該作動信号を受ける制御棒系の重要度と整合させ MS-1 とした。	MS-1	MS-1
27	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況の監視を行うとともに、事故対策等に必要の監視、制御、操作を行うために重要であることから安全上必要な設備として MS-1 とした。	MS-1	MS-1
28	未臨界維持	後備停止系	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィー	MS-2	MS-1

			<p>ドバック特性を有しており、被覆燃料粒子のFP保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。</p> <p>したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止できる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、後備停止系はMS-2とした。</p>		
29	炉心冷却	補助冷却設備	<p>HTTRを用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として炉心冷却機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。</p>	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
30	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器 (隔離弁を含む)	<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される研究炉建屋及び排気筒に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTRでは、発電炉に比べて事故時に想定される原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さく、発電炉の格納容器スプレー系のような特別な設備がなくても、原子炉格納容器温度及び圧力制限値を超えることはない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時において、当該安全機能が損なわれても核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができるため、原子炉格納容器(隔離弁を含む)の閉じ込め機能に対する必要性は低い。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉格納容器(隔離弁を含む)はMS-2とした</p>	MS-2	MS-1
		非常用空気浄化設備		<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用排気設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTRで発生する核</p>	MS-2

			<p>分裂生成物の量は、発電用軽水炉より十分小さく、また、事故時においても、燃料の温度上昇は小さく、多量かつ急激な破損は想定されない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時においても、核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として非常用空気浄化設備はMS-2とした。</p>		
31	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	補助冷却設備	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。</p>	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
32	原子炉停止後の除熱	補助冷却設備	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉停止後の除熱機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備はMS-2とした。</p>	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
33	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（工学的安全施設）	<p>工学的安全施設である補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納容器（隔離弁を含む）、非常用空気浄化設備の重要度と整合させMS-2とした。</p>	MS-2	MS-1
34	放射性物質放出の低減	排気管	<p>1次ヘリウム純化設備（PS-2）の配管が破損すると、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に放出する。この場合、サービスエリア内に放出された核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を介して排気管より放出されることから、非常用空気浄化設備の重要度と整合させMS-2とした。</p>	MS-2	MS-2
35	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	<p>事故時のプラント状態把握（停止、冷却、閉じ込めの監視）のために最小限必要となる情報提供系を異常状態への対応上特に重要な系統としてMS-2とした。</p>	MS-2	MS-2

36	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	中央制御室外からの安全停止機能は、事故時には必要ないこと、及び発電炉における重要度分類を参考にして MS-2 とした。	MS-2	MS-2
37	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	中央制御室換気空調系は、仮に機能を喪失しても、運転員が中央制御室に留まなくなるまでには時間余裕があり、その間で補修又は代替手段等に十分対応可能である。また、HTTR では、発電炉に比べ、事故後長期間運転員が留まる必要がないため、安全上必須な設備ではないが、異常状態への対応上特に重要な設備として MS-2 とした。	MS-2	MS-2
38	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	工学的安全施設の設備の関連系である非常用発電機、補機冷却設備、制御用圧縮空気設備は、工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたため、これらの設備の重要度と整合させ、MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		補機冷却水設備		MS-2	MS-1
		制御用圧縮空気設備		MS-2	MS-1
		直流電源設備	工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたことから、これらの設備の重要度分類と整合させ、直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2 とした。また、原子炉停止系及びこれに関する安全保護系（停止系）を MS-1 としているが、「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用電源設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、原子炉停止系はフェイルセーフの設計となっていることから、安全保護系（停止系）への電源供給としての直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		安全保護系用交流無停電電源装置		MS-2	MS-1
39	出力上昇の抑制	制御棒引抜阻止インターロック	運転時の異常な過渡変化があっても MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和するものであるため、MS-3 とした。	MS-3	MS-3
		制御棒パターンインターロック		MS-3	MS-3
40	炉心の除熱量の減少の抑制	加圧水循環ポンプの電流しゃ断器		MS-3	MS-3
		1次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック		MS-3	MS-3

		2次加圧水冷却器加圧水流量低 インターロック		MS-3	MS-3
41	原子炉冷却材圧力バウ ンダリの温度上昇の抑 制	ヘリウム循環機の周波数変換器 (停止機能)		MS-3	MS-3
42	過冷却による反応度添 加の抑制	ヘリウム循環機の周波数変換器 (最大回転数の制限機能)		MS-3	MS-3
43	緊急時の防災対策上重 要なもの及び異常状態 の把握	事故時サンプリング系	事故の進展に直接影響する機能ではないが、異常状態への対応上必要な設備と して、MS-3とした。	MS-3	MS-3
		通信連絡設備		MS-3	MS-3
		放射線監視設備		MS-3	MS-3
		事故時監視計器の一部		MS-3	MS-3
		消火設備		MS-3	MS-3
		安全避難通路		MS-3	MS-3
		非常用照明		MS-3	MS-3

※網掛けはクラスを変更したもの

2. 4分類の適用の原則

HTTR の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- (1) 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器(以下「当該系」という。)が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器(以下「関連系」という。)の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - b. 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- (2) 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3) 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のものの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4) 重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

3. 重要安全施設の選定

3. 1 選定の基本方針

原子炉施設は、試験炉設置許可基準規則第 6 条及び第 28 条における重要安全施設並びに第 12 条安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設（以下「重要安全施設等」という。）に対する要求事項に基づく重要安全施設等について設定し、試験炉設置許可基準規則へ適合させる設計とする。

選定に当たっては、設計範囲内において想定する事象が発生した場合に、当該事象の影響を緩和し、設計基準事象の拡大を防止することにより、燃料の多量の破損を引き起こすことなく、一般公衆を過度の被ばくから防護するという安全確保の基本的な考え方のもとに、重要安全施設を選定する。当該重要安全施設は、高温ガス炉の特性とあいまって、安全機能を有する構築物、系統及び機器により「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を確保することによりこの目的を達成する。

3. 2 第 6 条に関する重要安全施設

3. 2. 1 要求事項

試験炉許可基準規則では、第 6 条第 2 項に定める重要安全施設は、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ことが規定されている。また、解釈において、第 2 項に規定する重要安全施設は、「研究炉の重要度分類の基本的な考え方」の「4.（1）自然現象に対する設計上の考慮」を参考とすることが規定されている。

3. 2. 2 重要安全施設の選定

HTTR では、上記「4.（1）自然現象に対する設計上の考慮」を参考とし、高温ガス炉の特性等を考慮した上で、第 6 条に関する重要安全施設を選定する。

また、試験炉許可基準規則の解釈の冒頭で「*試験炉設置許可基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、試験炉設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、試験炉設置許可基準規則に適合するものと判断する*」と謳われており、HTTR では想定する自然現象に対して、高温ガス炉の特性を考慮した上で十分な保安水準を確保できるように本重要安全施設を選定する。ここで、「十分な保安水準を確保する」とは、想定する自然現象に対して、燃料の多量の破損を防止し、一般公衆へ過度の被ばくを及ぼさないように、原子炉を「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」こと、及び「使用済燃料を冷却する」ことを、技術的根拠をもって示すことであると考えらる。

想定される自然現象に対して、高温ガス炉の特性を考慮した安全確保のために必要な機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、及び「使用済燃料冷却」）は次に示すとおりであり、選定にあたってはこれらの機能が確保できるよう考慮する。なお、冷やすための炉心冷却機能について、HTTR では、自然現象を含む外部衝撃に対して、炉心の形成が維持で

きれば、高温ガス炉の特性から自然放熱により炉心の冷却が可能である。

- ① 原子炉の緊急停止機能 (MS)
- ② 放射性物質の閉じ込め機能 (原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統) (PS)
- ③ 原子炉の停止及び放射性物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能 (MS)
- ④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能 (PS)

これらの安全確保のために必要な機能を、異常の発生防止機能を有する SSC (PS) 及び異常時の影響緩和機能を有する SSC (MS) によって達成することにより、燃料の多量の破損を引き起こすことなく、一般公衆を過度の被ばくから防護する。

以上を踏まえて、「4. (1) 自然現象に対する設計上の考慮」に示される定義と安全確保のための必要な安全機能を考慮し、下図に示すフローにより検討した。その結果、外部からの衝撃による損傷の防止に対する重要安全施設は、安全機能を有する SSC の中から以下の系統を選定している (下表)。(添付資料3)

- 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

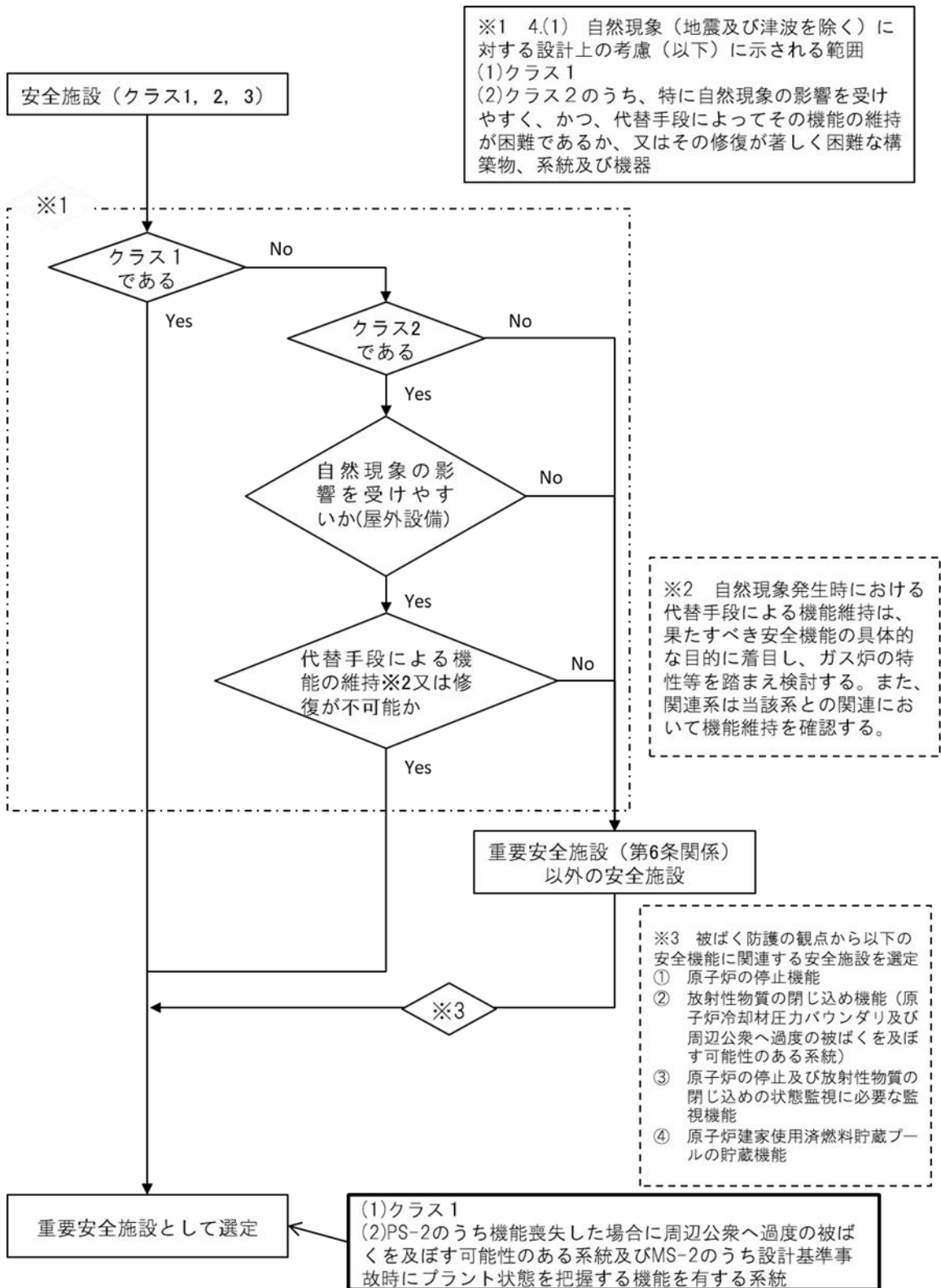


図 試験炉許可基準規則第6条の重要安全施設の選定に係るフロー

表 第6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を構成する機器配管系
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック
5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備（原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲）
6	実験・照射の関連機能 （核分裂生成物の放散防止）	実験設備の一部
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系
8	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
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備
13		安全保護系用交流無停電電源装置

3. 3 第 12 条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

3. 3. 1 要求事項

試験炉許可基準規則では、第 12 条第 2 項に規定されている安全機能の重要度が特に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（従属要員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ことが規定されている。また、解釈において、これらは「研究炉の重要度分類の基本的な考え方」の「4.（2）信頼性に対する設計上の考慮」に示されるものを参考とすることが規定されている。

3. 3. 2 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設の選定

HTRR では、上記「4.（2）信頼性に対する設計上の考慮」を参考とし、以下の系統を選定する。

- 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

ここで、①の「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」とは、設計基準事故時等に閉となり、異常の影響緩和機能（MS）を果たす弁である。また、③の「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」とは、具体的には運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための系統であり、「4. (2) 信頼性に対する設計上の考慮」の (b) に掲げられる、「異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統」を含んでいると考えている。

上記①～③の系統は、当該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、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設計とする。該当する安全施設の選定結果を第 4 表に示す。

また、①～③の系統に対して、単一故障の想定の要否を検討した結果を添付資料 5 に示す。

第3表 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設

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、放射線の遮へい 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

3. 4 第 28 条に関する重要安全施設

3. 4. 1 要求事項

試験炉許可基準規則では、第 28 条第 1 項では、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、電力系統に連系することが規定されている。また、解釈において、第 1 項に規定する重要安全施設については、「研究炉の重要度分類の基本的な考え方」の「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」に示されるものを参考とすることが規定されている。

3. 4. 2 重要安全施設の選定

HTTR では、上記「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」を参考とし、以下の系統を選定する。

- 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

ここで、①の「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」とは、設計基準事故時等に閉となり、異常の影響緩和機能 (MS) を果たす弁である。また、③の「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」とは、具体的には運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための系統であり、「4. (2) 信頼性に対する設計上の考慮」の (b) に掲げられる、「異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統」を含んでいると考えている。

上記①～③の系統は、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、商用電源又は非常用電源のいずれからも電気の供給を受けられる設計とする。該当する安全施設の選定結果を第 4 表に示す。

また、①～③の系統に対して、非常用電源からの供給の要否を検討した結果を添付資料 4 に示す。

第3表 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、放射線の遮へい 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

添付資料1 HTTRの安全に関する特徴

HTTRの安全に関する特徴は、発電用原子炉施設との比較において以下のように整理することが出来る。また、HTTRと発電用原子炉施設の主要諸元を表1に示す。

(1) 内包エネルギー・インベントリーについて

- ・原子炉出力30MWtは、発電用原子炉施設と比べて低出力(1/100)である。
- ・被覆燃料粒子の核分裂生成物(FP)閉じ込め性能が極めて高く、炉内の蓄積FPが格段に少ない

(2) 冷却材・燃料・炉心構成要素について

- ・冷却材にはヘリウムガス、燃料はセラミック被覆燃料粒子、炉心構成要素に高純度の黒鉛を使用している。
- ・ヘリウムガスは不活性で構造材との化学反応が極めて起こりにくい、冷却材の相変化による冷却条件の急激な変化はない。
- ・燃料は耐熱性に優れ1,600℃以下ならばFP保持機能が損なわれることはない、炉心の熱容量が圧倒的に大きい。

以上のことから、発電用原子炉施設に比べて事故時の事象進展が穏やかで、炉心損傷及びFP放散を起こし難い。

(3) 原子炉停止機能について

- ・HTTRを用いた安全性実証試験により、炉心の冷却材流量が喪失した場合に制御棒挿入が行われなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉が安定な状態に維持されることを実証している。

以上のことから、万一、原子炉スクラムに失敗しても安全に収束することが可能であり、原子炉停止機能への期待度は発電用原子炉施設ほど高くない。

(4) 炉心冷却機能について

- ・冷却材喪失時に制御棒が挿入されなくても、固有の特性により原子炉の出力は低下する。この場合に、炉心の強制冷却を行わなくても、原子炉圧力容器外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能である。HTTRを用いた安全性実証試験により、炉心冷却材流量が喪失した場合に制御棒が挿入されなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉が安定な状態に維持されることを実証している。

以上のことから、炉心冷却機能に対する期待度は発電用原子炉施設ほど高くない。

(5) 放射性物質の閉じ込め機能について

- ・炉内蓄積FPが格段に少なく、かつ、被覆燃料粒子のFP閉じ込め性能が極めて高く、系外へ

の放出率は極めて小さい。

以上のことから、閉じ込め機能に対する期待度は発電用原子炉施設ほど高くない。

(6) 使用済燃料の冷却機能について

- ・使用済燃料の冷却機能が喪失しても、燃料の損傷に至るまでに相当の時間的余裕がある。

以上のことから、使用済燃料の冷却については、マネジメントによる対応を高い信頼性で講じることが可能である。

表1 HTTR と発電用原子炉施設の諸元比較

	「HTTR」	軽水型発電炉(BWR)
出力	30,000 kW	3,300,000 kW
冷却材の種類	ヘリウム	水
炉内温度(冷却材)	約395/850又は950°C(入口/出口)	約285°C
炉内圧力	約4 MPa	約7 MPa
ヒートシンク	大気	海水
緊急炉心冷却システム	不要	必要
崩壊熱除去手段	自然循環により冷却できる	ポンプにより強制循環で冷却
炉心に内蔵する放射能	希ガス: 約 5.0×10^{17} Bq ヨウ素: 約 2.9×10^{17} Bq	希ガス: 約 3.2×10^{19} Bq ヨウ素: 約 3.1×10^{19} Bq

添付資料2 HTTRの運転実績及び安全性実証試験

HTTRの運転実績及び安全性実証試験について以下に記載する。

1. 運転実績について

HTTRのこれまでの運転実績及び運転から得られた主要な成果を表1及び図1に示す。HTTRでは、臨界試験、出力上昇試験（原子炉出口冷却材温度850/950℃、単独運転/並列運転）、連続運転（原子炉出口冷却材温度850℃/30日、950℃/50日）等による運転データを取得し、HTTRの性能が設計通りであること及び解析手法の妥当性を確認している。

表1 HTTRの運転実績

年度	設計方針の確証試験	安全性の確証試験	備考
1998	RP-1 (臨界試験, 23°C, 0日)		
1999	RP-2 (0MW, 120°C~150°C, 0日)		仮設機器の電源ラインヒューズの溶断による原子炉スクラム
2000	RP-3 (9MW, 320°C, 6.5日) RP-4 (16.5MW, 500°C, 2日)		ガス循環機用振動センサの疑似信号による原子炉スクラム
2001	RP-5 (20MW, 600°C, 14日) RP-6 (20MW, 665°C, 23日) RP-7 (30MW, 850°C, 43日)		商用電源喪失による原子炉スクラム
2002	RP-8 (30MW, 850°C, 33日)	CR-1 (9MW)	
2003		GC-1 (9MW, 2/3 Flow) GC-2 (9MW, 1/3 Flow) CR-2 (15MW)	ガス循環機の電圧監視リレーの誤動作による原子炉スクラム
2004	RP-9 (30MW, 950°C, 43日)	GC-3 (18MW, 2/3 Flow) GC-4 (18MW, 1/3 Flow) GC-5 (18MW, 98% Flow) CR-3 (15MW)	
2005			誤操作による原子炉スクラム 後備停止系装置電動プラグの不具合 商用電源喪失による原子炉スクラム 広領域中性子検出器の高圧電源ケーブルの接触不良
2006		GC-6 (24MW, 1/3 Flow) GC-7 (24MW, 98% Flow) CR-4 (24MW)	ボイラー制御盤内トランスの焼損 格納容器内圧力上昇に対する原子炉停止
2007	RP-10 (30MW, 850°C, 連続 30日)	GC-8 (30MW, 1/3 Flow) GC-9 (30MW, 98% Flow)	
2008			制御棒交換
2009	RP-11 (30MW, 950°C, 連続 50日)		
2010	RS-12 (9MW, 320°C, 8.5日) RS-13 (9MW, 320°C, 7.5日)	GC-10 (9MW, 0/3 Flow) GC/VCS-1 (9MW, 0/3+1/2 Flow)	広領域中性子検出器の交換
2011			震災(2011.3.11)
再稼働後、直ちに実施する試験		GC/VCS-2 (9MW, 0/3+0/2 Flow) GC-11 (24MW, 0/3 Flow) GC-12 (30MW, 0/3 Flow)	

RP: 出力上昇試験、 CR: 制御棒引き抜き試験、 GC: ガス循環機停止試験、 GC/VCS: 全ガス循環機停止&炉容器冷却系停止試験

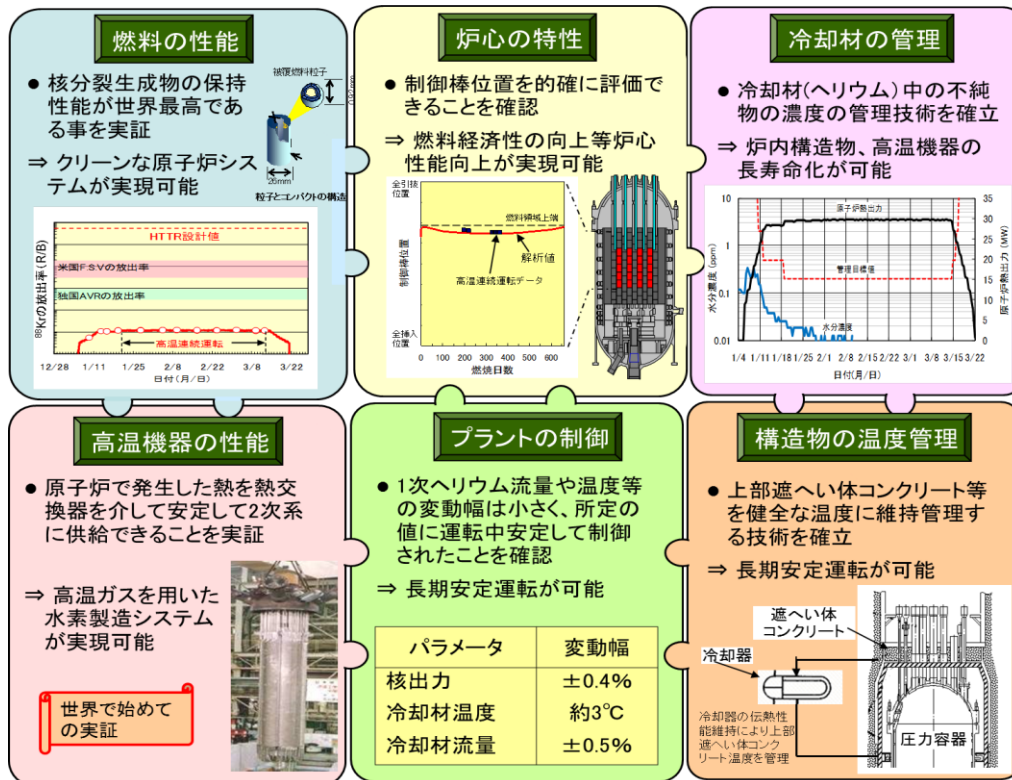


図1 HTTRの運転から得られた主要な成果
 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 パンフレットより

2. 安全性実証試験について

2. 1 安全性実証試験の概要

高温ガス炉は、固有の安全性に優れており、受動的な方法により過酷事故に至らない原子炉が実現可能である。このため、実際の原子炉であるHTTRを用いて、高温ガス炉の固有の安全性を定量的に実証し、安全評価手法を高度化させることを目的として、事故を模擬した安全性実証試験を実施する。

具体的には、以下を示すこととしている。

- ①冷却能力喪失時においても、受動的に原子炉を冷却でき、原子炉出力が安定し、燃料破損によるFP放出がないこと。
- ②反応度投入事象時においても、原子炉出力が安定し、燃料破損によるFP放出がないこと。

上記を示すため、安全性実証試験の試験項目の選定として、①に対しては、1.次系流量低下試験として、循環機停止試験、循環機3台停止試験、炉容器冷却設備停止試験等があり、②に対しては、制御棒引抜き試験がある。安全性実証試験の試験項目の選定概要を図2に示す。

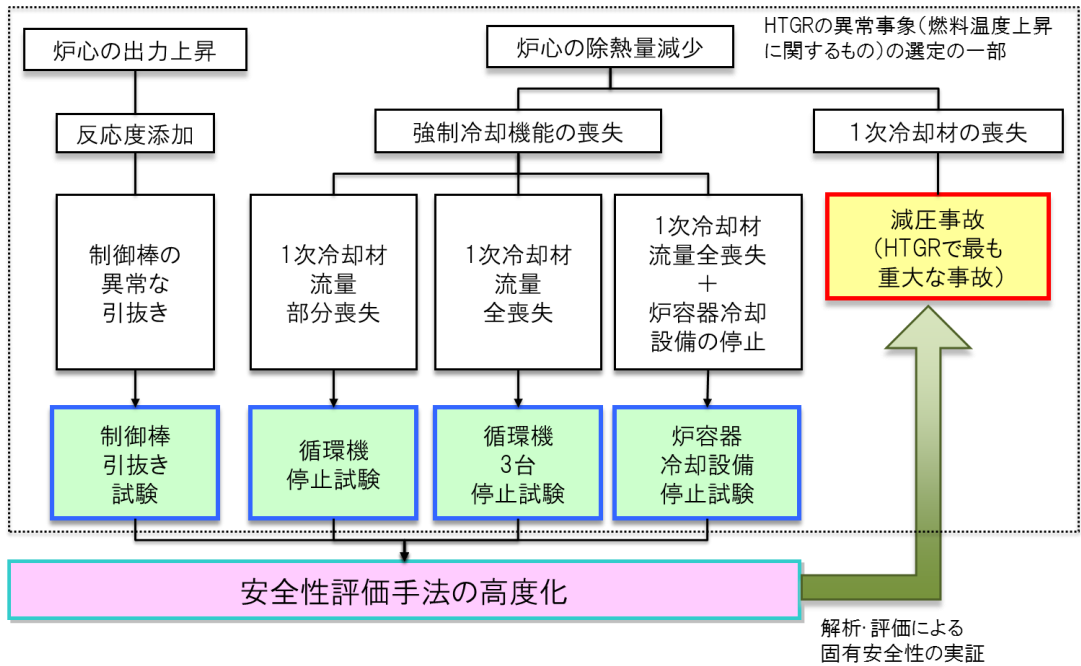


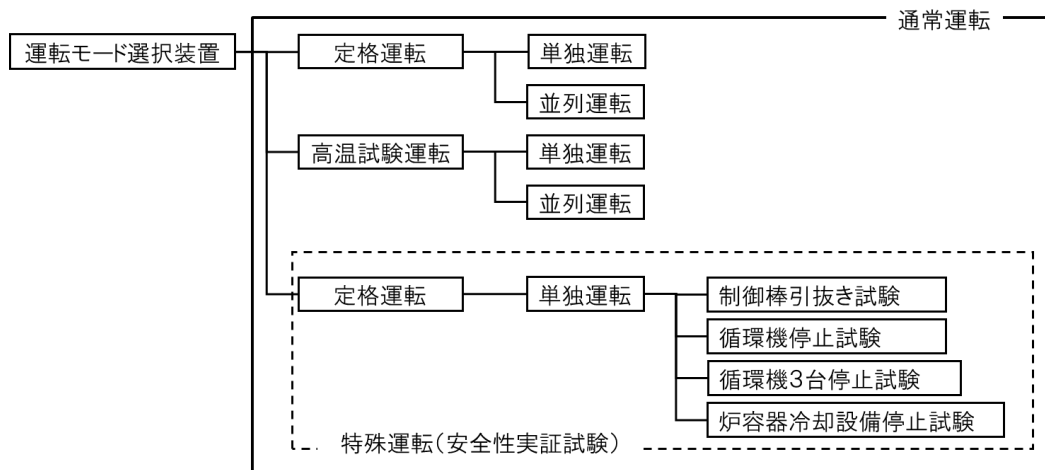
図2 安全性実証試験の試験項目の選定概要

2. 2 安全性実証試験の許可上の位置付け

安全性実証試験は、許可上は特殊運転に位置付けられている。試験は、国内で初めてとなる高温ガス炉の異常事象を模擬した試験であることから、原子炉の安全性を保つため、試験中の運転状態が通常運転の範囲（高温試験運転モード）を超えないように、運転モード選択装置により所定の制限（定格/単独運転モード等）を加えることにより行われる。試験中には、原子炉保護設備を生かしており、異常が発生した場合には、原子炉を停止（スクラム）させることにより、試験中の安全確保を図る。

なお、その結果、試験中に考えられる「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の結果は、すべて高温試験運転時に考えられる事象より結果が厳しくなることはないが、特殊運転の安全性の観点から、添付書類十に特殊運転時の異常として「循環機停止試験中の1次冷却材流量の減少」を選定している。

安全性実証試験（許可上は、特殊試験）の運転モード及び制限を図3に示す。



- 特殊運転上の制限**
- 「定格運転」及び「単独運転」で実施
 - 燃料温度及び原子炉圧力容器温度等が「通常運転の範囲」を超えない状態で実施
- 「定格運転」: 原子炉出力30MW時に原子炉出口冷却材温度が850℃となる運転
「単独運転」: 1次加圧水冷却器による約30MWの除熱運転
「通常運転の範囲」: 燃料温度、原子炉圧力容器温度等が高温試験運転時の所定の制限内にある。

図3 安全性実証試験の運転モード及び制限

2. 3 安全性実証試験の実績

安全性実証試験の実績を図4に示す。また、実施したそれぞれの試験概要及び安全機能上の重要度分類に関して得られた知見を以下に記載する。

試験	年度	H14	H15	H16 ~ H17	H18	H19 ~ H21	H22	H23 ~ H25	再稼働 後
		制御棒 引抜き	30% 50%	60%	—	30% 80%	—	—	
循環機 停止	1台 停止	30%	60%	—	—	—	—	—	—
	2台 停止	—	30% 60%	—	30% 80% 100%	—	—	—	—
循環機 3台停止					—	—	30%	—	100%
炉容器 冷却設備 停止					—	—	30% (予備試験*)	—	30% (全系停止)

* 炉容器冷却設備停止試験は全循環機を停止及び2系統ある炉容器冷却系を両系停止させる試験である。予備試験では全循環機を停止及び炉容器冷却系1系統を停止させる試験を行った。

図4 安全性実証試験の実績

2. 3. 1 制御棒引抜き試験

(1) 試験概要

制御棒引抜き試験は、炉心中央位置の制御棒（C 制御棒）を引抜くことにより、反応度投入を模擬する。また、出力制御系を切り離し、C 制御棒以外の 15 対の制御棒を試験開始位置に保持することにより、原子炉出力制御系の不作動を模擬する。

(2) 得られた知見

反応度投入時でも、炉心の大きな負の反応度フィードバック特性のみにより、原子炉出力の急激な上昇が抑制され、所定の値に静定することを確認した。また、反応度投入時でも、大きい炉心熱容量により炉心温度上昇は緩慢であることを確認した。

制御棒引抜き試験概要及び結果を図 5 に示す。

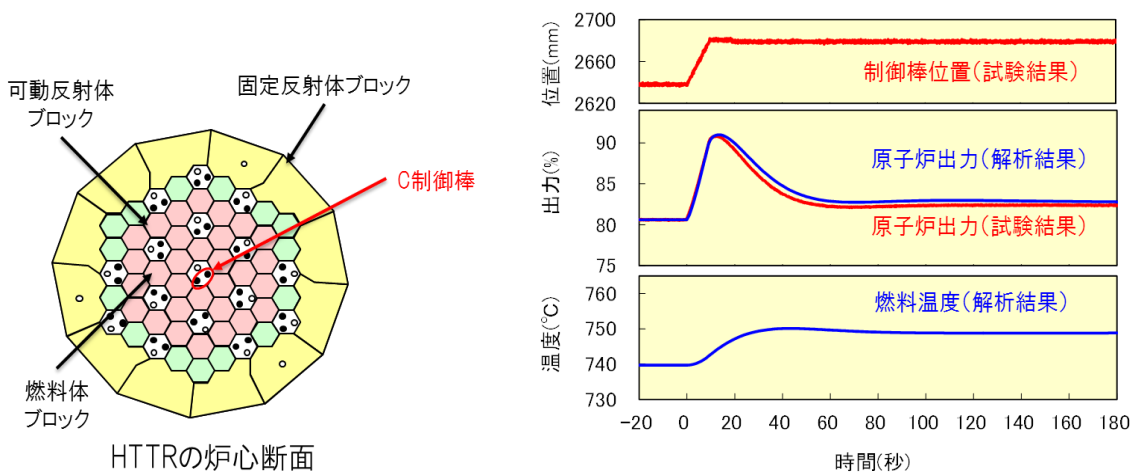


図 5 制御棒引抜き試験概要及び結果

原子力委員会 定例会議提出資料（2007 年 3 月 13 日）より

2. 3. 2 循環機停止試験

(1) 試験概要

循環機停止試験は、1 次ヘリウム循環機を 1 台又は 2 台停止させることにより、強制循環の部分喪失を模擬する。また、出力制御系を切り離し、全 16 対の制御棒を試験開始時の位置に保持することにより、原子炉を停止させずに原子炉の動特性を確認する。

(2) 得られた知見

炉心強制循環冷却機能部分喪失に加え、原子炉停止系不作動の場合でも、炉心の大きな負の反応度フィードバック特性のみにより、原子炉出力が低下し、所定の値に静定することを確認した。また、炉心強制循環冷却機能が部分喪失した場合でも、大きい炉心熱容量により炉心温度上昇は緩慢であることを確認した。

循環機停止試験概要及び結果を図 6 に示す。

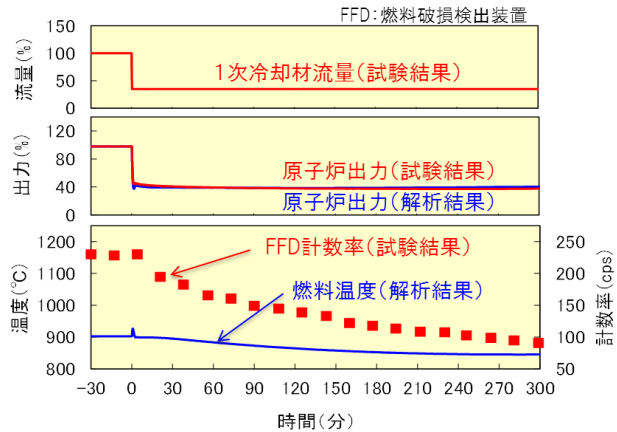
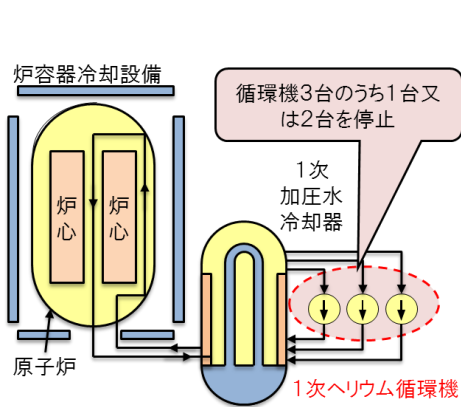


図6 循環機停止試験概要及び結果

原子力委員会 定例会議提出資料 (2007年3月13日) より

2. 3. 3 循環機3台停止試験

(1) 試験概要

循環機3台停止試験は、1次ヘリウム循環機を3台停止させることにより、強制循環冷却の全喪失を模擬する。また、出力制御系を切り離し、全16対の制御棒を試験開始時の位置に保持することにより、原子炉停止系の不作動を模擬する。

(2) 得られた知見

炉心強制循環冷却機能全喪失に加え、原子炉停止系不動作の場合でも、炉心の大きな負の反応度フィードバック特性のみにより、原子炉出力が未臨界状態となることを確認した。また、炉心強制循環冷却機能が全て喪失した場合でも、大きい炉心熱容量により炉心温度上昇は緩慢であり、炉心の強制循環冷却がなくとも、炉心が自然に冷却される特性を有していることを確認した。

循環機3台停止試験概要及び結果を図7に示す。

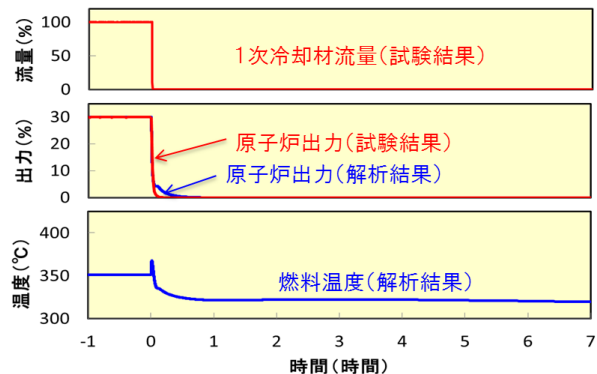
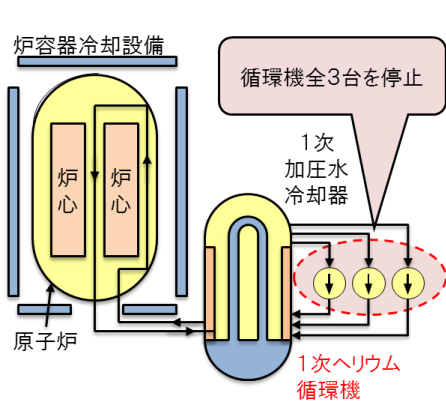


図7 循環機3台停止試験概要及び結果

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 パンフレットより

3. 運転実績及び安全性実証試験の成果

1 項及び 2 項に示した運転実績及び安全性実証試験の実績から得られた成果として、原子炉安全系の簡素化に係る知見を以下のように纏めることができ、安全の機能別重要度分類へ反映できると判断している。

(1) 原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能について

高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認された。

したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止することは可能であるが、確実に未臨界を維持することを考慮して、制御棒系については、クラス 1 とする。後備停止系は、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止できることから、後備停止系はクラス 2 とする。

(2) 炉心冷却機能について

高温ガス炉が冷却機能喪失時にも炉心が自然に冷却される特性を有しており、燃料被覆粒子の FP 保持性能と相まって、異常時に強制冷却（補助冷却設備）及び間接冷却（炉容器冷却設備）しなくとも、環境への FP 放出を抑制し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を与えることはないことが確認された。従って、補助冷却設備、炉容器冷却設備等の冷却系機器及びそれに関連する非常用電源設備等に最高レベルの重要度（MS-1）を持たせる必要はなく、クラス 2 とする。

添付資料3 第6条に関する重要安全施設の選定結果

試験炉許可基準規則第6条の重要安全施設について、下記の選定フローに従い選定した結果を表1に示す。

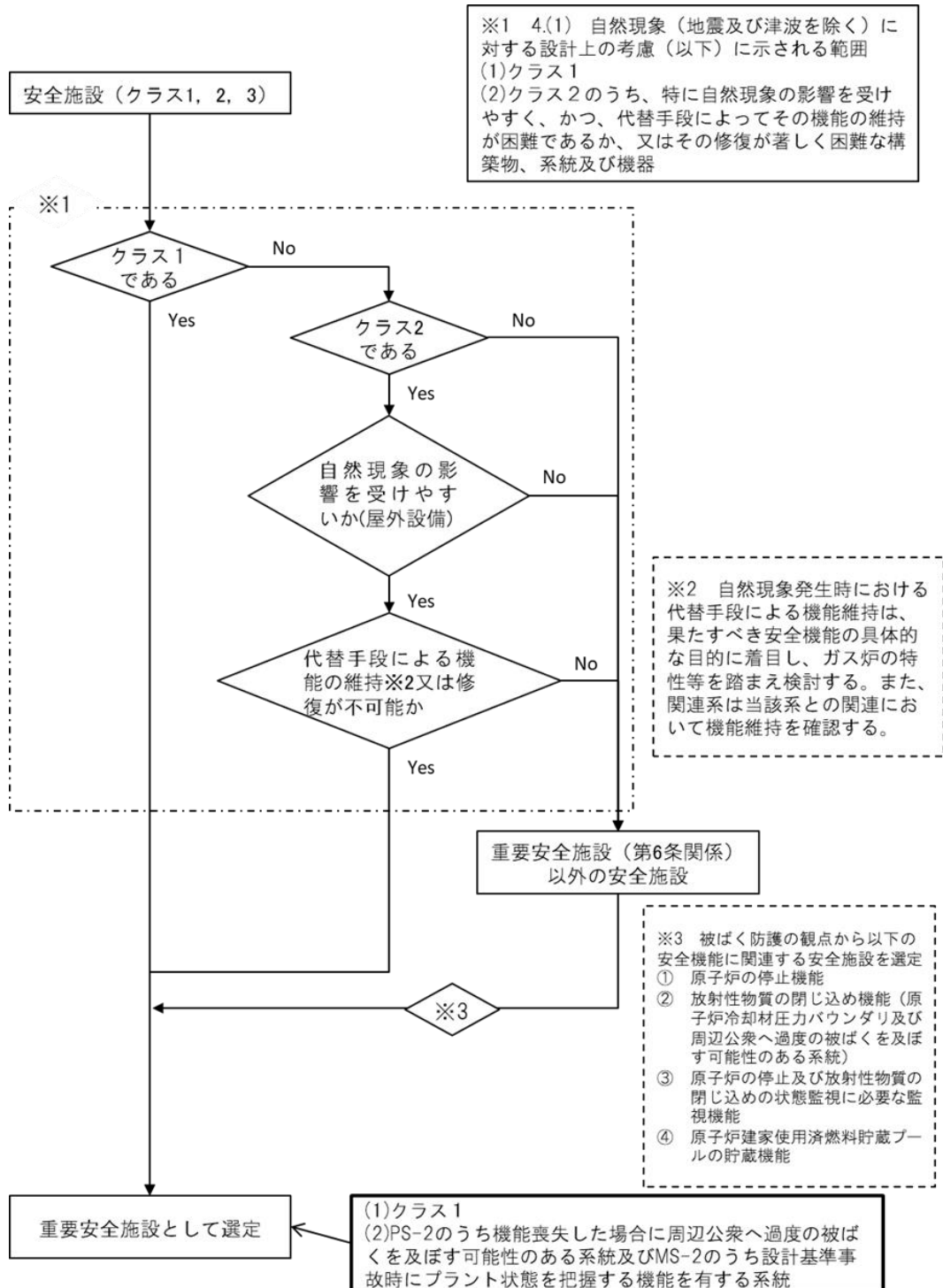


図 試験炉許可基準規則第6条の重要安全施設の選定に係るフロー

表1 試験炉許可基準規則第6条の重要安全施設の選定結果

No,	分類	安全機能の重要度分類		設置場所*1		果たすべき安全機能の具体的な目的	代替手段による機能の維持*2 (困難 Yes;○、No;×)	修復による機能回復 (困難 Yes;○、No;×)	重要安全施設*3*4 (Yes;○、No;×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	建家内	屋外				
1	PS-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を構成する機器配管系（計装等の小口径配管機器は除く）	○		—	—	—	○ (クラス1)
2		過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ スタンドパイプクロージャ	○ ○		— —			
3		炉心の形成	炉心支持鋼構造物（炉心拘束機構の拘束バンドは除く）及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト（支持機能のみ）	○		—			
4		炉心の形成	炉心構成要素（燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック）	○		—	—	—	○
			炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）	○		—	—	—	○
5		放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール及び貯蔵ラック	○		—	—	—	○
			使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック	○		—	—	—	×
6	PS-2	1次冷却材の内蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く）	1次ヘリウム純化設備	○		—	—	—	○
7		安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁（吹止り機能）	○		—	—	—	○
8		実験・照射に供する機能	実験設備の一部	○		—	—	—	○
9		燃料の安全な取扱い	燃料交換機	○		—	—	—	×
10		放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	気体廃棄物処理設備	○ (タンク配管類)	○ (排気筒)	放射性気体廃棄物を環境へ放出する際の放射性物質の濃度低減	×（自然現象に対して、建家内のタンク類の健全性維持で環境への放射線による影響を小さくできる。タンクからの排出中は、系統内のバルブを手動で「閉」とすることにより、環境への放射線による影響を小さくできる。）		×

No,	分類	安全機能の重要度分類		設置場所*1		果たすべき安全機能の具体的な目的	代替手段による機能の維持*2 (困難 Yes;○、No;×)	修復による機能回復 (困難 Yes;○、No;×)	重要安全施設*3* 4 (Yes;○、No;×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	建家内	屋外				
11	MS-1	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	○		—			○ (クラス1)
12		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（開機能）	○		—			
13		過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	○		—	—	—	
14		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）	○		—			
15		安全上特に重要な関連機能	中央制御室	○		—			
16	MS-2	未臨界維持	後備停止系	○		—	—	—	×
17		炉心冷却	補助冷却設備	○ (主にHe系)	○ (主に水系)	炉心冷却、残留熱除去	×（自然現象に対して、炉心の形成と原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性維持で間接冷却により炉心は冷える）	—	×
			炉容器冷却設備	○					×
18		放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器（隔離弁を含む）	○		—	—	—	×
			非常用空気浄化設備	○		—	—	×	
19		原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	補助冷却設備	○ (主にHe系)	○ (主に水系)	炉心冷却、残留熱除去	×（自然現象に対して、炉心の形成と原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性維持で間接冷却により炉心は冷える）	—	×
20		原子炉停止後の除熱	炉容器冷却設備	○					×
21		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（工学的安全施設）	○		—	—	—	×
22		放射性物質放出の低減	排気管		○	非常用空気浄化設備が起動した際の放射性物質の濃度低減	×（自然現象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が維持されることで非常用空気浄化設備が起動することは無く、放出量は低減される）	—	×
23		事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	○		—	—	—	○
24	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	○		—	—	—	×	
25	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	○		—	—	—	×	

No,	分類	安全機能の重要度分類		設置場所*1		果たすべき安全機能の具体的な目的	代替手段による機能の維持*2 (困難 Yes;○、No;×)	修復による機能回復 (困難 Yes;○、No;×)	重要安全施設*3* 4 (Yes;○、No;×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	建家内	屋外				
26	MS-2	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	○	○	工学的安全施設（補助冷却設備、炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備）の関連系として、これらの設備へ動力源として電力供給、及び監視系への電源供給	×（自然現象に対して、補助冷却設備、炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の代替手段による機能維持が可能のため、これらの設備へ動力源としての電力供給は不要。監視系については、直流電源等から監視等に必要となる電源を供給可能）	—	×
27			補機冷却水設備	○	○	工学的安全施設（補助冷却設備、炉容器冷却設備）の関連系として、これらの設備への冷却水供給	×（自然現象に対して、補助冷却設備、炉容器冷却設備の代替手段による機能維持が可能のため、これらの設備への冷却水供給は不要）	—	×
28			制御用圧縮空気設備	○		—	—	—	×
29			直流電源設備	○		—	—	—	○
			安全保護系用交流無停電電源装置	○		—	—	—	○

*1：設置場所について、屋外に設置されている SSC は特に自然現象の影響を受け易いが、建家内に設置されている SSC は自然現象の影響を受けないようにしている。

*2：自然現象発生時における代替手段による機能維持は、果たすべき安全機能の具体的な目的に着目し、ガス炉の特性等を踏まえ検討する。また、関連系は当該系との関連において機能維持を確認する。

*3：重要安全施設の選定で、クラス1のSSCは重要安全施設とする。クラス2のSSCは、以下の考えで重要安全施設に選定している。

(1) 代替手段による機能が維持できず、かつ、修復による回復も出来ない場合は重要安全施設とする。

*4：被ばく防護の観点から以下の安全機能に関わるSSCは、建家内であっても重要安全施設に選定する。

①原子炉の停止機能 ②放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統） ③原子炉の停止及び放射線物質の閉じ込めの状態監視に必要な監視機能④原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能

添付資料4 第12条及び第28条に係る重要安全施設に係る適合性

1. 概要

試験炉設置許可基準規則第12条に規定されている安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設、及び第28条に規定されている重要安全施設については、規則及び解釈に従い、それぞれ「研究炉の重要度分類の考え方」の「4.(2)信頼性に対する設計上の考慮」及び「4.(3)電気系統に対する設計上の考慮」を参考に、以下の系統を選定している。

- 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

以下に、「研究炉の重要度分類の考え方」との整合性について、記載する。

2. 「研究炉の重要度分類の考え方」との整合性

上記系統について、規則第12条及び解釈を参考に、系統を構成する機械又は器具の単一故障の想定の可否を検討する。ここで、単一故障の想定が不要な重要安全施設に対しては多重性等が要求されないものとなる。第12条の解釈から、単一故障は、動的機器の単一故障（短期と長期を対象）及び静的機器の単一故障（長期を対象）に分けられる。第12条の解釈3を参考とすれば、単一故障の想定が不要となる条件は以下の通りである。

【条件1】単一故障が除去又は修復可能（長期のみ対象）

【条件2】単一故障の可能性が極めて小さいこと、又は安全上単一故障を想定する必要がないことが合理的に説明可能（静的機器は長期のみ対象）

【条件3】他の系統で、その機能が代替可能（静的機器は長期のみ対象）

表1は、これらの条件を用いて、重要安全施設に対しての単一故障の可否をまとめたものである。

また、表1で単一故障を想定する系統について、規則第28条及び解釈を参考に、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、商用電源又は非常用電源のいずれからも電気の供給を受けられる設計とする。

上記の検討結果を踏まえて選定した第12条及び第28条に関する重要安全施設を表2に示すとともに、具体的な対応を表3に示す。

以上のことから、第12条及び第28条に関する重要安全施設は、「研究炉の重要度分類の考え方」に示される定義を参考に選定しており整合していると判断している。

表1 単一故障を想定する系統の要否の検討結果

No,	分類	安全機能の重要度分類		分類		単一故障想定の有無 (必要:○、不要:×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	動的機器 ^{*1}	静的機器	
1	PS-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を構成する機器配管系(計装等の小口径配管機器は除く)	○ (隔離弁)	○ (機器・配管)	動的機器:○ 静的機器:×【条件2】 補足:減圧事故等の厳しい事故でも圧力バウンダリに作用する圧力や温度は許容値以下で、かつ、耐震重要度もSクラスで壊れ難い(Ss地震に耐えられるほど強度が高い)ことから、圧力バウンダリが損傷する可能性が極めて小さい。また、PSクラスであり、DBAの評価では圧力バウンダリの故障(二重管破断、スタンドパイプ破損等)を想定した評価を実施している。
2		過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ スタンドパイプクロージャ		○ ○	静的機器:×【条件2】 補足:上記と同じ
3		炉心の形成	炉心支持鋼構造物(炉心拘束機構の拘束バンドは除く)及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト(支持機能のみ)		○	静的機器:×【条件2】 補足:減圧事故などの厳しい事故でも本機器に作用する温度等は許容値以下で、かつ、耐震重要度もSクラスで壊れ難い(Ss地震に耐えられるほど強度が高い)ことから、本機器が損傷する可能性は極めて小さい。
4	MS-1	原子炉の緊急停止未臨界維持	制御棒系	○		動的機器:○
5		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(開機能)		○	静的機器:○
6		過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置		○	静的機器:×【条件2】 補足:スタンドパイプ固定装置はスタンドパイプ破損時に制御棒の飛び出し量を制限するために必要で、それが期待されるのはスタンドパイプ破断直後と、短時間の事象である。短期間での静的機器の単一故障は要求されていない。
7		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)	○ (検出器、伝送器、論理回路、スクラム遮断器)	○ (ケーブル)	動的機器(静的機器含め):○
8		安全上特に重要な関連機能	中央制御室		○	静的機器:×【条件1】と【条件2】 補足:制御室及び遮へいは、堅牢な構造体で故障の発生の可能性は極めて小さい【条件2】。仮に、一部が破損したとしても、長期的には修復(運転員の作業環境の改善)は可能である【条件1】。

No,	分類	安全機能の重要度分類		分類		単一故障想定の要否 (必要:○、不要:×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	動的機器 ^{*1}	静的機器	
9	MS-2	未臨界維持	後備停止系	○		動的機器:×【条件2】 補足:本系統は、規則第49条(原子炉停止系統)に基づき、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して設置している。なお、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(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処するための系統)ではなく、安全上単一故障を想定する必要がない。
10		炉心冷却	補助冷却設備	○ (循環機、ポンプ、ファン)	○ (配管、タンク)	動的機器(静的機器含め):○
			炉容器冷却設備	○ (ポンプ)	○ (配管、タンク)	
11	MS-2	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器(隔離弁を含む)	○ (隔離弁)	○ (格納容器)	動的機器:○ 静的機器:×【条件2】 補足:格納容器に作用する荷重は、減圧事故時等のように、事故直後の短期間であり、その後の長期に亘っては、作用する荷重等が減少することから、長期間における格納容器の破損の可能性は極めて小さい。
			非常用空気浄化設備	○ (排風機、ダンパ、ヒーター)	○ (配管、フィルタユニット)	動的機器(静的機器のフィルタユニット):○ 静的機器(配管):×【条件2】 補足:内部流体は屋内空気であり、配管に作用する荷重は、非常用空気浄化設備起動時の過渡的な空気の流れの後は、ほぼ定常的に流れる空気による荷重で、その期間中(長期)に配管が損傷する可能性は極めて小さい。
12		原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱	補助冷却設備	○ (循環機、ポンプ、ファン)	○ (配管、タンク)	動的機器(静的機器含め):○
13			炉容器冷却設備	○ (ポンプ)	○ (配管、タンク)	
14		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(工学的安全施設)	○ (検出器、伝送器、論理回路)	○ (ケーブル)	動的機器(静的機器含め):○
15		放射性物質放出の低減	排気管		○	静的機器:×【条件2】 補足:非常用空気浄化設備が作動した時に、原子炉格納容器周りの空気が非常用空気浄化設備のフィルタ類を通して、排気管から放出される。排気管に作用する荷重は、最初の過渡的な空気の流れの後は、ほぼ定常的に流れる空気による荷重で、その期間中(長期)に排気管が損傷する可

No,	分類	安全機能の重要度分類		分類		単一故障想定の要否 (必要：○、不要：×)
		安全機能	構築物・系統及び機器	動的機器*1	静的機器	
						能性は極めて小さい。
16		事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	○ (検出器、盤内機器、指示計)	○ (ケーブル)	動的機器 (静的機器含め)：○
17		中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	○ (盤内機器)	—	動的機器：×【条件3】 補足：本設備は、規則第50条(原子炉制御室等)に基づき設置している。本設備の機能は中央制御室外からの安全停止であるが、本設備が利用できないとしても、原子炉の安全停止は、スクラム遮断器を開することで代替可能である【条件3】。
18	MS-2	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	○ (循環送風機)	○ (フィルタ、ダクト)	動的機器 (静的機器含め)：×【条件1】と【条件2】 補足：短期的には、外気取り入れを停止すれば良いので、安全上単一故障を想定する必要がない【条件2】。長期的には、事故時において制御室で必要な対応は監視のみの単純作業で、事象初期の停止状態を確認していれば急激な変化は考え難い。このため、必ずしも長時間連続して運転員が制御室に留まる必要はなく、仮に、一部が破損したとしても修復(運転員の作業環境の改善)は可能である【条件1】。
19		安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	○ (ガスタービン発電機)	○ (タンク、ケーブル)	動的機器 (静的機器含め)：○
20		補機冷却水設備	○ (ポンプ、ファン)	○ (配管、プール)	動的機器 (静的機器含め)：○	
21		制御用圧縮空気設備	○ (減圧弁)	○ (タンク、配管)	動的機器 (静的機器含め)：○	
22		直流電源設備*2	○ (盤内機器)	○ (バッテリー、ケーブル)	動的機器 (静的機器含め)：○	
		安全保護系用交流無停電電源装置*2	○ (盤内機器)	○ (ケーブル)	動的機器 (静的機器含め)：○	

*1：動的機器：「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査」用語の定義（「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言う。）

を参考に分類

表2 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設
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、放射線の遮へい及び放出低減	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

表3 重要度の特に高い安全機能を有する設備の適合性表

No.	安全機能	構築物・系統・機器	第12条		第28条
			多重性又は多様性	独立性	非常用電源への接続
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	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、隔離弁2台	①溢水、火災時にも安全機能を損なわないよう設計 ②空気作動弁はフェイルクローズ	電動弁を使用していないため、非常用電源からの供給を考慮する必要はない
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	原子炉冷却材圧力バウンダリの安全弁2台	溢水、火災時にも安全機能を損なわないよう設計	非常用電源からの供給を考慮する必要はない。
3	原子炉の緊急停止未臨界維持	制御棒系	制御棒(16対)・制御棒駆動装置(16台)は、それぞれ独立して構成されており、多重性を有する。	①溢水、火災時にも安全機能を損なわないよう設計 ②制御棒系は、フェイルセーフとなる設計	重力落下のため非常用電源からの供給を考慮する必要はない。
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)	①計測チャンネルは3系統 ②原子炉スクラム信号を発生するロジックトレインは2系統	①計装用配管は、チャンネル毎に分離 ②各チャンネルに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設置 ③安全保護系の論理回路の盤はトレイン毎にそれぞれ分離して配置 ④溢水、火災時にも安全機能を損なわないよう設計 ⑤安全保護系(停止系)の電源は、それぞれ異なる非常用電源から供給	各チャンネル及びトレインは、非常用電源(直流電源、交流無停電電源)へ接続
5		安全保護系(工学的安全施設)	①計測チャンネルは3系統 ②工学的安全施設を作動させるロジックトレインは2系統	①計装用配管は、チャンネル毎に分離 ②各チャンネルに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設置 ③安全保護系の論理回路の盤はトレイン毎にそれぞれ分離して配置 ④溢水、火災時にも安全機能を損なわないよう設計 ⑤安全保護系(工学的安全施設)の作動回路の電源は、それぞれ異なる非常用電源から供給	各チャンネル及びトレインは、非常用電源(直流電源、交流無停電電源)へ接続
6	炉心冷却	・補助冷却設備 ・炉容器冷却設備	①補助冷却設備の動的機器(補助ヘリウム循環機、空気冷却器ファン、補助冷却水循環ポンプ)は多重化 ②炉容器冷却設備は2系統、各系統にはそれぞれ循環ポンプ2台 ③炉心冷却機能として、補助冷却設備、炉容器冷却設備を用いて崩壊熱の除去が可能	①溢水、火災については、炉容器冷却設備と補助冷却設備の動的機器をそれぞれ異なる部屋に配置することにより、同時に安全機能を失わないよう設計 ②補助冷却設備、炉容器冷却設備の動的機器の電源は、いずれの設備についても異なる非常用電源から供給しており、1系統の機能喪失により両系統が機能喪失しないよう設計	補助冷却設備、炉容器冷却設備の動的機器は、非常用電源へ接続

No.	安全機能	構築物・系統・機器	第 12 条		第 28 条
			多重性又は多様性	独立性	非常用電源への接続
7	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器隔離弁	試験炉設置許可基準規則 第 52 条に適合する設計	①溢水、火災によって、安全機能を損なわないよう設計 ②空気作動弁は、フェイルクローズとなる設計	電動弁は、非常用電源（直流電源）へ接続
8		非常用空気浄化設備	動的機器及びフィルタユニットは 2 系統設置	①溢水については、動的機器及び排気フィルタユニットが没水又は被水による影響がないことを確認、火災については火災の発生防止対策を行う ②動的機器及び排気フィルタユニットの電源は、それぞれ異なる非常用電源から供給しており、1 系統の機能喪失により両系統が機能喪失しないよう設計	排風機、排気フィルタユニット電気ヒーターは、非常用電源へ接続
9	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	事故時監視（停止、冷却、閉じ込めの状態監視）に必要な以下の計器は、それぞれ 2 区分ずつ設置 ①事故時の原子炉の停止状態の把握 【中性子束（広領域中性子束）】 ②事故時の炉心冷却状態の把握 【原子炉圧力容器上鏡温度】 【補助冷却器入口ヘリウム温度】 【補助冷却器出口ヘリウム温度】 【炉容器冷却水流量】 【補機冷却水流量】 【補助冷却器ヘリウム流量】 【補助冷却水流量】 ③事故時の放射能閉じ込め状態の把握 【補助冷却器出口ヘリウム圧力】 【格納容器内エリア放射線量率】 【格納容器内圧力】	①溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、火災発生防止対策を行う ②各計装の電源については、それぞれ異なる非常用電源から供給しており、1 つの計装の故障が発生した場合においても、機能喪失しないよう設計	各計装は、非常用電源（直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置）へ接続

No.	安全機能	構築物・系統・機器	第 12 条		第 28 条
			多重性又は多様性	独立性	非常用電源への接続
10	安全上特に重要な 関連機能	非常用発電機	2系統の独立した非常用低圧母線に1台ずつ設置	①溢水、火災については、系統分離を図るとともに、火災発生防止対策を行う ②非常用発電機は原子炉建家内のそれぞれ異なる部屋に分散して設置	-
11		補機冷却水設備	補機冷却水設備は2系統	①溢水、火災については、系統分離を図るとともに、火災発生防止対策を行う ②2系統の動的機器はそれぞれ異なる非常用電源から供給しており、1系統の機能喪失により両系統が機能喪失しないよう設計	動的機器は、非常用電源へ接続
12		制御用圧縮空気設備	制御用圧縮空気設備は2系統	①溢水、火災については、系統分離を図るとともに、火災発生防止対策を行う ②制御用圧縮空気設備の配管には、2基の制御用空気貯槽を設置し、それぞれの空気貯槽以降の配管はトレン分離を図っている	非常用電源への接続を期待する動的機器はない。
13		直流電源設備	直流電源設備は2系統	①溢水、火災については、系統分離を図るとともに、火災の発生防止対策を行う ②直流電源設備は、それぞれ異なる部屋に分散して配置	-
14		安全保護系用交流無停電電源装置	交流用無停電電源は3系統	①溢水、火災については、系統分離を図るとともに、火災の発生防止対策を行う ②安全保護系用交流無停電電源装置は、それぞれ異なる部屋に分散して配置	-

補足説明資料

目 次

- ・補足説明資料1 原子炉停止機能及び炉心冷却機能に関する補足説明
(重要度分類を検討した根拠としている安全性実証試験の評価について)
- ・補足説明資料2 炉心冷却機能に関する補足説明
(炉心冷却に関連したクラス変更の根拠として
示した解析事例の代表性について)
- ・補足説明資料3 炉心冷却機能に関する補足説明
(安全性実証試験に用いた解析コード等について)
- ・補足説明資料4 放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減機能に関する補足説明(燃料実績と安全機能上の重要度分類の関係について)
- ・補足説明資料5 使用済燃料貯蔵設備に関する補足説明
(使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備及び
プール水冷却浄化設備の安全機能の重要度分類について)
- ・補足説明資料6 安全上の機能別重要度分類変更前後における重要安全施設の相違点について
- ・補足説明資料7 安全上の機能別重要度分類変更前後における信頼性確保について

補足説明資料 1 原子炉停止機能及び炉心冷却機能に関する補足説明

(重要度分類を検討した根拠としている安全性実証試験の評価について)

1. 概要

原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能、並びに炉心冷却機能について、100%出力で安全性実証試験を行わなくても、重要度のクラスを下げられるとしている根拠について、以下に記載する。

2. 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能

循環機 3 台停止試験の結果から、炉心冷却機能が喪失し、制御棒が挿入されない状態でも、炉心が再臨界となるまでに数時間の裕度があり、原子炉停止に関して緊急性を必要としないことから、制御棒系、後備停止系に最高レベルの重要度 (MS-1) を持たせる必要はないと判断している。しかしながら、許可基準規則における耐震重要度分類における S クラス要求を踏まえ、制御棒系はクラス 1 のままとし、後備停止系はクラス 2 とする。

循環機 3 台停止試験

循環機 3 台停止試験は、一定出力運転中に循環機 3 台を停止させて冷却材流量を喪失させるとともに、この間、制御棒を出力運転中の位置に保持した (制御棒を挿入しない) 状態で実施する安全性実証試験である。

原子炉出力 9MW (定格出力の 30%) における循環機 3 台停止試験の結果を第 1 図に示す。試験結果によると冷却材流量の喪失により、炉心温度の上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉は未臨界となる。その後、Xe の蓄積による負の反応度効果もあり未臨界状態が維持されるが、炉心温度の低下及び Xe の崩壊により反応度が増加し、炉心は臨界となり原子炉出力が上昇する。原子炉出力の上昇は負の反応度フィードバック効果により抑制され最終的には炉心温度、Xe に関する反応度がバランスする出力で一定になる。なお、原子炉出力 30MW (定格出力) における循環機 3 台停止試験では、出力低下後に生成する Xe 量が 9MW での試験の場合に比べ大きくなるため、再臨界までの時間は 20 時間程度と遅くなるものと予測している。

循環機 3 台停止試験の予測解析には、TAC/BLOOST コードを用いている。TAC/BLOOST コードは HTR 建設時の安全解析で使用した TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードを結合させたものであり、反応度、冷却材の流量、入口温度等が変化した時に、原子炉の核熱挙動、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析するコードである。以下に TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードの解析モデルの特徴を示す。

① TAC-NC コード

TAC-NC コードにより、原子炉圧力容器等、原子炉の全体の非定常温度挙動を解析する。

- a. 温度分布は、軸対称 2 次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及びふく射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導とふく射による伝熱を考慮する。

- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムを持つものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

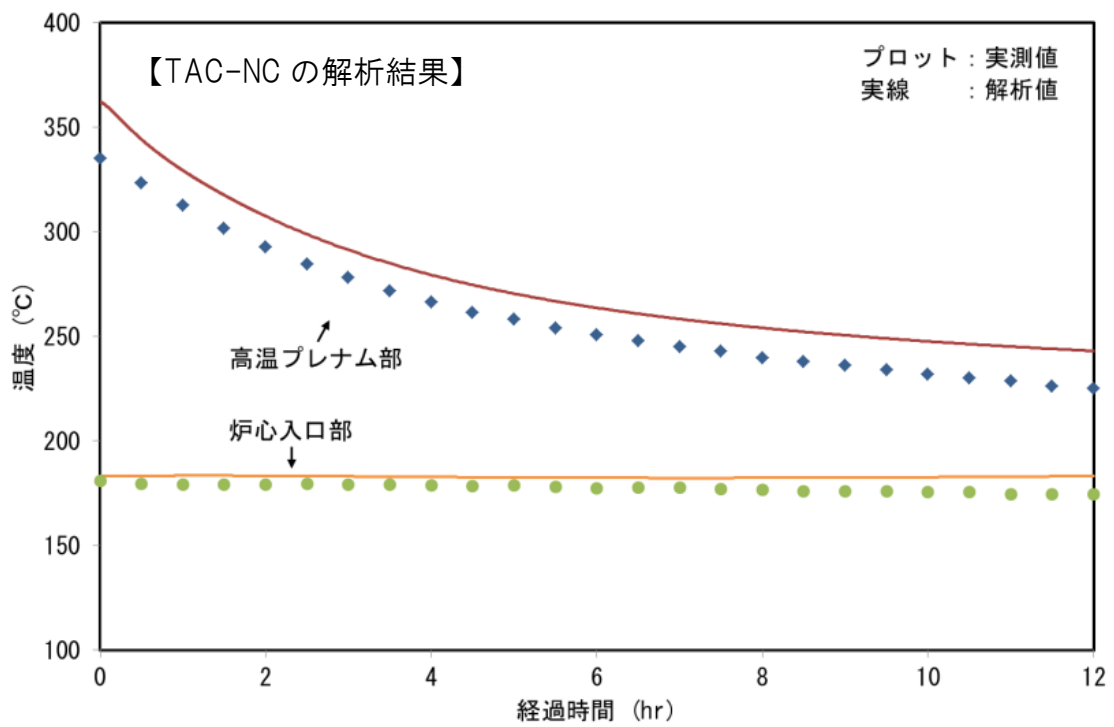
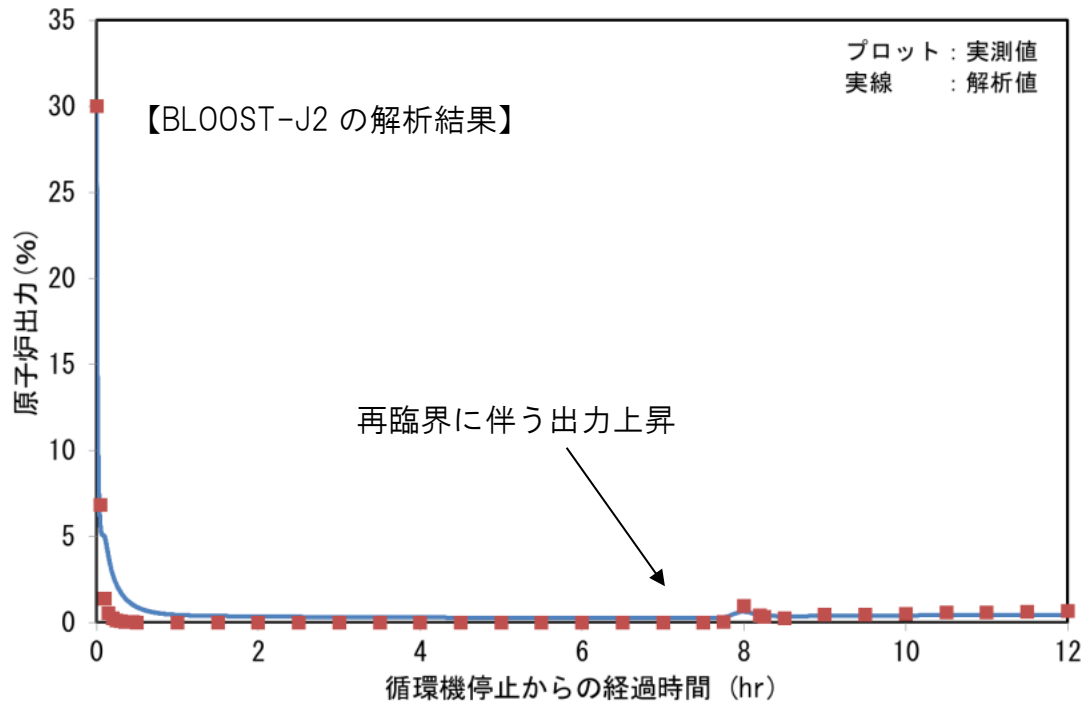
② BLOOST-J2 コード

BLOOST-J2 コードにより、原子炉の核熱挙動に応じた原子炉出力挙動を解析する。

- a. 炉心を核的には遅発中性子 6 群の一点近似、熱的には 2 次元円筒でモデル化し、原子炉出力、燃料温度等を求める。
- b. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの 2 チャンネルモデルで取扱う。
- c. 燃料、減速材の温度分布は、軸対称の熱伝導方程式から求める。
- d. 冷却材温度は、エネルギー保存則及び熱伝達式を解くことにより求める。

TAC-NC コードと BLOOST-J2 コード間のデータの受け渡しについては、TAC-NC コードの原子炉出力には、BLOOST-J2 コードにより計算された原子炉出力を使用し、BLOOST-J2 コードのチャンネルモデル径方向最外側の境界条件には、TAC-NC コードにより計算された炉心温度分布を使用している。

TAC/BLOOST コードについては、原子炉出力 9MW において実施された循環機 3 台停止試験のデータにより検証している。第 1 図に試験の実測値と解析値の比較を示す。TAC-NC コードによる炉心出入口温度の解析結果は、試験結果をよく再現しており、解析の方が高めの結果を示す傾向がある。なお、本試験における解析結果から、炉内の自然循環の影響は小さくなく、温度挙動は炉心黒鉛の熱伝導により決まり、原子炉出力 30MW での試験でもこの傾向は同様である。また、BLOOST-J2 コードによる原子炉出力の解析結果は、炉心が再臨界となった後の出力上昇が現れる時間をよく再現している。再臨界に至るまでの時間は、原子炉出力が低下して崩壊熱レベルになった後の炉心温度変化、Xe の濃度変化による反応度の収支により決まり、原子炉出力 30MW での試験でもこの傾向は同様である。なお、BLOOST-J2 コードについては、これまでに実施した制御棒引抜き試験及び流量部分喪失試験で得られたデータにより検証しており、原子炉出力 30MW まで炉心動特性（核熱挙動に応じた原子炉出力挙動）をよく再現できることを確認している。以上のことから、TAC/BLOOST コードは、原子炉出力 30MW における循環機 3 台停止試験の原子炉挙動を十分に予測できると判断している。



第 1 図 循環機 3 台停止試験における原子炉出力、炉心入口温度及び炉心出口温度の変化

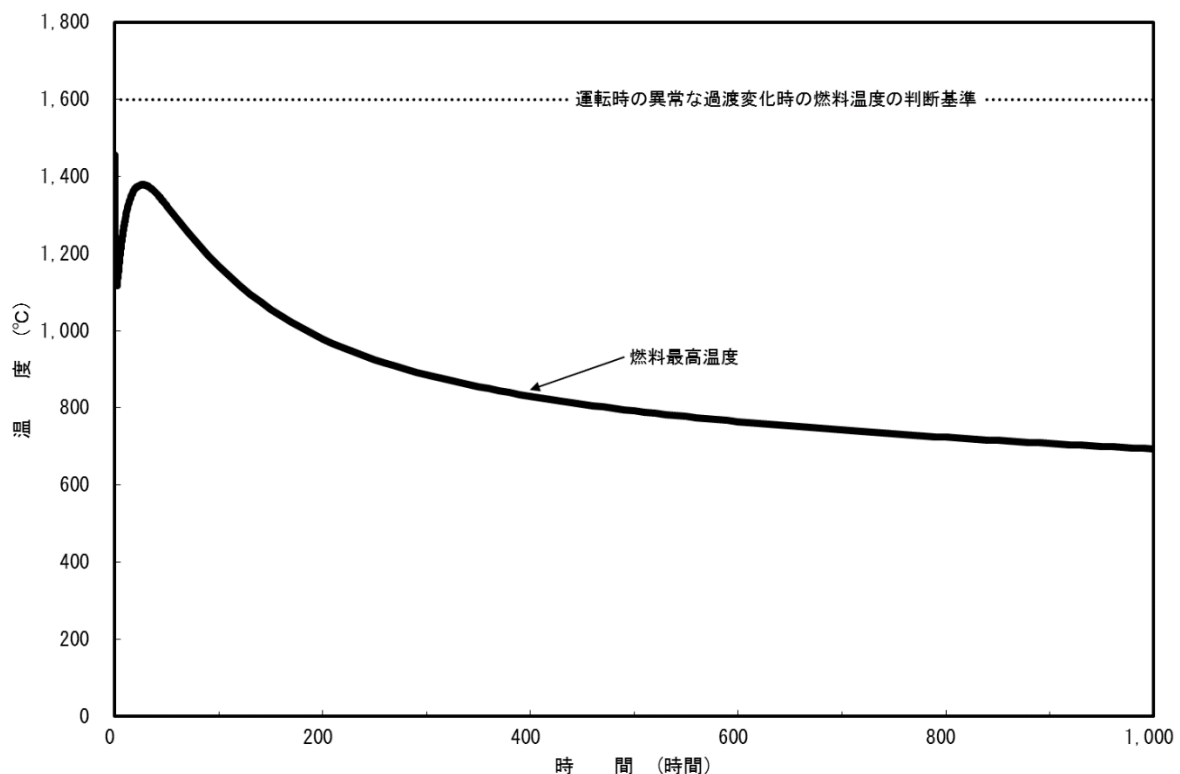
3. 炉心冷却機能

外部公衆への被ばく影響が最も大きい減圧事故に対して、炉心冷却機能を有する補助冷却設備及び炉容器冷却設備が作動しない場合の解析結果を第2図に示す。燃料最高温度は出力の低下に伴い一旦下がるものの、崩壊熱により再び上昇するが、初期値を超えることはない。その後、炉心が保有する熱は徐々に外部へと逃がされ、燃料温度も徐々に低下していく。

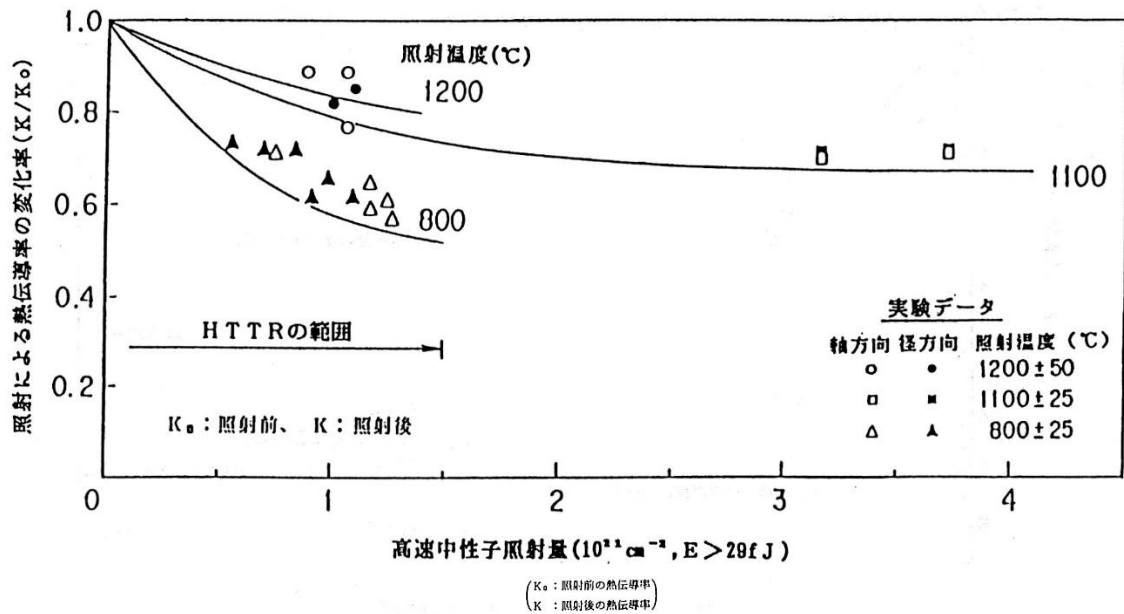
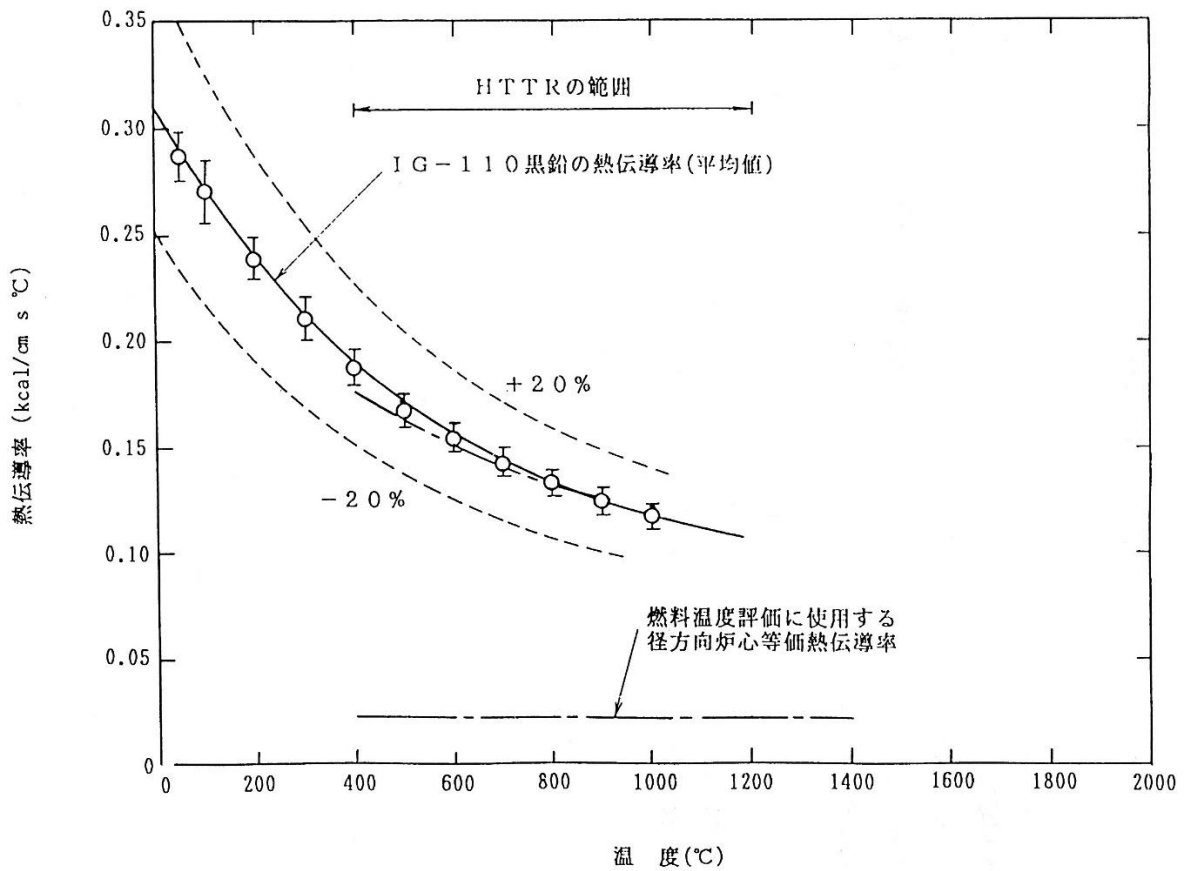
以上のことから、原子炉の炉心冷却機能が全て喪失した場合においても、原子炉施設の安全性は確保されることから、補助冷却設備及び炉容器冷却設備の重要度クラスを1から2へと下げることができる判断している。

解析にはHTTRの安全評価用解析コードであるTAC-NCコードを用いた。TAC-NCコードは、炉心内の強制対流冷却が喪失した時に、炉心、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析する。TAC-NCコードの検証については、前項で示したとおりである。

減圧事故に対して、炉心冷却機能を有する補助冷却設備及び炉容器冷却設備が作動しない場合の解析を行うに当たっては、設置許可申請書添付書類十に示すように、原子炉出力、1次冷却材温度・圧力の初期定常条件及び崩壊熱に対する保守性を考慮するとともに、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率については、第3図に示すような保守性を見込んでいる。



第2図 減圧事故時に補助冷却設備及び炉容器冷却設備が作動しない場合の燃料最高温度の変化



第3図 IG-110黒鉛の熱伝導率

石原 他；「高温工学試験研究炉・炉心黒鉛構造設計方針における設計用データの解説」、JAERI-M 91-153 (1991).

補足説明資料2 炉心冷却機能に関する補足説明

(炉心冷却に関連したクラス変更の根拠として示した解析事例の代表性について)

1. 概要

炉心冷却機能に係る重要度分類の変更の際し、外部公衆への被ばく影響の観点から、影響が最も大きい減圧事故に対して、炉心冷却機能を有する ACS 及び VCS が作動しない場合の事象を選定している。本事象の解析が代表性を有していることを以下に説明する。

2. 減圧事故の代表性について

本事象が、代表性を有していることについて、第1表に示す。

第1表に示した代表事象は、HTTR で想定される異常事象から燃料温度及びバウンダリ温度が最も厳しくなる事象を代表事象として選定しており、この代表事象に ACS 及び VCS の機能を喪失させた場合でも、概ね以下の理由により「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。

- ① 添付書類十では、全交流動力電源喪失時の解析を行っており、全交流動力電源喪失時には原子炉冷却材圧力バウンダリの温度が事故時の判断基準以下となっている。第1表の代表事象に ACS 及び VCS の機能を喪失させた場合でも全交流動力電源喪失時のバウンダリ温度を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は保たれる。よって、放射性物質の放出はなく「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損時は、開口面積が小さく、放射性物質の放出量が「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」より少ないことから「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。

第1表 代表事象及びその包絡性について

異常事象	代表事象	事象の説明	ACS 及び VCS の機能喪失と重ね合わせた場合の結果
反応度制御設備の異常	スタンドパイプの破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、スタンドパイプが瞬時に破損し、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外へ放出され、1次冷却設備が急速に減圧する。	原子炉冷却材圧力バウンダリは破断しているものの、破断面積が小さく、放出される放射性物質の量が「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
燃料流路の流量減少	燃料体内流路閉塞	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、燃料体内冷却流路の1流路が閉塞される。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時のバウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
炉心流量の減少	1次冷却設備二重管内管破損(内管破損)	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、1次冷却材が炉心をバイパスする。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
1次冷却材の喪失	1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次冷却設備二重管が完全両端破断し、1次冷却材が1次冷却系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する。	
2次ヘリウム冷却材流量の減少	2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、2次ヘリウム冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、2次冷却材が中間熱交換器をバイパスする。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
2次ヘリウム冷却材の喪失	2次ヘリウム冷却設備の配管等の破損(二重管破断)	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、2次ヘリウム冷却設備二重管が瞬時に破損し、2次ヘリウム流量が喪失する。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
加圧水冷却設備の除熱量の減少	加圧水配管等の破断	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、加圧水配管が瞬時に破断し、1次加圧水冷却器伝熱管内の加圧水が喪失する。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
燃料限界照射試験冷却材流量の減少	燃料限界照射試験の冷却材流路閉塞	燃料限界照射試験時に、何らかの原因により、燃料限界照射試験の冷却材流路の1流路が閉塞される。	原子炉スクラム後に ACS 及び VCS が機能喪失した場合でも、ACS 及び VCS の機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度（事故時の判断基準値以下）を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。

空気侵入	1次冷却設備二重管破断	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次冷却設備二重管が完全両端破断し、1次冷却材が1次冷却系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する。	
水侵入	1次加圧水冷却器伝熱管破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次加圧水冷却器伝熱管1本が破損し、加圧水が1次加圧水冷却器1次側に侵入する。	原子炉スクラム後にACS及びVCSが機能喪失した場合、場合によっては冷却材の加熱により圧力は安全弁の設定圧力を超え、放射性物質が格納容器内に放出される可能性がある。しかし、ACS及びVCSの作動不作動に関わらず1次冷却系内に放出される水の量は変わらない。さらに安全弁も設定圧力以下になると吹き止まるため、放出される放射性物質の量は「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
1次冷却設備への加圧水又は2次ヘリウム侵入	1次加圧水冷却器伝熱管破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次加圧水冷却器伝熱管1本が破損し、加圧水が1次加圧水冷却器1次側に侵入する。	原子炉スクラム後にACS及びVCSが機能喪失した場合、場合によっては冷却材の加熱により圧力は安全弁の設定圧力を超え、放射性物質が格納容器内に放出される可能性がある。しかし、ACS及びVCSの作動不作動に関わらず1次冷却系内に放出される水の量は変わらない。さらに安全弁も設定圧力以下になると吹き止まるため、放出される放射性物質の量は「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
加圧水冷却材の喪失	加圧水配管等の破断	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、加圧水配管が瞬時に破断し、1次加圧水冷却器伝熱管内の加圧水が喪失する。	原子炉スクラム後にACS及びVCSが機能喪失した場合でも、ACS及びVCSの機能喪失を想定した全交流動力電源喪失時の原子炉冷却材圧力バウンダリ温度(事故時の判断基準値以下)を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、放出される放射性物質はないため、「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
放射性物質の原子炉格納容器内への漏えい	1次冷却設備の配管等の破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次冷却設備二重管が完全両端破断し、1次冷却材が1次冷却系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する。	
放射性物質のサービスエリア内への漏えい	1次ヘリウム純化設備の配管等の破損	原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次ヘリウム純化設備の配管が瞬時に破損し、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏洩する。	1次ヘリウム純化設備の配管は破断しているものの、破断面積が小さく、放出される放射性物質の量が「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。
放射性物質のサービスエリア外への漏えい	気体排気処理設備の配管等の破損	何らかの原因により、気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物処理設備が破損し、放射性ガスが原子炉建家内へ放出される。	炉心冷却に影響する事象ではない。
放射性物質のグローブボックス内への漏えい	照射試験装置スweepガス配管等の破損	燃料照射キャプセル試験中に、何らかの原因により照射試験用実験設備のスweepガス配管が瞬時に破損し、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏洩する。	スweepガス配管は破断しているものの、破断面積が小さく、放出される放射性物質の量が「1次冷却設備の配管等の破損(二重管破断)」に包絡される。

補足説明資料3 炉心冷却機能に関する補足説明

(安全性実証試験に用いた解析コード等について)

1. 概要

炉心冷却機能に係る重要度分類の変更に際し用いた安全性実証試験の解析コード等の詳細について、以下に記載する。

2. 解析コード等について

安全性実証試験に対する解析では、TAC-NC と BLOOST-J2 を結合させた TAC/BLOOST により解析を行っている。TAC/BLOOST では、TAC-NC と BLOOST-J2 どちらの内容も変更しておらず、コード間でのデータの授受に関するルーチンを組み込んでいる。

炉心冷却機能に係る重要度分類の変更は、補助冷却設備（以下「ACS」という。）及び炉容器冷却設備（以下「VCS」という。）について行った。これらの重要度分類の変更に際し、減圧事故時に炉心冷却機能を有する補助冷却設備及び炉容器冷却設備が作動しない場合の解析を行ったが、この解析では TAC-NC を用いている。

TAC-NC コード部分の炉心部モデルを第1図に示す。計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 温度分布は、軸対称2次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及びふく射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導とふく射による伝熱を考慮する。
- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムを持つものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

なお、メッシュ及びグリッドの大きさについては、本解析では熱伝導と熱ふく射に関する式を解いており、発熱量や熱伝導率、密度を適切に与えることによりメッシュサイズの影響はない。

構造材の伝熱計算については、以下に示す非定常熱伝導方程式を用いる。

$$\rho C \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (k \nabla T) + q \quad (1)$$

ここで、 k ：熱伝導率、 ∇ ：2次元ナブラ、 T ：温度、 t ：時間、 q ：発熱量、 ρ ：密度、 C ：構造材の比熱である。

冷却材領域（圧力容器と側部遮へい体間、側部遮へい体と固定反射体間）については、冷却材と構造物の間の伝熱量を以下の式で求める。

$$WC_p \cdot dT_C = hS(T_B - T_C)dz \quad (2)$$

ここで、 C_p ：冷却材の比熱、 z ：冷却材流れ方向の長さ、 h ：熱伝達率、 S ：単位長さ当たりの伝熱面積、 T_B ：構造材温度、 T_C ：冷却材温度、 W ：冷却材流量である。

圧力容器外面と冷却パネルの間のふく射による伝熱量については、以下の式で評価する。

$$q_r = \frac{A\sigma(T_1^4 - T_2^4)}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1} \quad (3)$$

ここで、 q_r ：ふく射伝熱量、 A ：ふく射面の伝熱面積、 T_1 ：ふく射面1の温度、 T_2 ：ふく射面2の温度、 σ ：ステファンボルツマン定数、 ε_1 ：ふく射面1のふく射率、 ε_2 ：ふく射面2のふく射率である。

冷却材の強制循環が失われた際、冷却材流路の浮力と圧力損失による炉心内の冷却材と炉心側部の冷却材流路間の自然対流を考慮する。自然対流による冷却材の流速は以下の式で評価する。

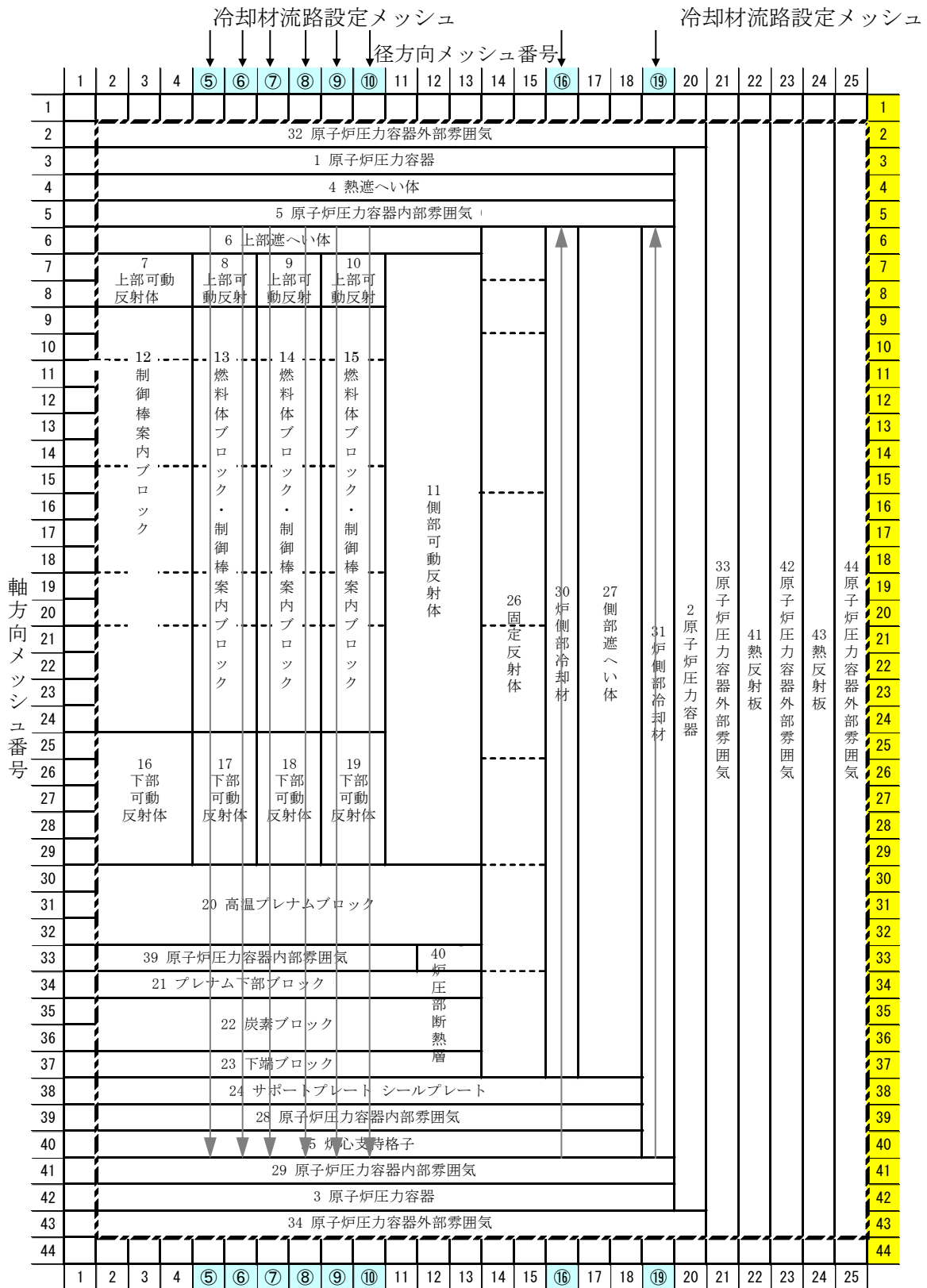
$$\frac{Du_i}{Dt} = -\frac{1}{\rho_i} \frac{\partial p_i}{\partial z} + g - \left(\frac{\lambda_i}{d_i} + c_i \right) \frac{1}{2} |u_i| u_i \quad (4)$$

ここで、 c ：流路の出入口損失係数、 d ：流路の等価直径、 p ：冷却材圧力、 u ：流速、 ρ ：密度、 λ ：流路の摩擦損失係数、 i ：流路番号、 z ：流れ方向の座標、 g ：重力加速度である。

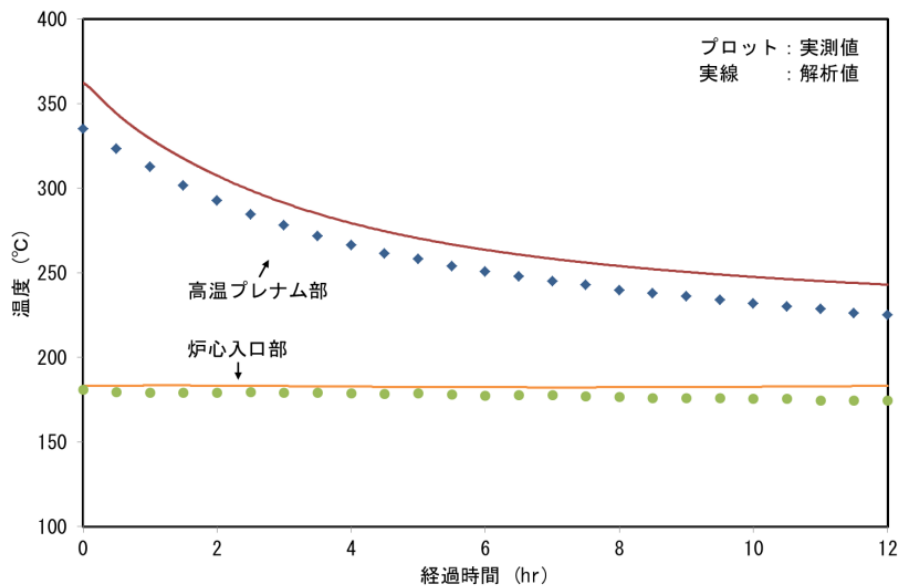
また、循環機3台停止試験との結果と比較すると、循環機3台停止試験時の挙動を再現していることから、本解析コード及び解析モデル（メッシュの設定を含む）は妥当であることが確認できている。（第2図参照）

参考文献

- [1] 国富 他、「高温工学試験研究炉の炉内2次元温度分布解析コードTAC-NCとその検証」、JAERI-M 89-001 (1989)
- [2] 高松、中川、「HTTRの安全性実証試験結果によるTAC-NCコードの検証」、日本原子力学会和文論文誌, Vol. 3, No. 4, pp. 369-380 (2004)
- [3] 高松、中川、「TAC/BLOOSTコードの検証（受託研究）」、JAERI-Data/Code 2005-003 (2005)



第1図 TAC-NC コードの解析モデル



第2図 循環機3台停止試験における炉心入口温度
及び炉心出口温度（高温プレナム部温度）の変化

補足説明資料4 放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減機能に関する補足説明
(燃料実績と安全上の機能別重要度分類の関係について)

1. 概要

安全機能のうち、放射性物質の放出低減機能の重要度分類の検討にあたっては、HTTR におけるこれまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことを確認している。一方、HTTR 燃料の燃焼度は平均で 22GWd/t、最大で 33GWd/t に制限されているが、これまでの運転では燃焼度は制限値に対して約半分になっている。これに対し、燃料性能すなわちその健全性が最大燃焼度まで十分期待できる根拠を以下に示す。

2. 燃料性能健全性が最大燃焼度まで期待出来ることについて

高温ガス炉燃料の通常運転中の破損機構として、以下の3つを考慮している。

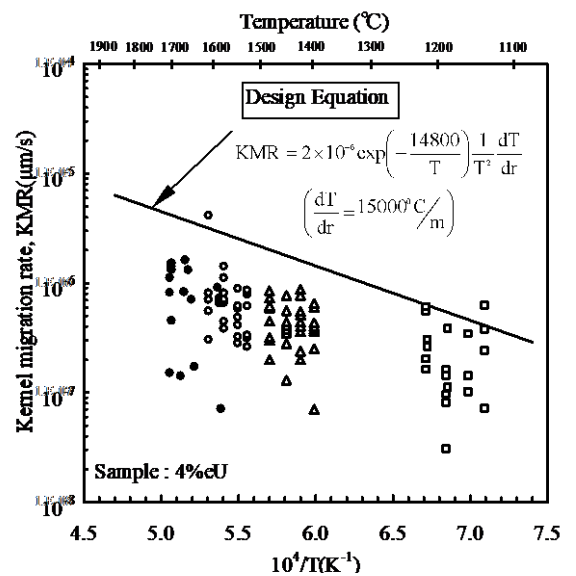
(1) 燃料核移動

- 放射下において燃料核が温度勾配の方向に沿って燃料粒子被覆層の中に食い込む。

- 温度勾配が存在すると、被覆粒子燃料の SiC 内側の燃焼に伴って過剰となった酸素が炭素被覆層（バッファ層）と反応して一酸化炭素を生じる。

- 熱力学的な平衡から、一酸化炭素は低温側に輸送されてそこで酸素と析出炭素に解離する結果、バッファ層の炭素が高温側から低温側へ移動し、燃料核が低温側から高温側へ移動する。

- HTTR 初装荷燃料の設計においては、片側 95%信頼度で求めた評価式を用いて、十分保守的な評価を行っている。

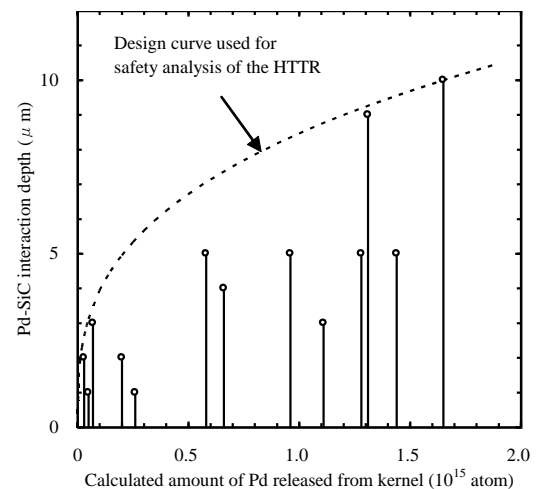


福田他；「高温ガス炉用燃料に関する試験研究」
JAERI-M 89-007 (1989).

(2) SiC 層腐食

- Pd が SiC 層と反応し、破損に至る可能性がある。反応深さは、Pd の供給量のみ支配される。

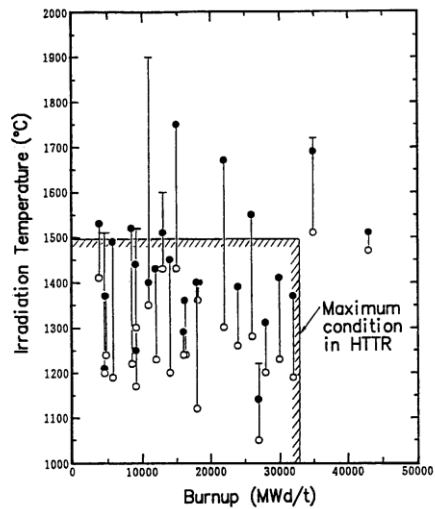
- これまでの試験結果に基づき、Pd による SiC 層の腐食量は SiC 層厚さに比べて十分小さい。



福田他；「高温ガス炉用燃料に関する試験研究」
JAERI-M 89-007 (1989).

(3) 内圧破損

- ・気体状核分裂生成物、遊離酸素との反応により生成するCOガス等による内圧上昇のため被覆層に高い応力が作用し、破損が生じる。
- ・申請時にこれまでの照射実績を示し、最高燃焼度まで十分な性能及び健全性を確認している。

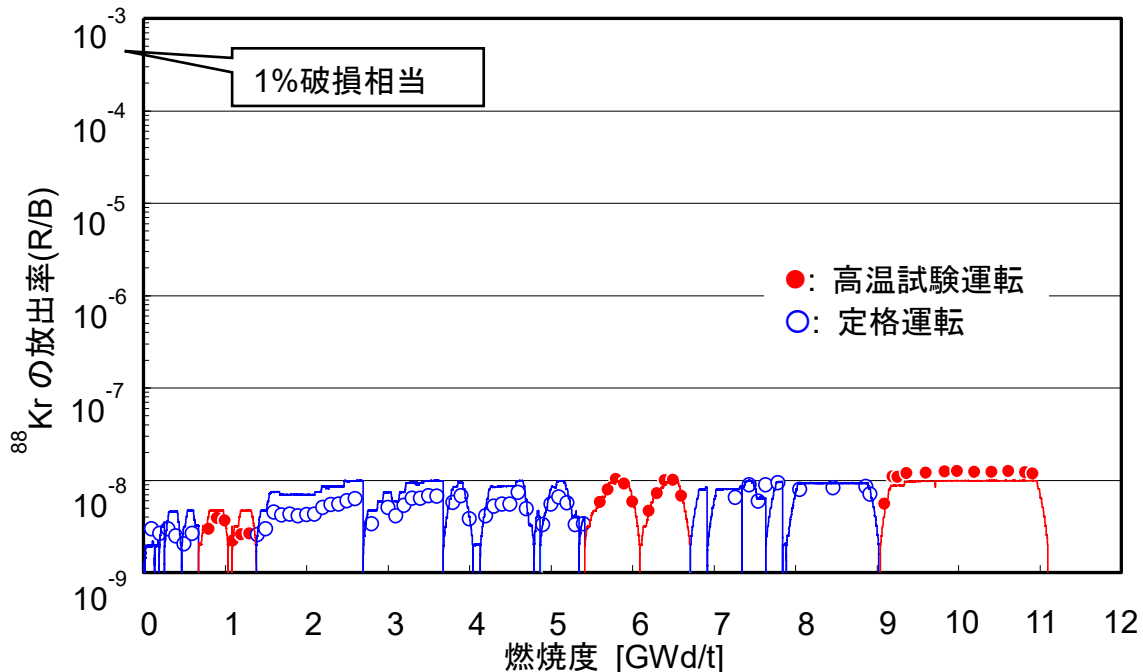


福田他；「高温ガス炉用燃料に関する試験研究」
JAERI-M 89-007 (1989).

--- Peak temperature at transient test
● Peak temperature in irradiation test at steady-state power
○ Average temperature during whole irradiation period

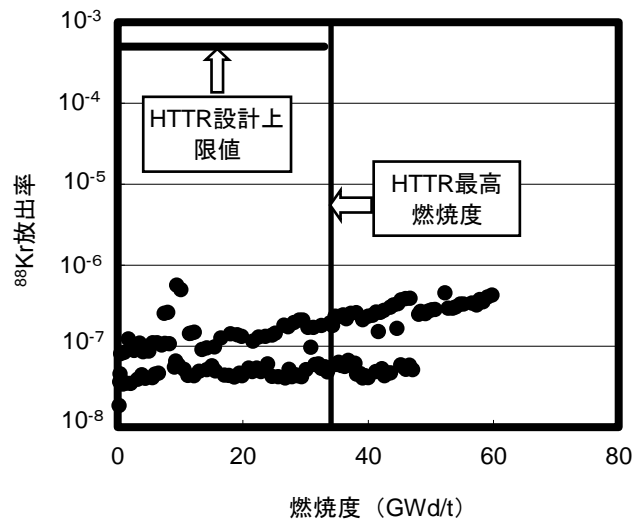
Fig.4.4 Range of fuel irradiation tests

これらの評価に対し、現在までの燃焼性能を希ガスの放出率の実測値で確認したものを以下に示す。先に述べた燃焼度制限値の約半分の時点まで、安全評価の初期条件としている燃料破損率 1%に相当する希ガス放出率から 4 桁以上低い値を示し、極めて優れた燃料性能を発揮しており、少なくともこの時点まで申請時の評価が十分保守的であったことが分かる。



Fuel performance under continuous high-temperature operation of the HTTR
S. Ueta, J. Aihara, N. Sakaba, M. Honda, N. Furihata, K. Sawa
J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 11-12, pp. 1345-1354 (2014)

この後の燃焼に伴う燃料性能については、申請後に実施した以下の試験により推定することができる。製作中のラインから採取した試料をキャプセルにより先行照射した。照射中にスィープガスのサンプリングを行い、核分裂生成物ガス濃度を測定して放出率を算出し、破損の有無を評価した。その結果、HTTRの最高燃焼度33GWd/tまで破損は生じず、核分裂生成物ガスの放出率もHTTRの設計上限値よりも十分低いことを確認した。さらに、初装荷燃料の耐照射限界を把握するために照射期間を延長し、約60GWd/tまで照射を継続して著しい破損が生じないことを確認した。



Integrity Confirmation Tests and Post-irradiation Test Plan of the HTTR First-loading Fuel

K. Sawa, et. al

J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 38, pp. 03-410 (2001)

なお、これらの試験結果に基づき開発した燃料破損モデルを用いて、製造実績を基に燃料破損を予測して結果を示す。初装荷燃料は点線で示しているが、いわゆる破損が目立ってくるのは、60GWd/t近くになってからであり、予測評価からも最高燃焼度33GWd/tまでは十分な性能を期待できることが分かる。

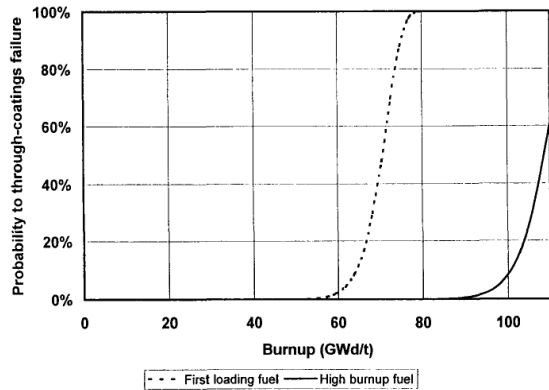


Fig. 6 Linear view of failure probabilities of first-loading-fuel and high burnup fuel

Development of a Coated Fuel Particle Failure Model under High Burnup Irradiation

K. Sawa, et. al

Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 33, pp. 712-720 (1996)

以上のことから、燃料性能すなわちその健全性がHTTRで制限されている最大燃焼度33GWd/tまで十分期待できると考えている。

補足説明資料 5. 使用済燃料貯蔵設備に関する補足説明資料

(使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備及び

プール水冷却浄化設備の安全機能の重要度分類について)

1. 概要

使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備、及び原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の安全機能の重要度分類については、「2. 4 分類の適用の原則」に従うと、使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備については、貯蔵ラック及び貯蔵セル (PS-2) の間接関連系 (PS-3) に位置付けられ、原子炉建家内のプール水冷却浄化設備については、貯蔵ラック及び貯蔵プール (PS-2) の間接関連系 (PS-3) に位置付けられる。この考え方について、以下に記載する。

2. 重要度分類の考え方

2. 1 使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備について

使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料の崩壊熱は、使用済燃料貯蔵建家換気空調設備のうち貯蔵セル排気系 (以下「貯蔵セル排気系」という。) により、貯蔵セル内を換気することにより除去することとしている。貯蔵セル排気系は、貯蔵セル内を換気することにより貯蔵ラック温度の上昇にともなう貯蔵ラック強度の低下を防止する機能を有しており、貯蔵セル及び貯蔵ラックの放射性物質の貯蔵機能 (PS-2) の関連系^{*1} に位置付けられる。仮に、貯蔵セル排気系の機能が喪失しても貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失することは無く、貯蔵ラック温度が徐々に上昇するのみである。貯蔵セル排気系の機能喪失が長期にわたり継続した場合でも、貯蔵ラックの温度が上昇し、貯蔵する機能が損なわれるまでには時間的な余裕が十分あり、この間に補修も期待出来る。

ここで、関連系の重要度分類については、水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方¹⁾によれば、軽水炉重要度分類指針²⁾を参考にするとされされており、軽水炉重要度分類指針の「IV. 分類の適用の原則 1. 関連系の範囲と分類」では、「(2) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系^{*2}より下位の重要度を有するものとみなす。」と示されている。このことから本系統はこれに相当するものと判断している。

以上から、貯蔵セル排気系は当該系である貯蔵ラック及び貯蔵セル (PS-2) の間接関連系 (PS-3) に位置付けられる。

2. 2. 原子炉建家内のプール水冷却浄化設備について

原子炉建家の使用済燃料の崩壊熱は、プール水冷却浄化設備で除去することとしている。プール水冷却浄化設備は、貯蔵プールを冷却することにより、プール水の大規模な蒸発による貯蔵ラック温度の上昇にともなう貯蔵ラック強度の低下を防止する機能を有しており、貯蔵プール及び貯蔵ラックの放射性物質の貯蔵機能 (PS-2) の関連系に位置付けられ

る。仮に、プール水冷却浄化設備の機能が喪失しても貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失することは無く、プール水温度が徐々に上昇するのみである。プール水冷却浄化設備の機能喪失が長期にわたり継続した場合でも、プール水が蒸発することにより水位が低下し、貯蔵ラックの温度が上昇して、貯蔵する機能が損なわれるまでには時間的な余裕が十分あり、この間に補修も期待出来る。

以上から、プール水冷却浄化設備は当該系である貯蔵ラック及び貯蔵プール（PS-2）の間接関連系（PS-3）に位置付けられる。

貯蔵セル排気系及びプール水冷却浄化設備の重要度分類については、補正申請で重要度分類表を修正する。

- *1「関連系」：当該系が機能を果たすのに直接、間接に必要な構築物、系統及び機器。なお、関連系には、当該系の機能遂行に直接必要となる機能を有する関連系であり、それなくして当該系の機能遂行又は機能維持ができないような不可欠な機能を有する構築物・系統及び機器を指す「直接関連系」と、当該系の機能遂行に直接必要はないが、当該系の信頼性を維持し、又は担保するために必要な機能を有する構築物・系統及び機器を指す「間接関連系」がある。
- *2「当該系」：安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器。

参考

- 1) 「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」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」
- 2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」

補足説明資料 6 安全上の機能別重要度分類変更前後における重要安全施設の相違点について

1. 概要

安全上の機能別重要度分類（以下「重要度分類」という。）変更前後における重要安全施設の相違点について以下に記載する。

2. 第 6 条に関する重要安全施設について

重要度分類の変更前は、地震以外の自然現象については、想定した自然条件に対して、建家及び構築物を建築基準法に従い設計することにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器が自然現象により損傷を受けることのない設計としていた。設計上考慮する自然条件としては、風荷重、積雪荷重を考慮した設計としており、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器について特定した評価は実施していない。

重要度分類の変更後は、許可基準規則第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）で要求される重要安全施設としては、原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能（原子炉冷却材圧力バウンダリ）、使用済燃料貯蔵プールの放射性物質の貯蔵機能が維持できれば、燃料の多量の破損並びに周辺公衆への過度の被ばくが防止できることとの理由から、これらに必要な系統を重要安全施設として抽出し、防護すべき対象を明確にした。

3. 第 12 条及び第 28 条に関する重要安全施設

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処するために必要な機器については、従来より重要度の特に高い安全機能を有する系統として、単一故障を仮定し、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計とし、また商用電源が利用できない場合を考慮して、非常用電源への接続を確保する系統として設計している。

変更後の重要安全施設の選定の検討に当たっては、上記の考え方を踏まえて、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処するために必要な機器を重要安全施設として選定している。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処するために必要な機器に変更はないため、重要度分類の見直しにより、信頼性、非常用電源への接続を確保する系統（第 2 表参照）に変更はない。

補足説明資料 7 安全上の機能別重要度分類変更後の外部事象、内部事象及び安全評価に対する信頼性について

1. 概要

安全施設の安全上の機能別重要度（以下「安全重要度」という。）は、「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「設置許可基準規則」という。）の解釈に基づき、「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」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）を参考に、またこれまで蓄積された運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、MS-1 から MS-2 へ見直した。

重要度分類の見直し後の外部事象、内部事象に対する設計方針は以下のとおりである。

外部事象のうち、地震に対しては、基準地震動による地震力に対して耐震 S クラスの設備・機器が安全機能を損なわないよう設計することとしている。耐震重要度は、設置許可基準規則の耐震重要度フローに準じて分類し、安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度（5mSv）の放射線被ばくを与えるおそれのある設備を耐震 S クラスとして見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等の耐震クラスを S クラス（旧 As、A クラス）から B クラスへ見直した。耐震 S クラス以外の設備・機器の損傷が発生した場合、周辺公衆への被ばく量は約 3mSv¹⁾となり、5mSv を超えないことを評価している。

地震以外の外部事象（自然現象、人為事象）に対しては、発生頻度や影響に相応し、極めてまれな竜巻、火山については、HTTR の固有の安全性を考慮した防護対象施設を選定し安全機能を損なわないよう設計することとしている。この場合、後備停止系、炉容器冷却設備、補助冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等の機能は必ずしも期待する必要はない。竜巻、火山以外の外部事象については、安全重要度に応じて安全施設の安全機能を損なわないよう設計することとしている。

内部事象（機器故障・誤操作等）に対しては、従来からの変更はなく、事象に対処するための補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、単一故障を仮定してもその系統の安全機能が損なわれないよう設計することとしている。

重要度分類の見直し後の外部事象、内部事象及び安全評価において期待する機能と信頼性を次項に示す。

2. 期待する機能及び信頼性について

2. 1 外部事象

(1) 原子炉停止

原子炉の停止の観点からは、制御棒の挿入が期待できる。制御棒系は、原子炉スクラム時には、電磁クラッチの切離しにより炉心内に自重で挿入される。制御棒系を構成する制御棒本体及び制御棒駆動装置、挿入路を確保するための炉心支持構造物は耐震 S クラスで設計することとしており、基準地震動による地震力に対して安全機能を損なうおそれはない。また、制御棒系は第 6 条に関する重要安全施設として防護する設計することとしており竜巻、火山に対して安全機能を損なうおそれはない。

上記より、外部事象において、原子炉停止の観点からは後備停止系並びにこれらの関連系の非常発電機は必ずしも期待する必要はない。

(2) 炉心冷却

炉心の冷却の観点からは、原子炉の固有の安全性による自然放熱による冷却が期待できる。原子炉スクラム後、補助冷却設備及び炉容器冷却設備による炉心冷却機能を期待しない場合でも、燃料温度は事象発生後に一旦上昇後、初期の値を超えることなく緩やかに低下し、燃料の破損を引き起こすことはない。また、原子炉圧力容器の温度は設計基準事故時の判断基準である 550℃を超えることなく緩やかに低下し、事象は収束する。

上記より、外部事象において、炉心冷却の観点からは補助冷却設備及び炉容器冷却設備、並びにこれらの関連系の非常発電機は必ずしも期待する必要はない。

(3) 放射性物質の閉じ込め及び放射性物質の放散抑制

(放射性物質の閉じ込め)

放射性物質の閉じ込めの観点からは、原子炉冷却材圧力バウンダリ、1 次ヘリウム純化設備の一部（原子炉格納容器隔離弁まで）、実験設備の一部（原子炉格納容器隔離弁まで）による閉じ込めが期待できる。当該設備・機器は耐震 S クラスで設計することとしており、基準地震動による地震力に対して安全機能を損なうおそれはない。また、自然放熱による冷却により原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。当該設備・機器は第 6 条に関する重要安全施設として防護する設計としており竜巻、火山に対して安全機能を損なうおそれはない。

上記より、外部事象において、閉じ込めの観点からは、原子炉格納容器は必ずしも期待する必要はない。

(放射性物質の放散抑制)

放射性物質の放散抑制の観点からは、耐震 B、C クラスの全ての施設が機能喪失した場合の敷地周辺の実効線量は約 3mSv となり、敷地周辺に過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。また、竜巻・火山に対して、第 6 条に関する重要安全施設は建家を外殻として防護する設計することとしていることから、放射性物質が放出されることはない。

上記より、非常用空気浄化設備並びにこれらの関連系の非常発電機は必ずしも期待する必要はない。

2. 2 内部事象

(1) 原子炉停止

原子炉の停止の観点からは、制御棒の挿入が期待できる。制御棒は、原子炉スクラム時には、電磁クラッチの切離しにより炉心内に自重で挿入される。制御棒は電源喪失が発生した場合でも挿入されるフェイルセーフ設計としており、スクラム機能に影響はない。

何らかの原因で制御棒が挿入できない場合は、後備停止系によって、原子炉を停止することが出来るよう設計することとしている。

(2) 炉心冷却

炉心の冷却の観点からは、補助冷却設備及び炉容器冷却設備が期待できる。

補助冷却設備は、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冷却能力喪失等の運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び設計基準事故時等において、強制循環による炉心の冷却が可能な場合に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱その他の残留熱を除去する設計としている。補助冷却設備のポンプ等の動的機器は多重化するとともに、それぞれ非常用電源へ接続し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。また、非常用電源の非常用発電機は2台設置し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。

炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱その他の残留熱を除去する設計としている。炉容器冷却設備は、系統を多重化しポンプ等の動的機器はそれぞれ非常用電源へ接続し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。また、非常用電源の非常用発電機は2台設置し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。

(3) 放射性物質の閉じ込め及び放射性物質の放散抑制

(放射性物質の閉じ込め)

放射性物質の閉じ込めの観点からは、原子炉格納施設が期待できる。原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びその附属設備で構成し、1次冷却設備の二重管破断事故時等において放射性物質の外部への放散を抑制する設計としている。原子炉格納容器隔離弁は、設置許可基準規則第52条に基づき多重化し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。

(放射性物質の放散抑制)

放射性物質の放散抑制の観点からは、非常用空気浄化設備が期待できる。非常用空気浄化設備は、サービスエリア内の放射能濃度が上昇するおそれのある場合及び放射能濃度が上昇した場合に自動起動し、サービスエリア内を負圧に維持し、サービスエリア

の空気を浄化して環境に排気管により放出し放射性物質を低減させる設計としている。非常用空気浄化設備の排風機、フィルタユニット等は多重化するとともに、それぞれ非常用電源へ接続し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。また、非常用電源の非常用発電機は2台設置し、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしている。

2. 3 安全評価

安全評価では、内部事象を対象として「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行っている。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では、想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則としてMS-1及びMS-2に属するものによる機能とされている。また、「設計基準事故」に対処するために必要なMSの系統及び機器については、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求している。

安全評価において、事象に対処するためにその緩和機能を期待している補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備及び非常用発電機は、前述したとおり、その系統及び機器の単一故障を仮定しても、安全機能を損なわないように高い信頼性を有するよう設計している。このことから、安全評価においては、これらの影響緩和機能について期待している。

- 1) 平成27年4月30日、資料2-2（機器・配管が損傷したときの周辺公衆への被ばく線量（約3mSv）について）

コメント事項

申請書 8-1-56

(第 12 条) 5 項の説明について、ヒアリングにて、より具体的に説明願いたい。

第 12 条 適合のための設計方針

5 について

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。

(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、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レストレイントを設ける。

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。

(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ように、回転機器の配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。

(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。

【回答】

配管破断に対する防護については、具体的には以下を考慮して設計している。

(1) について

原子炉格納容器内における高温高圧の配管は、主に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管であって、当該配管の破断そのものが減圧事故に至ったり、パイプホイップによる従属的による生じる破断が減圧事故に至る場合が考えられる。このような場合であっても、原子炉の停止機能、炉心冷却機能が損なわれないよう以下の設計としている。

停止機能については、制御棒系を収納、支持しているスタンドパイプ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の飛び上がりを防止し、制御棒の飛び出しを防止できる設計としている。

冷却機能に対しては、例えば、2 次ヘリウム冷却設備の配管破断に対して、1 次冷却設備の配管が従属的に破断を生じないように、これらの設備の配管等を適切に配置するようにしている。また、1 次ヘリウム配管及び 2 次ヘリウム配管の破断に対して、配管ホイップレストレイントを設け、破断時におけるむち打ち等を防止できる設計としている (図参照)。

なお、配管破断により溢水が伴う場合には、溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれないことを評価している。

(2) について

1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等の製作に当たっては、材料試験、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行うこととしている。

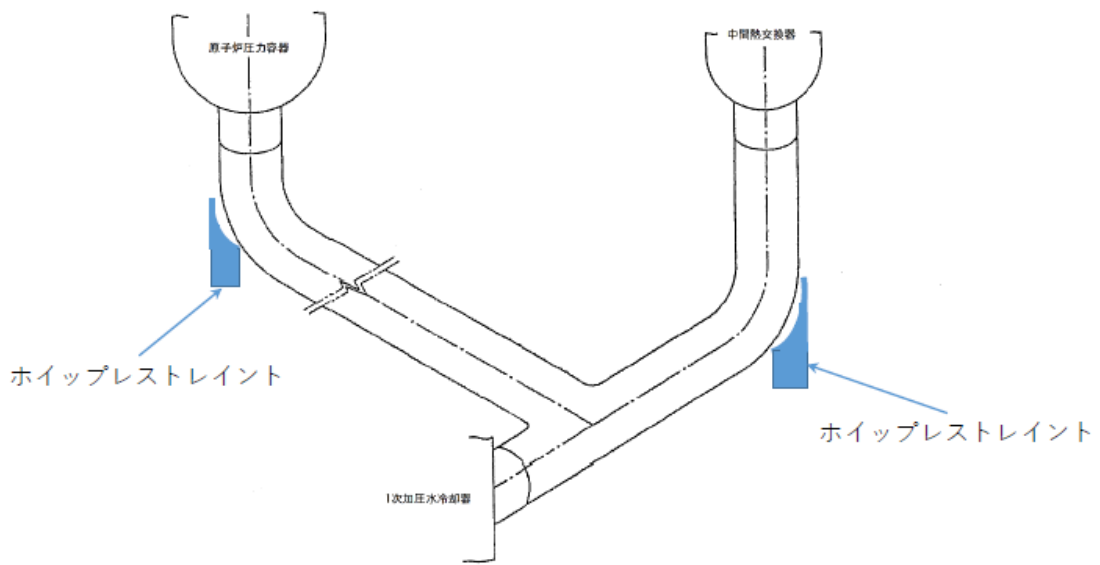
(3) について

漏えい防止抑制として、以下の設計としている。

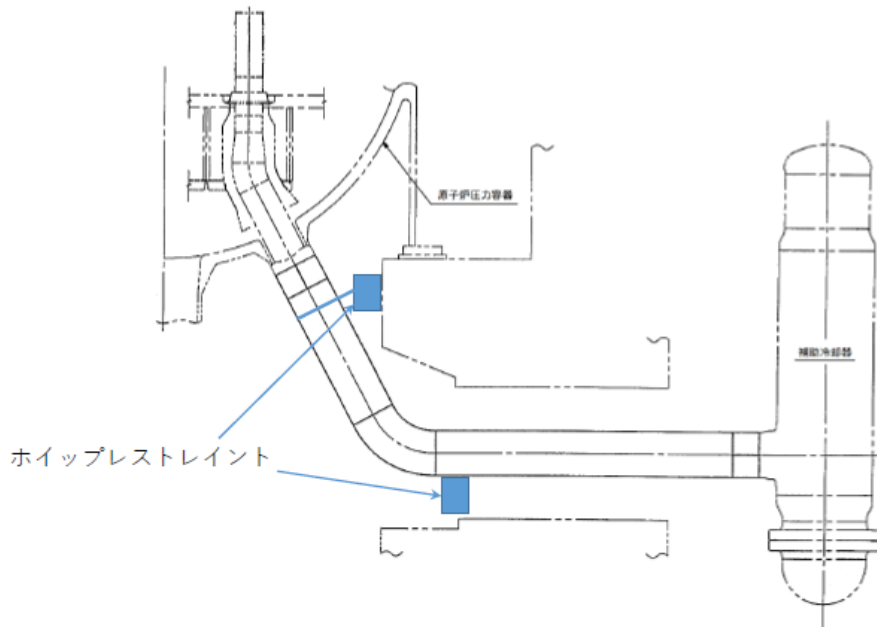
原子炉圧力容器ふたのフランジ当り面には、1次冷却材の漏えいを抑制するため、同心円に二重に溝を設け、合金製Oリングを取付け、シールを行う設計としている。

中間熱交換器、1次加圧水冷却器、2次加圧水冷却器及び補助冷却器の二重胴の環状部を流れる低温の1次冷却材は、内胴を流れる高温の1次冷却材より高压に保つことにより、万一内胴に漏えいが生じた場合にも1次冷却材と大気との境界をなす外胴は低温に保たれることにより健全性を維持できる設計としている。

加圧水冷却器や補助冷却器の伝熱管に漏えいが生じた場合にも、冷却水が1次冷却材中に侵入するのを抑制できるように、1次冷却材の圧力は加圧水冷却器や補助冷却器の冷却水の圧力より高くする設計としている。



ホイップレストレイント概略位置図 (1/2)



ホイップレストレイント概略位置図 (2/2)

コメント事項

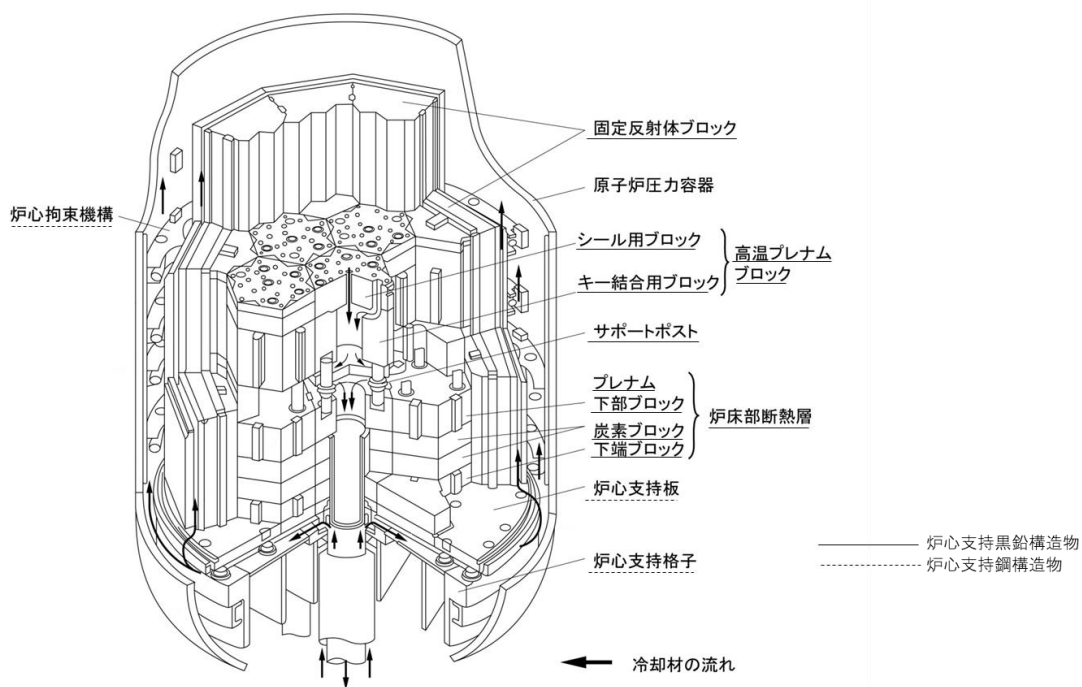
固定反射体ブロックの安全上の重要度分類はPS-2か。

また、固定反射体ブロックは炉心支持黒鉛構造物の一部との理解でよいか、その他の炉心支持黒鉛構造物は何か。

【回答】

固定反射体ブロックは炉心支持黒鉛構造物に含まれ、安全上の重要度分類はPS-2に分類している。

炉心支持黒鉛構造物は、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層（プレナム下部ブロック、炭素ブロック、下端ブロック）から構成される（下図参照）。これらの炉心支持黒鉛構造物の安全上の重要度分類は、PS-1として分類したサポートポストを除き、PS-2に分類している。



炉心支持鋼構造物及び炉心支持黒鉛構造物